

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-9 改0
提出年月日	平成30年4月20日

東海第二発電所

基本設計 比較表

平成30年4月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

基本設計比較表

- 2.2 火災による損傷の防止【41条】
- 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針【43条】
- 3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44条】
- 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45条】
- 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】
- 3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】
- 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】
- 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】
- 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備【50条】
- 3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備【51条】
- 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】
- 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53条】
- 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】
- 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55条】
- 3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備【56条】
- 3.14 電源設備【57条】
- 3.15 計装設備【58条】
- 3.16 原子炉制御室【59条】
- 3.17 監視測定設備【60条】
- 3.18 緊急時対策所【61条】
- 3.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>6.7 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</p> <p>6.7.1 概要</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。</p> <p>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説明図及び系統概要図を第6.7-1図から第6.7-3図に示す。</p> <p>6.7.2 設計方針</p> <p>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うち、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行し、炉心の著しい損傷を防止するための設備として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。</p> <p>なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。<u>自動減圧系の起動阻止スイッチについては、「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。</u></p> <p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</p> <p>発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を使用する。</p>	<p>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</p> <p>6.7.1 概要</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。</p> <p>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系統概要図を第6.7-1図から第6.7-5図に示す。</p> <p>6.7.2 設計方針</p> <p>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うち、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行し、炉心の著しい損傷を防止するための設備として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。</p> <p>なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。</p> <p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</p> <p>発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を使用する。</p>	<p>・ 図番の相違</p> <p>・ 設備名称の相違</p> <p>・ 設備名称の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>・ 起動阻止スイッチは、自動減圧機能及び過渡時自動減圧機能の自動起動を阻止し、自動減圧による原子炉への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するために設置するものでもあるため、東2は44条でも整理している。</p> <p>以降標記の理由は、「※1と同様の理由」と記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路，代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成し，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により，全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。</p> <p>また，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。</p> <p>主要な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） <p>その他，設計基準対象施設である制御棒駆動系水圧制御ユニット及び設計基準事故対処設備である制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。</p> <p>b. <u>原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</u></p> <p>発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力，原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として，ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を使用する。</p> <p>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路，<u>原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）</u>等で構成し，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル3）の信号により<u>冷却材再循環ポンプ4台を自動停止し，原子炉水位低（レベル2）の信号により冷却材再循環ポンプ6台を自動停止させて，発電用原子炉の出力を制御</u>できる設計とする。</p>	<p>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路，代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成し，原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により，全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。</p> <p>また，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。</p> <p>主要な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）<u>手動スイッチ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>制御棒（6.1.2 原子炉停止系）</u> ・<u>制御棒駆動機構（6.1.2 原子炉停止系）</u> ・<u>制御棒駆動系水圧制御ユニット（6.1.2 原子炉停止系）</u> <p>その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. <u>再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制</u></p> <p>発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力，原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として，ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）を使用する。</p> <p>ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は，検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路，再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器で構成し，原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により再循環系ポンプ2台を自動停止させて，発電用原子炉の出力を抑制できる設計とする。</p>	<p>・設備名称の相違</p> <p>・東二は手動で停止するために必要となる設備を主要設備として記載</p> <p>・東二は既設設備によるSA設備は設計基準拡張とはしないため，主要設備に整理する。</p> <p>・柏崎の制御棒駆動機構には「水圧」「電動」があるため（水圧駆動）と記載。東二は「水圧駆動」のみのため記載していない。</p> <p>・設備名称の相違</p> <p>・設備名称の相違</p> <p>・先行BWRは，電源装置により電源を切り離すが，東二では遮断器で電源を開放させるため相違している。</p> <p>・記載の適正化</p> <p>・柏崎は冷却材再循環ポンプが10台あり，原子炉水位低（レベル3）で4台，と原子炉水位低（レベル2）で6台停止することで出力抑制（制</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>また、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、<u>冷却材再循環ポンプ</u>を停止させることができる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能） <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（<u>設計基準拡張</u>）として使用する。</p>	<p>また、ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、再循環系ポンプを停止させることができる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能） ・再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ・低速度用電源装置遮断器手動スイッチ <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>c. <u>自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</u> <u>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することが出来ない事象が発生した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチを2個作動させることで原子炉の自動による減圧を防止する設計とする。</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"> ・自動減圧系の起動阻止スイッチ <p><u>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。</u></p>	<p>御) するのに対し、東二は、原子炉水位(レベル 2)で再循環系ポンプ 2 台を停止させ出力抑制する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備名称の相違 ・手動操作で出力抑制できる設計のため主要設備に反映。 ・東二は設計基準拡張がなく重大事故等対処設備と整理しているため相違している。 <p>※1 と同様の理由</p> <p>※1 と同様の理由</p> <p>※1 と同様の理由</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>c. ほう酸水注入</p> <p>原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。</p> <p>ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水を<u>高压炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入</u>することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入系ポンプ ・ほう酸水注入系貯蔵タンク <p>本系統の流路として、ほう酸水注入系の配管及び弁並びに高压炉心注水系の配管、弁及びスパージャ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原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。</p> <p>原子炉圧力容器については、「<u>5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備</u>」に記載する。</p> <p>非常用交流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>6.7.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、<u>原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、論理回路をアナログ回路で構築することで、デジタル回路で構築する原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。</u></p>	<p>d. ほう酸水注入</p> <p>原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。</p> <p>ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク <p>本系統の流路として、ほう酸水注入系の配管及び弁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原子炉圧力容器及び非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>原子炉圧力容器については、「<u>3.4 原子炉圧力容器</u>」に記載する。</p> <p>非常用交流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>6.7.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の電源は、<u>所内常設直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備名称の相違 ・柏崎は高压炉心注水系等を経由しほう酸を注入するが、東二は原子炉圧力容器炉心底部より直接注入するため、相違している。 ・柏崎は高压炉心注水系等を経由しほう酸を注入するが、東二は原子炉圧力容器炉心底部より直接注入するため、相違している。 ・東二は設計基準拡張がなく重大事故等対処設備を整理しているため相違している。 ・資料構成、番号の相違 ・原子炉緊急停止系との電源給電（直流と交流の相違）の違いによる多様性を反映。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、論理回路をアナログ回路で構築することで、デジタル回路で構築する原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入系ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニット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>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の電源は、所内常設直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、検出器から再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。</p> <p>ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニット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>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉緊急停止系との電源給電（直流と交流の相違）の違いによる多様性を反映。 ・設備名称の相違 ・先行BWRは、電源装置により電源を切り離すが、東二では遮断器で電源を開放させるため相違している。 ・設備名称の相違 ・柏崎の制御棒駆動機構には「水圧」「電動」があるため（水圧駆動）と記載。東二は「水圧駆動」のみのため記載していない。 ・設備名称の相違 ・柏崎の制御棒駆動機構には「水圧」「電動」があるため（水圧駆動）と記載。東二は「水圧駆動」のみのため記載していない。 ・設備名称の相違

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>6.7.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで、原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで、原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>6.7.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで、原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、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。</u></p> <p>ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、検出器から再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで、原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>自動減圧系の起動阻止スイッチは、過渡時自動減圧機能と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、スイッチの接点で分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は設計基準拡張がなく重大事故等対処設備を整理しているため相違している。 ・設備名称の相違 ・先行BWRは、電源装置により電源を切り離すが、東二では遮断器で電源を開放させるため相違している。 ・設備名称の相違 <p>※1と同様の理由</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>6.7.2.3 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>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として使用する ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力高の信号又は原子炉水位低（レベル2）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。</p> <p>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として使用する ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、想定される重大事故等時において、<u>原子炉水位低（レベル2、レベル3）及び原子炉圧力高の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。</u></p> <p><u>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、炉心流量の急激な減少を緩和させるため、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル3）の信号により冷却材再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）の信号により冷却材再循環ポンプ6台を自動停止する設計とする。</u></p> <p>ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>	<p>6.7.2.3 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>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として使用する ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力高の信号又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。</p> <p><u>制御棒駆動系水圧制御ユニットは、設計基準事故対処設備としての仕様が重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</u></p> <p>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として使用する ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、想定される重大事故等時において、<u>原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）信号の計器誤差を考慮して確実に作動させることで、再循環系ポンプ2台を自動停止する設計とする。</u></p> <p>ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備名称の相違 ・東二は設計基準拡張がなく重大事故等対処設備を整理しているため相違している。 ・設備名称の相違 ・先行 BWR は、原子炉水位レベル3の信号で4台、原子炉水位レベル2の信号で6台再循環ポンプ停止する設計としているため相違。 ・設備名称の相違
<p>6.7.2.4 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>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室及び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>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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>6.7.2.4 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>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室、<u>原子炉建屋付属棟及び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>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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>	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋名称の相違

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、中央制御室及び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>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）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>ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、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>ほう酸水注入系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</p>	<p><u>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p>ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び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>ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）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>ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、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>ほう酸水注入系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</p> <p><u>自動減圧系の起動阻止スイッチは、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。自動減圧系の起動阻止スイッチ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>・東二は設計基準拡張がなく重大事故等対処設備を整理しているため相違している。</p> <p>・設備名称の相違</p> <p>・建屋名称の相違</p> <p>・設備名称の相違</p> <p>・設備名称の相違</p> <p>・建屋名称の相違</p> <p>※1と同様の理由</p>
<p>6.7.2.5 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>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は検出器を多重化し、「2 out of 4」論理又は「2 out of 3」論理で自動的に作動する設計とする。</p> <p>また、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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>6.7.2.5 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>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）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>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、<u>原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器各4個及び論理回路2チャンネルで構成し、原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理が論理回路2チャンネルで同時に成立することで自動的に作動する設計とする。</u></p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）<u>手動スイッチ</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>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、操作不要な設計とする。</u></p>	<p>・先行BWRは、検出器を多重化し「2 out of 4」論理又は「2 out of 3」論理。論理回路構成に差異あり。</p> <p>・2チャンネルともに成立することで機能が成立することを追記。</p> <p>・東二は主要設備の手動スイッチ毎の操作性を反映</p> <p>・先行BWRは、制御棒等を設計基準拡張設備と位置付けているため記載していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）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>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は検出器を多重化し、「2 out of 4」論理又は「2 out of 3」論理で自動的に作動する設計とする。</p> <p>また、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）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>ほう酸水注入系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。ほう酸水注入系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p>	<p>ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）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>ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、<u>原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器各4個、論理回路4チャンネルで構成し、論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理で自動的に作動する設計とする。</u></p> <p>再循環系ポンプ遮断器手動スイッチは、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>低速度電源装置遮断器手動スイッチは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></p> <p>ほう酸水注入系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。ほう酸水注入系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p><u>自動減圧系の起動阻止スイッチは、想定される重大事故等時において、中央制御室にて操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>・設備名称の相違</p> <p>・先行BWRは検出器を多重化し「2 out of 4」論理又は「2 out of 3」論理。論理回路構成に差異あり</p> <p>・先行BWRは、手動スイッチを主要設備と位置づけていなく、東二は主要設備のため手動スイッチ毎の操作性を反映</p>
<p>6.7.3 主要設備及び仕様</p> <p>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を第6.7-1表に示す。</p>	<p>6.7.3 主要設備及び仕様</p> <p>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を第6.7-1表に示す。</p>	<p>※1と同様の理由</p>
<p>6.7.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。</p>	<p>6.7.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。</p> <p><u>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、発電用原子炉の停止中に分解検査として表面状態の確認が可能な設計とする。</u></p>	<p>・先行BWRは、制御棒等を設計基準拡張設備と位置付けているため記載していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

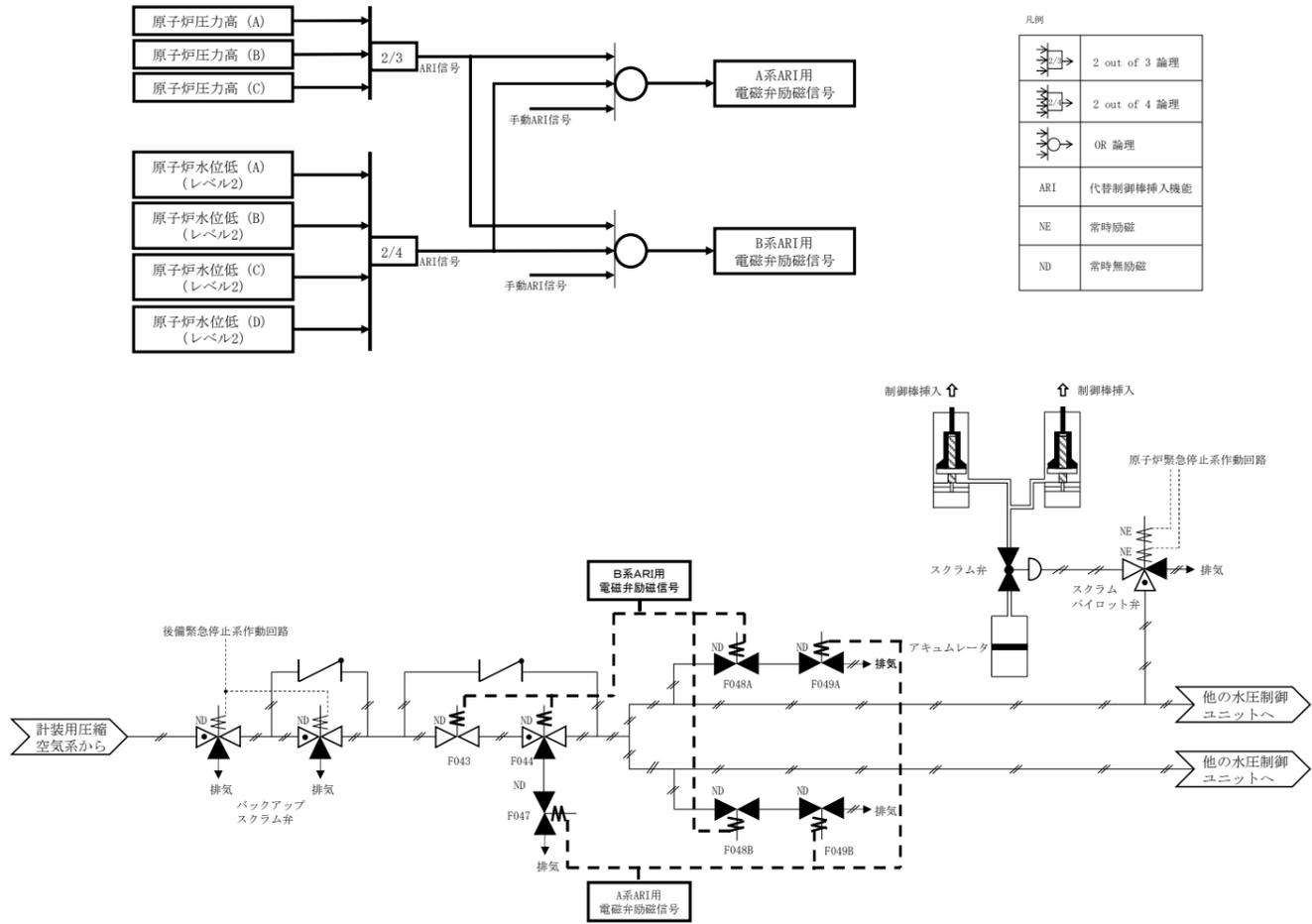
柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、ほう酸水注入系貯蔵タンクは、発電用原子炉の停止中にほう酸濃度及びタンク水位の確認によるほう酸質量の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>第 6.7-1 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 (1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 個 数 1</p>	<p><u>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチは、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、スイッチによる電磁弁の開閉動作確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、スイッチ操作により制御棒の全引き抜き位置からのスクラム性能確認が可能な設計とする。</u></p> <p>ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。</p> <p><u>再循環系ポンプ遮断器手動スイッチは、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、操作スイッチによる遮断器の動作確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>低速度用電源装置遮断器手動スイッチは、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、操作スイッチによる遮断器の動作確認が可能な設計とする。</u></p> <p>ほう酸水注入系は、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。</p> <p>ほう酸水注入ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、ほう酸水貯蔵タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中にほう酸濃度及びタンク水位の確認によるほう酸質量の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>自動減圧系の起動阻止スイッチは、発電用原子炉の停止中にスイッチによる論理回路の確認が可能な設計とする。</u></p> <p>第 6.7-1 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 (1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 個 数 1</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・先行 BWR は、手動スイッチを主要設備と位置づけていないため記載なし。東二は主要設備のため手動スイッチの試験検査の反映 ・先行 BWR は、制御棒等を設計基準拡張設備と位置付けているため記載していない。 ・設備名称の相違 ・先行 BWR は、手動スイッチを主要設備と位置づけていないため記載なし。東二は主要設備のため手動スイッチの試験検査の反映 ・設備名称の相違 ・東二は運転中において試験検査を行うことから試験項目を反映 ※ 1 と同様の理由

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

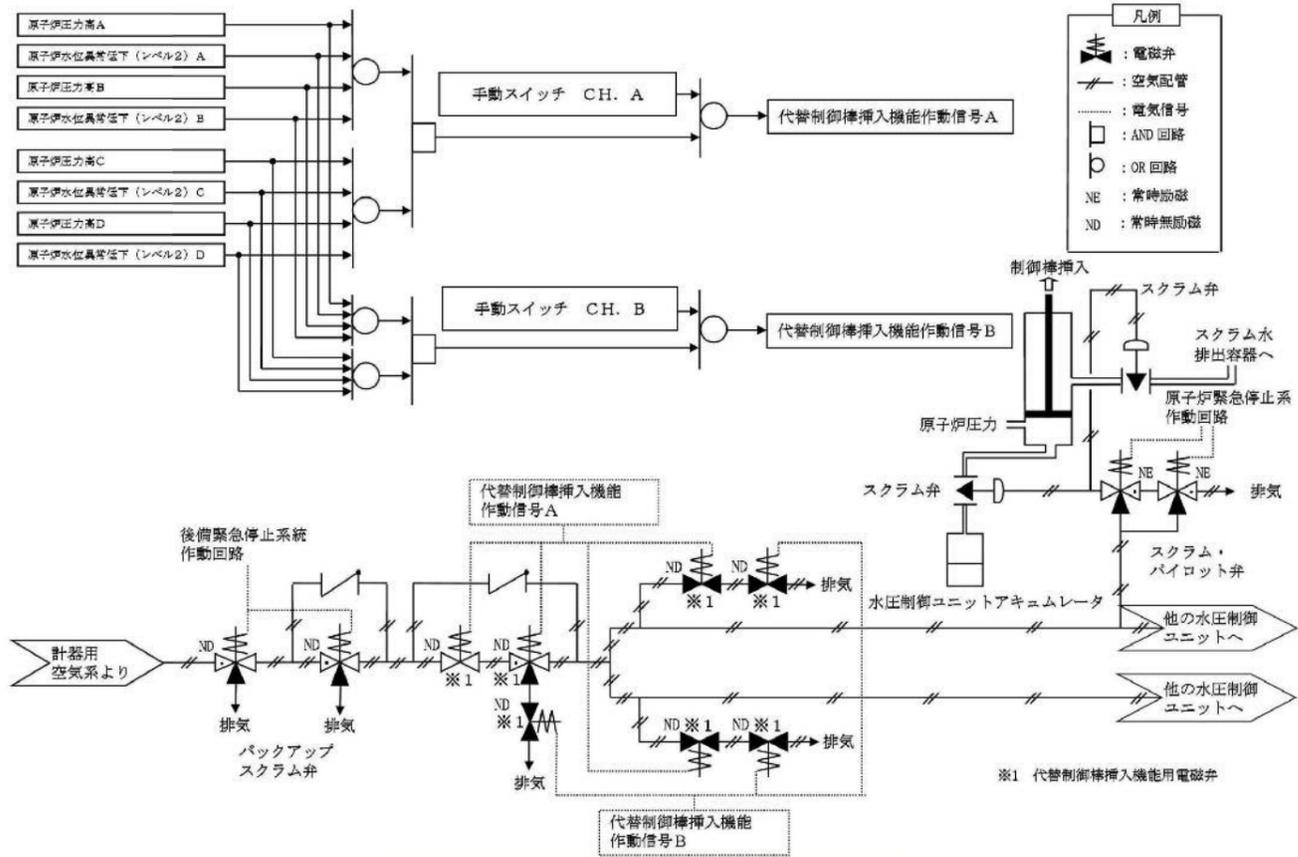
柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(2) ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) 個 数 1</p> <p>(3) ほう酸水注入系 第6.1.2-3表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。</p>	<p>(2) ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ 個 数 2</p> <p>(3) ATWS緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) 個 数 1</p> <p>(4) 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ 個 数 4</p> <p>(5) 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ 個 数 2</p> <p>(6) 制御棒 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉停止系 種 類 十字型 中性子吸収材 ボロン・カーバイド粉末, ハフニウム 有効長さ 約3.63m 本 数 185</p> <p>(7) 制御棒駆動機構 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉停止系 個 数 185</p> <p>(8) 制御棒駆動系水圧制御ユニット 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉停止系 容 量 約18L (1個当たり) 個 数 185</p> <p>(9) ほう酸水注入ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。 ・ほう酸水注入系 ・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 ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</p>	<p>・東二は主要設備のため記載</p> <p>・設備名称の相違</p> <p>・東二は主要設備のため記載</p> <p>・東二は主要設備のため記載</p> <p>・先行BWRは、制御棒等を設計基準拡張設備と位置付けているため記載していない。</p> <p>・先行BWRは、制御棒等を設計基準拡張設備と位置付けているため記載していない。</p> <p>・先行BWRは、制御棒等を設計基準拡張設備と位置付けているため記載していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

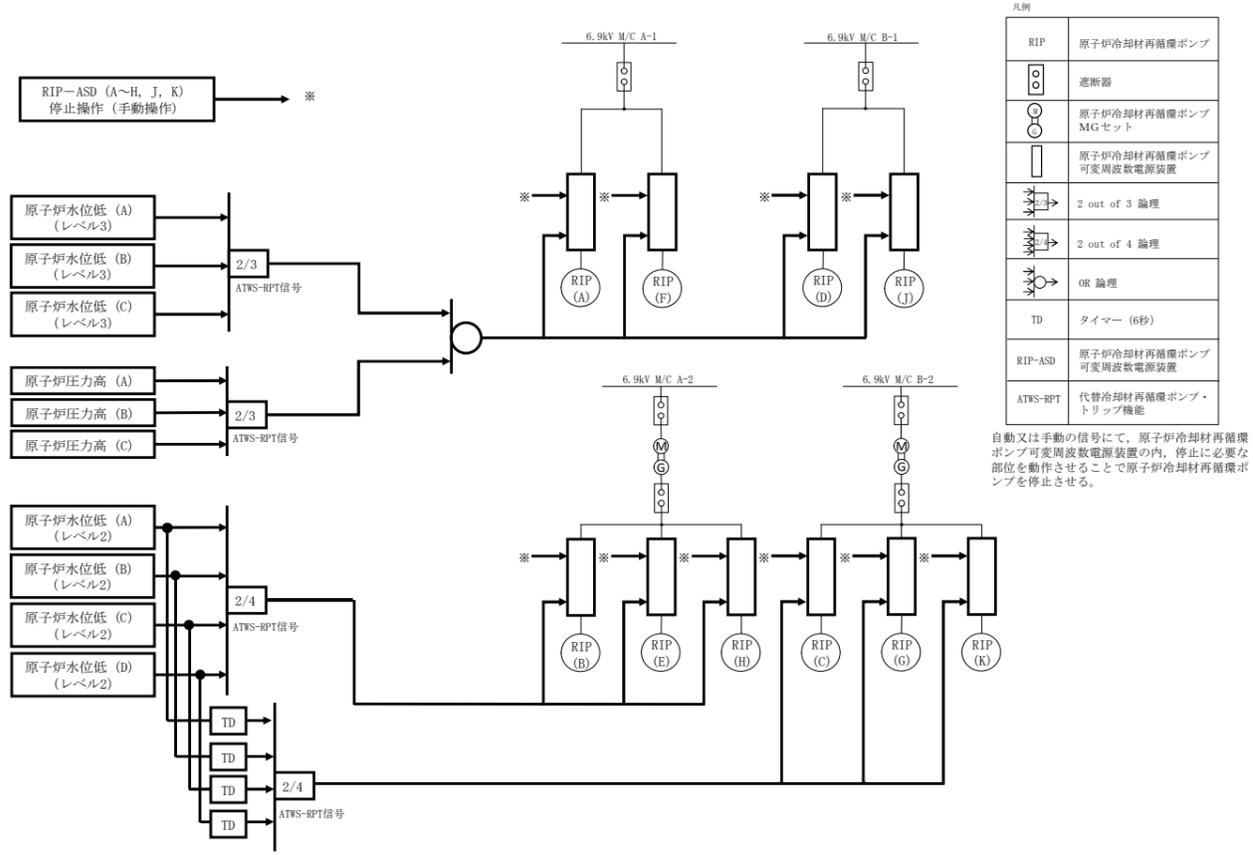
柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
	<p>台 数 1 (予備1)</p> <p>容 量 約 9.78m³/h</p> <p>全 揚 程 約 870m</p> <p>(10) <u>ほう酸水貯蔵タンク</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・ほう酸水注入系 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</p> <p>基 数 1</p> <p>容 量 約 19.5m³</p> <p>(11) <u>自動減圧系の起動阻止スイッチ</u> 個 数 2</p>	<p>備考</p> <p>※1と同様の理由</p>



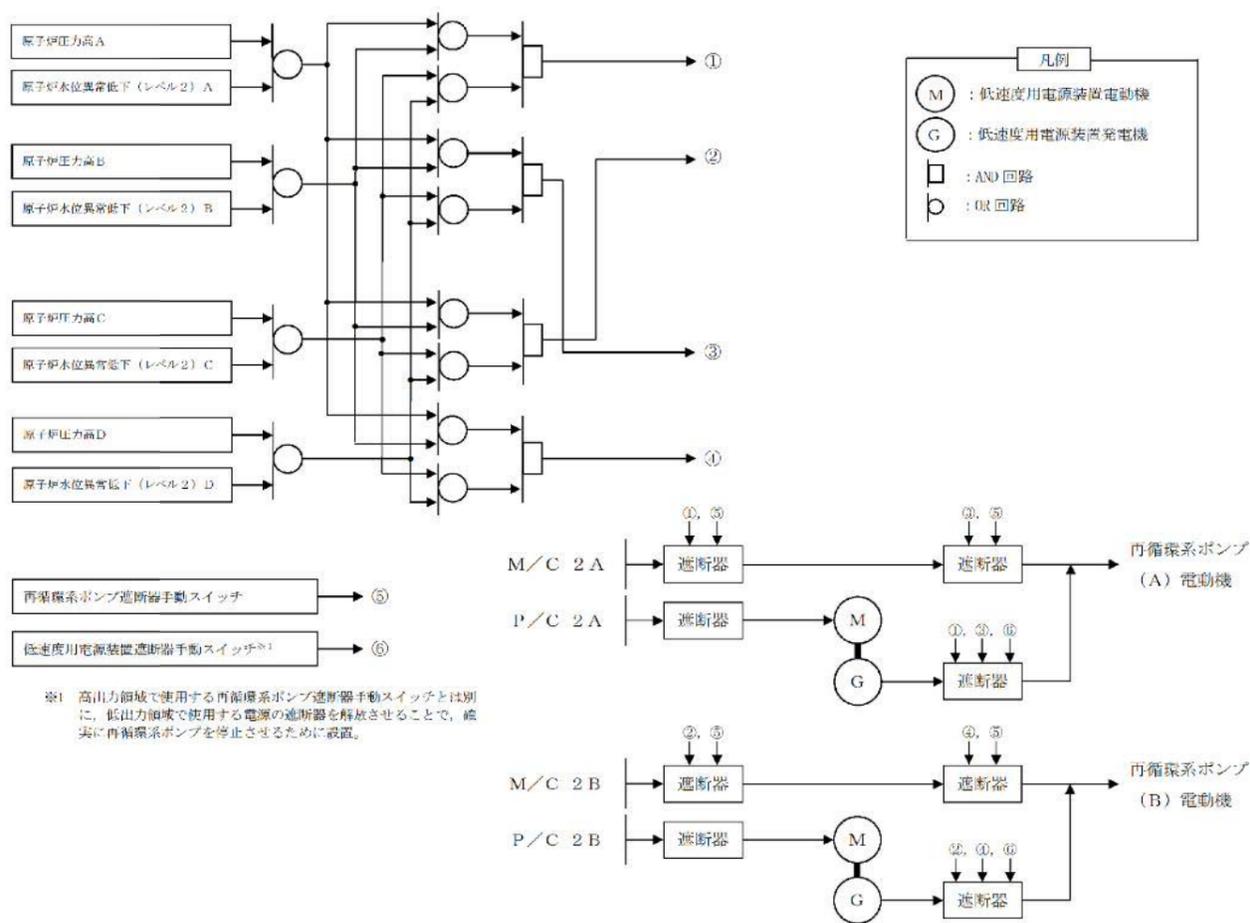
第 6.7-1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図
(ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) による制御棒緊急挿入)



第 6.7-2 図 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 系統概要図
(代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入)



第 6.7-2 図 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説明図
(原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制)



第 6.7-3 図 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 系統概要図
(再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制)

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第6.7-3図(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系統概要図 (ほう酸水注入系) (6号炉)</p>	<p>第6.7-4図 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 系統概要図 (ほう酸水注入)</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第6.7-3図(2) 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系統概要図 (ほう酸水注入系) (7号炉)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
	<p>自動減圧機能論理回路</p> <p>過渡時自動減圧機能論理回路</p> <p>第6.7-5図 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 系統概要図 (自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止)</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第45条】

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.4 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</p> <p>5.4.1 概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。</p> <p>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の系統概要図を第5.4-1図から第5.4-3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高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系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。高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系については、「5.3 非常用炉心冷却系」に記載する。</p> <p>5.4.2 設計方針</p> <p>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のうち、炉心を冷却するための設備として、高圧代替注水系を設ける。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させる。</p> <p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <p>高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧代替注水系を使用する。</p> <p>高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである高圧代替注水系ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p>	<p>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</p> <p>5.7.1 概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。</p> <p>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の系統概要図を第5.7-1図から第5.7-4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高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系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。高圧炉心スプレイ系については、「5.2 非常用炉心冷却系」、原子炉隔離時冷却系については、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に記載する。</p> <p>5.7.2 設計方針</p> <p>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のうち、炉心を冷却するための設備として、高圧代替注水系を設ける。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、高圧代替注水系を現場操作により起動させる。</p> <p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <p>(a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧代替注水系を使用する。</p> <p>高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである常設高圧代替注水系ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバの水を高圧炉心スプレイ系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。また、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に必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。</p>	<p>項目、図表番号の相違（以下①の相違）</p> <p>①の相違</p> <p>①の相違</p> <p>既設設備によるSA対応について記載の整合（設計方針に記載していた詳述は削除し、本段落に概要として記載）</p> <p>設備の相違（以下②の相違）</p> <p>東2では既設設備によるSA設備はSA設備とする。</p> <p>①の相違</p> <p>②の相違</p> <p>東2では、現場環境の悪化等を考慮し、RCICの現場起動には期待しない。</p> <p>①の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>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（常設高圧代替注水系ポンプ等）による注水等が、炉圧上昇により阻害されないよう逃がし安全弁（安全弁機能）の作動による圧力上昇抑制に期待することから、「原子炉を冷却するための設備」と位置付けて第45条対応のSA設備として整理する。（先行BWRは同等の機能を46条にて逃し弁機能で整理）（以下③の相違）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第45条】

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。</p> <p>また、高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系ポンプ ・復水貯蔵槽 (5.7 重大事故等の収束に必要な水の供給設備) ・常設代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備) <p>本系統の流路として、高圧代替注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系、主蒸気系及び残留熱除去系 (7号炉のみ) の配管及び弁、復水補給水系の配管、並びに給水系の配管、弁及びスパージャ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原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(2) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. <u>原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却</u></p> <p>全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、<u>原子炉隔離時冷却系</u>を現場操作により起動させて使用する。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系</u>は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。</p>	<p>高圧代替注水系は、<u>常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。</u></p> <p>また、高圧代替注水系は、<u>常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び常設代替直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。</u>なお、人力による措置は容易に行える設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設高圧代替注水系ポンプ ・逃がし安全弁 (安全弁機能) (5.1.1.3.2 主蒸気系) ・サプレッション・チェンバ (9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備) ・常設代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備) ・常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備) ・可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備) ・燃料補給設備 (10.2 代替電源設備) <p>本系統の流路として、高圧代替注水系、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系の配管及び弁、<u>スプレイノズル及び主蒸気系の配管、弁を重大事故等対処設備として使用する。</u></p> <p>その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(2) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. <u>高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却</u></p> <p>全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、<u>高圧代替注水系</u>を現場操作により起動させて使用する。</p> <p><u>高圧代替注水系</u>は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。</p> <p>また、<u>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に必要な設備として、逃がし安全弁 (安全弁機能) を使用する。</u></p>	<p>東2では、常設代替直流電源設備に加え、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所内常設直流電源設備への給電による直流電源確保に期待する。</p> <p>電源設備の相違 高圧代替注水系の人力による現場起動については、サポート系故障時に用いる設備として後段で詳述</p> <p>②の相違 ③の相違 ②の相違 記載の適正化</p> <p>②の相違、記載の適正化 ②の相違、記載の適正化 ②の相違 ②の相違 ②の相違</p> <p>先行 BWR の「a.原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却」にあたる操作 ・現場での人力操作による常設高圧代替注水系ポンプの起動を容易に可能とすることにより、設置許可基準規則解釈 1(1)の要求である RCIC 又は非常用復水器による対応と同等以上の対応と位置付けている。</p> <p>②の相違 ③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第45条】

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>なお、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系を重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用する。</p> <p>b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、<u>所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備</u>により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、<u>可搬型代替電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</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"> ・常設代替交流電源設備 <u>(6号及び7号炉共用)</u> (10.2 代替電源設備) ・可搬型代替交流電源設備 <u>(6号及び7号炉共用)</u> (10.2 代替電源設備) ・可搬型直流電源設備 <u>(6号及び7号炉共用)</u> (10.2 代替電源設備) <p>その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、<u>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系を重大事故等対処設備(設計基準拡張)</u>として使用する。</p> <p>(3) 監視及び制御に用いる設備</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態が発電用原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備として、原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA)、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)、<u>高圧代替注水系系統流量及び復水貯</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"> ・常設高圧代替注水系ポンプ ・高圧代替注水系タービン止め弁 ・逃がし安全弁(安全弁機能) <u>(5.1.1.3.2 主蒸気系)</u> <p><u>本系統の流路については、「5.7.2(1) a.(a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」と同じである。</u></p> <p>その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、<u>所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備又は常設代替直流電源設備</u>により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、<u>可搬型代替電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバの水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</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"> ・逃がし安全弁(安全弁機能) <u>(5.1.1.3.2 主蒸気系)</u> ・常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備) ・常設代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備) ・可搬型直流電源設備 (10.2 代替電源設備) ・燃料補給設備 (10.2 代替電源設備) <p><u>本系統の流路として、主蒸気系の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>その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(3) 監視及び制御に用いる設備</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態が発電用原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備として、原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)、<u>原子炉水位(SA広帯域)、原子炉水位(SA燃料域)、原子炉圧力、原子炉圧</u></p>	<p>備考</p> <p>③の相違</p> <p>③の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>③の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第45条】

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>蔵槽水位 (SA)</u> を使用する。</p> <p>原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) 及び原子炉水位 (SA) は, 原子炉水位を監視又は推定でき, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) , 高圧代替注水系系統流量及び復水貯蔵槽水位 (SA) は原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認できる設計とする。</p> <p>主要な設備は, 以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位 (広帯域) (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) ・原子炉水位 (燃料域) (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) ・原子炉水位 (SA) (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) ・原子炉圧力 (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) ・原子炉圧力 (SA) (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) ・高圧代替注水系系統流量 (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) ・<u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u> (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) <p>(4) 事象進展抑制のために用いる設備</p> <p>a. ほう酸水注入系による進展抑制</p> <p>高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大事故等対処設備として, ほう酸水注入系を使用する。</p> <p>ほう酸水注入系は, ほう酸水注入系ポンプ, ほう酸水注入系貯蔵タンク, 配管・弁類, 計測制御装置等で構成し, ほう酸水注入系ポンプにより, ほう酸水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで, 重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</p> <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>力 (SA) , 高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位を使用する。</p> <p>原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) , 原子炉水位 (SA広帯域) 及び原子炉水位 (SA燃料域) は, 原子炉水位を監視又は推定でき, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) , 高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位は原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認できる設計とする。</p> <p>主要な設備は, 以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位 (広帯域) (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) ・原子炉水位 (燃料域) (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) ・原子炉水位 (SA広帯域) (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) ・原子炉水位 (SA燃料域) (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) ・原子炉圧力 (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) ・原子炉圧力 (SA) (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) ・高圧代替注水系系統流量 (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) ・サプレッション・プール水位 (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備)) <p>(4) 事象進展抑制のために用いる設備</p> <p>a. ほう酸水注入系による進展抑制</p> <p>高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大事故等対処設備として, ほう酸水注入系を使用する。<u>また, 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に必要な設備として, 逃がし安全弁 (安全弁機能) を使用する。</u></p> <p>ほう酸水注入系は, ほう酸水注入ポンプ, ほう酸水貯蔵タンク, 配管・弁類, 計測制御装置等で構成し, ほう酸水注入ポンプにより, ほう酸水をほう酸水注入系を経由して原子炉圧力容器へ注入することで, 重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</p> <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><u>原子炉隔離時冷却系ポンプ, 高圧炉心スプレイ系ポンプ, ほう酸水注入ポンプ, ほう酸水貯蔵タンク及び逃がし安全弁 (安全弁機能) は, 設計基準事故対処設備であるとともに, 重大事故等時においても使用するため, 「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし, 多様性及び位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから, 「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性及び位置的分散の設計方針は適用しない。</u></p>	<p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>③の相違</p> <p>②の相違</p> <p>東二では既設設備によるSA設備の43条適合性を明記</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第45条】

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>原子炉压力容器については、「<u>5.1 原子炉压力容器及び一次冷却材設備</u>」に記載する。 原子炉隔離時冷却系については、「<u>5.3 非常用炉心冷却系</u>」に記載する。 <u>復水貯蔵槽</u>については、「<u>5.7 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</u>」に記載する。</p> <p>原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧代替注水系系統流量及び<u>復水貯蔵槽水位（SA）</u>は、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載する。</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>常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び常設代替直流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p>	<p>原子炉压力容器については、「<u>3.5 原子炉压力容器</u>」に記載する。 原子炉隔離時冷却系ポンプについては、「<u>5.3 原子炉隔離時冷却系</u>」に記載する。 <u>サプレッション・チェンバ</u>については、「<u>9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</u>」に記載する。</p> <p>原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧代替注水系系統流量及び<u>サプレッション・プール水位</u>は、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載する。</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><u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u>については、「<u>5.1.1.3.2 主蒸気系</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>常設代替直流電源設備</u>，<u>非常用交流電源設備及び燃料補給設備</u>については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p><u>高圧炉心スプレイ系ポンプ</u>については、「<u>5.2 非常用炉心冷却系</u>」に示す。</p>	<p>①の相違</p> <p>③の相違</p> <p>②の相違</p>
<p>5.4.2.1 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>高圧代替注水系は，高圧炉心注水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，高圧代替注水系ポンプをタービン駆動とすることで，電動機駆動ポンプを用いた高圧炉心注水系に対して多様性を有する設計とする。また，高圧代替注水系の起動に必要な電動弁は，常設代替直流電源設備からの給電及び現場において人力により，ポンプの起動に必要な弁を操作できることで，非常用交流電源設備から給電される高圧炉心注水系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して，多様性を有する設計とする。</p> <p>高圧代替注水系ポンプは，原子炉建屋原子炉区域内の高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと異なる区画に設置することで，高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系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><u>原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は，現場において人力による手動操作を可能とすることで，非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様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>5.7.2.1 多様性，位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</p> <p>高圧代替注水系は，高圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，常設高圧代替注水系ポンプをタービン駆動とすることで，電動機駆動ポンプを用いた高圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。また，高圧代替注水系の起動に必要な電動弁は，<u>常設代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備又は常設代替直流電源設備</u>からの給電及び現場において人力により，ポンプの起動に必要な弁を操作できることで，非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して，多様性を有する設計とする。</p> <p><u>常設高圧代替注水系ポンプは，原子炉建屋原子炉棟内の高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと異なる区画に設置することで，高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系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>高圧代替注水系は，水源から原子炉隔離時冷却系配管との合流部までの系統について，原子炉隔離時冷却系に対して独立性を有する設計とする。</u></p> <p><u>高圧代替注水系の蒸気配管は，原子炉隔離時冷却系の蒸気配管から分岐させることで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>①の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>東二では，現場環境の悪化を考慮しRCICの現場起動には期待しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第45条】

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.4.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</p> <p>高压代替注水系は，通常時は弁等により他の系統・機器と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，高压代替注水系，原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系は，相互に悪影響を及ぼすことのないように，同時に使用しない運用とする。高压代替注水系の蒸気配管及び弁は十分な強度を有する設計とし，高压代替注水系ポンプは，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>原子炉隔離時冷却系は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で，重大事故等対処設備（設計基準拡張）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>5.7.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</p> <p>高压代替注水系は，通常時は弁等により他の系統・機器と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，高压代替注水系，原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系は，相互に悪影響を及ぼすことのないように，同時に使用しない運用とする。</p> <p>高压代替注水系の蒸気配管及び弁は十分な強度を有する設計とし，高压代替注水系ポンプは，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>原子炉隔離時冷却系は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で，重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>①の相違</p>
<p>5.4.2.3 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>高压代替注水系ポンプは，想定される重大事故等時において，十分な期間にわたって原子炉水位を維持し，炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ流量を有する設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプは，設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が，重大事故等の収束に必要な注水流量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>	<p>5.7.2.3 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>常設高压代替注水系ポンプは，想定される重大事故等時において，十分な期間にわたって原子炉水位を維持し，炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ流量を有する設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプは，設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が，重大事故等の収束に必要な注水流量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>	<p>①の相違</p> <p>②の相違</p>
<p>5.4.2.4 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>高压代替注水系ポンプは，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>高压代替注水系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。また，中央制御室からの操作により高压代替注水系を起動できない場合において，高压代替注水系の起動に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で人力により可能な設計とする。また，高压代替注水系は，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>原子炉隔離時冷却系ポンプは，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。中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系を起動できない場合において，原子炉隔離時冷却系の起動に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，防護具を装着することで設置場所で人力により可能な設計とする。</p>	<p>5.7.2.4 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>常設高压代替注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプは，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>高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。また，中央制御室からの操作により高压代替注水系を起動できない場合において，高压代替注水系の起動に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で人力により可能な設計とする。</p>	<p>①の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p>

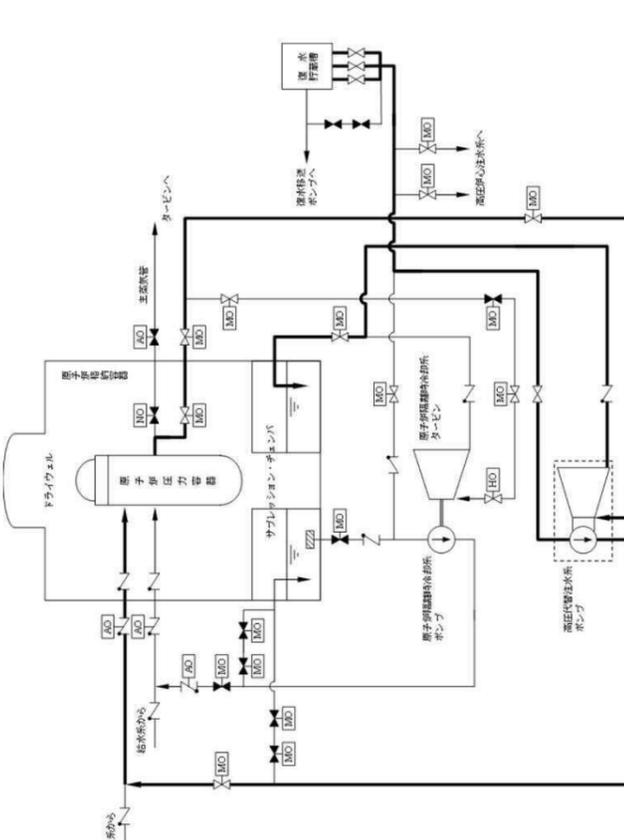
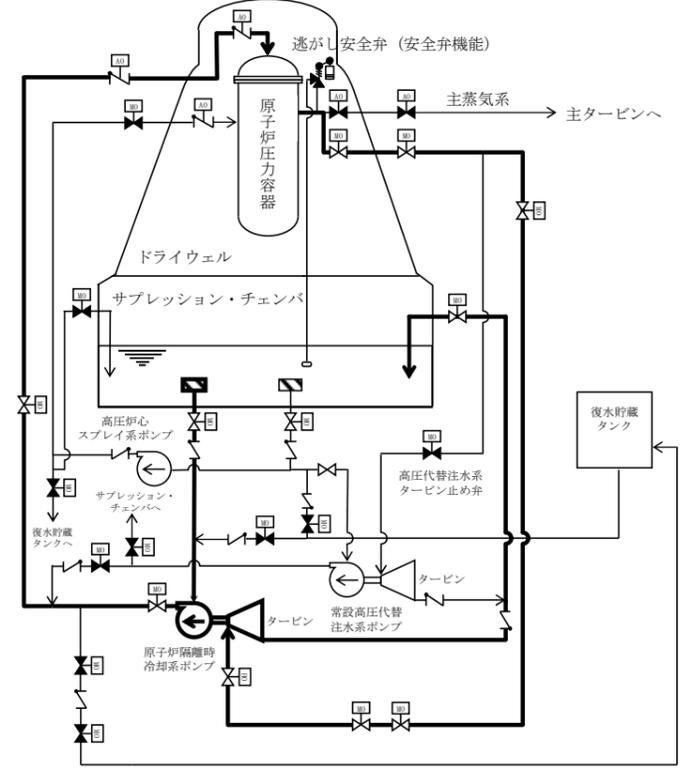
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第45条】

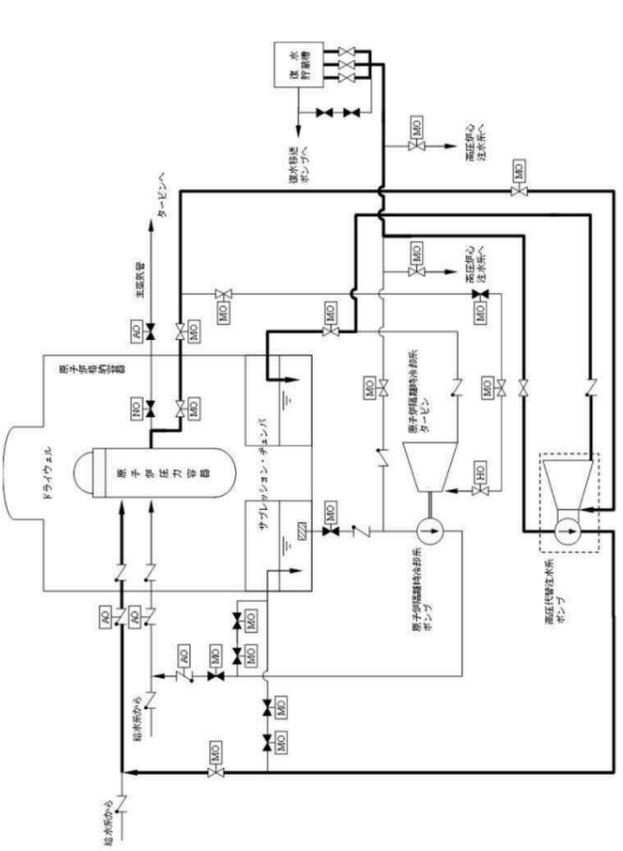
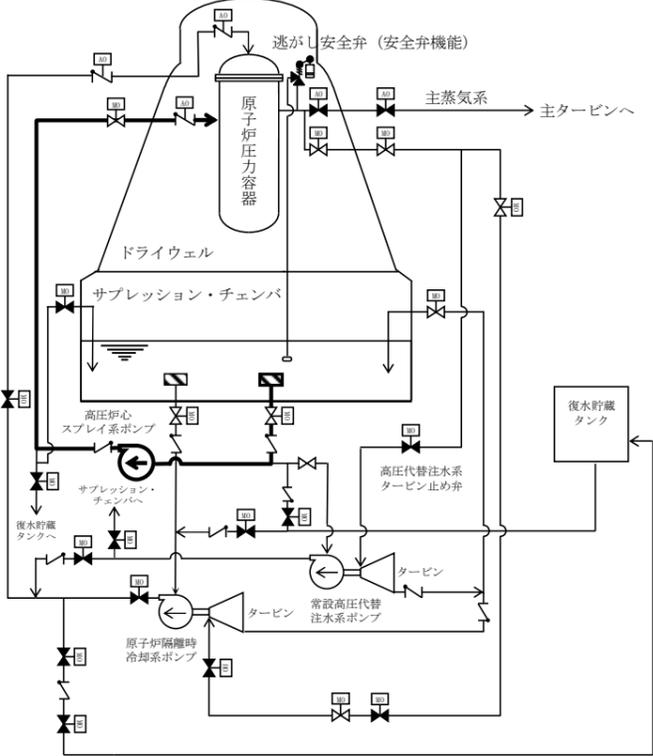
柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.4.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>高压代替注水系は、想定される重大事故等時において、通常時の隔離された系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。高压代替注水系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより弁を操作することで、起動が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室から操作可能な設計とする。また、高压代替注水系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合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。原子炉隔離時冷却系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。</p>	<p><u>逃がし安全弁（安全弁機能）は、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p>5.7.2.5 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>高压代替注水系は、想定される重大事故等時において、通常時の隔離された系統構成から弁操作等により速やかに系統構成が可能な設計とする。常設高压代替注水系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより弁を操作することで、起動が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室から操作可能な設計とする。また、高压代替注水系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合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。原子炉隔離時冷却系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p>	<p>③の相違</p> <p>①の相違</p> <p>本来の目的で使用 ②の相違</p> <p>RCICの現場操作には期待しない。</p>
<p>5.4.3 主要設備及び仕様</p> <p>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の主要機器仕様を第5.4-1表に示す。</p>	<p>5.7.3 主要設備及び仕様</p> <p>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の主要機器仕様を第5.7-1表に示す。</p>	<p>①の相違</p>
<p>5.4.4 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>高压代替注水系は、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、高压代替注水系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、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、原子炉隔離時冷却系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>5.7.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>高压代替注水系は、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。</p> <p>また、常設高压代替注水系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、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、原子炉隔離時冷却系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>①の相違</p>
<p>第5.4-1表 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の主要機器仕様</p> <p>(1) 高压代替注水系</p> <p>a. 高压代替注水系ポンプ</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 	<p>第5.7-1表 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の主要機器仕様</p> <p>(1) 高压代替注水系</p> <p>a. 常設高压代替注水系ポンプ</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 	<p>①の相違</p>

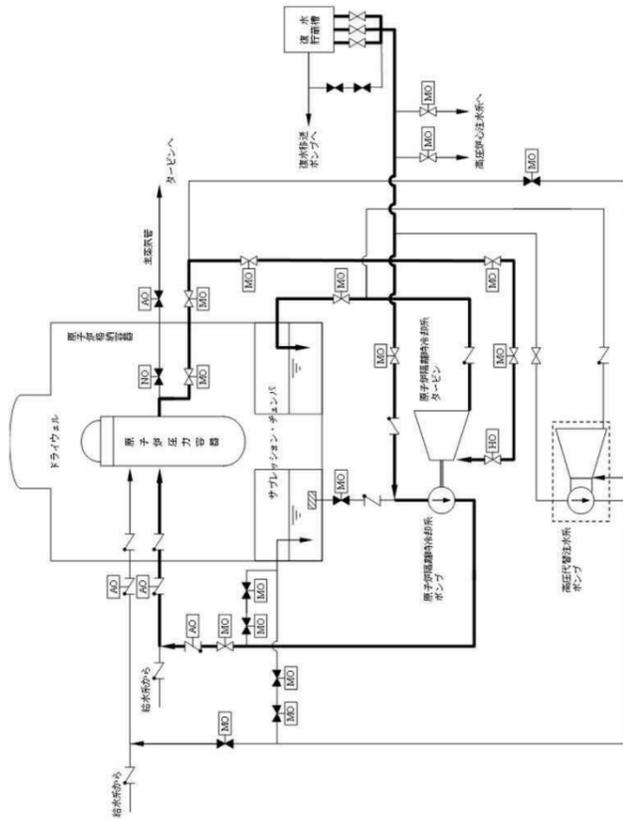
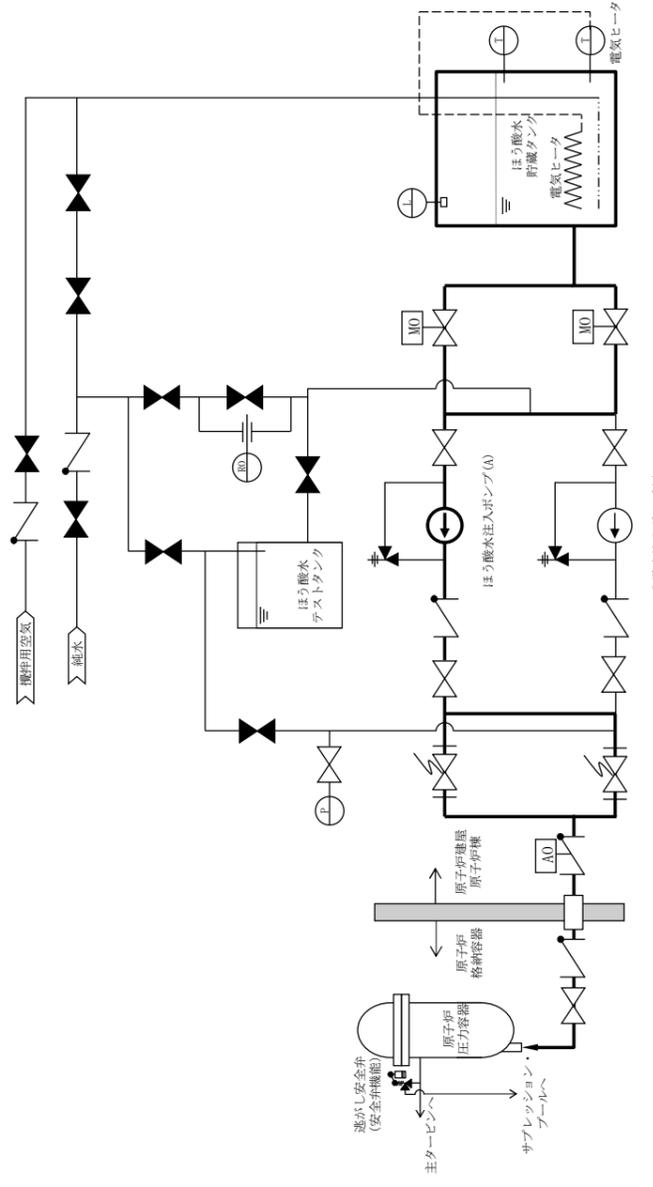
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第45条】

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考																																				
<p>台数 1 容量 約 180m³/h 全揚程 約 900m 以上</p> <p>(2) ほう酸水注入系</p> <p>a. ほう酸水注入系ポンプ 第 6.1.2-3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。</p> <p>b. ほう酸水注入系貯蔵タンク 第 6.1.2-3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。</p>	<p>台数 1 容量 約 136.7m³/h 全揚程 約 900m</p> <p>(2) ほう酸水注入系</p> <p>a. ほう酸水注入系ポンプ 第 6.7-1 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(常設)の設備仕様に記載する。</p> <p>b. ほう酸水貯蔵タンク 第 6.7-1 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(常設)の設備仕様に記載する。</p> <p>(3) 主蒸気系</p> <p>a. 逃がし安全弁 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気系 ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 <p>型式 バネ式 (アクチュエータ付) 個数 18</p> <p>(安全弁機能)</p> <table border="1" data-bbox="1228 1066 2009 1407"> <thead> <tr> <th>吹出圧力 MPa[gage]</th> <th>弁個数</th> <th>容量／個 t/h (吹出し圧力×1.03において)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>7.78</td><td>2</td><td>385.2</td></tr> <tr><td>8.10</td><td>4</td><td>400.5</td></tr> <tr><td>8.16</td><td>4</td><td>403.9</td></tr> <tr><td>8.23</td><td>4</td><td>407.2</td></tr> <tr><td>8.30</td><td>4</td><td>410.6</td></tr> </tbody> </table> <p>(逃がし弁機能)</p> <table border="1" data-bbox="1228 1497 2009 1843"> <thead> <tr> <th>吹出圧力 MPa[gage]</th> <th>弁個数</th> <th>容量／個 t/h (吹出し圧力において)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>7.37</td><td>2</td><td>354.6</td></tr> <tr><td>7.44</td><td>4</td><td>357.8</td></tr> <tr><td>7.51</td><td>4</td><td>361.1</td></tr> <tr><td>7.58</td><td>4</td><td>364.3</td></tr> <tr><td>7.64</td><td>4</td><td>367.6</td></tr> </tbody> </table>	吹出圧力 MPa[gage]	弁個数	容量／個 t/h (吹出し圧力×1.03において)	7.78	2	385.2	8.10	4	400.5	8.16	4	403.9	8.23	4	407.2	8.30	4	410.6	吹出圧力 MPa[gage]	弁個数	容量／個 t/h (吹出し圧力において)	7.37	2	354.6	7.44	4	357.8	7.51	4	361.1	7.58	4	364.3	7.64	4	367.6	
吹出圧力 MPa[gage]	弁個数	容量／個 t/h (吹出し圧力×1.03において)																																				
7.78	2	385.2																																				
8.10	4	400.5																																				
8.16	4	403.9																																				
8.23	4	407.2																																				
8.30	4	410.6																																				
吹出圧力 MPa[gage]	弁個数	容量／個 t/h (吹出し圧力において)																																				
7.37	2	354.6																																				
7.44	4	357.8																																				
7.51	4	361.1																																				
7.58	4	364.3																																				
7.64	4	367.6																																				

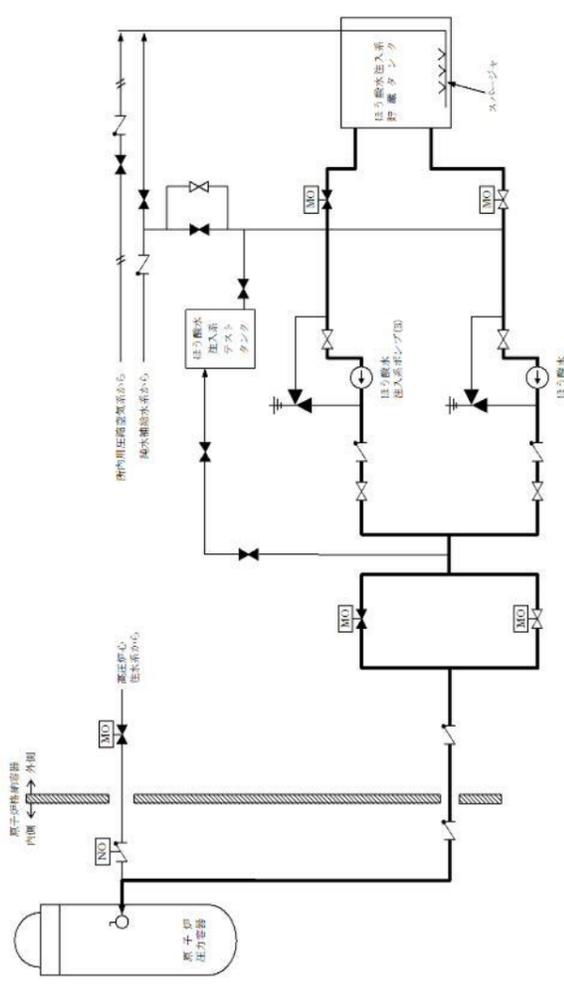
柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
	<p>第 5.7-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図 (1) (高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却)</p>	<p>備考</p> <p>①の相違</p>

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
 <p data-bbox="771 378 845 1302">第 5.4-1 図(1) 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系統概要図 (高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却) (6号炉)</p>	 <p data-bbox="1246 1239 2300 1386">第 5.7-2 図 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 系統概要図 (2) (原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却)</p>	<p data-bbox="2329 1239 2448 1386">①の相違 ②の相違</p>

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
 <p data-bbox="771 325 845 1228">第 5.4-1 図(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系統概要図 (高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却) (7号炉)</p>	 <p data-bbox="1246 1438 2300 1564">第 5.7-3 図 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 系統概要図 (3) (高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却)</p>	<p data-bbox="2329 1428 2448 1564">①の相違 ②の相違</p>

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
 <p data-bbox="786 409 845 1323">第 5.4-2 図(1) 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系統概要図 (原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却) (6号炉)</p>	 <p data-bbox="1246 1659 2300 1795">第 5.7-4 図 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 系統概要図 (4) (ほう酸水注入系による進展抑制)</p>	<p data-bbox="2329 1648 2448 1690">①の相違</p>

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 5.4-2 図(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系統概要図 (原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却) (7号炉)</p>		

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
 <p data-bbox="801 441 860 1302">第5.4-3図(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系統概要図 (はり酸水注入系による進展抑制) (7号炉)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</p> <p>5.5.1 概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧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>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概要図を第5.5-1図及び第5.5-2図に示す。</p> <p>5.5.2 設計方針</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として逃がし安全弁を設ける。</p> <p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 原子炉減圧の自動化</p> <p>逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により作動させ使用する。</p> <p>逃がし安全弁は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 ・自動減圧機能用アキュムレータ ・代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備） ・自動減圧系の起動阻止スイッチ（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備） 	<p>5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</p> <p>5.8.1 概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧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>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概略図を第5.8-1図から第5.8-5図に示す。</p> <p>5.8.2 設計方針</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として逃がし安全弁を設ける。</p> <p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 原子炉減圧の自動化</p> <p>逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を過渡時自動減圧機能により作動させ使用する。</p> <p>逃がし安全弁は、過渡時自動減圧機能からの信号により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 ・自動減圧機能用アキュムレータ ・過渡時自動減圧機能（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備） ・自動減圧系の起動阻止スイッチ（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備） 	<p>・記載の相違(1)</p> <p>東海第二と柏崎刈羽では、申請項目及び章番号が異なる。</p> <p>・記載の相違(1)と同様</p> <p>・記載の相違(1)と同様</p> <p>・設備名称の相違(1)</p> <p>東海第二の過渡時自動減圧機能は、柏崎刈羽の代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）と同様の機能</p> <p>・記載の相違(3)</p> <p>東海第二では、気体窒素に対してはガスの記載を省略する方針としている。</p> <p>・設備仕様の相違(1)</p> <p>東海第二と柏崎刈羽では、原子炉注水の設計思想が異なる。</p> <p>東海第二の高圧炉心スプレイ系は柏崎刈羽の高圧炉心注水系</p> <p>東海第二の低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系は柏崎刈羽の低圧注水系</p> <p>・設備名称の相違(1)と同様</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（<u>設計基準拡張</u>）として使用する。</p> <p>b. 手動による原子炉減圧 逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を手動により作動させて使用する。 逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、<u>逃がし弁機能用アキュムレータ又は自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</u> 主要な設備は、以下のとおりとする。 ・逃がし安全弁 ・<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u> ・自動減圧機能用アキュムレータ ・<u>所内蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）</u> ・<u>可搬型直流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）</u></p> <p>本システムの流路として、主蒸気系配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(2) サポート系故障時に用いる設備 a. 常設直流電源系統喪失時の減圧 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、<u>可搬型直流電源設備</u>を使用する。</p>	<p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. 手動による原子炉減圧 逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を手動により作動させて使用する。 逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。 主要な設備は、以下のとおりとする。 ・逃がし安全弁</p> <p>・自動減圧機能用アキュムレータ ・<u>所内常設直流電源設備（10.2 代替電源設備）</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</u> ・<u>常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）</u> ・<u>可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）</u></p> <p>本システムの流路として、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(2) サポート系故障時に用いる設備 a. 常設直流電源系統喪失時の減圧 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、<u>常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池</u>を使用する。</p> <p>(a) <u>常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</u> <u>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のため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> <u>常設代替直流電源設備は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、緊急用電源切替盤を切り替えることにより、逃がし安全弁（7個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。</u> 主要な設備は、以下のとおりとする。</p>	<p>・記載の相違(2) 東海第二では、柏崎刈羽の設計基準拡張に該当する設備を重大事故等対処設備に分類している。</p> <p>・SA対応の相違(1) 東海第二では、逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用しない。</p> <p>・記載の相違(3)と同様</p> <p>・SA対応の相違(1)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(2) 東海第二と柏崎刈羽では電源設備の構成及び設備名称が異なる。 東海第二の所内常設直流電源設備は、柏崎刈羽の所内蓄電式直流電源設備 東海第二の可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備が柏崎刈羽の可搬型直流電源設備 東海第二の常設代替直流電源設備は特有の設備</p> <p>・設備仕様の相違(2)と同様</p> <p>・SA対応の相違(2) 東海第二では、常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復を設けている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(a) 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、<u>可搬型直流電源設備及びAM用切替装置（SRV）</u>を使用する。 可搬型直流電源設備は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、<u>AM用切替装置（SRV）</u>を切り替えることにより、逃がし安全弁（8個）の作動に必要な電源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"> ・可搬型直流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備） ・AM用切替装置（SRV） <p>(b) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用する。 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、逃がし安全弁（2個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 <p>b. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</p>	<p>・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）</p> <p>(b) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、<u>可搬型代替直流電源設備</u>を使用する。 可搬型代替直流電源設備は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、<u>緊急用電源切替盤</u>を切り替えることにより、逃がし安全弁（7個）の作動に必要な電源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"> ・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備） <p>(c) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用する。 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、逃がし安全弁（2個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 <p>b. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系を使用する。</u></p>	<p>・設備仕様の相違(2)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(2)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(3)</p> <p>東海第二と柏崎刈羽では電源設備の構成及び設備名称が異なる。</p> <p>東海第二の緊急用電源切替盤は、柏崎刈羽のAM用切替装置（SRV）</p> <p>・設備仕様の相違(4)</p> <p>東海第二と柏崎刈羽では、炉型の違いにより自動減圧機能用の逃がし安全弁の数が異なる。</p> <p>・設備仕様の相違(2)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(3)と同様</p> <p>・記載の相違(4)</p> <p>東海第二の緊急用電源切替盤は、10.2 代替電源設備の整理に従い主要設備として記載しない方針としている。</p> <p>・記載の相違(3)と同様</p> <p>・記載の相違(5)</p> <p>東海第二では、非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁機能回復を設けているため、柏崎刈羽との章立てが異なる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、<u>高圧窒素ガス供給系</u>を使用する。</p> <p><u>高圧窒素ガス供給系</u>は、逃がし安全弁の作動に必要な<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u>及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素<u>ガス</u>を供給できる設計とする。</p> <p>なお、高圧窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ガスポンベの<u>切替え及び取替え</u>が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>高圧窒素ガスポンベ</u> (6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備) <p>本系統の流路として、高圧窒素ガス供給系の配管及び弁並びに<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u>及び自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>その他、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>(a) <u>非常用窒素供給系による窒素確保</u></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、<u>非常用窒素供給系</u>を使用する。</p> <p><u>非常用窒素供給系</u>は、逃がし安全弁の作動に必要な自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素を供給できる設計とする。</p> <p>なお、<u>非常用窒素供給系</u>高圧窒素ポンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ポンベの取替えが可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ</u> (6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備) <p>本系統の流路として、<u>非常用窒素供給系</u>の配管及び弁並びに自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>その他、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(b) <u>非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧</u></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備として、<u>非常用逃がし安全弁駆動系</u>を使用する。</p> <p><u>非常用逃がし安全弁駆動系</u>は、逃がし安全弁の作動に必要な<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u>及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、<u>逃がし安全弁のアクチュエータに直接窒素を供給</u>することで、逃がし安全弁（4個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。</p> <p>なお、<u>非常用逃がし安全弁駆動系</u>高圧窒素ポンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ポンベの<u>切替え及び取替え</u>が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ</u> (6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備) ・<u>常設代替直流電源設備</u> (10.2 代替電源設備) ・<u>可搬型代替直流電源設備</u> (10.2 代替電源設備) <p>本系統の流路として、<u>非常用逃がし安全弁駆動系</u>の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・記載の相違(5)と同様 ・設備名称の相違(2) <p>東海第二の非常用窒素供給系は、柏崎刈羽の高圧窒素ガス供給系と同様の設備。但し、逃がし弁機能用アキュムレータへの供給経路は有していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備名称の相違(2)と同様 <ul style="list-style-type: none"> ・記載の相違(3)と同様 ・記載の相違(6) <p>東海第二では、高圧窒素ポンベに系統名を併記する方針としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載の相違(6)と同様 <ul style="list-style-type: none"> ・設備名称の相違(2)と同様 ・事故時対応の相違(1)と同様 ・記載の相違(5)と同様 ・事故時対応の相違(3)と同様

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>c. <u>代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧</u></p> <p>(a) 代替直流電源設備による復旧 全交流動力電源又は常設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。 逃がし安全弁は、可搬型直流電源設備により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型直流電源設備 (6号及び7号炉共用) (10.2 代替電源設備) <p>(b) 代替交流電源設備による復旧 全交流動力電源又は常設直流電源が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又は可搬型代替交流電源設備を使用する。 逃がし安全弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内蓄電式直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 (6号及び7号炉共用) (10.2 代替電源設備) ・可搬型代替交流電源設備 (6号及び7号炉共用) (10.2 代替電源設備) <p>(3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を使用する。</p> <p>本系統は、「(1) b. 手動による原子炉減圧」と同じである。</p>	<p><u>その他、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。</u></p> <p>c. <u>全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧</u></p> <p>(a) 代替直流電源設備による復旧 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、<u>常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備</u>を使用する。 逃がし安全弁は、<u>常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備</u>により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u> ・可搬型代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備) <p>(b) 代替交流電源設備による復旧 全交流動力電源又は常設直流電源が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及び可搬型代替交流電源設備を使用する。 逃がし安全弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備) ・可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備) <p>(3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を使用する。</p> <p>本系統は、「(1) b. 手動による原子炉減圧」と同じである。</p>	<p>・設備仕様の相違(2)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(2)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(2)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(2)と同様</p> <p>・記載の相違(7) 東海第二に共用するプラントはない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(4) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁、<u>原子炉建屋ブローアウトパネル及び高圧炉心注水系注入隔離弁</u>を使用する。</p> <p>弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。</p> <p><u>原子炉建屋ブローアウトパネルは、高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉区域へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</u></p> <p><u>高圧炉心注水系注入隔離弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉建屋ブローアウトパネル</u> ・逃がし安全弁 ・<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u> ・自動減圧機能用アキュムレータ ・<u>所内蓄電式直流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u> ・<u>可搬型直流電源設備 (6号及び7号炉共用) (10.2 代替電源設備)</u> <p>本システムの流路として、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。なお、設計基準事故対処設備である<u>高圧炉心注水系注入隔離弁</u>を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。</p> <p><u>高圧炉心注水系注入隔離弁</u>については、「5.3 非常用炉心冷却系」に記載する。</p>	<p>(4) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁、<u>高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系A系注入弁、残留熱除去系B系注入弁及び残留熱除去系C系注入弁</u>（以下、「<u>インターフェイスシステム LOCA 隔離弁</u>」という。）を使用する。</p> <p>弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。</p> <p><u>インターフェイスシステム LOCA 隔離弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。</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"> ・逃がし安全弁 ・自動減圧機能用アキュムレータ ・<u>所内常設直流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u> ・<u>常設代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u> ・<u>可搬型代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u> <p>本システムの流路として、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。なお、設計基準事故対処設備である<u>インターフェイスシステム LOCA 隔離弁</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p><u>高圧炉心スプレイ系注入弁</u>については、「5.2 非常用炉心冷却系」に記載する。 <u>原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</u>については、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に記載する。 <u>低圧炉心スプレイ系注入弁</u>については、「5.2 非常用炉心冷却系」に記載する。 <u>残留熱除去系A系注入弁</u>については、「5.2 非常用炉心冷却系」に記載する。 <u>残留熱除去系B系注入弁</u>については、「5.2 非常用炉心冷却系」に記載する。 <u>残留熱除去系C系注入弁</u>については、「5.2 非常用炉心冷却系」に記載する。</p>	<p>・事故時対応の相違(4)</p> <p>東海第二では、ブローアウトパネルが開しなくても IS-LOCA 隔離弁の現場操作が可能であることから、46条の SA 設備には位置付けていない。</p> <p>・事故時対応の相違(5)</p> <p>東海第二と柏崎刈羽では、格納容器外の破断想定箇所が異なるため IS-LOCA 隔離弁も異なるものとなる。</p> <p>・事故時対応の相違(4)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(5)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(4)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(1)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(2)と同様</p> <p>・設備名称の相違</p> <p>・事故時対応の相違(5)と同様</p> <p>・記載の相違(2)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(5)と同様</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>代替自動減圧ロジック</u> (代替自動減圧機能)、自動減圧系の起動阻止スイッチ及び高圧窒素ガスポンベについては、「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。</p> <p>非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。</p> <p><u>所内蓄電式直流電源設備</u>、<u>可搬型直流電源設備</u>、常設代替交流電源設備及び<u>可搬型代替交流電源設備</u>については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>5.5.2.1 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>逃がし安全弁、<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u>及び自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は<u>代替自動減圧ロジック</u> (代替自動減圧機能) からの信号により作動することで、自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また、逃がし安全弁は、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備からの給電により作動することで、非常用直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。<u>代替自動減圧ロジック</u> (代替自動減圧機能) の多様性、位置的分散については「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるための設備」に記載し、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備の多様性、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>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、蓄電池 (非常用) 及びAM用直流125V蓄電池に対して異なる種類の蓄電池を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋内の原子炉区域外及びコントロール建屋と異なる区画の原子炉建屋内の原子炉区域外に分散して保管することで、コントロール建屋の蓄電池 (非常用) 及び原子炉建屋内の原子炉区域外のAM用直流125V蓄電池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>過渡時自動減圧機能</u>、自動減圧系の起動阻止スイッチ、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ及び非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベについては、「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。</p> <p>非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。</p> <p><u>所内常設直流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、常設代替交流電源設備、<u>常設代替直流電源設備</u>及び<u>可搬型代替直流電源設備</u>については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>5.8.2.1 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>逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。</p> <p><u>逃がし安全弁は、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧として使用する4個を、異なる主蒸気管に分散して配置する設計とする。</u></p> <p><u>逃がし安全弁は、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧として使用する4個を、電磁弁の排気側から直接窒素を供給して作動させることで、電磁弁を用いた逃がし安全弁の作動に対し、多様性を有する設計とする。</u></p> <p>逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は<u>過渡時自動減圧機能</u>からの信号により作動することで、自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また、逃がし安全弁は、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備、<u>可搬型代替直流電源設備</u>及び<u>逃がし安全弁用可搬型蓄電池</u>からの給電により作動することで、非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。<u>過渡時自動減圧機能</u>の多様性、位置的分散については「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるための設備」に記載し、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備の多様性、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>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系に対して異なる種類の蓄電池を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋付属棟内の125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系と異なる区画の原子炉建屋付属棟内に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>	<p>・設備名称の相違(1)と同様</p> <p>・記載の相違(6)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(3)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(2)と同様</p> <p>・記載の相違(1)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(1)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(3)と同様</p> <p>・SA対応の相違(3)と同様</p> <p>・設備名称の相違(1)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(2)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(2)と同様</p> <p>・記載の相違(10)</p> <p>東海第二と柏崎刈羽では、機器配置及び施設名称が異なる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.5.2.2 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>逃がし安全弁，<u>逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータ</u>は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，通常時は逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続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。逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，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。</p> <p><u>AM用切替装置（SRV）は，通常時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>原子炉建屋ブローアウトパネルは，他の設備と独立して作動することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>また，原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放動作により，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>5.8.2.2 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>逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>逃がし安全弁は，非常用逃がし安全弁駆動系を通常時の系統構成から，弁の操作によって重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，通常時は逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続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。逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，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。</p>	<p>・記載の相違(1)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(1)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(3)と同様</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(4)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(4)と同様</p>

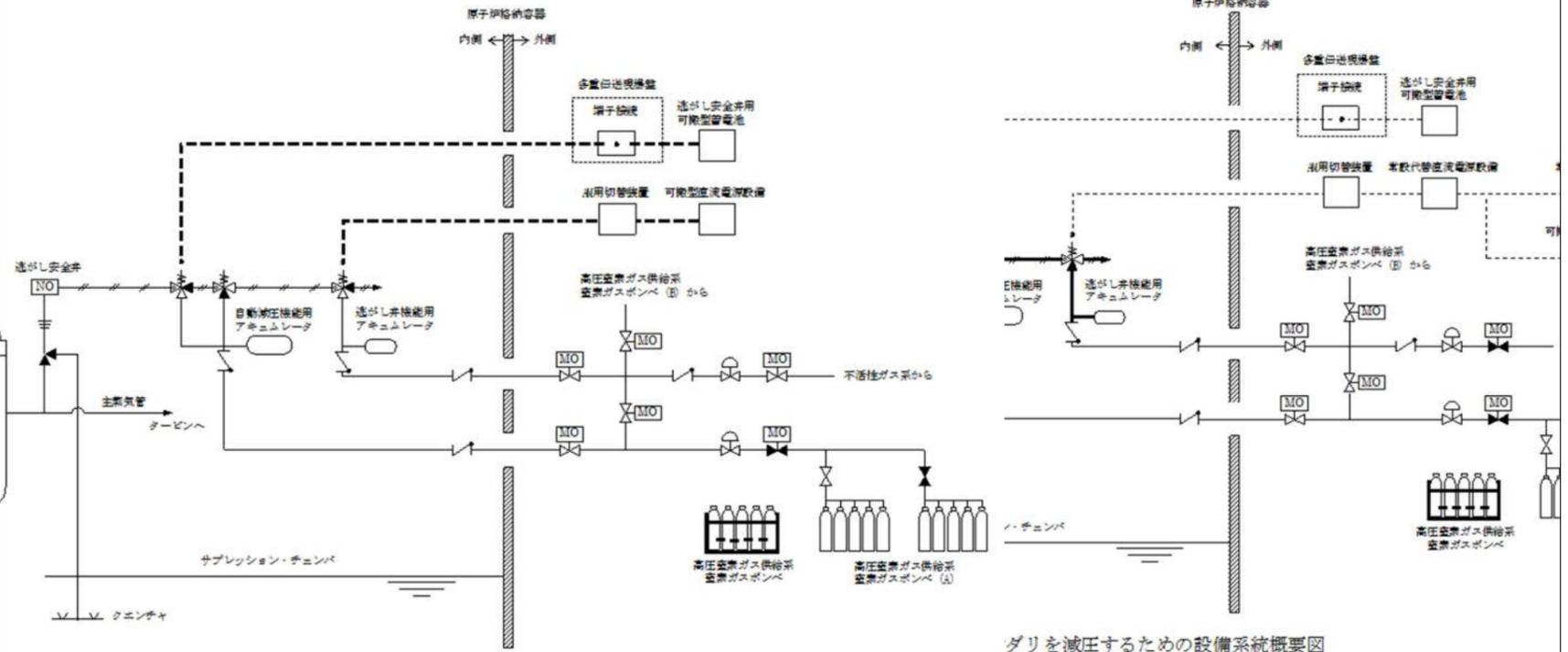
柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.5.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p>逃がし安全弁は、設計基準事故対処設備の逃がし安全弁と兼用しており、設計基準事故対処設備としての弁吹出量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備の逃がし安全弁の自動減圧機能用アキュムレータと兼用しており、設計基準事故対処設備としての自動減圧機能用アキュムレータの容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p><u>逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設の逃がし安全弁の逃がし弁機能用アキュムレータと兼用しており、設計基準対象施設としての逃がし弁機能用アキュムレータの容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の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>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、逃がし安全弁2個を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる容量を有するものを<u>6号及び7号炉それぞれで1セット1個</u>使用する。保有数は6号及び7号炉それぞれで1セット1個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個（6号及び7号炉共用）の合計3個を保管する。</p> <p><u>原子炉建屋ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、原子炉建屋原子炉区域内に漏えいした蒸気を原子炉建屋外に排気して、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させるために必要となる容量を有する設計とする。</u></p>	<p>5.8.2.3 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>逃がし安全弁は、設計基準事故対処設備の逃がし安全弁と兼用しており、設計基準事故対処設備としての弁吹出量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備の逃がし安全弁の自動減圧機能用アキュムレータと兼用しており、設計基準事故対処設備としての自動減圧機能用アキュムレータの容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、逃がし安全弁2個を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる容量を有するものを2個使用する。保有数は2個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計3個を保管する。</p>	<p>・記載の相違(1)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(1)と同様</p> <p>・記載の相違(6)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(5)</p> <p>東海第二の逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁1個につき蓄電池1個を接続する。</p> <p>・事故時対応の相違(4)と同様</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.5.2.4 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>逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する<u>高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベ</u>の容量の設定も含めて、想定される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>逃がし安全弁の操作は、想定される重大事故等時において中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器内へスプレイを行うことにより、逃がし安全弁近傍の格納容器温度を低下させることが可能な設計とする。</p> <p><u>逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータ</u>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>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋内の<u>原子炉区域外</u>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>逃がし安全弁用可搬型蓄電池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>AM用切替装置（SRV）</u>は、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。</p> <p><u>AM用切替装置（SRV）</u>の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</p> <p><u>原子炉建屋ブローアウトパネル</u>は、原子炉建屋原子炉区域と屋外との境界に設置し、想定される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>5.8.2.4 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>逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する<u>非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベ</u>の容量の設定も含めて、想定される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>逃がし安全弁の操作は、想定される重大事故等時において中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器内へスプレイを行うことにより、逃がし安全弁近傍の格納容器温度を低下させることが可能な設計とする。</p> <p><u>非常用逃がし安全弁駆動系で使用する逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベの容量の設定も含めて、想定される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>自動減圧機能用アキュムレータは、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>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋<u>原子炉棟内</u>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>逃がし安全弁用可搬型蓄電池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>・記載の相違(1)と同様</p> <p>・設備名称の相違(2)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(3)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(1)と同様</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(4)と同様</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.5.2.5 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>逃がし安全弁、<u>逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータ</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として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁は、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>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続操作により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、人力による運搬が可能な設計とし、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。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、ボルト・ネジ接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。</p> <p><u>AM用切替装置（SRV）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>AM用切替装置（SRV）は、中央制御室にて操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>原子炉建屋ブローアウトパネルは、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>原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉区域内と外気との差圧により自動的に開放する設計とする。</u></p>	<p>5.8.2.5 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>逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁は、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>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続操作により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、人力による運搬が可能な設計とし、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。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、ボルト・ネジ接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。</p>	<p>・記載の相違(1)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(1)と同様</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(4)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(4)と同様</p>

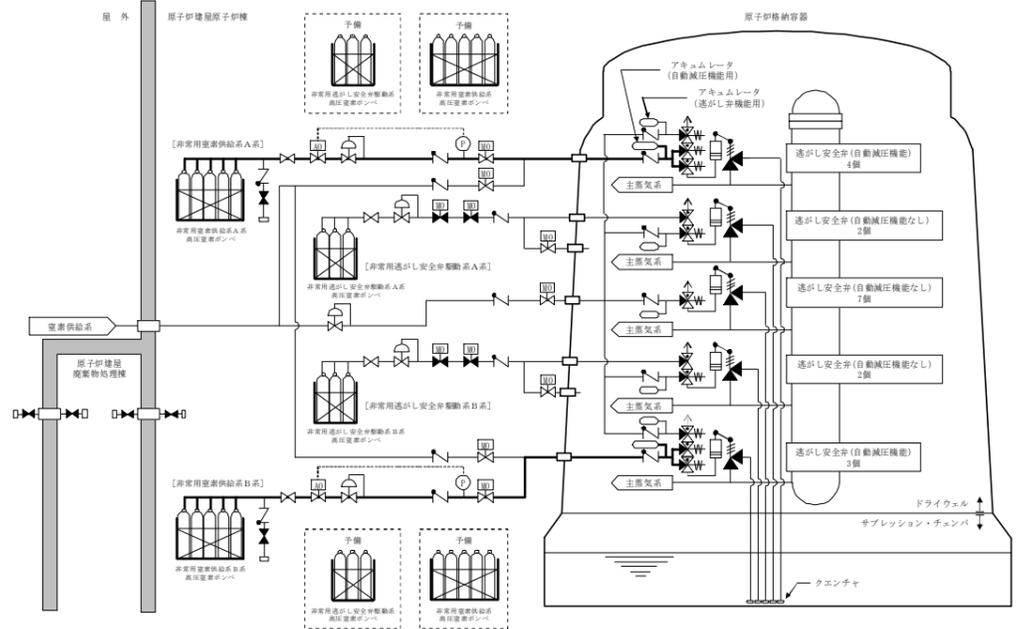
柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.5.3 主要設備及び仕様 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第5.5-1表に示す。</p> <p>5.5.4 試験検査 基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。 逃がし安全弁、<u>逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータ</u>は、発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに外観の確認が可能な設計とする。また、逃がし安全弁は、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>AM用切替装置（SRV）は、発電用原子炉の停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>原子炉建屋ブローアウトパネルは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、外観の確認が可能な設計とする。</u></p>	<p>5.8.3 主要設備及び仕様 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第5.8-1表に示す。</p> <p>5.8.4 試験検査 基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。 逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは、発電用原子炉の停止中に機能・性能検査及び漏えいの有無の確認並びに外観の確認が可能な設計とする。また、逃がし安全弁は、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、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>・記載の相違(1)と同様</p> <p>・記載の相違(1)と同様</p> <p>・記載の相違(2)と同様</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(4)と同様</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第5.5-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 逃がし安全弁 第5.1-3表 主蒸気系主要機器仕様に記載する。</p> <p>(2) 逃がし弁機能用アキュムレータ 個 数 18 容 量 約15L/個</p> <p>(3) 自動減圧機能用アキュムレータ 個 数 8 容 量 約200L/個</p> <p>(4) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 型 式 リチウムイオン電池 個 数 1 (予備1) ただし、予備は6号及び7号炉共用 容 量 約2,100Wh 電 圧 135V 使用箇所 原子炉建屋地下1階 保管場所 原子炉建屋地下1階</p> <p>(5) AM用切替装置 (SRV) 個 数 1</p> <p>(6) 原子炉建屋ブローアウトパネル 個 数 1式 取付箇所 原子炉建屋地上4階</p>	<p>第5.8-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 逃がし安全弁 5.1.1.3.2 主蒸気系に記載する。</p> <p>(2) 自動減圧機能用アキュムレータ 個 数 7 容 量 0.25m³ (1個当たり)</p> <p>(3) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 型 式 リチウムイオン電池 個 数 2 (予備1) 容 量 780Wh (1個当たり) 電 圧 125V 使用箇所 原子炉建屋附属棟3階 保管場所 原子炉建屋附属棟3階</p>	<p>・記載の相違(1)と同様</p> <p>・記載の相違(1)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(1)と同様</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p> <p>・事故時対応の相違(4)と同様</p>

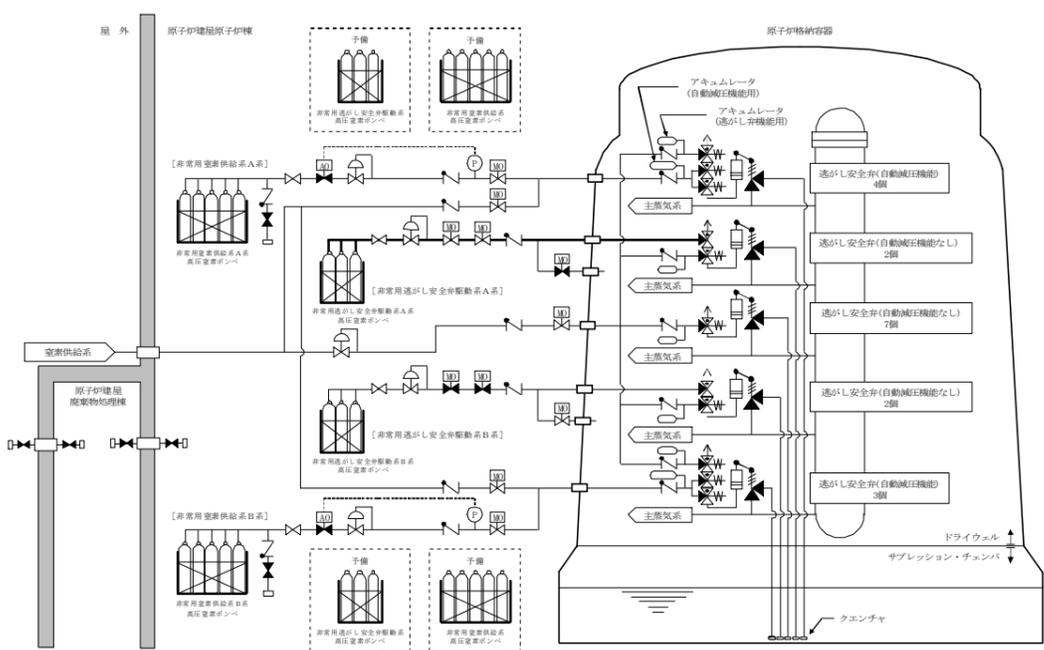


原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
 (可搬型直流電源設備による逃がし安全弁の機能回復, 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復)

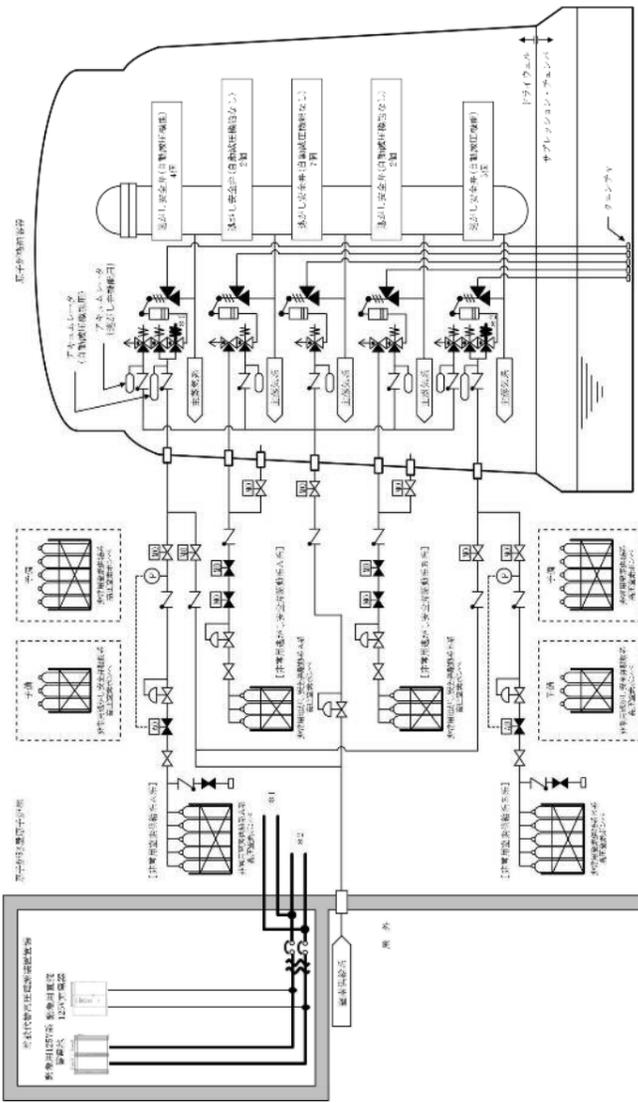
ダリを減圧するための設備系統概要図
 動による原子炉減圧, 代替直流電源設備による復旧, 代替交流電



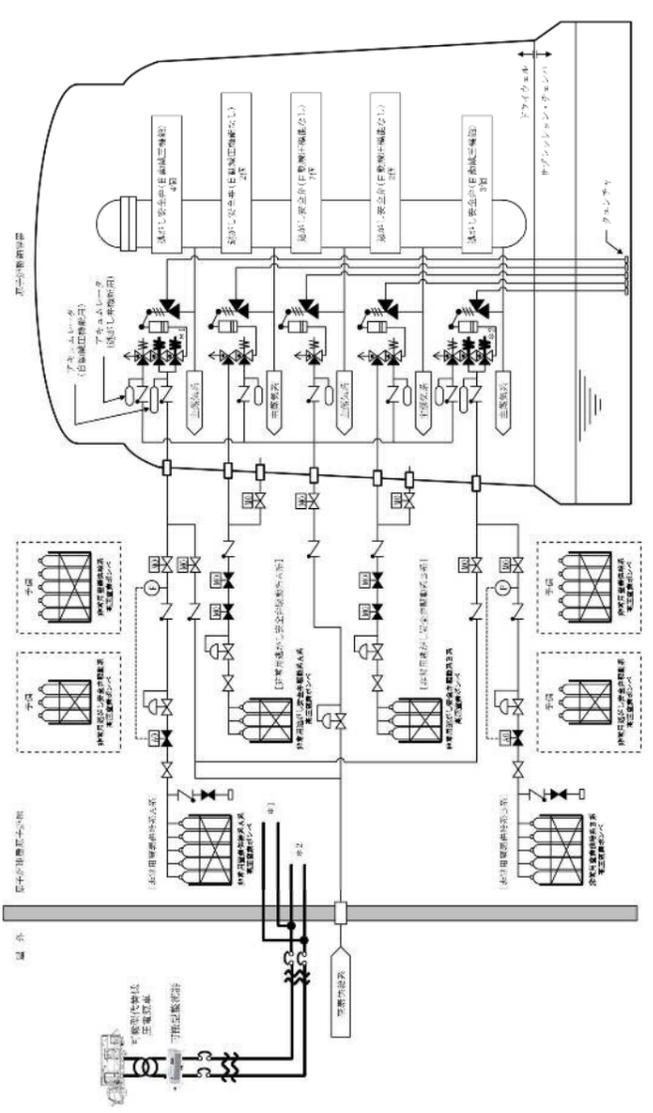
第5.8-1図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概略図
 (原子炉減圧の自動化, 手動による原子炉減圧, 代替直流電源設備による復旧, 代替交流電源設備による復旧)

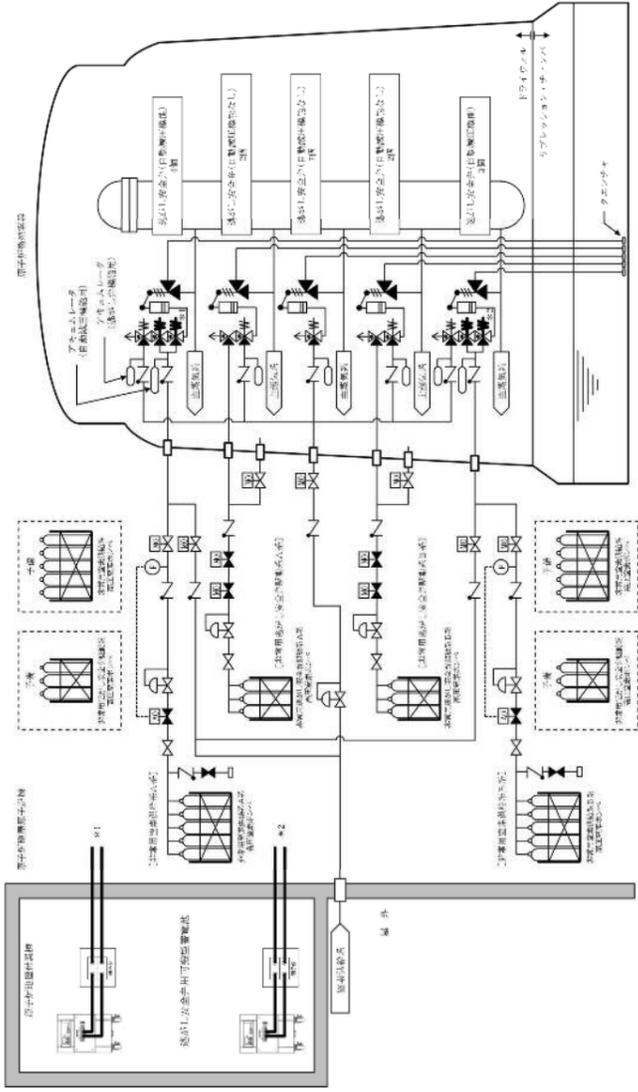


第5.8-2図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概略図
(非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧)

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
	 <p>The diagram illustrates the reactor system for Tokai 2nd Nuclear Power Plant. It shows a central reactor core with a pressure vessel. The primary loop circulates coolant from the core to two steam generators. The secondary loop uses these steam generators to produce steam, which drives a turbine. The system includes various pumps, valves, and safety components like a pressurizer and emergency core cooling systems. Labels in Japanese identify key parts such as the reactor vessel, primary pumps, steam generators, and safety injection systems.</p>	<p>備考</p>

第5.8-3図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概略図
(常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復)

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
	 <p data-bbox="1929 504 2003 1155">第5.8-4図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概略図 (可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復)</p>	備考

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
	 <p>The diagram illustrates the reactor system for Tokai 2nd Nuclear Power Plant. It shows a central reactor core with a pressure vessel. The primary loop circulates water from the core to two steam generators, which then heat a secondary loop. The secondary loop circulates water to two turbines, which drive the generator. The system includes various pumps, valves, and safety features such as a pressure relief valve and a safety injection system. Labels in Japanese identify components like the reactor core, primary loop, secondary loop, steam generators, turbines, and various pumps and valves.</p>	<p>第5.8-5図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概略図 (逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復)</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目：第46条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」を以下のとおり追加する。</p> <p>6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</p> <p>6.8.1 概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧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>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の説明図及び系統概要図を第 6.8-1 図及び第 6.8-2 図に示す。</p> <p>6.8.2 設計方針</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、逃がし安全弁を作動させる<u>代替自動減圧ロジック</u>（代替自動減圧機能）及び<u>高圧窒素ガス供給系</u>を設ける。</p> <p>逃がし安全弁については、「5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。</p> <p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 原子炉減圧の自動化</p> <p>自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、<u>代替自動減圧ロジック</u>（代替自動減圧機能）を使用する。</p> <p><u>代替自動減圧ロジック</u>（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。18 個の逃がし安全弁のうち、<u>4</u> 個がこの機能を有している。</p>	<p>「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」を以下のとおり追加する。</p> <p>6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</p> <p>6.8.1 概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧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>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概要図を第 6.8-1 図から第 6.8-3 図に示す。</p> <p>6.8.2 設計方針</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、逃がし安全弁を作動させる<u>過渡時自動減圧機能</u>、<u>非常用窒素供給系</u>及び<u>非常用逃がし安全弁駆動系</u>を設ける。</p> <p>逃がし安全弁については、「5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。</p> <p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 原子炉減圧の自動化</p> <p>自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、<u>過渡時自動減圧機能</u>を使用する。</p> <p><u>過渡時自動減圧機能</u>は、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水系）又は<u>低圧炉心スプレイ系ポンプ運転</u>の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。18 個の逃がし安全弁うち、<u>2</u> 個がこの機能を有している。</p>	<p>・記載の相違(1)</p> <p>原子炉減圧の自動化について、東海第二は概要図として記載している。</p> <p>・設備名称の相違(1)</p> <p>東海第二の過渡時自動減圧機能は、柏崎刈羽の代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）と同様の機能。</p> <p>・設備名称の相違(2)</p> <p>東海第二の非常用窒素供給系は、柏崎刈羽の高圧窒素ガス供給系と同様の設備</p> <p>但し、逃がし弁機能用アキュムレータへの供給経路は有していない。</p> <p>・事故時対応の相違(1)</p> <p>東海第二では、非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁機能回復を設けている。</p> <p>・設備名称の相違(1)と同様</p> <p>・設備名称の相違(1)と同様</p> <p>・設備名称の相違(3)</p> <p>東海第二の原子炉水位異常低下（レベル1）は柏崎刈羽の原子炉水位低（レベル1）に相当する。</p> <p>・事故時対応の相違(2)</p> <p>東海第二では、過渡時自動減圧機能で作動させる逃がし</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目：第46条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、<u>高圧炉心注水系及び低圧注水系</u>から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び<u>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</u>による自動減圧を阻止する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</u> ・自動減圧系の起動阻止スイッチ <p>その他、設計基準事故対処設備である<u>非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）</u>として使用し、<u>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備</u>として使用する。</p> <p>(2) サポート系故障時に用いる設備 a. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、<u>高圧窒素ガス供給系</u>を使用する。</p>	<p>なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、<u>高圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系</u>から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び<u>過渡時自動減圧機能</u>による自動減圧を阻止する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>過渡時自動減圧機能</u> ・自動減圧系の起動阻止スイッチ <p>その他、設計基準事故対処設備である<u>非常用交流電源設備及び逃がし安全弁を重大事故等対処設備</u>として使用する。</p> <p>(2) サポート系故障時に用いる設備 a. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧</p> <p>(a) <u>非常用窒素供給系による窒素確保</u></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、<u>非常用窒素供給系</u>を使用する。</p>	<p>安全弁を2個としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備仕様の相違(1) <p>東海第二と柏崎刈羽ではプラント設計思想が異なる。 東海第二の低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系は柏崎刈羽の低圧注水系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備仕様の相違(2) <p>東海第二の高圧炉心スプレイ系は柏崎刈羽の高圧炉心注水系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備仕様の相違(1)と同様 ・設備名称の相違(1)と同様 <ul style="list-style-type: none"> ・設備名称の相違(1)と同様 <ul style="list-style-type: none"> ・記載の相違(2) <p>東海第二では、柏崎刈羽の設計基準拡張に該当する設備を重大事故等対処設備に分類している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載の相違(3) <p>東海第二では、気体窒素に対してはガスの記載を省略する方針としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載の相違(4) <p>東海第二では、非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁機能回復を設けているため、柏崎刈羽との章立てが異なる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備名称の相違(2)と同様

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目：第46条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>高圧窒素ガス供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。</p> <p>なお、高圧窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えが可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧窒素ガスポンベ <p>本系統の流路として、高圧窒素ガス供給系の配管及び弁並びに逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>その他、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>非常用窒素供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素を供給できる設計とする。</p> <p>なお、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの圧力が低下した場合は、現場で非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの取替えが可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ <p>本系統の流路として、非常用窒素供給系の配管及び弁並びに自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>その他、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p><u>(b) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧</u></p> <p><u>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、非常用逃がし安全弁駆動系を使用する。</u></p> <p><u>非常用逃がし安全弁駆動系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁のアクチュエータに直接窒素を供給することで、逃がし安全弁（4個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。</u></p> <p><u>なお、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの圧力が低下した場合は、現場で非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの切替え及び取替えが可能な設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備） ・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備） 	<ul style="list-style-type: none"> ・設備名称の相違(2)と同様 ・事故時対応の相違(3) <p>東海第二では、逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載の相違(3)と同様 <ul style="list-style-type: none"> ・設備名称の相違(2)と同様 ・事故時対応の相違(1)と同様 <ul style="list-style-type: none"> ・設備名称の相違(2)と同様 <ul style="list-style-type: none"> ・設備名称の相違(2)と同様 ・事故時対応の相違(1)と同様 <ul style="list-style-type: none"> ・記載の相違(4)と同様

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。</p> <p>6.8.2.1 多様性, 位置的分散 基本方針については、「1.1.7.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は, 自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 論理回路をアナログ回路で構築することで, デジタル回路で構築する自動減圧系に対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p>代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は, 他の設備と電氣的に分離することで, 共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は, 自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。</p>	<p><u>本系統の流路として非常用逃がし安全弁駆動系の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, 設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。</u></p> <p>非常用交流電源設備, 常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>6.8.2.1 多様性, 位置的分散 基本方針については、「1.1.7.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>過渡時自動減圧機能は, 原子炉水位異常低下 (レベル1) により残留熱除去系ポンプ吐出圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高が成立した場合に, ドライウェル圧力高信号を必要とせず, 原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし, 自動減圧機能の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とする。</u></p> <p>過渡時自動減圧機能は, 他の設備と電氣的に分離することで, 共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>過渡時自動減圧機能は, 自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。</p>	<p>・記載の相違(4)と同様</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(3) 東海第二と柏崎刈羽では電源設備の構成及び設備名称が異なる。 東海第二の所内常設直流電源設備は, 柏崎刈羽の所内蓄電式直流電源設備 東海第二の可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備が柏崎刈羽の可搬型直流電源設備 東海第二の常設代替直流電源設備は特有の設備</p> <p>・設備仕様の相違(4) 東海第二は, アナログ回路で構成されているためデジタル回路とアナログ回路との多様性は記載していない。</p> <p>・設備名称の相違(1)と同様 ・設備仕様の相違(5) 東海第二は, 自動減圧機能との作動信号の差異による多様性を記載している。</p> <p>・設備名称の相違(1)と同様</p> <p>・設備名称の相違(1)と同様</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目：第46条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>高圧窒素ガスポンベは、予備のポンベも含めて、原子炉建屋内の原子炉区域外に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の自動減圧機能用アキュムレータ及び逃がし弁機能用アキュムレータ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>6.8.2.2 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>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</u>の論理回路は、自動減圧系とは別の制御盤に収納することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</u>は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの逃がし安全弁用電磁弁制御信号を自動減圧系と共用するが、自動減圧系と電気的な隔離装置を用いて信号を分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</u>は、他の設備と電気的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>自動減圧系の起動阻止スイッチは、<u>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</u>と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、スイッチの接点で分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>高圧窒素ガス供給系</u>は、通常時は弁により他の系統と隔離し、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>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ</u>は、予備のポンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の自動減圧機能用アキュムレータ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>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ</u>は、予備のポンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁の逃がし弁機能用アキュムレータ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>6.8.2.2 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>過渡時自動減圧機能</u>の論理回路は、自動減圧系とは別の制御盤に収納することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>過渡時自動減圧機能</u>は、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの逃がし安全弁用電磁弁制御信号を自動減圧系と共用するが、自動減圧系と電気的な隔離装置を用いて信号を分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>過渡時自動減圧機能</u>は、他の設備と電気的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>自動減圧系の起動阻止スイッチは、<u>過渡時自動減圧機能</u>と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、スイッチの接点で分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>非常用窒素供給系</u>は、通常時は弁により他の系統と隔離し、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>非常用逃がし安全弁駆動系</u>は、通常時は弁により他の系統と隔離し、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>・設備名称の相違(2)と同様</p> <p>・記載の相違(5)</p> <p>東海第二と柏崎刈羽では機器配置及び施設名称が異なる。</p> <p>・事故時対応の相違(3)と同様</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p> <p>・設備名称の相違(1)と同様</p> <p>・設備名称の相違(1)と同様</p> <p>・設備名称の相違(3)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(1)と同様</p> <p>・設備名称の相違(1)と同様</p> <p>・設備名称の相違(1)と同様</p> <p>・設備名称の相違(2)と同様</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目：第46条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>6.8.2.3 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>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</u>は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように<u>有効燃料棒頂部</u>より高い設定として、原子炉水位低（レベル1）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（<u>低圧注水モード</u>）の場合に作動する設計とする。</p> <p><u>高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベ</u>は想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを1セット5個使用する。保有数は、1セット5個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として20個の合計25個を保管する。</p>	<p>6.8.2.3 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>過渡時自動減圧機能</u>は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように<u>燃料有効長頂部</u>より高い設定として、原子炉水位異常低下（レベル1）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系又は<u>低圧炉心スプレイ系</u>による注水が必要であることから、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（<u>低圧注水系</u>）又は<u>低圧炉心スプレイ系ポンプ運転</u>の場合に作動する設計とする。</p> <p><u>非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベ</u>は想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを1セット10本（A系統5本、B系統5本）使用する。保有数は、1セット10本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として10本の合計20本を保管する。</p> <p><u>非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベ</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及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを、1セット3本（A系統3本、B系統3本）使用する。</p> <p>保有数は、1セット3本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として9本の合計12本を保管する。</p>	<p>・設備名称の相違(1)と同様</p> <p>・設備名称の相違(4)</p> <p>東海第二の燃料有効長頂部は、柏崎刈羽の有効燃料棒頂部と同様</p> <p>・設備名称の相違(3)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(1)と同様</p> <p>・設備名称の相違(2)と同様</p> <p>・記載の相違(6)</p> <p>東海第二の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの1セットは、逃がし安全弁7個の開保持に必要な容量となるため、1セットはA系統及びB系統の合計である10本となる。また、バックアップ用の高圧窒素ポンベ10本は、全て系統から切り離された状態で保管している。</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p> <p>・補足説明</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの1セットは、逃がし安全弁2個の開保持に必要な容量となるため、1セットはA系統又はB系統の3本となる。</p>
<p>6.8.2.4 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>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</u>は、中央制御室及び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>自動減圧系の起動阻止スイッチは、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。自動減圧系の起動阻止スイッチの操作は、中央制御室で可能な設計とする。</p>	<p>6.8.2.4 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>過渡時自動減圧機能</u>は、中央制御室、<u>原子炉建屋付属棟</u>及び<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>自動減圧系の起動阻止スイッチは、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。自動減圧系の起動阻止スイッチの操作は、中央制御室で可能な設計とする。</p>	<p>・設備名称の相違(1)と同様</p> <p>・記載の相違(5)と同様</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目：第46条】

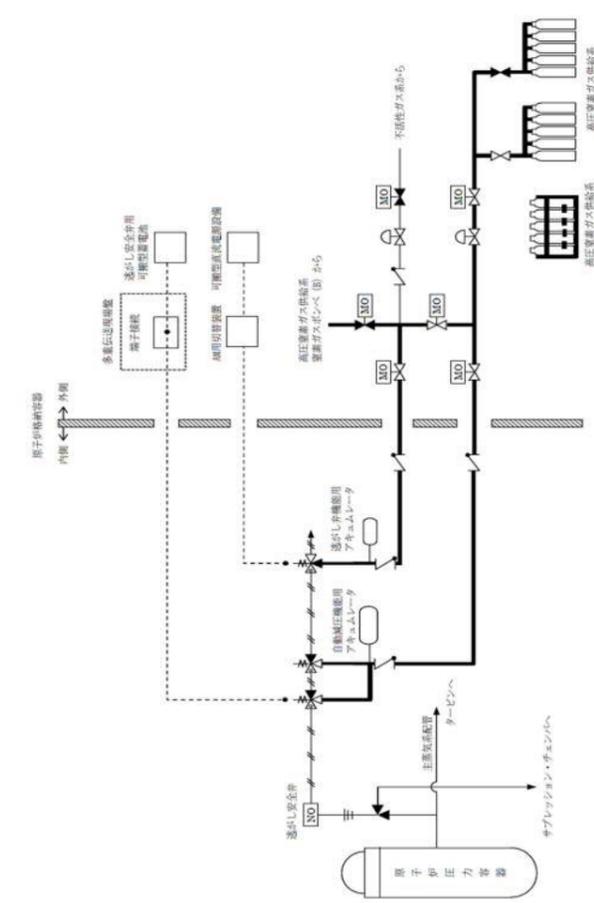
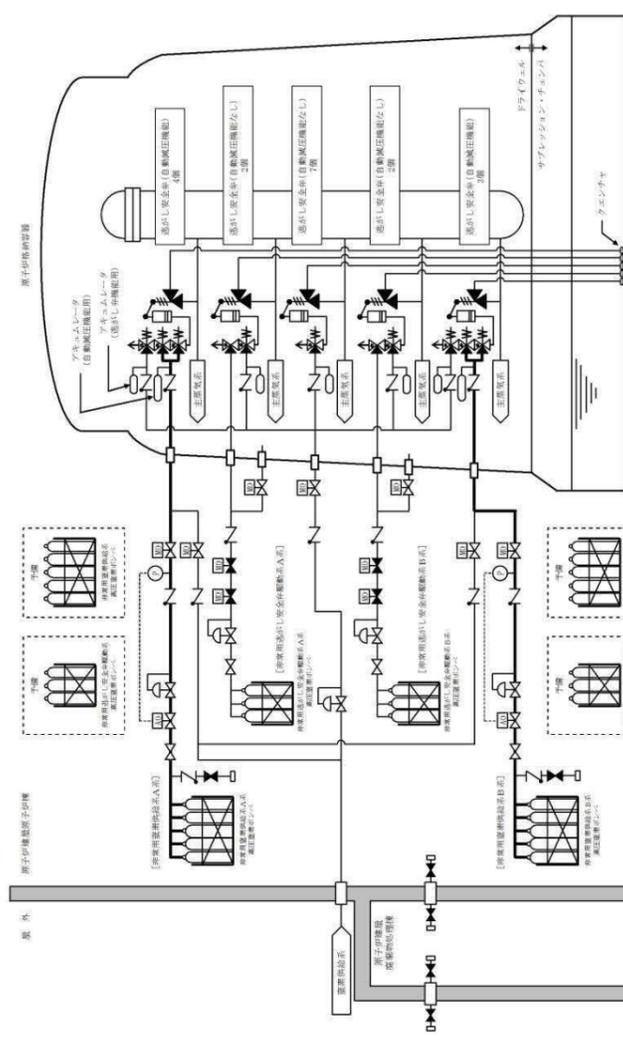
柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>高圧窒素ガス供給系</u>は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の2倍となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。</p> <p><u>高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベ</u>は、原子炉建屋内の原子炉区域外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>高圧窒素ガスポンベの予備との取替え及び常設設備との接続は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p>	<p><u>非常用窒素供給系</u>は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の2倍となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。</p> <p><u>非常用逃がし安全弁駆動系</u>は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の2倍となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。</p> <p><u>非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベ</u>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>高圧窒素ポンベの予備との取替え及び常設設備との接続は、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>非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベ</u>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><u>非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベの予備との取替え及び常設設備との接続</u>は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・設備名称の相違(2)と同様 ・記載の相違(4)と同様 ・設備名称の相違(2)と同様 ・記載の相違(5)と同様 ・設備名称の相違(2)と同様 ・記載の相違(4)と同様 ・記載の相違(4)と同様
<p>6.8.2.5 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>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</u>は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p><u>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</u>は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、4個の逃がし安全弁を確実に作動させる設計とすることで、操作が不要な設計とする。なお、原子炉水位低（レベル1）の検出器は多重化し、作動回路のトリップチャンネルは「2 out of 3」論理とし、信頼性の向上を図った設計とする。</p> <p>自動減圧系の起動阻止スイッチは、想定される重大事故等時において、中央制御室にて操作が可能な設計とする。</p>	<p>6.8.2.5 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>過渡時自動減圧機能</u>は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p><u>過渡時自動減圧機能</u>は、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、2個の逃がし安全弁を確実に作動させる設計とすることで、操作が不要な設計とする。なお、原子炉水位異常低下（レベル1）の検出器は多重化し、作動回路は残留熱除去系ポンプ吐出圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高の条件成立時「2 out of 2」論理とし、信頼性の向上を図った設計とする。</p> <p>自動減圧系の起動阻止スイッチは、想定される重大事故等時において、中央制御室にて操作が可能な設計とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・設備名称の相違(1)と同様 ・設備名称の相違(1)と同様 ・設備仕様の相違(6) 東海第二の過渡時自動減圧機能は、柏崎刈羽と検出信号及び論理回路が異なる。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目：第46条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とし、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>高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベは、人力による運搬が可能な設計とし、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。</p> <p>高圧窒素ガスポンベを接続する接続口については、簡便な接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。</p>	<p>非常用窒素供給系は、想定される重大事故等時において、自動減圧機能用アキュムレータへの窒素供給圧力の低下に伴い自動的に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>非常用逃がし安全弁駆動系は、重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作により速やかに重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とする。操作は中央制御室の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベは、人力による運搬が可能な設計とし、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。</p> <p>高圧窒素ポンベを接続する接続口については、簡便な接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベは、人力による運搬が可能な設計とし、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。</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベを接続する接続口については、簡便な接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。</p>	<p>・設備名称の相違(2)と同様</p> <p>・設備仕様の相違(7)</p> <p>東海第二では、空気作動弁により自動的に系統構成が切り替わる設計としている。</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p> <p>・設備名称の相違(2)と同様</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p>
<p>6.8.3 主要設備及び仕様</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第6.8-1表に示す。</p> <p>6.8.4 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>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認（阻止スイッチの機能確認を含む）、校正及び設定値確認が可能な設計とする。</p> <p>高圧窒素ガス供給系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベは、発電用原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>6.8.3 主要設備及び仕様</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第6.8-1表に示す。</p> <p>6.8.4 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>過渡時自動減圧機能は、発電用原子炉の停止中に機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認（阻止スイッチの機能確認を含む）、校正及び設定値確認が可能な設計とする。</p> <p>非常用窒素供給系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベは、発電用原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>・設備名称の相違(1)と同様</p> <p>・設備名称の相違(2)と同様</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第6.8-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)</p> <p>個数 1</p> <p>(2) 自動減圧系の起動阻止スイッチ</p> <p>個数 1</p> <p>(3) 高圧窒素ガスボンベ</p> <p>個数 5 (予備 20)</p> <p>容量 約 47L/個</p> <p>充填圧力 約 15MPa [gage]</p> <p>使用箇所 原子炉建屋地上 4 階</p> <p>保管場所 原子炉建屋地上 4 階</p>	<p>非常用逃がし安全弁駆動系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベは、発電用原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>第6.8-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 過渡時自動減圧機能</p> <p>個数 1</p> <p>(2) 自動減圧系の起動阻止スイッチ</p> <p>個数 1</p> <p>(3) 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ</p> <p>本数 10 (予備 10)</p> <p>容量 約 47L (1 本当たり)</p> <p>充填圧力 約 15MPa [gage]</p> <p>使用箇所 原子炉建屋原子炉棟 3 階</p> <p>保管場所 原子炉建屋原子炉棟 3 階</p> <p>(4) 非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ</p> <p>本数 3 (予備 9)</p> <p>容量 約 47L (1 本当たり)</p> <p>充填圧力 約 15MPa [gage]</p> <p>使用箇所 原子炉建屋原子炉棟 1 階</p> <p>保管場所 原子炉建屋原子炉棟 1 階</p>	<p>・記載の相違(4)と同様</p> <p>・設備名称の相違(1)と同様</p> <p>・設備名称の相違(2)と同様</p> <p>・記載の相違(4)と同様</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 6.8-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備説明図 (原子炉減圧の自動化)</p>	<p>第 6.8-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (原子炉減圧の自動化)</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第6.8-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧)</p>	 <p>第6.8-2図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概要図 (逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧)</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
	<p>第6.8-3図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概要図 (非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧)</p>	<p>・記載の相違(4)と同様</p>