

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 設-C-9 改 2
提出年月日	平成 30 年 4 月 24 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溶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となる水の供給設備【56 条】
- 3.14 電源設備【57 条】
- 3.15 計装設備【58 条】
- 3.16 原子炉制御室【59 条】
- 3.17 監視測定設備【60 条】
- 3.18 緊急時対策所【61 条】
- 3.19 通信連絡を行うために必要な設備【62 条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div>5.6</div> <div>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</div> </div> <div> <div>5.6.1</div> <div>概要</div> </div> <div> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、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及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却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低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5.6－1図から第5.6－4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残留熱除去系（低圧注水モード）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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。残留熱除去系（低圧注水モード）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、「5.2 残留熱除去系」に記載する。</p> </div> <div> <div>5.6.2</div> <div>設計方針</div> </div> <div> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、発電用原子炉を冷却し、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、低圧代替注水系（可搬型）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、低圧代替注水系（常設）を設ける。</p> </div> <div> <div>(1)</div> <div>原子炉運転中の場合に用いる設備</div> </div> <div> <div>a.</div> <div>フロントライン系故障時に用いる設備</div> </div> <div> <div>(a)</div> <div>低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</div> </div> <div> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）を使用する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は、<u>復水移送ポンプ</u>、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、<u>復水移送ポンプ</u>により、<u>復水貯蔵槽</u>の水を残留熱除去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>低圧代替注水系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水移送ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵槽</u>（5.7 重大事故等の収束に必要な水の供給設備） ・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） ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備） <p>本系統の流路として、<u>復水補給水系及び高圧炉心注水系の配管及び弁並びに</u>残留熱</p> </div>	<div> <div>5.9</div> <div>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</div> </div> <div> <div>5.9.1</div> <div>概要</div> </div> <div> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、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及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却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低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5.9－1図から第5.9－6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残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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。残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「5.4 残留熱除去系」に記載する。</p> </div> <div> <div>5.9.2</div> <div>設計方針</div> </div> <div> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、発電用原子炉を冷却し、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、低圧代替注水系（可搬型）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、低圧代替注水系（常設）を設ける。</p> </div> <div> <div>(1)</div> <div>原子炉運転中の場合に用いる設備</div> </div> <div> <div>a.</div> <div>フロントライン系故障時に用いる設備</div> </div> <div> <div>(a)</div> <div>低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</div> </div> <div> <p>残留熱除去系（低圧注水系）<u>及び低圧炉心スプレイ系</u>の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）を使用する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>により、<u>代替淡水貯槽</u>の水を残留熱除去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>低圧代替注水系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u> ・<u>代替淡水貯槽</u>（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備） ・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） ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備） <p>本系統の流路として、残留熱除去系の配管<u>及び弁</u>を重大事故等対処設備として使用</p> </div>	<div>項目、図表番号の相違（以下①の相違）</div> <div>①の相違</div> <div>①の相違</div> <div>東2では既設設備によるSA設備はSA設備とする。</div> <div>①の相違</div> <div>系統呼称の相違</div> <div>①の相違</div> <div>系統設計の違いによる代替対象系統の相違（以下②の相違）</div> <div>KK67は既設設備、東2は新設設備</div> <div>共用すべき発電用原子炉はない。</div> <div>共用すべき発電用原子炉はない。</div> <div>設備の相違</div>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>除去系及び給水系の配管，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压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>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p> <p> 残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（可搬型）を使用する。</p> <p> 低圧代替注水系（可搬型）は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により，代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉压力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p> 低圧代替注水系（可搬型）は，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。</p> <p> 低圧代替注水系（可搬型）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，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> <p> ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）</p> <p> ・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.2 代替電源設備）</p> <p> ・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.2 代替電源設備）</p> <p> ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）</p> <p> ・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.2 代替電源設備）</p> <p> 本系統の流路として，復水補給水系の配管及び弁，残留熱除去系及び給水系の配管，弁及びスパージャ並びに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原子炉压力容器を重大事故等対処設備として使用</p>	<p>する。</p> <p> その他，設計基準対象施設である原子炉压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として使用する。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p> <p> 残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（可搬型）を使用する。</p> <p> 低圧代替注水系（可搬型）は，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系を経由して原子炉压力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p> 低圧代替注水系（可搬型）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。</p> <p> 低圧代替注水系（可搬型）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。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。</p> <p> 主要な設備は，以下のとおりとする。</p> <p> ・可搬型代替注水中型ポンプ</p> <p> ・可搬型代替注水大型ポンプ</p> <p> ・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）</p> <p> ・代替淡水貯槽（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p> ・常設代替交流電源設備（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）</p> <p> 本系統の流路として，低圧代替注水系の配管及び弁，残留熱除去系の配管及び弁，低圧炉心スプレイ系の配管，弁及びスパージャ並びに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原子炉压力容器を重大事故等対処設備として使用</p>	<p>設備区分定義の相違</p> <p>②の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・代替淡水貯槽を水源とし，可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉建屋東側接続口から注水する場合の既設流路として低圧炉心スプレイ系を使用</p> <p>設備の相違</p> <p>他給水による冷却でないことを明示するため「空冷式」を付記する。</p> <p>設備の相違</p> <p>先行 BWR は，容量等の異なるタンクローリを保有していることから，容量等で識別し記載東 2 のタンクローリは 1 種類のみであり識別記載不要</p> <p>主要設備として設備水源は記載し措置水源は記載しない。</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>共用すべき発電用原子炉はない。</p> <p>共用すべき発電用原子炉はない。</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４７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>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<u>（設計基準拡張）</u>として使用する。</p> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>全交流動力電源喪失により、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は、「(1)a. (a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p> <p>全交流動力電源喪失により、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は、「(1)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。</p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>の復旧</p> <p>全交流動力電源喪失により、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>が起動できない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し、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>を復旧する。</p> <p><u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、<u>残留熱除去系ポンプ</u>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炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>本系統に使用する冷却水は、<u>原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系</u>から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"> ・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） ・<u>代替原子炉補機冷却系（6号及び7号炉共用）</u>（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） <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、設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去系及び原子炉補機冷却系</u>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>し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>全交流動力電源喪失又は<u>残留熱除去系海水系機能喪失</u>によるサポート系の故障により、<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は、「(1)a. (a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p> <p>全交流動力電源喪失又は<u>残留熱除去系海水系機能喪失</u>によるサポート系の故障により、<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は、「(1)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。</p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>の復旧</p> <p>全交流動力電源喪失又は<u>残留熱除去系海水系機能喪失</u>によるサポート系の故障により、<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>が起動できない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し、<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>を復旧する。</p> <p><u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、<u>残留熱除去系ポンプ</u>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炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>本系統に使用する冷却水は、<u>残留熱除去系海水系又は緊急用海水系</u>から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"> ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） ・<u>緊急用海水系</u>（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） <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、設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去系及び残留熱除去系海水系</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p><u>(d) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として常設代替高圧電源装置を使用し、低圧炉心スプレイ系を復旧する。</u></p> <p><u>低圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、低圧炉心スプレイ系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スプレイすることで炉心を冷却できる設計とする。</u></p>	<p>設備区分定義の相違</p> <p>東2はRHRポンプ等の一次冷却に海水を使用しており、海水系の機能喪失がRHR系機能喪失の直接原因となり得るためRHR海水系を記載（以下③の相違）</p> <p>③の相違</p> <p>系統呼称の相違</p> <p>系統呼称の相違</p> <p>③の相違</p> <p>系統呼称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>共用すべき発電用原子炉はない。</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備区分定義の相違</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47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. 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残留溶融炉心の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に，溶融炉心を冷却し，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，低圧代替注水系（常設）を使用する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は，<u>復水移送ポンプ</u>，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，<u>復水移送ポンプ</u>により，<u>復水貯蔵槽</u>の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>本系統の詳細については，「(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」に記載する。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残留溶融炉心の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に，溶融炉心を冷却し，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，低圧代替注水系（可搬型）を使用する。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は，可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2級)</u>，配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2級)</u>により，代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）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）からの送水</u>により海を利用できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2級)</u>は，ディーゼルエンジンにより駆</p>	<p><u>本系統に使用する冷却水は，残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から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> <p><u>・緊急用海水系（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</u></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>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。</u></p> <p>c. 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残留溶融炉心の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に，溶融炉心を冷却し，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，低圧代替注水系（常設）を使用する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は，<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>により，<u>代替淡水貯槽</u>の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>本系統の詳細については，「(1) a.(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」に記載する。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残留溶融炉心の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に，溶融炉心を冷却し，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，低圧代替注水系（可搬型）を使用する。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は，可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ，可搬型代替注水<u>大型</u>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<u>中型</u>ポンプ<u>又は可搬型代替注水大型</u>ポンプにより，<u>西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系若しくは残留熱除去系</u>を経由して原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）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>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>により海を利用できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ<u>及び可搬型代替注水大型</u>ポンプは，<u>空冷</u></p>	<p>設備の相違</p> <p>設備の相違 設備の相違</p> <p>設備の相違 設備の相違 ③の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</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47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>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>本系統の詳細については、「(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」に記載する。</p>	<p><u>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>本系統の詳細については、「(1) a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」に記載する。</p> <p><u>(c) 代替循環冷却系による残留熔融炉心の冷却</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷，熔融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合の重大事故等対処設備として代替循環冷却系を使用する。</u></p> <p><u>代替循環冷却系は，代替循環冷却系ポンプ，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，代替循環冷却系ポンプにより，サプレッション・プールの水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する熔融炉心を冷却できる設計とする。</u></p> <p><u>代替循環冷却系は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</u></p> <p><u>本系統に使用する冷却水は，残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。</u></p> <p><u>具体的な設備は，以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・代替循環冷却系（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> <u>・緊急用海水系（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</u> <u>・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</u> <u>・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</u> <u>・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）</u> <p><u>本系統の流路として，残留熱除去系ポンプ，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として使用する。</u></p> <p>(2) 原子炉停止中の場合に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は、「(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。</p>	<p>先行 BWR は，容量等の異なるタンクローリを保有していることから，容量等で識別記載する必要がある。</p> <p>東2のタンクローリは1種類のみであり識別不要</p> <p>設備の相違</p> <p>系統呼称の相違</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47条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p> <p>原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>モード</u>）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は、「(1)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。</p> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>原子炉停止中において全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>モード</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は，「(1)a. (a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p> <p>原子炉停止中において全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>モード</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は，「(1)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。</p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>モード</u>）の復旧</p> <p>原子炉停止中において全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>モード</u>）が起動できない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し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>モード</u>）を復旧する。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>モード</u>）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ及び熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>本系統に使用する冷却水は<u>原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系</u>から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"> ・常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備） ・<u>代替原子炉補機冷却系（6号及び7号炉共用）</u>（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） <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，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>モード</u>）及び<u>原子炉補機冷却系</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>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p> <p>原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>系</u>）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は，「（1）a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。</p> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>原子炉停止中において全交流動力電源喪失<u>又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障</u>により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>系</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は，「(1)a. (a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p> <p>原子炉停止中において全交流動力電源喪失<u>又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障</u>により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>系</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は，「(1)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。</p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>系</u>）の復旧</p> <p>原子炉停止中において全交流動力電源喪失<u>又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障</u>により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>系</u>）が起動できない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し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>系</u>）を復旧する。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>系</u>）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ及び熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>本系統に使用する冷却水は，<u>残留熱除去系海水系</u>又は<u>緊急用海水系</u>から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"> ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） ・<u>緊急用海水系</u>（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） <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，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却<u>系</u>）及び<u>残留熱除去系海水系</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>「(1）a. (a) <u>残留熱除去系（低圧注水系）による発電用原子炉の冷却</u>」に使用する<u>残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，サブプレッション・プール，残留熱除去系海水系ポンプ及び残留熱除去系海水系ストレーナ，「(1）a. (b) 低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却</u>」に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプ，サブプレッション・プール，</p>	<p>系統呼称相違</p> <p>③の相違</p> <p>系統呼称の相違</p> <p>③の相違</p> <p>系統呼称の相違</p> <p>系統呼称の相違</p> <p>③の相違</p> <p>系統呼称の相違</p> <p>系統呼称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>共用すべき発電用原子炉はない。 共用すべき発電用原子炉はない。 設備の相違</p> <p>系統呼称の相違</p> <p>設備区分定義の相違</p> <p>既設系統を重大事故等対処設備として使用する 場合の43条適合性を記載</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47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>原子炉圧力容器については、「5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備」に記載する。</p> <p>残留熱除去系については、「5.2 残留熱除去系」に記載する。</p> <p><u>大容量送水車（海水取水用）</u>，<u>復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバ</u>については、「5.7 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に記載する。</p> <p><u>原子炉補機冷却系</u>については、「5.9 原子炉補機冷却系」に記載する。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系</u>については、「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。</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>常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料<u>補給</u>設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>5.6.2.1 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>低圧代替注水系（常設）は，残留熱除去系（低圧注水<u>モード</u>）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，<u>復水移送ポンプ</u>を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により駆動することで，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水<u>モード</u>）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交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。また，低圧代替注水系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また，低圧代替注水系（常設）は，<u>復水貯蔵槽</u>を水源とすることで，サプレッション・チ</p>	<p><u>残留熱除去系海水系ポンプ及び残留熱除去系海水系ストレーナ</u>，「(1) b. (a) <u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉の冷却</u>」に使用する残留熱除去系ポンプ，<u>残留熱除去系熱交換器</u>，<u>残留熱除去系海水系ポンプ及び残留熱除去系海水系ストレーナ</u>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。</p> <p>原子炉圧力容器については、「5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備」に記載する。</p> <p><u>低圧炉心スプレイ系</u>については、「5.2 非常用炉心冷却系」に記載する。</p> <p>残留熱除去系については、「5.4 残留熱除去系」に記載する。</p> <p><u>残留熱除去系海水系</u>については、「5.6.1.2 残留熱除去系海水系」に記載する。</p> <p>サプレッション・チェンバ，<u>西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽</u>については、「9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に記載する。</p> <p><u>緊急用海水系</u>については、「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。</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>常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料<u>給油</u>設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>5.9.2.1 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>低圧代替注水系（常設）は，残留熱除去系（低圧注水<u>系</u>）及び低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，<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>を代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水<u>系</u>）及び低圧炉心スプレイ系ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交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。また，低圧代替注水系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また，低圧代替注水系（常設）は，<u>代替淡水貯槽</u>を水源とすることで，サプレッション・チ</p>	<p>設備の相違</p> <p>①の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>①の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>①の相違</p> <p>②の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>②の相違</p> <p>設備の相違</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４７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> ェンバを水源とする残留熱除去系（<u>低圧注水モード</u>）に対して異なる水源を有する設計とする。 </p> <p> <u>復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽</u>は、<u>廃棄物処理建屋</u>内に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及びサブプレッション・チェンバ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> 低圧代替注水系（可搬型）は、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>及び低圧代替注水系（常設）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（<u>A-2級</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残留熱除去系（<u>低圧注水モード</u>）及び低圧代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。 </p> <p> 低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交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。また、低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 </p> <p> また、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>は、<u>代替淡水源</u>を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（<u>低圧注水モード</u>）及び<u>復水貯蔵槽</u>を水源とする低圧代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。 </p> <p> 可搬型代替注水ポンプ（<u>A-2級</u>）は、原子炉建屋<u>及び廃棄物処理建屋</u>から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び<u>廃棄物処理建屋内の復水移送ポンプ</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> 可搬型代替注水ポンプ（<u>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> 低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、<u>残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系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系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（<u>低圧注水モー</u> </p>	<p> チェンバを水源とする残留熱除去系（<u>低圧注水系</u>）<u>及び低圧炉心スプレイ系</u>に対して異なる水源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代替淡水貯槽</u>は、<u>屋外の常設低圧代替注水系格納槽</u>内に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ、<u>低圧炉心スプレイ系ポンプ</u>及びサブプレッション・チェンバ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> 低圧代替注水系（可搬型）は、<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>、<u>低圧炉心スプレイ系</u>及び低圧代替注水系（常設）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<u>中型ポンプ及び可搬型代替注水大型</u>ポンプを<u>空冷式</u>の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（<u>低圧注水系</u>）<u>、低圧炉心スプレイ系</u>及び低圧代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。 </p> <p> 低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交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。また、低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 </p> <p> 低圧代替注水系（可搬型）の<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、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（<u>低圧注水系</u>）及び<u>低圧炉心スプレイ系並びに代替淡水貯槽</u>を水源とする低圧代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。 </p> <p> <u>また、低圧代替注水系（可搬型）の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、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（<u>低圧注水系</u>）<u>、低圧炉心スプレイ系</u>に対して異なる水源を有する設計とする。 </p> <p> 可搬型代替注水<u>中型ポンプ及び可搬型代替注水大型</u>ポンプは、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び<u>低圧炉心スプレイ系ポンプ並びに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> 可搬型代替注水<u>中型ポンプ及び可搬型代替注水大型</u>ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 </p> <p> 低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、<u>残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系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系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（<u>低圧注水系</u>） </p>	<p>②の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>他給水不要の明示</p> <p>②の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>②の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>②の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>②の相違</p> <p>設備の相違</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47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>ド)</u> に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>電源設備の多様性及び独立性，位置的分散については「10.2 代替電源設備」に記載する。</p>	<p><u>及び低圧炉心スプレイ系</u>に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>電源設備の多様性及び独立性，位置的分散については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p>	②の相違
<p>5.6.2.2 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>低圧代替注水系（常設）は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は，通常時は可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</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。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</u> は，<u>治具</u>や輪留めによる固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</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>5.9.2.2 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>低圧代替注水系（常設）は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は，通常時は可搬型代替注水 <u>中型ポンプ</u> <u>及び可搬型代替注水大型ポンプ</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。</p> <p>可搬型代替注水 <u>中型ポンプ</u> <u>及び可搬型代替注水大型ポンプ</u>は，<u>車両転倒防止装置</u>や輪留めによる固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型代替注水 <u>中型ポンプ</u> <u>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><u>代替循環冷却系は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	①の相違
<p>5.6.2.3 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>低圧代替注水系（常設）の<u>復水移送ポンプ</u>は，<u>設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が，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に必要な注水流量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。</u></p>	<p>5.9.2.3 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>低圧代替注水系（常設）の<u>常設低圧代替注水系ポンプ</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に必要な注水流量に対してポンプ 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。</p>	設備の相違
	<p><u>常設低圧代替注水系ポンプは，想定される重大事故等時において，低圧代替注水系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），格納容器下部注水系（常設）及び代替燃料プール注水系（常設）としての同時使用を想定し，各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</u></p>	設備の相違
<p>低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</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に必要な注水流量を有するものを 1 セット <u>4</u> 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)</u> の合計 <u>17</u> 台を保管する。</p>	<p>低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水 <u>中型ポンプ</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に必要な注水流量を有するものを 1 セット <u>2</u> 台使用する。保有数は，<u>2 セットで 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</u>を保管する。</p>	設備の相違 設備運用の相違 共用すべき発電用原子炉はない。

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47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、可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2級)</u> は、想定される重大事故等時において、低圧代替注水系（可搬型）<u>及び</u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。 </p>	<p> 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプは、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に必要な注水流量を有するものを1セット <u>1</u>台使用する。保有数は、<u>2</u>セットで<u>2</u>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 <u>3</u>台を保管する。<u>バックアップ用については、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台と共用可能とする。</u> </p> <p> また、可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ<u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプは、想定される重大事故等時において、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）、格納容器下部注水系（可搬型）及び代替燃料プール注水系（可搬型）</u>として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。 </p> <p> <u>代替循環冷却系は、想定される重大事故等時において、残存溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して十分なポンプ容量を有する設計とする。代替循環冷却系ポンプは、2台設置する設計とする。</u> </p>	<p> 設備の相違 設備設計の相違 設備運用の相違 </p>
<p> 5. <u>6</u>. 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> 低圧代替注水系（常設）の<u>復水移送ポンプ</u>は、<u>廃棄物処理建屋</u>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> <u>復水移送ポンプ</u>の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 </p> <p> 低圧代替注水系（常設）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<u>若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計</u>又は設置場所で可能な設計とする。 </p> <p> また、低圧代替注水系（常設）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> 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2級)</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> 可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2級)</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。 </p> <p> 低圧代替注水系（可搬型）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<u>若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計</u>又は設置場所で可能な設計とする。 </p> <p> また、低圧代替注水系（可搬型）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> 5. <u>9</u>. 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> 低圧代替注水系（常設）の<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>は、<u>常設低圧代替注水系格納槽</u>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> <u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 </p> <p> 低圧代替注水系（常設）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> また、低圧代替注水系（常設）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> 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ<u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプは、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<u>中型</u>ポンプ<u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプ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> 低圧代替注水系（可搬型）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> また、低圧代替注水系（可搬型）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> ①の相違 </p> <p> 設備の相違 系統設計の相違 </p> <p> 設備の相違 設備の相違 </p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
5.6.2.5 操作性の確保 <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> 低圧代替注水系（常設）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> 低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</p> <p> 低圧代替注水系（可搬型）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> 低圧代替注水系（可搬型）の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、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</p> <p> 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、車両として屋外のアクセスルートを通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> 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。</p>	<p><u>代替循環冷却系ポンプは、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。</u></p> <p><u>代替循環冷却系ポンプは、想定される重大事故等時において、中央制御室から操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>代替循環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、中央制御室から可能な設計とする。</u></p>	設備の相違
	5.9.2.5 操作性の確保 <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> 低圧代替注水系（常設）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系統構成が可能な設計とする。</p> <p> 低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</p> <p> 低圧代替注水系（可搬型）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系統構成が可能な設計とする。</p> <p> 低圧代替注水系（可搬型）の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、中央制御室又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。</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、ホースの接続については、接続方式及び接続口の口径を統一する設計とする。</p> <p><u>代替循環冷却系は、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系統構成が可能な設計とする。</u></p> <p><u>代替循環冷却系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</u></p>	設備の相違 ①の相違
		本来目的で使用することから切替えではなく 系統構成 設備の相違
		設備の相違
		設備の相違 設備の相違
5.6.3 主要設備及び仕様 <p>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を第5.6－1表に示す。</p>	5.9.3 主要設備及び仕様 <p>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を第5.9－1表に示す。</p>	①の相違
		①の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考																											
<div> <div>5.6.4</div> <div>試験検査</div> <div> <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>低圧代替注水系（常設）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、低圧代替注水系（常設）の<u>復水移送ポンプ</u>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>低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ <u>（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、可搬型代替注水ポンプ <u>（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> </div> </div>	<div> <div>5.9.4</div> <div>試験検査</div> <div> <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>低圧代替注水系（常設）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、低圧代替注水系（常設）の<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ<u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>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。</p> <p>また、可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ<u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>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。</p> <p><u>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却に使用する代替循環冷却系ポンプは、発電用原子炉の停止中に他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>代替循環冷却系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</u></p> </div> </div>	<div> <div>①の相違</div> <div> <div>設備の相違</div> <div>設備の相違</div> <div>設備の相違</div> <div>設備の相違</div> <div>設備の相違</div> </div> </div>																											
<div> <div>第 5.6－1 表</div> <div>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</div> <div> <div>(1) 低圧代替注水系（常設）</div> <div> <div>a. 復水移送ポンプ</div> <div> <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 </div> </div> </div> <table> <tr> <td>台</td><td>数</td><td>2（予備 1）</td></tr> <tr> <td>容</td><td>量</td><td>約 125m³/h/台</td></tr> <tr> <td>全</td><td>揚</td><td>程</td></tr> <tr> <td></td><td></td><td>約 85m</td></tr> </table> </div>	台	数	2（予備 1）	容	量	約 125m ³ /h/台	全	揚	程			約 85m	<div> <div>第 5.9－1 表</div> <div>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</div> <div> <div>(1) 低圧代替注水系（常設）</div> <div> <div>a. 常設低圧代替注水系ポンプ</div> <div> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 </div> </div> <table> <tr> <td>台</td><td>数</td><td>2</td></tr> <tr> <td>容</td><td>量</td><td>約 200m³／h（1 台当たり）</td></tr> <tr> <td>全</td><td>揚</td><td>程</td></tr> <tr> <td></td><td></td><td>約 200m</td></tr> </table> <div> <div>b. 代替循環冷却系ポンプ</div> <div> <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 </div> </div> <table> <tr> <td>台</td><td>数</td><td>1（予備 1）</td></tr> </table> </div> </div>	台	数	2	容	量	約 200m ³ ／h（1 台当たり）	全	揚	程			約 200m	台	数	1（予備 1）	<div> <div>①の相違</div> <div> <div>以下設備仕様の相違は自明であり特記しない。</div> </div> </div>
台	数	2（予備 1）																											
容	量	約 125m ³ /h/台																											
全	揚	程																											
		約 85m																											
台	数	2																											
容	量	約 200m ³ ／h（1 台当たり）																											
全	揚	程																											
		約 200m																											
台	数	1（予備 1）																											

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47条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div> (2) 低圧代替注水系（可搬型） <div> a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6号及び7号炉共用） 第4.3-1表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。 </div> </div>	<div> <div> <div> 容量 約250m³／h </div> <div> 全揚程 約120m </div> </div> <div> (2) 低圧代替注水系（可搬設） <div> a. 可搬型代替注水中型ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。 <div> ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 台数 4（予備1） 容量 約210m³／h（1台当たり） 全揚程 約100m </div> b. 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。 <div> ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 台数 2（予備1※1） 容量 約1,320m³／h（1台当たり） 全揚程 約140m </div> ※1「可搬型代替注水大型ポンプ」及び「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」は同型設備であり、「可搬型代替注水大型ポンプ」の予備1台と「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」の予備1台の計2台は共用可能とする。 </div> </div> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="127 373 804 1444"> </div> <div data-bbox="816 432 872 1371"> <p>第 5.6-1 図 (1) 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系統概要図 (低圧代替注水系 (常設)) (6号炉)</p> </div>	<div data-bbox="1219 317 1997 1675"> </div> <div data-bbox="1228 1707 2306 1829"> <p>第 5.9-1 図 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系統 概要図 (1) (低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水)</p> </div>	<div data-bbox="2338 1707 2525 1734"> <p>図表番号の相違</p> </div>

[illegible]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="115 434 783 1518"> </div> <div data-bbox="813 491 881 1444"> <p>第 5.6-2 図 (1) 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系統概要図 (低圧代替注水系 (可搬型)) (6 号炉)</p> </div>	<div data-bbox="1231 333 2012 1470"> </div> <div data-bbox="1760 1503 1997 1526"> <p>A 系使用時の系統を示す。</p> </div> <div data-bbox="1231 1610 2303 1745"> <p>第 5.9-3 図 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系統概要図 (3) (残熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水)</p> </div>	<div data-bbox="2332 1610 2528 1644"> <p>図表番号の相違</p> </div>

<div> 柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 </div>	<div> 東海第二発電所 </div>	<div> 備考 </div>
<div> <p>第5.6-2図(2) 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系統概要図 (低圧代替注水系 (可搬型)) (7号炉)</p> </div>	<div> <p>第5.9-4図 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系統概要図 (4) (残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱)</p> </div>	<div> <p>図表番号の相違</p> </div>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="121 289 884 1388"> </div>	<div data-bbox="1288 632 1872 1230"> </div>	<div data-bbox="2341 1388 2522 1421"> 図表番号の相違 </div>

<div> 柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 </div>	<div> 東海第二発電所 </div>	<div> 備考 </div>
<div> <p>第5.6-3図(2) 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系統概要図 (代替交流電源設備を用いた低圧注水系の復旧) (7号炉)</p> </div>	<div> <p>第5.9-6図 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系統概要図 (6) (代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却)</p> </div>	<div> 図表番号の相違 </div>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div> <p>第5.6-4図(1) 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系統概要図 (代替電源設備を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の復旧)(6号炉)</p> </div>		

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div>5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</div> <div>5.10.1 概要</div> <div> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送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>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の系統概要図を第5.10－1図から第5.10－3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残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）並びに<u>原子炉補機冷却系</u>が使用できる場合は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>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）については、「5.2 残留熱除去系」に記載する。</p> <p><u>原子炉補機冷却系</u>については「5.9 <u>原子炉補機冷却系</u>」に記載する。</p> </div> <div>5.10.2 設計方針</div> <div> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する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の設備として、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系及び<u>代替原子炉補機冷却系</u>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. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、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重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を使用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、<u>よう素フィルタ</u>、<u>ラプチャーディスク</u>、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及び<u>よう素フィルタ</u>へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。</p> <p>本系統の詳細については、「9.3 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> </div>	<div>5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</div> <div>5.10.1 概要</div> <div> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送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>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の系統概要図を第5.10－1図から第5.10－3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残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）並びに<u>残留熱除去系海水系</u>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。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）については、「5.4 残留熱除去系」に記載する。<u>残留熱除去系海水系</u>については「5.6.1.2 <u>残留熱除去系海水系</u>」に記載する。</p> </div> <div>5.10.2 設計方針</div> <div> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する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の設備として、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系及び<u>緊急用海水系</u>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. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、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重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を使用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、<u>フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）</u>、<u>圧力開放板</u>、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋<u>原子炉棟</u>屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。</p> <p>本系統の詳細については、「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> </div>	<div>設備名称の相違</div> <div>設備名称の相違</div> <div>東二に設計基準拡張なし。</div> <div>系統名称の相違</div> <div>設備名称の相違</div> <div>設備設計の相違</div> <div>項目、図表番号の相違</div> <div>熱交換方式の相違</div> <div>設備設計の相違</div> <div>設備設計の相違</div> <div>ただし弁については「配管・弁類」として表現</div> <div>設備名称の相違</div> <div>項目、図表番号の相違</div>

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div> b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 </div> <div> 残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、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重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系を使用する。 </div> <div> 耐圧強化ベント系は、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。 </div> <div> 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。 </div> <div> 耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる不活性ガス系等の配管は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とし、弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。 </div> <div> 耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。 </div> <div> 耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。 </div> <div> 遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を配置することで、放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については遠隔空気駆動弁操作用ボンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由し、高圧窒素ガスを供給することによる操作も可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による操作も可能な設計とする。これらにより、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。 </div> <div> 本系統はサブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、<u>ダイヤフラムフロア面</u>からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。 </div> <div> 耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。 </div> </div>	<div> <div> b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 </div> <div> 残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、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重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系を使用する。 </div> <div> 耐圧強化ベント系は、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。 </div> <div> 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。 </div> <div> 耐圧強化ベント系は、使用する際に弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。 </div> <div> 耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。 </div> <div> 耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は電動弁とし、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による操作が可能な設計とする。このうち、第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）については、遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とし、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。 </div> <div> 本系統はサブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、<u>ペDESTアル（ドライウエル部）</u>の床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。 </div> <div> 耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。 </div> </div>	<div> <div> 設備の相違 </div> <div> 東二は単独プラントであり他の発電用原子炉と共用しない。 </div> <div> 設備の相違，文章構成の相違（次段落に記載） </div> <div> ・東二は第二弁操作室等の設備対応及び本条が炉心損傷前の対応であることから，遮蔽対応の記載は不要 </div> <div> ・東二は電動弁での対応につき空気作動弁の記載は不要 </div> <div> 設備の相違，設備名称の相違 </div> <div> 設備名称の相違（格納容器タイプの相違） </div> <div> 設備名称の相違 </div> </div>

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48条】

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p> 主要な設備は、以下のとおりとする。 <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） ・代替所内電気設備（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（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備） </p> <p> 本系統の流路として、不活性ガス系，耐圧強化ベント系及び非常用ガス処理系の配管及び弁並びに主排気筒（内筒）を重大事故等対処設備として使用する。 </p> <p> また，耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に，高圧窒素ガスを供給するための流路として，遠隔空気駆動弁操作設備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格納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. 代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 </p> <p> 原子炉補機冷却系の故障又は全交流動力電源の喪失により，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，代替原子炉補機冷却系を使用する。 </p> <p> 代替原子炉補機冷却系は，代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器を搭載した熱交換器ユニット，大容量送水車（熱交換器ユニット用），配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に，熱交換器ユニットを原子炉補機冷却系に接続し，大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで，残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。 </p> <p> 熱交換器ユニットは，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。また，大容量送水車（熱交換器ユニット用）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。 <ul style="list-style-type: none"> ・熱交換器ユニット（6号及び7号炉共用） </p> <p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6号及び7号炉共用） ・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） ・燃料補給設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備） </p> <p> 本系統の流路として，原子炉補機冷却系の配管，弁及びサージタンク並びに残留熱除去系の熱交換器，ホースを重大事故等対処設備として使用する。 </p>	<p> 主要な設備は，以下のとおりとする。 <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） ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備） </p> <p> 本系統の流路として，不活性ガス系，耐圧強化ベント系及び非常用ガス処理系の配管及び弁並びに非常用ガス処理系排気筒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格納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. 緊急用海水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 </p> <p> 残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，緊急用海水系を使用する。 </p> <p> 緊急用海水系は，緊急用海水ポンプ，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に，緊急用海水ポンプにて残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで，残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。 </p> <p> 緊急用海水ポンプは，常設代替交流電源設備からの給電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。 <ul style="list-style-type: none"> ・緊急用海水系（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） </p> <p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備） </p> <p> 本系統の流路として，残留熱除去系の熱交換器を重大事故等対処設備として使用する。 </p>	<p> 東二は号機間融通なし。 </p> <p> 東二は号機間融通なし。 </p> <p> 東二の当該系統では直流駆動の電動弁は使用しない。 </p> <p> 設備設計の相違 </p> <p> 東二は電動弁（交流）での対応につき，空気作動弁の記載は不要 </p> <p> 設備の相違 </p> <p> 設備の相違 </p> <p> 設備の相違 </p> <p> 常設設備と可搬型設備の相違 </p> <p> 設備の相違 </p> <p> 設備設計の相違 </p> <p> 設備設計の相違 </p> <p> 東二は常設による対応及び号機間融通なし。 </p> <p> 設備設計の相違 </p> <p> 設備設計の相違 </p> <p> 東二ではS A設備である非常用取水設備のS A用海水ビット取水塔，海水引込み管，S A用海水ピッ </p>

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<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></p> <p>原子炉格納容器については，「9.1 原子炉格納施設」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，代替所内電気設備，<u>常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備及び燃料補給設備</u>については「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>非常用取水設備については，「10.8 非常用取水設備」に記載する。</p>	<p>原子炉格納容器については，「9.1 原子炉格納施設」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，代替所内電気設備及び燃料<u>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><u>残留熱除去系</u>については，「5.4 残留熱除去系」に記載する。</p> <p><u>残留熱除去系海水系</u>については，「5.6.1.2 残留熱除去系海水系」に記載する。</p> <p>非常用取水設備については，「10.8 非常用取水設備」に記載する。</p> <p><u>設計基準事故対処設備の残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプは，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>ト，緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを緊急用海水系の流路として使用する。</p> <p>また，非常用海水ポンプの流路としてS A設備である取水構造物を使用する。</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備設計の相違</p> <p>設備設計の相違</p> <p>既設D B A設備によるS A設備の43条適合性を説明</p>
<p>5.10.2.1 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>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び<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，ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで，残留熱除去系及び<u>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>また，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，排出経路に設置される隔離弁の<u>うち電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備</u>を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び<u>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>また，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，排出経路に設置される隔離弁の<u>うち空気作動弁を遠隔空気駆動弁操作設備による遠隔操作を可能にすること又は遠隔手動弁操作設備</u>を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び<u>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>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに<u>ラプチャーディスク</u>は，原子炉建屋近傍の屋外に設置し，耐圧強化ベント系は，原子炉建屋内の残留熱除去系が</p>	<p>5.10.2.1 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>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，残留熱除去系（<u>原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系</u>）及び<u>残留熱除去系海水系</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで，残留熱除去系及び<u>残留熱除去系海水系</u>に対して，多様性を有する設計とする。</p> <p>また，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は<u>遠隔人力操作機構又は操作ハンドル</u>を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（<u>原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系</u>）及び<u>残留熱除去系海水系</u>に対して，多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は<u>屋外</u>の格納容器圧力逃がし装置格納槽に，及び<u>圧力開放板</u>は原子炉建屋近傍の屋外に設置し，耐圧強化ベント系は，原子炉建屋<u>原子炉棟内</u></p>	<p>設備設計の相違</p> <p>設備設計の相違</p> <p>東二の隔離弁は電動弁のみ</p> <p>設備設計の相違</p> <p>設備設計の相違</p> <p>東二は電動弁での対応につき空気作動弁の記載は不要</p> <p>設備設計の相違</p> <p>設備名称の相違</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48条】

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p> <u>ンプ及び熱交換器並びにタービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ，海水ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで，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った設計とする。</u> </p> <p> 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって，<u>残留熱除去系及び原子炉補機冷却系</u>に対して独立性を有する設計とする。 </p>	<p> の残留熱除去系ポンプ，<u>熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水系と異なる区画に設置することで，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った設計とする。</u> </p> <p> 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって，<u>残留熱除去系及び残留熱除去系海水系</u>に対して独立性を有する設計とする。 </p> <p> <u>緊急用海水系は，残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備からの給電を可能とすることにより非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。また，緊急用海水系は，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して，除熱手段の多様性を有する設計とする。</u> </p> <p> <u>緊急用海水系は，原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより，海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ，原子炉建屋内の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。</u> </p> <p> <u>緊急用海水系は，電源の多様性及び機器の位置的分散により，残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。</u> </p>	<p>設備設計の相違</p> <p>設備設計の相違</p> <p>東二特有の設備設計に係る記載</p>
<p> <u>代替原子炉補機冷却系は，原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，熱交換器ユニットを可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系に対して，多様性及び独立性を有する設計とし，大容量送水車（熱交換器ユニット用）をディーゼルエンジンにより駆動することで，電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系に対して多様性を有する設計とする。また，代替原子炉補機冷却系は，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して，除熱手段の多様性を有する設計とする。</u> </p> <p> <u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，タービン建屋，原子炉建屋，主排気筒及び格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで，タービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ，海水ポンプ及び熱交換器，原子炉建屋内及び屋外に設置される耐圧強化ベント系並びに格納容器圧力逃がし装置と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u> </p> <p> <u>熱交換器ユニットの接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，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> <u>代替原子炉補機冷却系は，原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原子炉補機冷却系の海水系に対して独立性を有するとともに，熱交換器ユニットから原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について，原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。</u> </p> <p> <u>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって，代替原子炉補機冷却系は，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系に対して重大事故等対処設備としての独立</u> </p>		<p>設備設計の相違に係る記載</p>

柏崎原子力発電所　６／７号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>性を有する設計とする。</u></p> <p>電源設備の多様性及び独立性，位置的分散については「10.2　代替電源設備」にて記載する。</p> <p>5.10.2.2　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>耐圧強化ベント系は，通常時は弁により他の系統・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，他の系統・機器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は，通常時は熱交換器ユニットを接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しないことにより，相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></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）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>熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>5.10.2.3　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>耐圧強化ベント系は，原子炉停止後約　16　時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し，その熱量分を除熱できる十分な排出流量を有する設計とする。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，想定される重大事故等時において，残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット１セット１式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）１セット１台を使用する。熱交換器ユニットの保有数は，６号及び７号炉共用で４セット４式に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１式（６号及び７号炉共用）の合計５式を保管する。大容量送水車（熱交換器ユニット用）の保有数は，６号及び７号炉共用で４セット４台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台（６号及び７号炉共用）の合計５台を保管する。</u></p> <p><u>また，代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，想定される重大事故等時において，残留熱除去系による発電用原子炉又は原子炉格納容器内の除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に同時に使用するため，各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</u></p>	<p>電源設備の多様性及び独立性，位置的分散については，「10.2　代替電源設備」にて記載する。</p> <p>5.10.2.2　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>耐圧強化ベント系は，通常時は弁により他の系統・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，他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>緊急用海水系は，通常時は弁により他の系統・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，他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。また，残留熱除去系海水系と緊急用海水系を同時に使用しないことにより，相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>5.10.2.3　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>耐圧強化ベント系は，原子炉停止後約　28　時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し，その熱量分を除熱できる十分な排出流量を有する設計とする。</p> <p><u>緊急用海水系は，残留熱除去系海水系ポンプが有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって，残留熱除去系ポンプが起動可能な状況において，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に必要な海水を供給するポンプ流量を有する設計とする。</u></p> <p><u>緊急用海水ポンプは，必要な流量を確保できる容量を有するものを１台設置するほか，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台を加え，合計２台を設置する設計とする。</u></p>	<p>設備設計の相違</p> <p>設備設計の相違</p> <p>設備設計の相違</p> <p>設備設計の相違</p> <p>設備設計の相違</p> <p>設備設計の相違</p> <p>設備の相違（常設と可搬の相違）</p>

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div>5.10.2.4 環境条件等</div> <div>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</div> <div> 耐圧強化ベント系は、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>耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、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への遠隔手動弁操作設備の設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置することにより、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。</u> また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作用ポンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由した高压窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。 また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。 </div> <div> 代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 <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> </div> <div> <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> </div> <div> <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> </div> <div> <u>また、熱交換器ユニットの海水通水側及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</u> </div> <div>5.10.2.5 操作性の確保</div> <div>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。</div> <div> 耐圧強化ベント系は、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。 </div> <div> 耐圧強化ベント系を使用する際の排出経路に設置される隔離弁には、遠隔手動弁操作設備を設置するとともに、操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を </div>	<div> <u>緊急用海水系で使用する残留熱除去系熱交換器は、想定される重大事故等時において、緊急用海水系での圧力損失を考慮しても残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する設計とする。</u> </div> <div>5.10.2.4 環境条件等</div> <div>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</div> <div> 耐圧強化ベント系は、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。 </div> <div> 耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁のうち第一弁（S／C側）及び第一弁（D／W側）の操作は、想定される重大事故等時において、遠隔人力操作機構により原子炉建屋原子炉棟外から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。 <u>耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁については、駆動部にハンドルを設置することにより設置場所から人力で容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</u> また、排出経路に設置される電動の隔離弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。 </div> <div> <u>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、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> </div> <div> 緊急用海水ポンプは、想定される重大事故等時において、中央制御室から操作が可能な設計とする。 </div> <div> <u>緊急用海水ポンプは、使用時に海水を通水するため耐腐食性材料を使用する。また、緊急用海水ポンプによる海水を送水する系統は、異物の流入防止を考慮した設計とする。</u> </div> <div>5.10.2.5 操作性の確保</div> <div>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。</div> <div> 耐圧強化ベント系は、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系統構成できる設計とする。 </div> <div> 耐圧強化ベント系を使用する際の排出経路に設置される隔離弁のうち、第一弁（S／C側）及び第一弁（D／W側）は、遠隔人力操作機構を設置するとともに、操作場所は原子炉建屋 </div>	<div>設備の相違（既設熱交換器の使用）</div> <div>設備設計の相違</div> <div>東二は設備、運用の相違により仮設遮蔽材使用せず。</div> <div>空気作動弁なしにつき記載の差異</div> <div>設備設計の相違</div> <div>設備設計の相違</div> <div>設備設計の相違</div> <div>設備設計の相違</div> <div>設備設計の相違</div> <div>本来目的での使用であり切替えに該当しない。</div> <div>設備設計の相違</div>

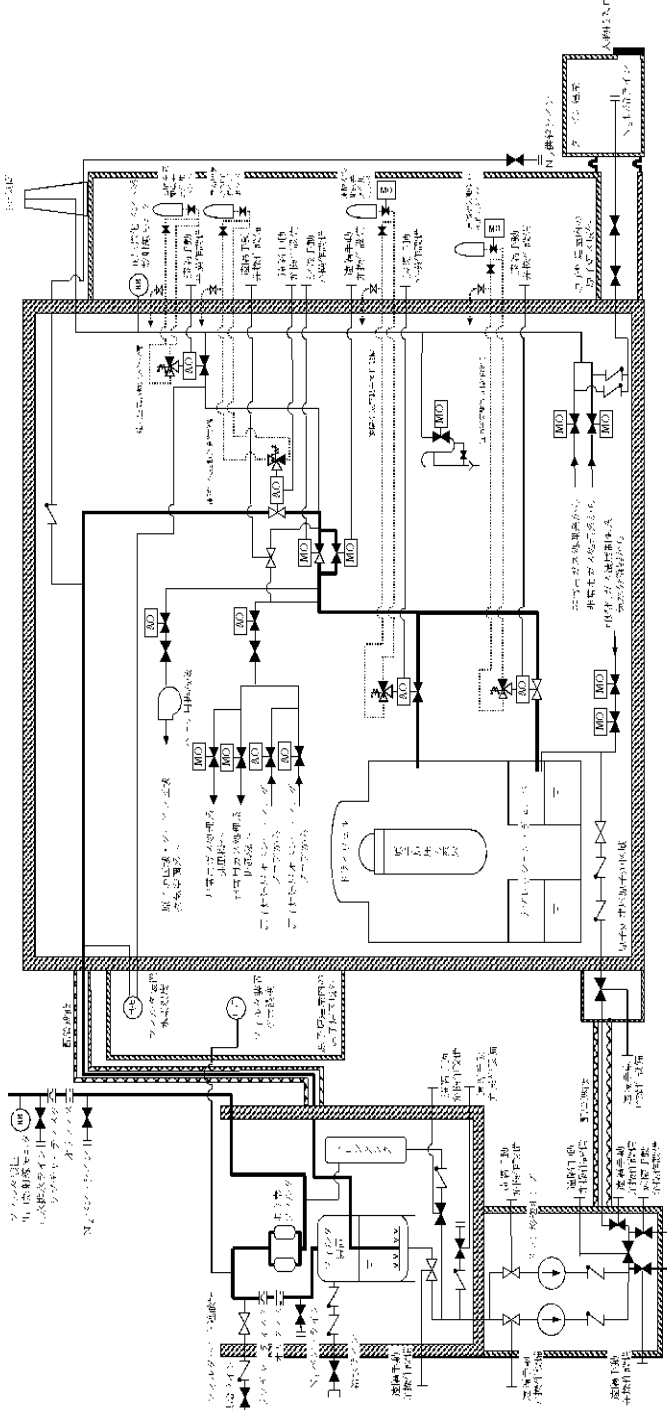
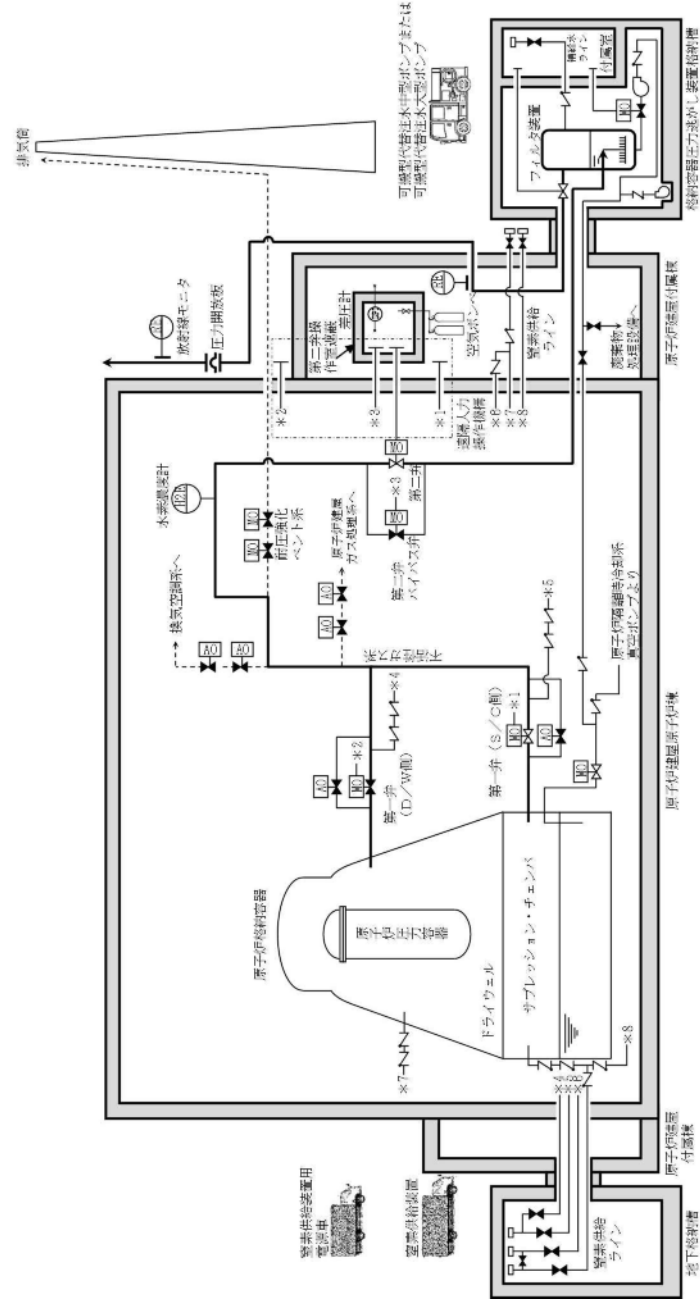
柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>設置することで、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。<u>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、遠隔空気駆動弁操作用ポンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備を設置するとともに、操作場所を原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</u>また、排出経路に設置される<u>隔離弁のうち電動弁</u>については、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</u></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）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>熱交換器ユニットを接続する接続口については、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。</u></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>原子炉棟外とし、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁については、ハンドルを設けることで、設置場所にて容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される<u>電動の隔離弁</u>については、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>炉心損傷前の対応として現場（設置場所）での人力操作を想定</p>
<p>5.10.3 主要設備及び仕様</p> <p>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を第5.10－1表に示す。</p> <p>5.10.4 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>耐圧強化ベント系は、発電用原子炉の停止中に弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。</p> <p><u>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</u></p>	<p><u>緊急用海水系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統から弁操作等にて速やかに系統構成が可能な設計とする。</u></p> <p><u>緊急用海水ポンプは、想定される重大事故等時において、中央制御室の操作スイッチにより操作ができる設計とする。</u></p> <p><u>残留熱除去系海水系は、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使用する設計とする。</u></p> <p>5.10.3 主要設備及び仕様</p> <p>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を第5.10－1表に示す。</p> <p>5.10.4 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>耐圧強化ベント系は、発電用原子炉の停止中に弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。</p>	<p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p>
<p>設備設計の相違</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48条】

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考																																
<p><u>停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>緊急用海水系は、発電用原子炉の停止中に試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>緊急用海水ポンプは、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>設備設計の相違</p> <p>設備設計の相違</p>																																
<p>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</p> <p>(1) 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>第 9.3－1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(2) 耐圧強化ベント系</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none">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 <table><tr><td>系 統 数</td><td>1</td></tr><tr><td>系統設計流量</td><td>約 15.8kg/s</td></tr></table> <p>(3) 代替原子炉補機冷却系</p> <p>a. 熱交換器ユニット（6号及び7号炉共用）</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none">原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備使用済燃料プールの冷却等のための設備 <table><tr><td>数 量</td><td>4式（予備1）</td></tr><tr><td>熱交換器</td><td></td></tr><tr><td>組 数</td><td>1/式</td></tr><tr><td>伝熱容量</td><td>約 23MW/組（海水温度 30℃において）</td></tr></table> <p>代替原子炉補機冷却水ポンプ</p> <table><tr><td>台 数</td><td>2</td></tr><tr><td></td><td>1</td></tr><tr><td>容 量</td><td>約 300m³/h/台</td></tr><tr><td></td><td>約 600m³/h/台</td></tr><tr><td>全 揚 程</td><td>約 75m</td></tr></table> <p>b. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6号及び7号炉共用）</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p>	系 統 数	1	系統設計流量	約 15.8kg/s	数 量	4式（予備1）	熱交換器		組 数	1/式	伝熱容量	約 23MW/組（海水温度 30℃において）	台 数	2		1	容 量	約 300m³/h/台		約 600m³/h/台	全 揚 程	約 75m	<p>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</p> <p>(1) 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>第 9.3－1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(2) 耐圧強化ベント系</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none">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 <table><tr><td>系 統 数</td><td>1</td></tr><tr><td>系統設計流量</td><td>約 48,000kg／h</td></tr></table> <p>(3) 緊急用海水ポンプ</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none">原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備原子炉格納容器内の冷却等のための設備原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 <table><tr><td>台 数</td><td>1（予備1）</td></tr><tr><td>容 量</td><td>約 844m³／h</td></tr><tr><td>全 揚 程</td><td>約 130m</td></tr></table>	系 統 数	1	系統設計流量	約 48,000kg／h	台 数	1（予備1）	容 量	約 844m³／h	全 揚 程	約 130m	<p>以下設備仕様の相違は自明であり特記しない。</p>
系 統 数	1																																	
系統設計流量	約 15.8kg/s																																	
数 量	4式（予備1）																																	
熱交換器																																		
組 数	1/式																																	
伝熱容量	約 23MW/組（海水温度 30℃において）																																	
台 数	2																																	
	1																																	
容 量	約 300m³/h/台																																	
	約 600m³/h/台																																	
全 揚 程	約 75m																																	
系 統 数	1																																	
系統設計流量	約 48,000kg／h																																	
台 数	1（予備1）																																	
容 量	約 844m³／h																																	
全 揚 程	約 130m																																	

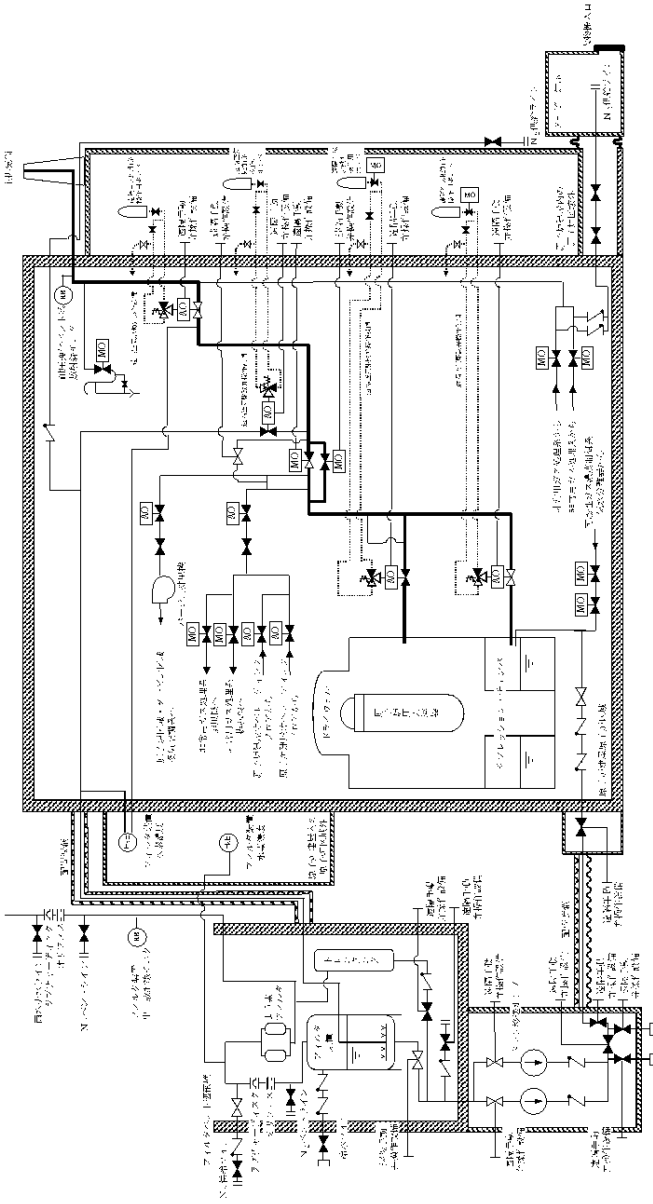
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表
 【対象項目： 第48条】

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div> <div>・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</div> <div>・使用済燃料プールの冷却等のための設備</div> </div> <div> <div>台数</div> <div>4（予備1）</div> </div> <div> <div>容量</div> <div>約900m³/h/台</div> </div> <div> <div>吐出圧力</div> <div>1.25MPa[gage]</div> </div> </div>		

<div> 柏崎原子力発電所 6／7号炉 </div>	<div> 東海第二発電所 </div>	<div> 備考 </div>
<div>  <p>第5.10-1図(1) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)</p> </div>	<div>  <p>第5.10-1図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 系統概要図 (1) (格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)</p> <p>ウエットウェルベント時の系統状態を示す。</p> </div>	

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="378 326 1522 949"></div> <div data-bbox="556 964 1407 1023"><p>第5.10-1 図(2) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱) (7号炉)</p></div>	<div data-bbox="315 1335 1596 2107"></div> <div data-bbox="315 1335 399 2211"><p>第5.10-2 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 系統概要図 (2) (耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)</p></div> <div data-bbox="1039 2136 1564 2181"><p>ウェットウェルベント時の系統状態を示す。</p></div>	

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="311 577 899 1648" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="914 751 964 1486" data-label="Caption"> <p>第5.10-2図(1) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱) (6号炉)</p> </div>	<div data-bbox="1285 766 2151 1375" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1448 1360 1816 1375" data-label="Text"> <p>(注) 弁構成は緊急用海水ポンプ(A)による残留熱除去系A系供給時を示す。</p> </div> <div data-bbox="1875 1480 2315 1512" data-label="Text"> <p>残留熱除去系海水系A系通水時を示す。</p> </div> <div data-bbox="1338 1570 2211 1644" data-label="Caption"> <p>第5.10-3図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 系統概要図 (3) (緊急用海水系による冷却水(海水)の確保)</p> </div>	

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第5.10-2図(2) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (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
<div data-bbox="172 365 804 976"> </div> <div data-bbox="181 1150 819 1234"> <p>第5.10-3図(1) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)(その1)(6号炉)</p> </div>		

<div> <div>柏崎原子力発電所 6 / 7 号炉</div> <div>東海第二発電所</div> <div>備考</div> </div>		
<div> <p>第 5.10-3 図 (2) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱) (その 1) (7 号炉)</p> </div>		

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="172 384 804 997"> </div> <div data-bbox="181 1171 822 1253"> <p>第 5.10－3 図(3) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱) (その 2) (6 号炉)</p> </div>		

柏崎原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="142 378 789 995"> </div> <div data-bbox="151 1184 807 1266"> <p>第5.10-3図(4) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱) (その2) (7号炉)</p> </div>		

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49条 】

柏崎刈羽発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div>9.2 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</div> <div>9.2.1 概要</div> <p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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>原子炉格納容器内の冷却等のための設備の系統概要図を第 9.2－1 図から第 9.2－4 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残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）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。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）については、「5.3 非常用炉心冷却系」に記載する。</p> <div>9.2.2 設計方針</div> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。</p> <div>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備</div> <div>a. フロントライン系故障時に用いる設備</div> <div>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</div> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を使用する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・復水移送ポンプ</p>	<div>9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</div> <div>9.6.1 概要</div> <p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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>原子炉格納容器内の冷却等のための設備の系統概要図を第 9.6－1 図から第 9.6－4 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残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）については、「5.4 残留熱除去系」に記載する。</p> <div>9.6.2 設計方針</div> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。</p> <div>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備</div> <div>a. フロントライン系故障時に用いる設備</div> <div>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</div> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を使用する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のスプレイヘッダからドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・常設低圧代替注水系ポンプ</p>	<div>項目番号の相違（以下①の相違）</div> <div>①の相違</div> <div>系統・設備名称の相違（以下②の相違）</div> <div>東二では既設設備による SA 設備は SA 設備とする（以下③の相違）</div> <div>章立ての相違</div> <div>①の相違</div> <div>②の相違</div> <div>設備の相違（以下④の相違）</div> <div>④の相違</div> <div>④の相違</div>

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49条 】

柏崎刈羽発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div>・<u>復水貯蔵槽</u> (5.7 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備)</div> <div>・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)</div> <div>・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)</div> <div>・代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)</div> <div>本系統の流路として、<u>復水補給水系</u>、<u>高压炉心注水系及び残留熱除去系の配管及び弁</u>、<u>格納容器スプレイ・ヘッダ</u>を重大事故等対処設備として使用する。</div> <div>その他、設計基準対象施設である原子炉格納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(<u>設計基準拡張</u>)として使用する。</div> <div>(b) 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</div> <div>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用する。</div> <div>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</u>、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</u> により、<u>代替淡水源</u>の水を残留熱除去系等を経由して<u>格納容器スプレイ・ヘッダ</u>からドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</div> <div>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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。</div> <div>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ <u>(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、<u>燃料補給設備</u>である軽油タンク及びタンクローリ <u>(4kL)</u> により補給できる設計とする。</div> <div>主要な設備は、以下のとおりとする。</div> <div>・可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級) (6号及び7号炉共用)</u></div> <div>・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)</div> <div>・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)</div> <div>・代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)</div> <div>・燃料補給設備 <u>(6号及び7号炉共用)</u> (10.2 代替電源設備)</div>	<div>・<u>代替淡水貯槽</u> (9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備)</div> <div>・常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</div> <div>・可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</div> <div>・代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)</div> <div>本系統の流路として、残留熱除去系の配管及び弁、スプレイヘッダを重大事故等対処設備として使用する。</div> <div>その他、設計基準対象施設である原子炉格納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として使用する。</div> <div>(b) 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</div> <div>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用する。</div> <div>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ、可搬型代替注水<u>大型</u>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<u>中型</u>ポンプにより、<u>西側淡水貯水設備</u>の水を、<u>可搬型代替注水大型</u>ポンプにより、<u>代替淡水貯槽</u>の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッダからドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</div> <div>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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又は可搬型代替注水大型ポンプ</u>により海を利用できる設計とする。</div> <div>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ<u>及び可搬型代替注水大型</u>ポンプは、<u>空冷式のディーゼルエンジン</u>により駆動できる設計とする。燃料は、<u>燃料給油設備</u>である<u>可搬型設備用</u>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。</div> <div>主要な設備は、以下のとおりとする。</div> <div>・可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ</div> <div>・可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプ</div> <div>・<u>西側淡水貯水設備 (9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備)</u></div> <div>・<u>代替淡水貯槽 (9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備)</u></div> <div>・常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</div> <div>・可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</div> <div>・代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)</div> <div>・燃料給油設備 (10.2 代替電源設備)</div>	<div>④の相違</div> <div>東二は号炉間の共用はしない</div> <div>東二は号炉間の共用はしない</div> <div>④の相違</div> <div>④の相違</div> <div>④の相違</div> <div>④の相違，②の相違</div> <div>④の相違</div> <div>④の相違</div> <div>④の相違</div> <div>④の相違，②の相違</div> <div>④の相違</div> <div>④の相違</div> <div>④の相違，②の相違</div> <div>④の相違，東二は号炉間の共用はしない</div> <div>④の相違</div> <div>④の相違</div> <div>④の相違</div> <div>東二は号炉間の共用はしない</div> <div>東二は号炉間の共用はしない</div> <div>東二は号炉間の共用はしない</div>

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49条 】

柏崎刈羽発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>本系統の流路として、<u>復水補給水系及び残留熱除去系の配管及び弁</u>、<u>格納容器スプレィ・ヘッダ並びにホース</u>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格納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（<u>設計基準拡張</u>）として使用する。</p> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却<u>モード</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレィ冷却系（常設）は、「(1)a. (a) 代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレィ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却<u>モード</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレィ冷却系（可搬型）は、「(1)a. (b) 代替格納容器スプレィ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。</p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却<u>モード</u>）の復旧</p> <p>全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却<u>モード</u>）が起動できない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し、残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却<u>モード</u>）を復旧する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却<u>モード</u>）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレィすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>本系統に使用する冷却水は<u>原子炉補機冷却系</u>又は<u>代替原子炉補機冷却系</u>から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">・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）・<u>代替原子炉補機冷却系（6号及び7号炉共用）</u>（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） <p>その他、設計基準対象施設である原子炉格納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残留熱除去系及び<u>原子炉補機冷却系</u>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>(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・<u>チェンバ</u>・プール水冷却<u>モード</u>）の復旧</p>	<p>本系統の流路として、残留熱除去系の配管及び弁、スプレィヘッダ並びに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原子炉格納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として使用する。</p> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却<u>系</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレィ冷却系（常設）は、「(1)a. (a) 代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレィ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却<u>系</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレィ冷却系（可搬型）は、「(1)a. (b) 代替格納容器スプレィ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。</p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却<u>系</u>）の復旧</p> <p>全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却<u>系</u>）が起動できない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し、残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却<u>系</u>）を復旧する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却<u>系</u>）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレィすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>本系統に使用する冷却水は<u>残留熱除去系海水系</u>又は<u>緊急用海水系</u>から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">・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）・<u>緊急用海水系</u>（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） <p>その他、設計基準対象施設である原子炉格納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残留熱除去系及び<u>残留熱除去系海水系</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却<u>系</u>）の復旧</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>④の相違</p> <p>②の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違，東二は号炉間の共用はしない</p> <p>④の相違，東二は号炉間の共用はしない</p> <p>④の相違</p> <p>③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49条 】

柏崎刈羽発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（サブプレッション・<u>チェンバ</u>・プール水冷却<u>モード</u>）が起動できない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し、残留熱除去系（サブプレッション・<u>チェンバ</u>・プール水冷却<u>モード</u>）を復旧する。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッション・<u>チェンバ</u>・プール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>本系統に使用する冷却水は<u>原子炉補機冷却系</u>又は<u>代替原子炉補機冷却系</u>から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"> ・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） ・<u>代替原子炉補機冷却系（6号及び7号炉共用）</u>（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） <p>その他、設計基準対象施設である原子炉格納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残留熱除去系及び<u>原子炉補機冷却系</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>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を使用する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、<u>復水移送ポンプ</u>、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、<u>復水移送ポンプ</u>により、<u>復水貯蔵槽</u>の水を残留熱除去系等を経由して<u>格納容器スプレイ</u>・ヘッダからドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>本系統の詳細については、「(1)a. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」に記載する。</p> <p>(b) 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</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用する。</p>	<p>全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が起動できない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し、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）を復旧する。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>本系統に使用する冷却水は、<u>残留熱除去系海水系</u>又は<u>緊急用海水系</u>から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"> ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） ・<u>緊急用海水系</u>（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） <p>その他、設計基準対象施設である原子炉格納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残留熱除去系及び<u>残留熱除去系海水系</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を使用する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>により、<u>代替淡水貯槽</u>の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッダからドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>本系統の詳細については、「(1)a. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」に記載する。</p> <p>(b) 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</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用する。</p>	<p>④の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違、東二は号炉間の共用はしない</p> <p>④の相違、東二は号炉間の共用はしない</p> <p>④の相違</p> <p>③の相違</p> <p>②の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④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49条】

柏崎刈羽発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（<u>A-2 級</u>）、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、可搬型代替注水ポンプ（<u>A-2 級</u>）により、<u>代替淡水源の水を</u>残留熱除去系等を経由して<u>格納容器スプレイ・ヘッダ</u>からドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（<u>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<u>補給</u>設備である軽油タンク及びタンクローリ（<u>4kL</u>）により補給できる設計とする。</p> <p>本系統の詳細については、「(1)a. (b) 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」に記載する。</p> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>モード</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、「(1)b. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。</p> <p>(b) 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</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>モード</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、「(1)b. (b) 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」と同じである。</p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>モード</u>）の復旧</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>モード</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備は、「(1)b. (c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>モード</u>）の復旧」と同じである。</p> <p>(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・<u>チェンバ・プール水冷却モード</u>）の復旧</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除</p>	<p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ、可搬型代替注水<u>大型</u>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<u>中型</u>ポンプにより<u>西側淡水貯水設備の水を</u>、可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプにより<u>代替淡水貯槽の水を</u>残留熱除去系等を経由してスプレイヘッダからドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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>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</u>により海を利用できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ<u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプは、<u>空冷式</u>のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料給油設備である<u>可搬型設備用</u>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>本系統の詳細については、「(1)a. (b) 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」に記載する。</p> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>系</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、「(1)b. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。</p> <p>(b) 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</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>系</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、「(1)b. (b) 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」と同じである。</p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>系</u>）の復旧</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>系</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備は、「(1)b. (c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>系</u>）の復旧」と同じである。</p> <p>(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却<u>系</u>）の復旧</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除</p>	<p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>②の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>②の相違，④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> <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49条 】

柏崎刈羽発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>去系（サプレッション・<u>チェンバ</u>・プール<u>水</u>冷却<u>モード</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備は、「(1)b.(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・<u>チェンバ</u>・プール<u>水</u>冷却<u>モード</u>）の復旧」と同じである。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、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兼用する設計とする。</p> <p>残留熱除去系については、「5.2 残留熱除去系」に記載する。</p> <p><u>大容量送水車（海水取水用）</u>，<u>復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバ</u>については、「5.7 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に記載する。</p> <p><u>原子炉補機冷却系</u>については、「5.9 原子炉補機冷却系」に記載する。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系</u>については、「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。</p> <p>原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」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>常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料<u>補給</u>設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>9.2.2.1 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>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>モード</u>）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，<u>復水移送ポンプ</u>を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により駆動できることで，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>モード</u>）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交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。また，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p>	<p>去系（サプレッション・プール冷却<u>系</u>）が起動できない場合の重大事故等対処設備は，「(1)b.(d)常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール冷却<u>系</u>）の復旧」と同じである。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，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兼用する設計とする。</p> <p><u>残留熱除去系，残留熱除去海水系及び非常用ディーゼル発電機は，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>残留熱除去系については，「5.4 残留熱除去系」に記載する。</p> <p>サプレッション・チェンバ，<u>西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽</u>については，「9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に記載する。</p> <p><u>残留熱除去系海水系</u>については，「5.6.1.2 残留熱除去系海水系」に記載する。</p> <p><u>緊急用海水系</u>については，「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。</p> <p>原子炉格納容器については，「9.1 原子炉格納施設」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>常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料<u>給油</u>設備については，「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>9.6.2.1 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>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>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>常設低压代替注水系ポンプ</u>を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により駆動できることで，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>系</u>）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交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。また，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p>	<p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>既設系統を重大事故等対処設備として使用する場合の第43条適合性を記載</p> <p>①の相違</p> <p>④の相違，①の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>①の相違</p> <p>②の相違</p> <p>④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49条】

柏崎刈羽発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、<u>復水貯蔵槽</u>を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>モード</u>）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p><u>復水移送ポンプ</u>及び<u>復水貯蔵槽</u>は、<u>廃棄物処理建屋</u>内に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及びサブプレッション・チェンバ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>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）</u>及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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 <u>(A-2 級)</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残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>モード</u>）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交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。また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を經由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を經由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、<u>代替淡水源</u>を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>モード</u>）及び<u>復水貯蔵槽</u>を水源とする代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</u> は、原子炉建屋及び<u>廃棄物処理建屋</u>から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び<u>廃棄物処理建屋</u>内の<u>復水移送ポンプ</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>可搬型代替注水ポンプ <u>(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を設置する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>モード</u>）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、独立性及び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>9.2.2.2 悪影響防止</p>	<p>また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、<u>代替淡水貯槽</u>を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>系</u>）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>及び<u>代替淡水貯槽</u>は、<u>常設低圧代替注水系格納槽</u>内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及びサブプレッション・チェンバ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>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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<u>中型</u>ポンプ <u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプを<u>空冷式</u>の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（格納容器スプレイ冷却<u>系</u>）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交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。また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を經由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を經由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、<u>西側淡水貯水設備</u>を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>系</u>）及び<u>代替淡水貯槽</u>を水源とする代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ <u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプは、原子炉建屋及び<u>常設低圧代替注水系格納槽</u>から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び<u>常設低圧代替注水系格納槽</u>内の<u>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>可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ <u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却<u>系</u>）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、独立性及び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>9.2.2.2 悪影響防止</p>	<p>④の相違</p> <p>②の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>②の相違</p> <p>②の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>②の相違</p> <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49条 】

柏崎刈羽発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<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>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，通常時は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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。</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>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，通常時は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を接続先の系統と分離された状態で保管し，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>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-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>9.2.2.3 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>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは，設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が，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に必要なスプレイ流量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。また，復水移送ポンプは，想定される重大事故等時において，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）として同時に使用するため，各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の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，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に必要なスプレイ流量を有するものを1セット4台使用する。保有数は，6号及び7号炉共用で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台を保管する。</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，輪留め又は車両転倒防止装置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>9.6.2.3 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>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，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に必要なスプレイ流量に対してポンプ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。また，常設低圧代替注水系ポンプは，想定される重大事故等時において，低圧代替注水系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），格納容器下部注水系（常設）及び代替燃料プール注水系（常設）として同時に使用するため，各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは，想定される重大事故等時において，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に必要なスプレイ流量を有するものを1セット2台使用する。保有数は，2セットで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>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，想定される重大事故等時において，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に必要なスプレイ流量を有するものを1セット1台使用する。保有数は，2セットで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。</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，想定される重大事故等時において，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），低圧代替注水系（可搬型）及び代替燃料プール注水系（可搬型）として同時に使用するため，各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</p> <p>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）の予備1台と兼用可能な設計とする。</p>	<p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>①の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④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49条】

柏崎刈羽発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>9.2.2.4 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>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の<u>復水移送ポンプ</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><u>復水移送ポンプ</u>の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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<u>若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計</u>又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</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>可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</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。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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<u>若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計</u>又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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>9.6.2.4 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>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>は、<u>常設低圧代替注水系格納槽内</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><u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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>また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ<u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプは、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<u>中型</u>ポンプ<u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプ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>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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>また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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>①の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>①の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p>
<p>9.2.2.5 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>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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<u>切り替えられる</u>設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の<u>復水移送ポンプ</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<u>若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作</u>又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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<u>切り替えられる</u>設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</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し、系統構成に必要な弁は、中央制御室<u>若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作</u>又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</p>	<p>9.6.2.5 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>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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<u>系統構成が可能な設計</u>とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の<u>常設低圧代替注水系ポンプ</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、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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<u>系統構成が可能な設計</u>とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ<u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>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，中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</p>	<p>①の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④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49条
 】

柏崎刈羽発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</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>可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</u> を接続する接続口については、<u>簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。</u>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。</u></p> <p>9. <u>2</u>. 3 主要設備及び仕様</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様を第 9. <u>2</u>－1 表に示す。</p> <p>9. <u>2</u>. 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>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の<u>復水移送ポンプ</u>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>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ <u>(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、可搬型代替注水ポンプ <u>(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>可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ<u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>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。</p> <p>可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ<u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプを接続する接続口については、<u>一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続によりホースを確実に接続することができる設計とする。</u>また、接続口の口径を統一する設計とする。</p> <p>9. <u>6</u>. 3 主要設備及び仕様</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様を第 9. <u>6</u>－1 表に示す。</p> <p>9. <u>6</u>. 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>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>は、発電用原子炉の停止中に、分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ<u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>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。</p> <p>また、可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ<u>及び</u>可搬型代替注水<u>大型</u>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。</p>	<p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>①の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④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49条】

柏崎刈羽発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考																											
<p>第9.2－1表 原子炉格納容器内の冷却等のための主要機器仕様</p> <p>(1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</p> <p>a. 復水移送ポンプ</p> <p>第5.6－1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>(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</p> <p>a. 可搬型代替注水ポンプ（A－2級）（6号炉及び7号炉共用）</p> <p>第5.6－1表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。</p>	<p>第9.6－1表 原子炉格納容器内の冷却等のための主要機器仕様</p> <p>(1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</p> <p>a. 常設低圧代替注水系ポンプ</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 <table> <tr><td>台</td><td>数</td><td>2</td></tr> <tr><td>容</td><td>量</td><td>約200m³／h（1台当たり）</td></tr> <tr><td>全</td><td>揚</td><td>程</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>約200m</td></tr> </table> <p>(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</p> <p>a. 可搬型代替注水中型ポンプ</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器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熔融炉心を冷却するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 <table> <tr><td>台</td><td>数</td><td>4（予備1）</td></tr> <tr><td>容</td><td>量</td><td>約210m³／h（1台当たり）</td></tr> <tr><td>全</td><td>揚</td><td>程</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>約100m</td></tr> </table> <p>b. 可搬型代替注水大型ポンプ</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器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熔融炉心を冷却するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 <table> <tr><td>台</td><td>数</td><td>2（予備1※1）</td></tr> </table>	台	数	2	容	量	約200m ³ ／h（1台当たり）	全	揚	程			約200m	台	数	4（予備1）	容	量	約210m ³ ／h（1台当たり）	全	揚	程			約100m	台	数	2（予備1※1）	<p>①の相違</p> <p>以下設備仕様の相違は自明であり特記しない。</p>
台	数	2																											
容	量	約200m ³ ／h（1台当たり）																											
全	揚	程																											
		約200m																											
台	数	4（予備1）																											
容	量	約210m ³ ／h（1台当たり）																											
全	揚	程																											
		約100m																											
台	数	2（予備1※1）																											

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49条
 】

柏崎刈羽発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
	<div> <div>容</div> <div>量</div> <div>約 1,320m³／h（1 台当たり）</div> </div> <div> <div>全</div> <div>揚</div> <div>程</div> <div>約 140m</div> </div> <div> ※1「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」のバックアップ用1台と「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」のバックアップ用1台の計2台は共用可能とする。 </div>	

<div> 柏崎刈羽発電所 6／7号炉 </div>	<div> 東海第二発電所 </div>	<div> 備考 </div>
<div> <p>第9.2-1 図(1) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図 (代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却) (6号炉)</p> </div>	<div> <p>第9.6-1 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 系統概要図 (1) (代替格納容器スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却)</p> </div>	
<div> <p>第9.2-1 図(2) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図 (代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却) (7号炉)</p> </div>	<div> <p>第9.6-2 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 系統概要図 (2) (代替格納容器スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却 原子炉建屋東側接続口 使用時)</p> </div>	

柏崎刈羽発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="246 426 1062 940"> </div> <div data-bbox="394 947 1062 993"> <p>第9.2-2図(1) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図 (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）（6号炉）</p> </div> <div data-bbox="246 1171 1062 1665"> </div> <div data-bbox="394 1671 1062 1717"> <p>第9.2-2図(2) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図 (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）（7号炉）</p> </div>	<div data-bbox="1397 394 2169 1549"> </div> <div data-bbox="1344 1612 2228 1692"> <p>第9.6-3図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 系統概要図（3） (残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱）</p> </div>	

柏崎刈羽発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="249 390 1071 911"> <p>第9.2-3図(1) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧）（6号炉）</p> </div> <div data-bbox="249 1129 1071 1650"> <p>第9.2-3図(2) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧）（7号炉）</p> </div>	<div data-bbox="1397 390 2169 1556"> <p>第9.6-4図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 系統概要図（4） (残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱)</p> </div>	

柏崎刈羽発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第50条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	項目の相違
9.3.1 概要	9.7.1 概要	項目の相違
炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。	図表番号の相違
原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の系統概要図を第9.3-1図から第9.3-4図に示す。	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の系統概要図を第9.7-1図から第9.7-4図に示す。	
9.3.2 設計方針	9.7.2 設計方針	項目の相違
原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける。	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける。	
(1) 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	(1) 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	
炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を使用する。	炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を使用する。	
代替循環冷却系は、 <u>復水移送ポンプ</u> 、 <u>残留熱除去系熱交換器</u> 、 <u>配管・弁類</u> 、 <u>計測制御装置</u> 等で構成し、 <u>復水移送ポンプ</u> によりサプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、 <u>残留熱除去系</u> 等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、 <u>原子炉格納容器内へスプレイ</u> することで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、 <u>格納容器ベント管に設けられている連通孔</u> を経て、サプレッション・チェンバに戻ることで循環する。	<u>代替循環冷却系は、Mark-II型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重化設計とする。また、代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプ</u> 、 <u>残留熱除去系熱交換器</u> 、 <u>配管・弁類</u> 、 <u>計測制御装置</u> 等で構成し、 <u>代替循環冷却系ポンプ</u> によりサプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、 <u>残留熱除去系</u> 等を経由して原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、 <u>格納容器ベント管</u> を経て、サプレッション・チェンバに戻ることで循環する。	東二が代替循環冷却系を2系統設置する理由を記載 東二の代替循環冷却系ポンプは新設の設備（以下同様） 系統が異なる。
代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備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。	代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備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。	「連通孔」はABWR特有の設備で東二にはない。
<u>残留熱除去系熱交換器は、代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）</u> により冷却できる設計とする。	<u>残留熱除去系熱交換器は、代替循環冷却系で使用する緊急用海水系</u> により冷却できる設計とする。	東二は常設のESWを設置
<u>代替原子炉補機冷却系は、代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器を搭載した熱交換器ユニット及び大容量送水車（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>熱交換器ユニットを原子炉補機冷却系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</u>	<u>緊急用海水系は、緊急用海水ポンプにて非常用取水設備であるSA用海水ピット、海水引込み管、SA用海水ピット取水塔、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを通じて海水を取水し、緊急用海水ポンプ出口に設置される緊急用海水系ストレーナにより異物を除去し、残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</u>	KK6/7 は中間ループの熱交換器ユニット等の可搬設備であるが、東二は中間ループがなく、海水ポンプは常設のESWを設置
<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>		KK6/7 は可搬設備なので燃料を記載、東二は常設のESWを設置

柏崎刈羽発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第50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>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・<u>復水移送ポンプ</u></p> <p>・<u>残留熱除去系熱交換器</u></p> <p>・<u>熱交換器ユニット</u>（6号及び7号炉共用）</p> <p>・<u>大容量送水車</u>（熱交換器ユニット用）（6号及び7号炉共用）</p> <p>・<u>サプレッション・チェンバ</u>（5.7 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）</p> <p>・<u>常設代替交流電源設備</u>（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）</p> <p>・<u>可搬型代替交流電源設備</u>（6号及び7号炉共用）（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>燃料補給設備</u>（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）</p> <p>代替循環冷却系の流路として、<u>高圧炉心注水系</u>、<u>復水補給水系の配管及び弁</u>、<u>給水系の配管</u>、<u>弁及びスパーージャ</u>、<u>残留熱除去系の配管</u>、<u>弁</u>、<u>ストレーナ及びポンプ並びに格納容器スプレイ・ヘッダ</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系の流路として</u>、<u>原子炉補機冷却系の配管</u>、<u>弁及びサージタンク並びにホース</u>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原子炉格納容器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の海水貯留堰</u>、<u>スクリーン室及び取水路</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・<u>代替循環冷却系ポンプ</u></p> <p>・<u>残留熱除去系熱交換器</u></p> <p>・<u>緊急用海水ポンプ</u>（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>・<u>緊急用海水系ストレーナ</u>（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>・<u>サプレッション・チェンバ</u>（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）</p> <p>・<u>常設代替交流電源設備</u>（10.2 代替電源設備）</p> <p>・<u>可搬型代替交流電源設備</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>代替循環冷却系の流路として、<u>残留熱除去系の配管</u>、<u>弁</u>、<u>ストレーナ及びポンプ並びに格納容器スプレイ・ヘッダ</u>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原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>KK6/7は既設流用、東二は新設</p> <p>東二は中間ループがなく、海水ポンプはESWを設置</p> <p>系統構成の相違</p> <p>東二は中間ループがない。</p> <p>KK6/7は可搬設備で使用する海水取水設備を記載、東二は常設のESWで48条で記載</p> <p>KK6/7は自社製、東二はAREVA製のFVで異なる（以下同様）</p> <p>機器名称の装置（以下同様）</p> <p>経由する系統を全て記載</p> <p>東二のフィルタ装置は、よう素除去部が一体型</p>
<p>(2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を使用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、<u>フィルタ装置</u>、<u>よう素フィルタ</u>、<u>ラブチャーディスク</u>、<u>配管・弁類</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、<u>フィルタ装置及びよう素フィルタ</u>へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、<u>排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し</u>、<u>よう素フィルタは、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。</u></p>	<p>(2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を使用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、<u>フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）</u>、<u>圧力開放板</u>、<u>配管・弁類</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び<u>耐圧強化ベント系</u>を経由して、<u>フィルタ装置へ導き</u>、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、<u>排気中に含まれる粒子状放射性物質</u>、<u>ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。</u></p>	

柏崎刈羽発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第50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>本系統はサブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、<u>ダイヤフラム・フロア</u>面からの高さを確保するとともに<u>有効燃料棒</u>頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p>	<p>本系統はサブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、<u>ドライウエル床面</u>からの高さを確保するとともに<u>燃料有効長</u>頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p>	機器名称の相違
<p>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、<u>使用後においても</u>不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所には<u>バイパス</u>ラインを設け、可燃性ガスを<u>連続して</u>排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレー冷却系等により原子炉格納容器内にスプレーする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレーを停止する運用とする。</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所には<u>ベント</u>ラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレー冷却系等により原子炉格納容器内にスプレーする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレーを停止する運用とする。</p>	気体の窒素に「ガス」はつけない。（社内統一ルール） 使用後（ベント停止後）には隔離弁を閉めており、水素が滞留すれば窒素置換をするので「連続して」の表現はしない。 ベント：機器名称の相違
<p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔<u>手動弁操作設備</u>によって人力による操作が可能な設計とする。</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔<u>人力操作機構</u>によって人力による操作が可能な設計とする。</p>	機器名称の相違（以下同様）
<p>遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋内の原子炉区域外とし、<u>必要に応じて遮蔽材を配置</u>することで、放射線防護を考慮した設計とする。</p>	<p>遠隔人力操作機構の操作場所は、原子炉建屋原子炉棟外とし、<u>第二弁及び第二弁バイパス弁の操作を行う第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽体に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）にて正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断</u>することで、放射線防護を考慮した設計とする。</p>	東二は予め遮蔽及び空気ボンベユニットを設置する。
<p><u>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作用ボンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</u>また、排出経路に設置される隔離弁の<u>うち</u>電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p>	<p>排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p>	東二にはAO弁はない。 （MO弁に代替） 東二の隔離弁はMO弁のみ。
<p>系統内に設ける<u>ラプチャーディスク</u>は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p>	<p>系統内に設ける<u>圧力開放板</u>は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p>	機器名称の相違（以下同様）
<p>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の周囲には遮蔽体を設け、格納容器圧力逃がし装置の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置は、<u>格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）内に設置し、</u>フィルタ装置等の周囲には遮蔽体を設け、格納容器圧力逃がし装置の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。</p>	東二のF Vは地下埋設

柏崎刈羽発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第50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>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・フィルタ装置</p> <p>・<u>よう素フィルタ</u></p> <p>・<u>ラプチャーディスク</u></p> <p>・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)</p> <p>・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)</p> <p>・常設代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備)</p> <p>・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> <p>・代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)</p> <p>本系統の流路として、不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p><u>また、格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に、高圧窒素ガスを供給するための流路として、遠隔空気駆動弁操作設備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格納容器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>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>サブプレッション・チェンバについては、「<u>5.7 重大事故等の収束に必要な水の供給設備</u>」に記載する。</p> <p>原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」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、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、代替所内電気設備及び燃料<u>補給</u>設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p><u>非常用取水設備</u>については、「10.8 非常用取水設備」に記載する。</p> <p>9.3.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p>	<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・フィルタ装置</p> <p>・<u>第二弁操作室遮蔽</u></p> <p>・<u>第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ)</u></p> <p>・<u>第二弁操作室差圧計</u></p> <p>・<u>遠隔人力操作機構</u></p> <p>・<u>圧力開放板</u></p> <p>・<u>窒素供給装置 (9.9 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)</u></p> <p>・<u>窒素供給装置用電源車 (9.9 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)</u></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>・常設代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備)</p> <p>・可搬型代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備)</p> <p>・代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)</p> <p>本系統の流路として、不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管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格納容器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>3.5 原子炉圧力容器</u>」に記載する。</p> <p>サブプレッション・チェンバについては、「<u>9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備</u>」に記載する。</p> <p><u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車については、「9.9 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」に記載する。</u></p> <p>原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」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、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、代替所内電気設備及び燃料<u>給油</u>設備については、「10.2 代替電源設備」に示す。</p> <p>9.7.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p>	<p>東二はフィルタ装置と一体型</p> <p>条文要求の「遮蔽又は遠隔等」に該当する設備を記載</p> <p>条文要求の「爆発防止等」「負圧破損防止」に該当する設備を記載</p> <p>東二は複数号炉で共用しない (以下同様)</p> <p>東二にはAO弁はない。</p> <p>(MO弁に取替)</p> <p>資料構成の相違</p> <p>資料構成の相違</p> <p>9.9 項で兼用する設備であり、メインの設備なので9.9 項に記載</p> <p>KK6/7 は可搬設備で使用する海水取水設備を記載、東二は常設の ESW で48 条で記載</p> <p>項目の相違</p>

柏崎刈羽発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第50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>代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p><u>代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器圧力逃がし装置と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器圧力逃がし装置との離隔を考慮した設計とする。</u></p> <p>代替循環冷却系の<u>復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に、</u>残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置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>代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</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>9.3.2.2 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>代替循環冷却系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、サプレッション・チェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため、代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。</p> <p><u>代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系は、通常時は熱交換器ユニットを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></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）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>熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</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>9.7.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>代替循環冷却系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、サプレッション・チェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため、代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。</p>	<p>KK6/7 は可搬設備を記載、東二は常設の ESW で 48 条で記載</p> <p>東二の代替循環冷却系ポンプは原子炉棟内に新設 東二の F V は地下埋設 主要な設備にあげた機器について記載</p> <p>項目の相違</p> <p>東二の緊急用海水系は 5.10 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備に記載 東二は中間ループがない。</p>

柏崎刈羽発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第50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>格納容器圧力逃がし装置は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等時の排出経路と<u>非常用ガス処理系</u>、<u>原子炉区域・タービン区域換気空調系</u>等の他系統及び機器との間に隔離弁を直列に2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等時の排出経路と<u>換気空調系</u>、<u>原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系</u>の他系統及び機器との間に隔離弁を直列に2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>第二弁操作室遮蔽</u>、<u>第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）</u>及び<u>第二弁操作室差圧計</u>は、通常時は使用しない設備であり、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、<u>第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）</u>は、転倒のおそれがないよう固定して保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>F Vに繋がる設備の相違</p> <p>東二特有の設備について記載</p>
<p>9.3.2.3 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>代替循環冷却系の復水移送ポンプ</u>は、設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ2台におけるポンプ流量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。</p>	<p>9.3.2.3 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>代替循環冷却系</u>は、2系統設置し、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に使用する。各々の<u>代替循環冷却系ポンプ</u>は、原子炉格納容器の過圧破損防止に必要な原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に注水可能なポンプ容量を有する設計とする。</p>	<p>項目の相違</p> <p>東二の代替循環冷却系ポンプは新設の設備</p>
<p>代替循環冷却系の残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>代替循環冷却系で使用する<u>代替原子炉補機冷却系</u>は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替原子炉補機冷却系での圧力損失を考慮しても原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。</p> <p><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、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット1セット1式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1セット1台を使用する。熱交換器ユニットの保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4式に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1式（6号及び7号炉共用）の合計5式を保管する。大容量送水車（熱交換器ユニット用）の保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計5台を保管する。</p> <p><u>また、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において、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と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</p>	<p>代替循環冷却系の残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>代替循環冷却系で使用する<u>緊急用海水系</u>は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>緊急用海水系</u>での圧力損失を考慮しても原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。</p>	<p>系統構成の相違</p> <p>東二は中間ループがない。</p>
<p>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタは、想定される重大事故等時ににおいて、原子炉格納容器内を減圧させるため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、格納容器圧力逃がし装置での圧力損失を考慮しても十分な排出流量を有する設計とする。</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、想定される重大事故等時ににおいて、原子炉格納容器内を減圧させるため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、格納容器圧力逃がし装置での圧力損失を考慮しても十分な排出流量を有する設計とする。</p>	<p>東二のフィルタ装置は一体型</p>

柏崎刈羽発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第50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>フィルタ装置は、想定される重大事故等時において、粒子状放射性物質に対する除去効率が99.9%以上確保できる設計とする。また、<u>スクラバ水の待機時の薬物添加濃度は、想定される重大事故等時のスクラバ水のpH 値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が99.9%以上確保できるpH 値を維持できる設計とする。</u>フィルタ装置は、サプレッション・チェンバへの<u>排水及び薬液注入によるスクラバ水のpH 値の調整が可能な設計とする。</u>フィルタ装置の金属フィルタは、想定される重大事故等時において、金属フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。</p> <p><u>よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が98%以上となるために必要な排気ガス滞留時間を確保できる吸着層の厚さ及び有効面積を有する設計とする。</u></p> <p><u>ラブチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</u></p>	<p>フィルタ装置は、想定される重大事故等時において、粒子状放射性物質に対する除去効率が99.9%以上確保できる設計とする。また、<u>スクラビング水の待機時の薬物添加濃度は、想定される重大事故等時のスクラビング水のpH値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が99%以上確保できるpH値を維持できる設計とする。</u>フィルタ装置のスクラビング水は、<u>補給による水位の確保及びサプレッション・チェンバへの移送が可能な設計とする。</u>フィルタ装置の金属フィルタは、想定される重大事故等時において、金属フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。</p> <p><u>フィルタ装置のよう素除去部の銀ゼオライト吸着層は、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が98%以上となるために必要な排気ガス滞留時間を確保できる吸着層の厚さ及び有効面積を有する設計とする。</u></p> <p><u>圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</u></p> <p><u>第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）は、炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で第二弁又は第二弁バイパス弁の操作が可能なよう第二弁操作室を正圧化することにより操作員の放射線防護に必要な容量を有するものを1セット19本使用する。保有数は、1セット19本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として5本の合計24本を保管する。</u></p> <p><u>第二弁操作室差圧計は、第二弁操作室と周囲の差圧の基準値を上回る範囲の測定が可能な設計とする。</u></p>	<p>機器名称の相違（以下同様）</p> <p>機器仕様の相違</p> <p>スクラビング水の補給について記載</p> <p>KK6/7はベント中のスクラバ水の排水が必要なため、pH 調整を行うが、東二はベント中のスクラビング水の排水が不要であり、pH 調整が不要</p> <p>スクラビング水を送るポンプが「移送ポンプ」のため「移送」と記載</p> <p>機器名称の相違</p> <p>主要な設備にあげた設備について記載</p> <p>主要な設備にあげた設備について記載</p> <p>項目の相違</p> <p>原子炉棟内に設置するものをまとめて記載</p> <p>中央制御室で操作するものをまとめて記載</p> <p>東二は中間ループがない。</p> <p>東二の緊急用海水系は5.10 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備に記載</p> <p>東二の緊急用海水系は常設設備で中央制御室からの操作が可能</p>

柏崎刈羽発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第50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>また、熱交換器ユニットの海水通水側及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</u></p> <p>代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラッシングが可能な設計とする。</p>	<p>代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラッシングが可能な設計とする。</p>	<p>東二には常設の緊急用海水系がある。</p>
<p>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、<u>よう素フィルタ及びラプチャーディスク</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>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、<u>原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）に、遠隔人力操作機構（操作部を除く）は、原子炉建屋原子炉棟内に、遠隔人力操作機構（操作部）、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）及び第二弁操作室差圧計は、原子炉建屋付属棟内に、圧力開放板は、原子炉建屋近傍の屋外に設置し、</u>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>機器の設置場所の相違</p> <p>主要な設備にあげた設備について記載</p>
<p>格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁のうち原子炉建屋内に設置する弁の操作は、<u>原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔手動弁操作設備の設置及び必要に応じた遮蔽材の設置により、</u> 想定される重大事故等時において、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。また、<u>排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作作用ボンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、</u></p> <p>中央制御室から操作が可能な設計とする。フィルタ装置、<u>よう素フィルタの周囲及び必要に応じて配管等の周囲に遮蔽体を設けることで、屋外に設置する弁の操作、スクラバ水の排水、給水操作等のフィルタ装置周辺での操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁は、<u>中央制御室から操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置されるこれらの隔離弁の遠隔人力操作機構の操作部を原子炉建屋原子炉棟外へ設け、必要に応じた遮蔽の設置並びに第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）及び第二弁操作室差圧計を設置することにより、</u> 想定される重大事故等時において、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置の周囲及び必要に応じて配管等の周囲に遮蔽体を設けることで、<u>格納容器圧力逃がし装置格納槽内で実施するスクラビング水の補給操作及びサブプレッション・チェンバへの移送操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>中央制御室から操作できることをはじめに記載</p> <p>東二は遮蔽等を予め設置</p> <p>東二にはAO弁はない。</p> <p>（MO弁に取替）</p> <p>中央制御室からの操作は2段落前に既述</p>
<p>9.3.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p>	<p>9.7.2.5 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>項目の相違</p>
<p>代替循環冷却系は、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><u>復水移送ポンプ</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、<u>中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチにより操作又は設置場所での手動操作が可能な設計</u>とする。また、代替循環冷却系の運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した場合においては、逆洗操作が可能な設計とする。</p> <p><u>代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系は、</u> 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）は、</u> 付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、<u>中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</u></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）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>熱交換器ユニットを接続する接続口については、</u> フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、<u>接続口の口径を統一する設計とする。</u></p>	<p>代替循環冷却系は、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><u>代替循環冷却系ポンプ及び系統構成に必要な弁は、</u> 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。また、代替循環冷却系の運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した場合においては、逆洗操作が可能な設計とする。</p>	<p>東二は系統構成も中央制御室で実施可能</p>
		<p>東二の緊急用海水系は5.10 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備に記載</p> <p>東二は中間ループがない。</p> <p>東二の緊急用海水系は常設設備で中央制御室からの操作が可能</p>

柏崎刈羽発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第50条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）と熱交換器ユニットとの接続は、簡便な接続とし、結合金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>格納容器圧力逃がし装置は、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>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁には、炉心の著しい損傷が発生した場合において、現場において人力で弁の操作ができるよう、遠隔手動弁操作設備を設置するとともに、<u>操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、排出経路に設置される隔離弁のうち、空気作動弁については、遠隔空気駆動弁作用ポンプ及び遠隔空気駆動弁操作設備を設置するとともに、操作場所を原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、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>格納容器圧力逃がし装置は、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>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、<u>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、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、現場において人力で弁の操作ができるよう、遠隔人力操作機構を設置する。</u></p> <p><u>遠隔人力操作機構の操作場所は、原子炉建屋原子炉棟外とし、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作を行う第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）にて正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のブルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とすることで、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>中央制御室から操作できることをはじめに記載</p> <p>操作場所については1段落後に記述</p> <p>東二にはAO弁はない。 (MO弁に取替)</p> <p>中央制御室からの操作は1段落前に既述</p> <p>操作場所についてKK6/7は1段落前に既述</p> <p>東二特有の設備について記載</p>
<p>9.3.3 主要設備及び仕様</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様を第9.3-1表に示す。</p>	<p>9.7.3 主要設備及び仕様</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様を第9.7-1表に示す。</p>	<p>項目の相違</p> <p>図表番号の相違</p>
<p>9.3.4 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>9.7.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p>	<p>項目の相違</p>
<p>代替循環冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、<u>復水移送ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、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。</u></p>	<p>代替循環冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、<u>代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、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。</u></p>	<p>系統仕様の相違</p>
<p><u>代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系は、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。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。</u></p> <p><u>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、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</u></p> <p>格納容器逃がし装置は、発電用原子炉の停止中に排出経路の隔離弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認が可能な設計とする。また、<u>よう素フィルタは、発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認及び内部に設置されている銀ゼオライト試験片を用いた性能の確認が可能な設計とする。</u></p>	<p>格納容器圧力逃がし装置は、発電用原子炉の停止中に排出経路の隔離弁の開閉動作及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認が可能な設計とする。また、<u>よう素除去部は、発電用原子炉の停止中に内部に設置されている銀ゼオライト試験片を用いた性能の確認が可能な設計とする。</u></p>	<p>東二の緊急用海水系は5.10最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備に記載</p> <p>東二の緊急用海水系は常設設備で中央制御室からの操作が可能</p>
	<p>KKの誤記と思われる。</p> <p>東二はフィルタ装置と一体型なので外観は前文に含まれる</p>	

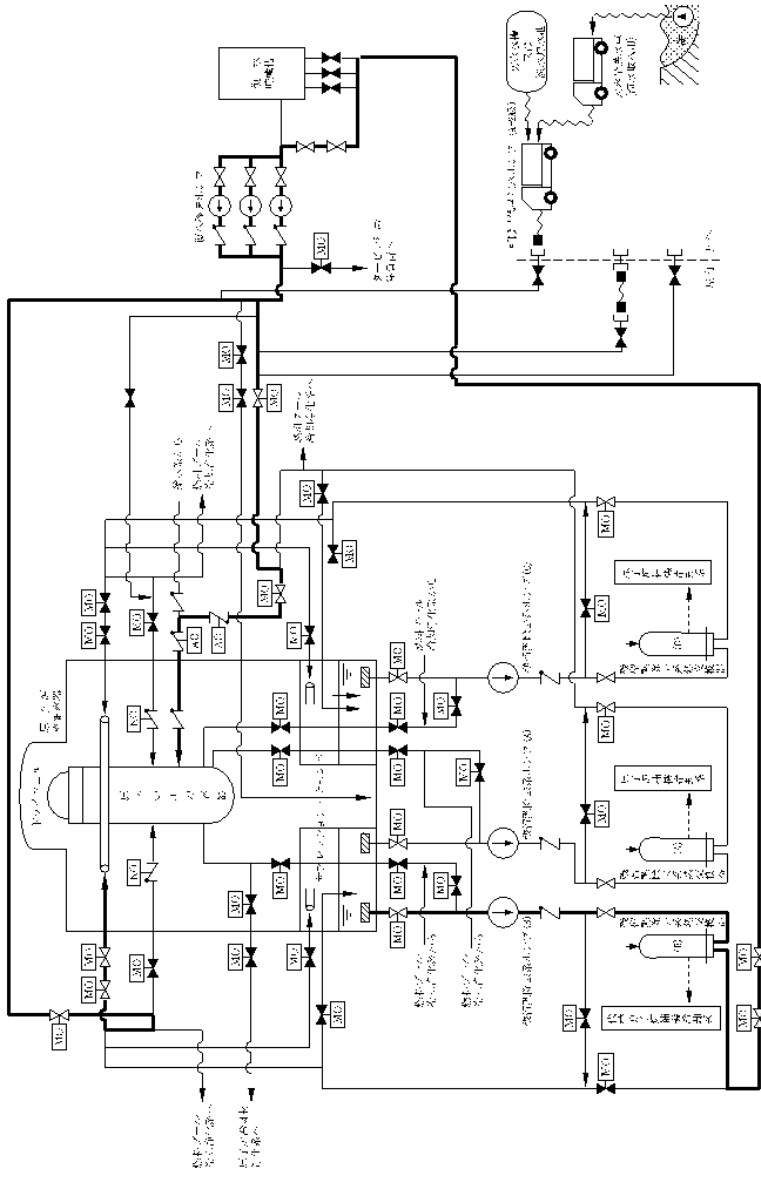
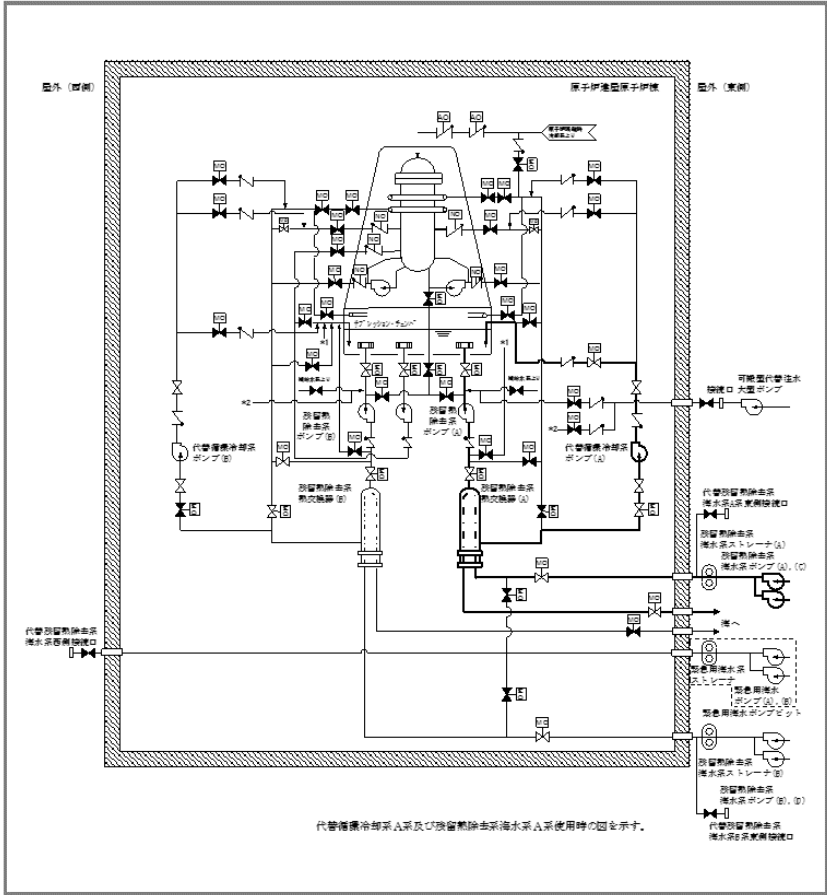
柏崎刈羽発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第50条】

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>ラブチャーディスク</u>は、発電用原子炉の停止中に取替えが可能な設計とする。</p>	<p><u>圧力開放板</u>は、発電用原子炉の停止中に取替えが可能な設計とする。</p>	機器名称の相違
	<p><u>第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）及び第二弁操作室差圧計は、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。また、第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）及び第二弁操作室差圧計は、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。</u></p>	主要な設備にあげた設備について記載
第9.3ー1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様	第9.7ー1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様	図表番号の相違
(1) 代替循環冷却系	(1) 代替循環冷却系	以下設備仕様の相違は自明であり特記しない。
a. 復水移送ポンプ	a. 代替循環冷却系ポンプ	
第5.6ー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。	兼用する設備は以下のとおり。	
	・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	
	・原子炉格納容器内の冷却等のための設備	
	台 数 1（予備1）	
	容 量 約250m ³ ／h	
	全 揚 程 約120m	
b. 残留熱除去系熱交換器	b. 残留熱除去系熱交換器	
兼用する設備は以下のとおり。	兼用する設備は以下のとおり。	
・残留熱除去系	・残留熱除去系	
基 数 1	基 数 2	
伝熱容量 約8.1MW	伝 熱 容 量 約19.4×10 ³ kW（1基当たり）（原子炉停止時冷却モード）	
c. 熱交換器ユニット（6号及び7号炉共用）	c. 緊急用海水ポンプ	
第5.10ー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。	第5.10ー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。	
d. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6号及び7号炉共用）		
第5.10ー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。		

柏崎刈羽発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第50条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div>(2) 格納容器圧力逃がし装置</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div> <div>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</div> <div>・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</div> </div> </div> <div> <div>a. フィルタ装置</div> <div> <div>個数1</div> <div> <div>系統設計流量</div> <div>約31.6kg/s</div> </div> <div> <div>放射性物質除去効率</div> <div>99.9%以上（粒子状放射性物質及び無機よう素に対して）</div> </div> </div> <div> <div>材 料</div> <div> <div>スクラバ水</div> <div>水酸化ナトリウム水溶液（pH□以上）</div> </div> <div> <div>金属フィルタ</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> </div> </div> <div> <div>b. よう素フィルタ</div> <div> <div>個数2</div> <div> <div>系統設計流量</div> <div>約15.8kg/s（1基あたりの設計流量）</div> </div> <div> <div>放射性物質除去効率</div> <div>98%以上（有機よう素に対して）</div> </div> <div> <div>材 料</div> <div>銀ゼオライト</div> </div> </div> </div> <div> <div>c. ラプチャーディスク</div> <div> <div>個数2</div> <div> <div>設定破裂圧力</div> <div>約100kPa〔gage〕</div> </div> </div> </div> </div>	<div> <div>(2) 格納容器圧力逃がし装置</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div> <div>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</div> <div>・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</div> </div> </div> <div> <div>a. フィルタ装置</div> <div> <div>個数1</div> <div> <div>系統設計流量</div> <div>13.4kg／s</div> </div> <div> <div>放射性物質除去効率</div> <div>99.9%以上（粒子状放射性物質に対して）</div> <div>99%以上（無機よう素に対して）</div> <div>98%以上（有機よう素に対して）</div> </div> </div> <div> <div>材 料</div> <div> <div>スクラビング水</div> <div> <div></div> </div> </div> <div> <div>金属フィルタ</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> </div> </div> <div> <div>b. 第二弁操作室遮蔽</div> <div> <div>材 料</div> <div>鉄筋コンクリート</div> </div> <div> <div>遮 蔽 厚</div> <div>1,200mm 以上（フィルタ装置上流配管が敷設される側の遮蔽）</div> <div>400mm 以上（上記以外の遮蔽）</div> </div> </div> <div> <div>c. 第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）</div> <div> <div>本数</div> <div>19（予備5）</div> </div> <div> <div>容 量</div> <div>約47L（1本当たり）</div> </div> </div> <div> <div>d. 第二弁操作室差圧計</div> <div> <div>個数</div> <div>1</div> </div> </div> <div> <div>e. 遠隔人力操作機構</div> <div> <div>個数</div> <div>4</div> </div> </div> <div> <div>f. 圧力開放板</div> <div> <div>個数</div> <div>1</div> </div> <div> <div>設定破裂圧力</div> <div>0.08MPa〔gage〕</div> </div> </div> <div> <div>g. 窒素供給装置</div> <div> <div>第9.9－1表 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の主要機器仕様に記載する。</div> </div> </div> <div> <div>h. 窒素供給装置用電源車</div> <div> <div>第9.9－1表 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の主要機器仕様に記載する。</div> </div> </div> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="118 420 801 1512"></div> <div data-bbox="816 399 875 1512"><p>第9.3-1図(1) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合）（6号炉）</p></div>	<div data-bbox="1246 462 2018 1323"></div> <div data-bbox="1246 1365 2077 1512"><p>第9.7-1図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 （代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合）</p></div>	<p>設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="106 420 816 1522"></div> <div data-bbox="816 394 884 1528"><p>第9.3-1図(2) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合）（7号炉）</p></div>	<div data-bbox="1249 298 2021 1134"></div> <div data-bbox="1240 1194 2092 1320"><p>第9.7-2図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 （代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（サブレーション・プール水の除熱を実施する場合）</p></div>	<p>設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="106 443 816 1535"></div> <div data-bbox="822 394 884 1570"><p>第9.3-2図(1) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合）（6号炉））</p></div>	<div data-bbox="1246 363 2021 1203"></div> <div data-bbox="1240 1241 2095 1411"><p>第9.7-3図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 （代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合））</p></div>	<p>設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="103 441 816 1543"> </div> <div data-bbox="825 394 890 1579"> <p> 第9.3-2図(2) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合）（7号炉）） </p> </div>		<div data-bbox="2380 835 2490 863"> 設備の相違 </div>

柏崎刈羽発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第50条
 】

柏崎刈羽原子力発電所 　6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="103 609 890 1029"> </div> <div data-bbox="148 1239 890 1344"> <p>第9.3-3図(1) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（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（代替原子炉補機冷却系））（その1）</p> </div>		<div data-bbox="2374 871 2878 955"> <p>東二の緊急用海水系は5.10 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備に記載</p> </div>

柏崎刈羽発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第50条
 】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="103 609 890 1039"> </div> <div data-bbox="148 1249 890 1354"> <p>第9.3-3図(2) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（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（代替原子炉補機冷却系））（その2）</p> </div>		<div data-bbox="2374 871 2878 955"> <p>東二の緊急用海水系は5.10 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備に記載</p> </div>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="106 359 795 1591"></div> <div data-bbox="825 436 890 1333"><p>第9.3-4図(1) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の減圧及び除熱) (6号炉)</p></div>	<div data-bbox="1249 348 1938 1614"></div> <div data-bbox="1240 1690 2128 1770"><p>第9.7-4図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の減圧及び除熱)</p></div>	<p>設備の相違</p>

<div> 柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 </div>	<div> 東海第二発電所 </div>	<div> 備考 </div>
<div> <p>第9.3-4図(2) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の減圧及び除熱) (7号炉)</p> </div>		<div> 設備の相違（東二は単機プラント） </div>

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51条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div>9.4 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備</div> <div>9.4.1 概要</div> <div>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却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。</div> <div>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。</div> <div>原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の系統概要図を第9.4-1図から第9.4-6図に示す。</div> <div>9.4.2 設計方針</div> <div>原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための設備として、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を設ける。また、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制するための設備として、コリウムシールドを設ける。</div> <div>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備</div> <div>a. 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</div> <div>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器下部注水系（常設）を使用する。</div> <div>格納容器下部注水系（常設）は、復水移送ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を復水補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</div>	<div>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</div> <div>9.8.1 概要</div> <div>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部（以下「ペDESTAL（ドライウエル部）」という。）に落下した炉心を冷却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。</div> <div>ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。</div> <div>ペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心を冷却するための設備の系統概要図を第9.8-1図から第9.8-2図に示す。</div> <div>9.8.2 設計方針</div> <div>ペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却を行うための設備として、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を設ける。また、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下するまでに、ペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水量を確保し、落下した溶融炉心の冷却が可能な設計とする。なお、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水と合わせて、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。</div> <div>(1) ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備</div> <div>a. 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</div> <div>ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器下部注水系（常設）を使用する。</div> <div>格納容器下部注水系（常設）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格納容器下部注水系を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</div>	<div>項目番号の相違</div> <div>項目番号の相違</div> <div>先行電力（A-BWR）と東二（BWR5）のサブプレッション・チェンバ形状の違いによる名称の相違（以下①の相違）</div> <div>図表番号の相違</div> <div>項目番号の相違</div> <div>①の相違</div> <div>①の相違</div> <div>【先行BWRとの相違】 東二：溶融炉心によるペDESTAL（ドライウエル部）構造への熱影響を抑制するための受け構造 コリウムシールドの目的の違い。東二は、MCCIによるコンクリートへの熱影響を抑制する目的を記載 先行BWR：溶融炉心のドライウエルサンプへの流入を防止する堰構造 （以下②の相違）</div> <div>①の相違</div> <div>①の相違</div> <div>①の相違</div> <div>【注水系説明時の文章構成】 「主機、配管弁、計装等で構成すること」、「主機により水源の水を系統を経由し注水先へ注水すること」、「以上により目的（溶融炉心を冷却）を達成すること」で構成する。 東二の格納容器下部注水系に使用するポンプ及び水源の相違（以下③の相違）</div>

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51条】

<p>格納容器下部注水系（常設）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。</p> <p>また、コリウムシールドは、溶融炉心が<u>原子炉格納容器下部</u>へと落下した場合において、<u>ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制する設計とする</u>。更に格納容器下部注水系（常設）を使用することにより、<u>ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする</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>復水移送ポンプ</u>・コリウムシールド・<u>復水貯蔵槽</u>（5.7 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）・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）・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備） <p><u>本系統の流路として、復水補給水系及び高圧炉心注水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格納容器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. 格納容器下部注水系（可搬型）による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水</p> <p><u>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器下部注水系（可搬型）を使用する。</u></p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、<u>代替淡水源の水を復水補給水系を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする</u>。</p>	<p>格納容器下部注水系（常設）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。</p> <p>また、コリウムシールドは、溶融炉心が<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>へと落下した場合において、<u>溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制する設計とする</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>常設低圧代替注水系ポンプ</u>・コリウムシールド・<u>代替淡水貯槽</u>（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）・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）・代替所内電気設備（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格納容器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. 格納容器下部注水系（可搬型）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水</p> <p><u>ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器下部注水系（可搬型）を使用する。</u></p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水<u>中型</u>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<u>中型</u>ポンプにより、<u>西側淡水貯水設備又は代替淡水源（代替淡水貯槽を除く）の水を格納容器下部注水系を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする</u>。</p> <p><u>また、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、可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水源（代替淡水貯槽を除く）の水を格納容器下部注水系を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</u></p> <p><u>なお、代替淡水貯槽からも取水できる設計とする。</u></p>	<p>①の相違</p> <p>②の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>東二は号機間融通なし。</p> <p>東二は号機間融通なし。</p> <p>DB設備をSAとして使用するため記載があるが東二は新規SA設備のため記載なし。</p> <p>①の相違</p> <p>①の相違</p> <p>【先行BWRとの相違】 東二： ポンプ⇒可搬型代替注水中型ポンプ 水源⇒西側淡水貯水設備又は代替淡水源 先行BWR： ポンプ⇒可搬型代替注水ポンプ 水源⇒代替淡水源</p> <p>【先行BWRとの相違】 東二： ポンプ⇒可搬型代替注水大型ポンプ 水源⇒代替淡水貯槽又は代替淡水源</p> <p>水源の相違（「なお」書きにて淡水源からの</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51条】

<p>格納容器下部注水系（可搬型）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。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）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。また、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>また、コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、<u>ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制する設計とする。更に格納容器下部注水系（可搬型）を使用することにより、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止</u>できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）コリウムシールド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）代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.2 代替電源設備） <p>本系統の流路として、<u>復水補給水系の配管及び弁並びに</u>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原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備</p>	<p>格納容器下部注水系（可搬型）は、代替淡水源（代替淡水貯槽を除く）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又は可搬型代替注水大型ポンプ</u>により海を利用できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）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。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、<u>空冷式のディーゼルエンジン</u>により駆動できる設計とする。燃料は、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。</p> <p>また、コリウムシールドは、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した場合において、<u>溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制</u>できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">可搬型代替注水中型ポンプ可搬型代替注水大型ポンプコリウムシールド西側淡水貯水設備（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）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）常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）燃料給油設備（10.2 代替電源設備） <p>本系統の流路として、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原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>（2）溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止に用いる設備</p>	<p>取水を記載） （以下③の相違） ③の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違 他給水による冷却でないことを明示するため「空冷式」を付記する。 設備名称の相違</p> <p>①の相違 ②の相違</p> <p>設備名称の相違 設備名称の相違</p> <p>主要設備として設備水源は記載し措置水源は記載しない（措置水源は説明文中では一括名称等で記載） 主機はディーゼルエンジン駆動につき電源は不要であるが、系統の電動弁を想定した電源を記載</p> <p>先行BWRとの整合により「可搬型設備用軽油タンク」及び「タンクローリ」を一括名称「燃料給油設備」として記載</p> <p>先行はDB格上げSA設備，東二は新設SA設備で対応するため。</p> <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51条】

<p>a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>本系統の詳細については、「5.6 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」に記載する。</p>	<p>a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>本系統の詳細については、「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」に記載する。</p>	<p>①の相違</p> <p>項目番号の相違</p>
<p>b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>本系統の詳細については、「5.6 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」に記載する。</p>	<p>b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>本系統の詳細については、「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」に記載する。</p>	<p>①の相違</p> <p>項目番号の相違</p>
<p>c. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するため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。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>本系統の詳細については、「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」に記載する。</p>	<p>c. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するため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。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>本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」に記載する。</p>	<p>①の相違</p> <p>項目番号の相違</p>
	<p>d. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>本系統の詳細については、「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」に記載する。</p>	<p>落下遅延防止に用いる設備の相違</p>
<p>d. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するため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。なお、この場合は、低圧</p>	<p>e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するため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。な</p>	<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51条】

<p>代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して行う。</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>お、この場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、<u>代替循環冷却系</u>及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して行う。</p> <p>本系統の詳細については、「6.8 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>対応設備の相違</p> <p>項目番号の相違</p>
<p><u>大容量送水車（海水取水用）</u>，<u>復水貯蔵槽</u>については、「5.7 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。</p>	<p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>，<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>及び<u>代替淡水貯槽</u>については、「9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>項目番号の相違</p>
<p>原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」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，代替所内電気設備及び燃料<u>補給</u>設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p>	<p>原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」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，代替所内電気設備及び燃料<u>給油</u>設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p>	<p>設備名称の相違</p>
<p>9.4.2.1 多重性又は多様性及び独立性，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>9.8.2.1 多重性又は多様性及び独立性，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>項目番号の相違</p>
<p>格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，格納容器下部注水系（常設）の<u>復水移送ポンプ</u>を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による電動機駆動とし，格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</u> をディーゼルエンジンによる駆動とすることで，多様性を有する設計とする。</p>	<p>格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，格納容器下部注水系（常設）の<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>を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による電動機駆動とし，格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水<u>中型ポンプ</u>及び可搬型代替注水<u>大型ポンプ</u>を<u>空冷式</u>のディーゼルエンジンによる駆動とすることで，多様性を有する設計とする。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p>
<p>格納容器下部注水系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，格納容器下部注水系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，<u>非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して</u>独立性を有する設計とする。</p>	<p>格納容器下部注水系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，格納容器下部注水系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，独立性を有する設計とする。</p>	<p>格納容器下部注水系（常設）として使用するポンプが相違しており，ポンプへの給電系統がことなるため，「<u>非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して</u>」を東二では記載しない。 先行BWRは，DB格上げSA（復水移送ポンプ）の給電系統として記載している。 （以下③の相違）</p>
<p>また，格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源は，それぞれ<u>復水貯蔵槽</u>と代替淡水源とすることで，異なる水源を有する設計とする。</p>	<p>また，格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源は，それぞれ<u>代替淡水貯槽</u>と代替淡水源 <u>(代替淡水貯槽を除く)</u> とすることで，異なる水源を有する設計とする。</p>	<p>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51条】

<p><u>復水移送ポンプ</u>は、<u>廃棄物処理建屋</u>内に設置し、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は<u>廃棄物処理建屋</u>から離れた屋外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>常設低圧代替注水系ポンプ</u>は、<u>常設低圧代替注水系格納槽</u>内に設置し、可搬型代替注水<u>中型ポンプ</u><u>及び可搬型代替注水大型ポンプ</u>は<u>常設低圧代替注水系格納槽</u>から離れた屋外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>	機器及び保管場所の相違
<p>格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、<u>非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して</u>独立性を有する設計とする。</p>	<p>格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、独立性を有する設計とする。</p>	④の相違
<p>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p>	<p>可搬型代替注水<u>中型ポンプ</u><u>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>	設備名称の相違
<p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>電源設備の多重性又は多様性及び独立性、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>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>電源設備の多重性又は多様性及び独立性、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>9.4.2.2 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>9.8.2.2 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>	項目番号の相違
<p>格納容器下部注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>格納容器下部注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	
<p>格納容器下部注水系（可搬型）は、通常時は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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。</p>	<p>格納容器下部注水系（可搬型）は、通常時は可搬型代替注水<u>中型ポンプ</u><u>及び可搬型代替注水大型ポンプ</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。</p>	設備名称の相違
<p>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<u>中型ポンプ</u><u>及び可搬型代替注水大型ポンプ</u>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>	設備名称の相違
<p>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>可搬型代替注水<u>中型ポンプ</u><u>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>	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51条】

<p>コリウムシールドは、他の設備と独立して設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、コリウムシールドは、下部にスリットを設けることで、<u>原子炉格納容器下部に設置されているドライウェル高電導度廃液サンプの原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>9.4.2.3 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>格納容器下部注水系（常設）の<u>復水移送ポンプは、設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量が、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。また、復水移送ポンプは、想定される重大事故等時において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</u></p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</u> は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量を有するものを1セット <u>4</u> 台使用する。保有数は、6 号及び7 号炉共用で <u>4</u> セット <u>16</u> 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 <u>(6 号及び7 号炉共用)</u> の合計 <u>17</u> 台を保管する。</p> <p>コリウムシールドは、<u>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心が、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへ流入することを抑制するために必要な厚さ及び高さを有する設計とする。</u></p>	<p>コリウムシールドは、他の設備と独立して設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、コリウムシールド<u>内に設置する機器ドレンサンプ及び床ドレンサンプの排水経路は、十分な排水流量を確保することで、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>9.8.2.3 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>格納容器下部注水系（常設）の<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>は、想定される重大事故等時において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量を有するものを1セット <u>2</u> 台使用する。保有数は、<u>2</u> セットで <u>4</u> 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 <u>5</u> 台を保管する。</p> <p><u>格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量を有するものを1セット1 台使用する。保有数は、2 セットで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。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 台と共用可能とする。</u></p> <p>コリウムシールドは、<u>熔融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウェル部）へ落下する場合に、熔融炉心とペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び熔融炉心からペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するために必要な厚さ及び高さを有する設計とする。</u></p>	<p>排水流路の相違 東二：排水配管 先行BWR：スリット</p> <p>項目番号の相違</p> <p>D B設備をS A時に使用するための記載のため、東二は記載なし。</p> <p>設備名称の相違</p> <p>1 セット使用台数の相違 東二：2 台、先行BWR：4 台 プラント間共用の有無の相違 東二：共用なし。 先行BWR：6、7 号共用</p> <p>東二の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、同型設備でありバックアップを共用するための記載</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51条】

9.4.2.4 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。 格納容器下部注水系（常設）の <u>復水移送ポンプ</u> は、 <u>廃棄物処理建屋</u> 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>復水移送ポンプ</u> の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 格納容器下部注水系（常設）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、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。 また、格納容器下部注水系（常設）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。 格納容器下部注水系（可搬型）の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。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。 格納容器下部注水系（可搬型）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、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。 また、格納容器下部注水系（可搬型）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。 コリウムシールドは、 <u>原子炉格納容器下部</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。	9.8.2.4 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。 格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、 <u>常設低圧代替注水系格納槽</u> 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>常設低圧代替注水系ポンプ</u> の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 格納容器下部注水系（常設）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、中央制御室から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。 また、格納容器下部注水系（常設）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。 格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水 <u>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。可搬型代替注水 <u>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。 格納容器下部注水系（可搬型）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、中央制御室から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。 また、格納容器下部注水系（可搬型）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。 コリウムシールドは、 <u>ペDESTAL（ドライウエル部）</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。	項目番号の相違 設備名称の相違 設備名称の相違 東二は遠隔操作なし。 設備名称の相違 設備名称の相違 東二は遠隔操作なし。 ①の相違
9.4.2.5 操作性の確保 基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。 格納容器下部注水系（常設）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。格納容器下部注水系（常設）の <u>復水移送ポンプ</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、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。 格納容器下部注水系（可搬型）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。 格納容器下部注水系（可搬型）の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、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。	9.8.2.5 操作性の確保 基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。 格納容器下部注水系（常設）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。格納容器下部注水系（常設）の <u>常設低圧代替注水系ポンプ</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。 格納容器下部注水系（可搬型）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。 格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水 <u>中型ポンプ</u> 及び <u>可搬型代替注水大型ポンプ</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し、系統構成に必要な弁は、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。	項目番号の相違 設備名称の相違 東二は遠隔操作なし。 設備名称の相違 東二は遠隔操作なし。

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51条】

<p>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、車両として屋外のアクセスルートを通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>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。<u>また、6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。</u></p> <p>9.4.3 主要設備及び仕様</p> <p>原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様を第 9.4－1 表に示す。</p> <p>9.4.4 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>格納容器下部注水系（常設）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、格納容器下部注水系（常設）の<u>復水移送ポンプ</u>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>格納容器下部注水系（可搬型）の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。また、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。</p> <p>コリウムシールドは、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>第 9.4－1 表 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 格納容器下部注水系（常設）</p> <p>a. 復水移送ポンプ</p> <p>第 5.6－1 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>可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ及び可搬型代替注水<u>大型</u>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。</p> <p>可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ及び可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプ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>9.8.3 主要設備及び仕様</p> <p>原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様を第 9.8－1 表に示す。</p> <p>9.8.4 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>格納容器下部注水系（常設）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、格納容器下部注水系（常設）の<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ及び可搬型代替注水<u>大型</u>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。また、可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ及び可搬型代替注水<u>大型</u>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。</p> <p>コリウムシールドは、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>第 9.8－1 表 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 格納容器下部注水系（常設）</p> <p>a. 常設低圧代替注水系ポンプ</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <p>・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</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>東二は、号機間の共用がないため、記載なし。</p> <p>項目番号の相違</p> <p>図表番号の相違</p> <p>項目番号の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>図表番号の相違</p> <p>以下設備仕様の相違は自明であり特記しない。</p>
---	---	---

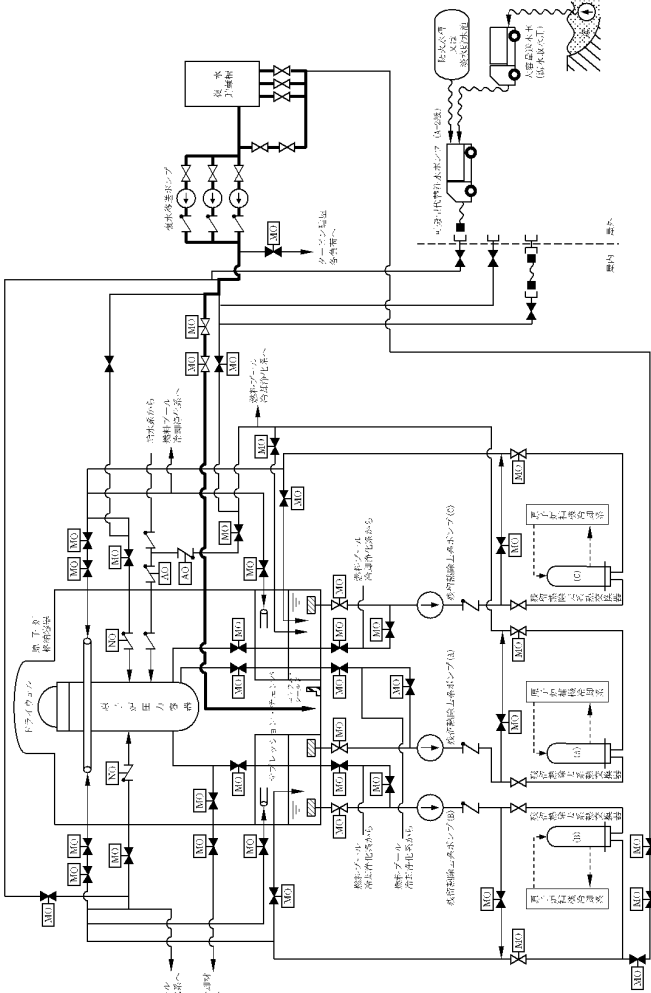
<div>(2) 格納容器下部注水系（可搬型）<div>a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）<div>第 4.3-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。</div></div></div>	<div><div><div>・原子炉格納容器内の冷却等のための設備</div><div>・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</div></div><div><div>台数2</div><div>容量約 200m³／h（1 台当たり）</div><div>全揚程約 200m</div></div></div> <div>(2) 格納容器下部注水系（可搬型）<div>a. 可搬型代替注水中型ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。<div><div>・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</div><div>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</div><div>・原子炉格納容器内の冷却等のための設備</div><div>・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</div><div>・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</div><div>・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</div><div>・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</div></div><div><div>台数4（予備 1）</div><div>容量約 210m³／h（1 台当たり）</div><div>全揚程約 100m</div></div></div><div>b. 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。<div><div>・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</div><div>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</div><div>・原子炉格納容器内の冷却等のための設備</div><div>・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</div><div>・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</div><div>・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</div><div>・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</div></div></div></div>	
--	--	--

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51条】

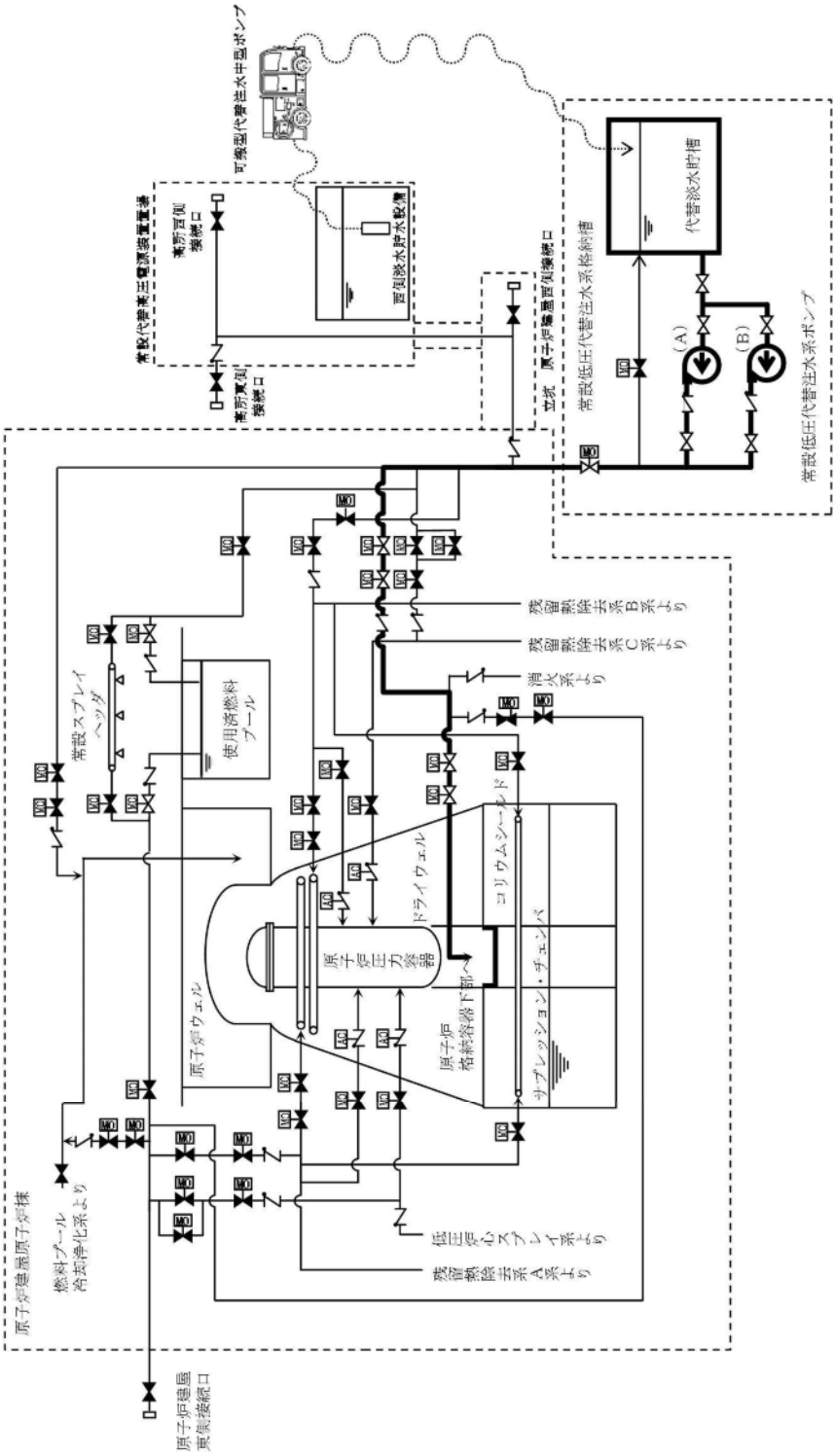
<div>(3) コリウムシールド</div> <div><div>材 質</div><div>高 さ</div><div>厚 さ</div></div> <div><div>ジルコニア</div><div>6 号炉 約 0.85m</div><div>7 号炉 約 0.65m</div><div>約 0.13m</div></div>	<div><div>台 数</div><div>容 量</div><div>全 揚 程</div></div> <div><div>2 (予備 1*)</div><div>約 1,320m³／h (1 台当たり)</div><div>約 140m</div></div> <div>* 「可搬型代替注水大型ポンプ」及び「可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)」は同型設備であり、「可搬型代替注水大型ポンプ」の予備 1 台と「可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)」の予備 1 台の計 2 台は共用可能とする。</div>
<div>(4) 低圧代替注水系 (常設)</div> <div>a. 復水移送ポンプ</div> <div>第 5.6－1 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。</div>	
<div>(5) 低圧代替注水系 (可搬型)</div> <div>a. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び 7 号炉共用)</div> <div>第 4.3－1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。</div>	
<div>(6) 高圧代替注水系</div> <div>a. 高圧代替注水系ポンプ</div> <div>第 5.4－1 表 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主要機器仕様に記載する。</div>	<div>(4) 高圧代替注水系</div> <div>a. 常設高圧代替注水系ポンプ</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div>・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</div> <div><div>台 数</div><div>容 量</div><div>全 揚 程</div></div> <div><div>1</div><div>約 136.7m³／h</div><div>約 900m</div></div>
	<div>(5) 代替循環冷却系</div> <div>a. 代替循環冷却系ポンプ</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div>・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</div> <div>・原子炉格納容器内の冷却等のための設備</div> <div>・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</div> <div><div>台 数</div><div>容 量</div></div> <div><div>1 (予備 1)</div><div>約 250m³／h</div></div>

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51条】

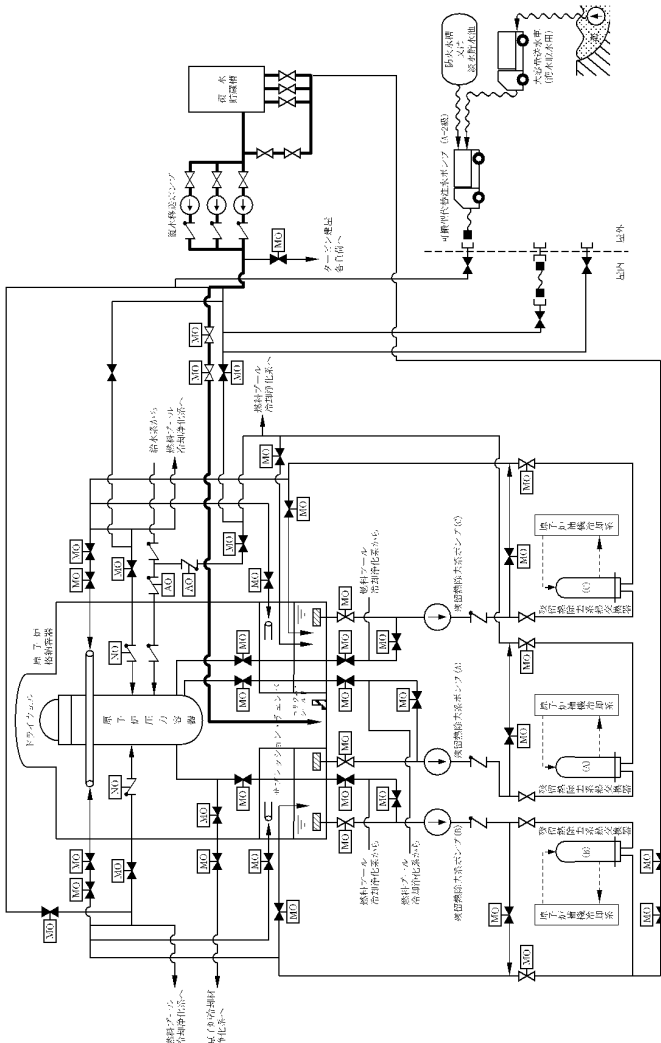
<div>(7) ほう酸水注入系</div> <div>a. ほう酸水注入系ポンプ</div> <div>第 6. 1. 2－3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。</div> <div>b. ほう酸水注入系貯蔵タンク</div> <div>第 6. 1. 2－3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。</div>	<div>全 揚 程 約 120m</div> <div>(6) ほう酸水注入系</div> <div>a. ほう酸水注入ポンプ</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div>・ほう酸水注入系</div><div>・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</div><div>・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</div></div> <div>台 数 1（予備1）</div> <div>容 量 約9. 78m³／h</div> <div>全 揚 程 約870m</div> <div>(7) 西側淡水貯水設備</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div>・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</div><div>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</div><div>・原子炉格納容器内の冷却等のための設備</div><div>・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</div><div>・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</div><div>・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</div><div>・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</div></div> <div>基 数 1</div> <div>容 量 約 5, 000m³</div> <div>(8) 代替淡水貯槽</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div>・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</div><div>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</div><div>・原子炉格納容器内の冷却等のための設備</div><div>・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</div><div>・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</div><div>・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</div><div>・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</div></div> <div>基 数 1</div> <div>容 量 約 5, 000m³</div>	
--	---	--



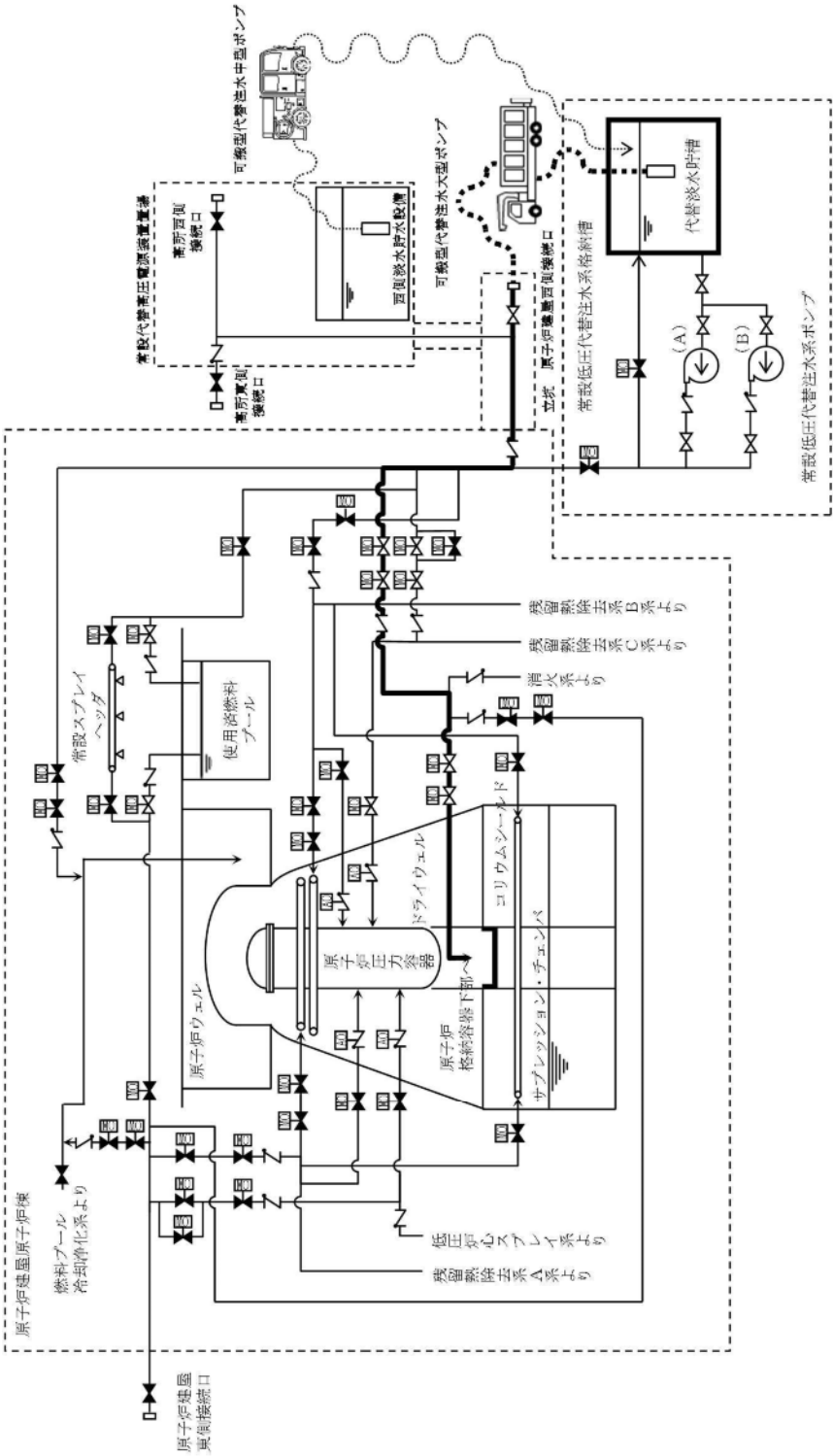
第9.4-1図(1) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水) (6号炉)



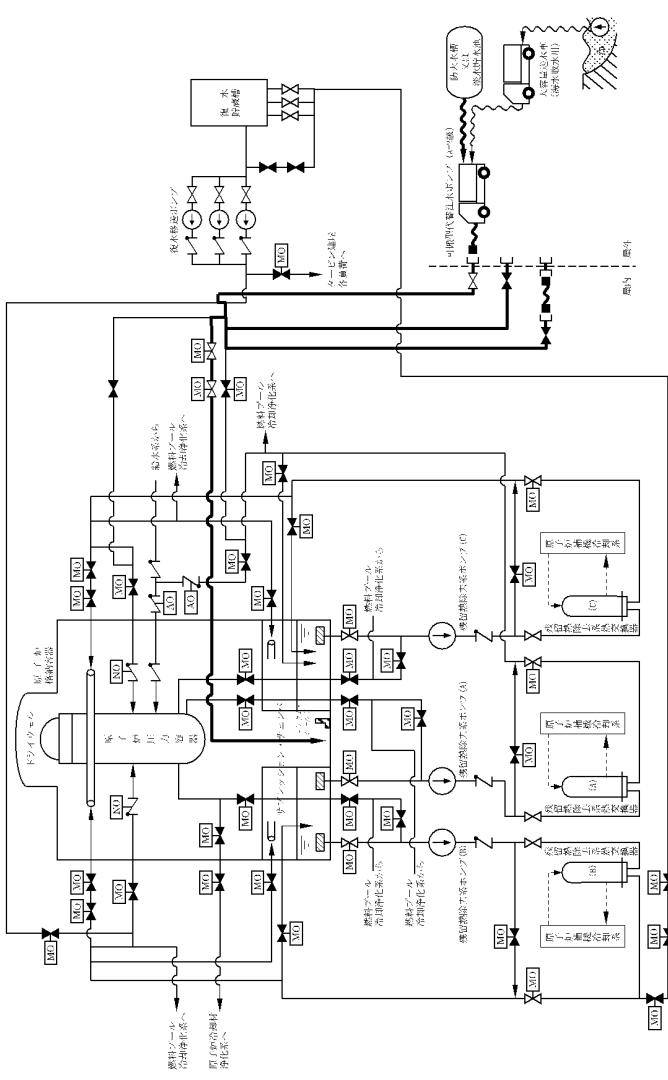
第9.8-1図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 系統概要図 (1) (格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水)

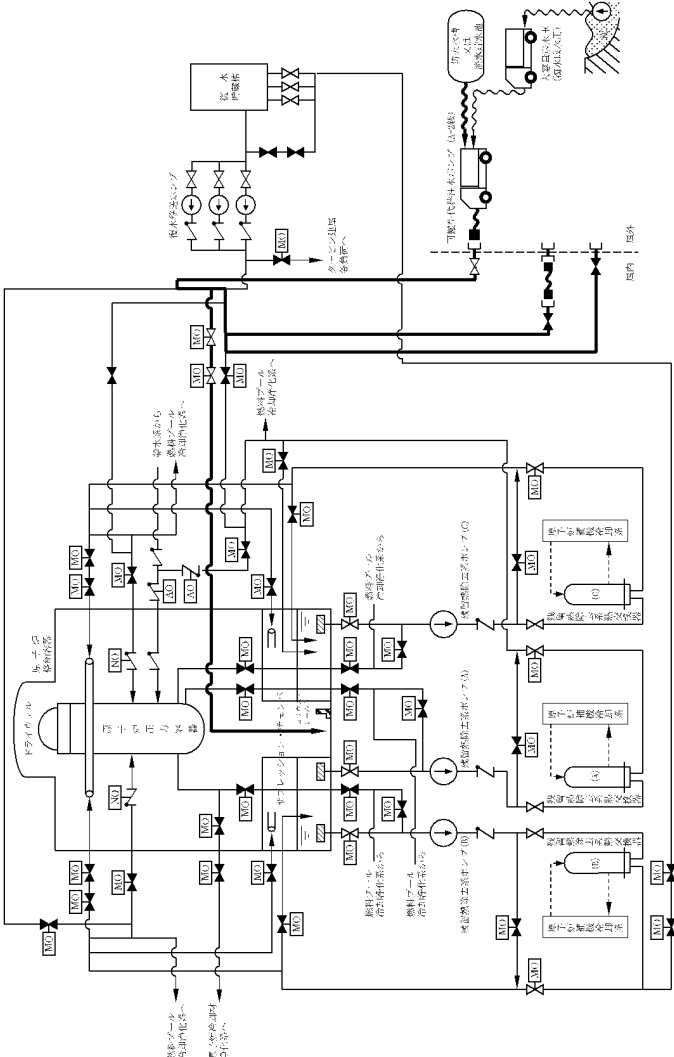


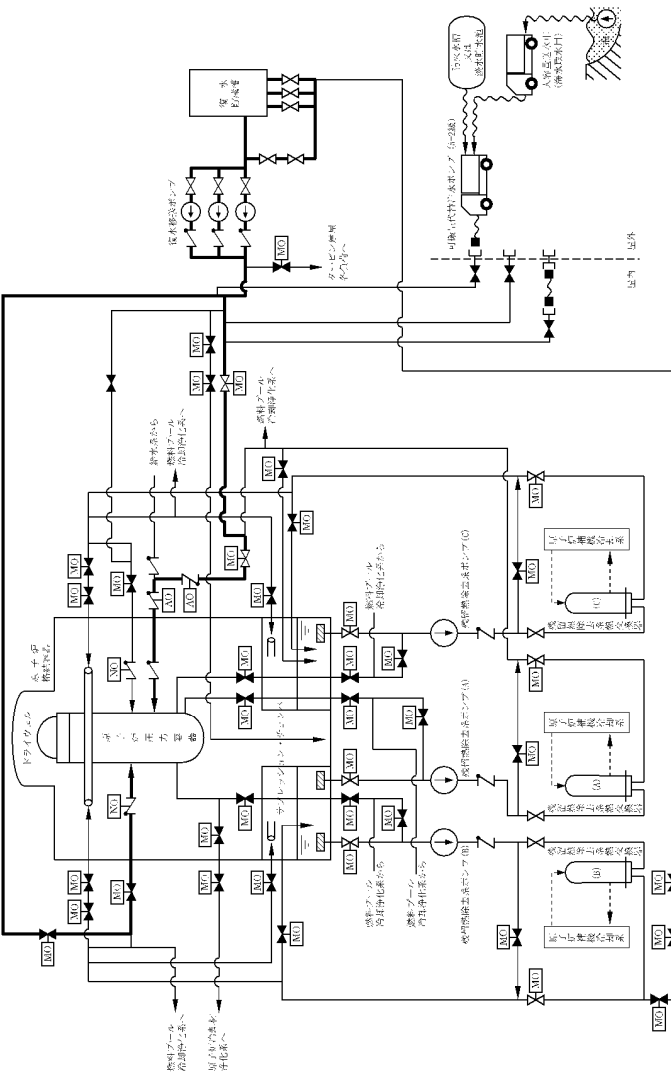
第 9.4-1 図 (2) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水) (7 号炉)



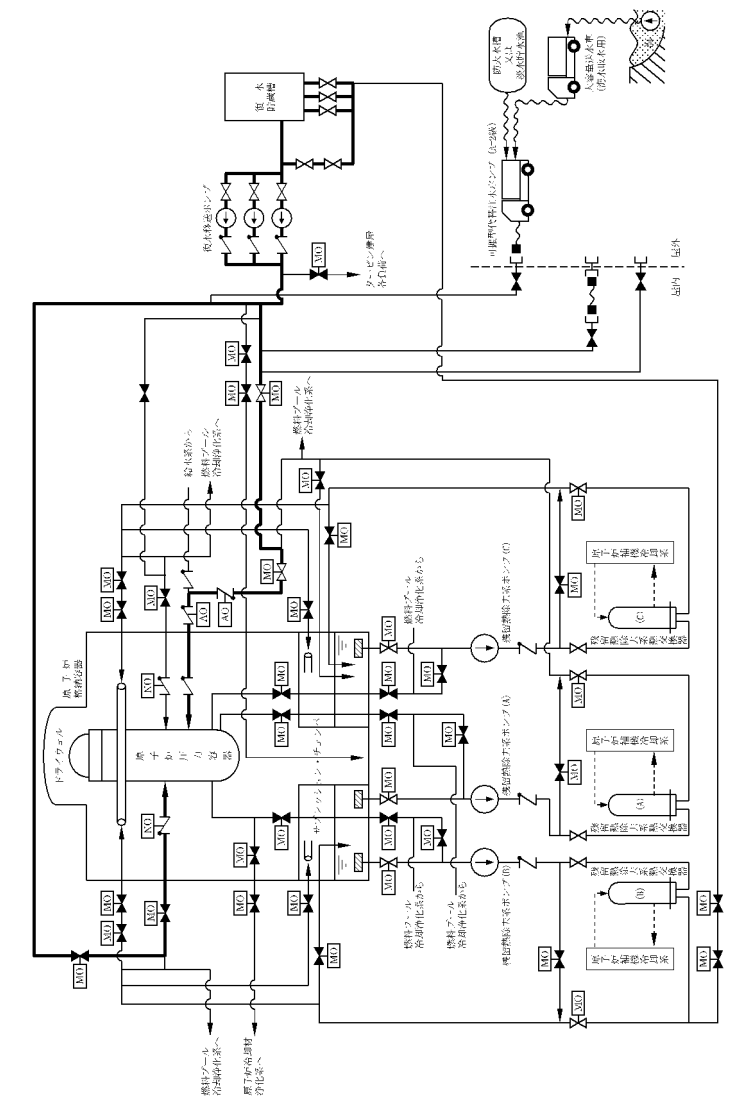
第 9.8-2 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 系統概要図 (2) (格納容
 器下部注水系 (可搬型) によるペダスタル (ドライウエル部) への注水)

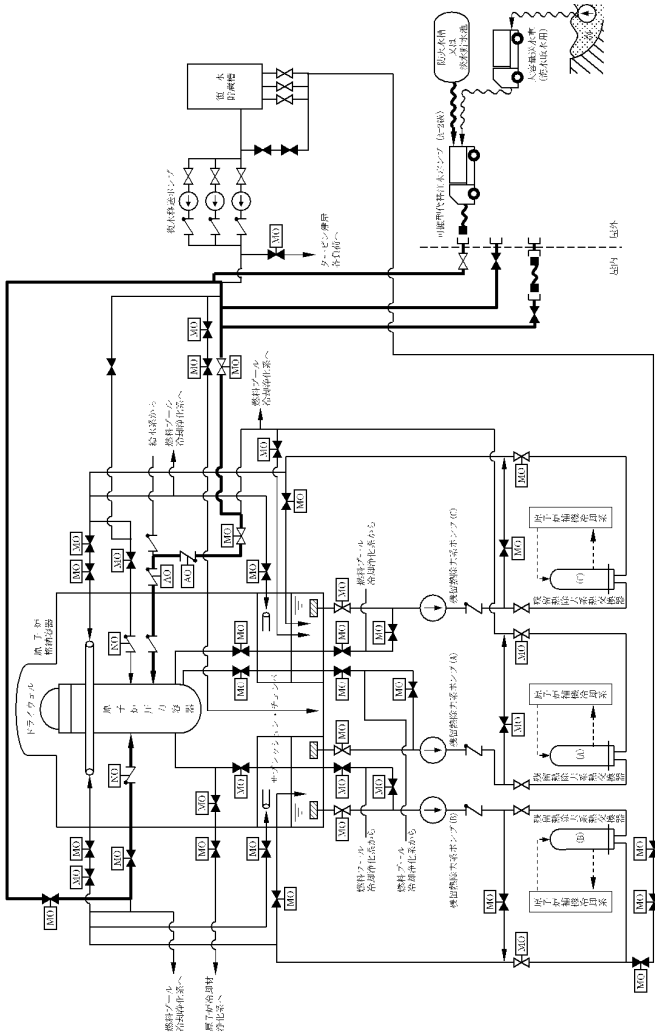
 <p>図 9.4-2 (1) 原子炉格納容器下部の容器炉心を冷却するための設備系統概要図 (格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水) (6号炉)</p>		
--	--	--

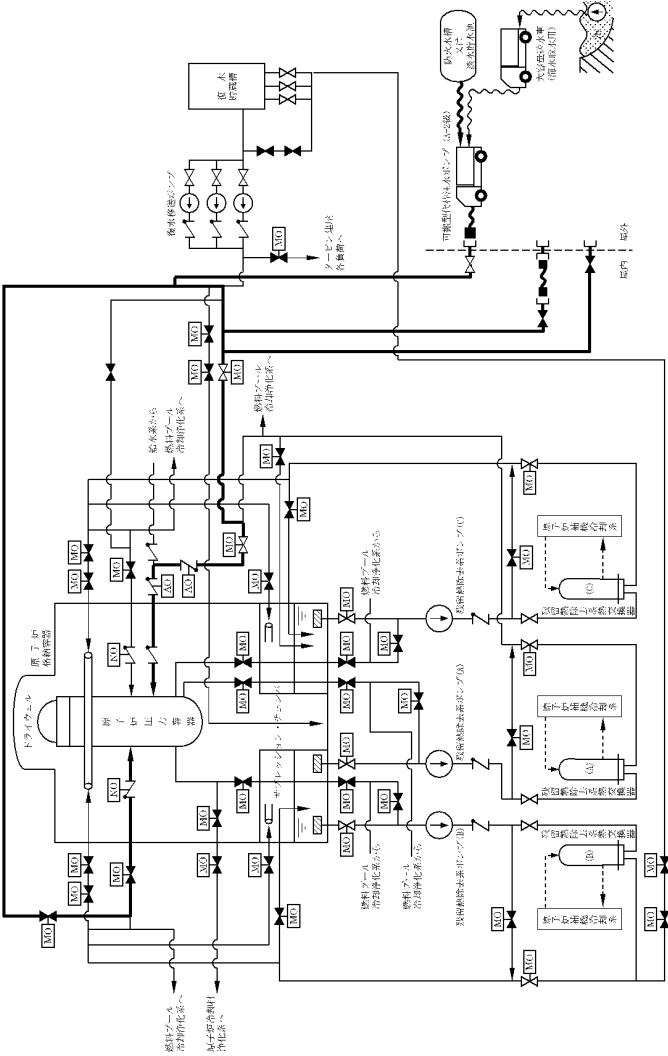
 <p>図 9.4-2 (2) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図 (格納容器下部注水系 (可動型) による原子炉格納容器上部への注水) (7号炉)</p>		
--	--	--



第 9.4-3 図 (1) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水) (6 号炉)

 <p>第9.4-3図(2) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図 (低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 (7号炉))</p>		
--	--	--

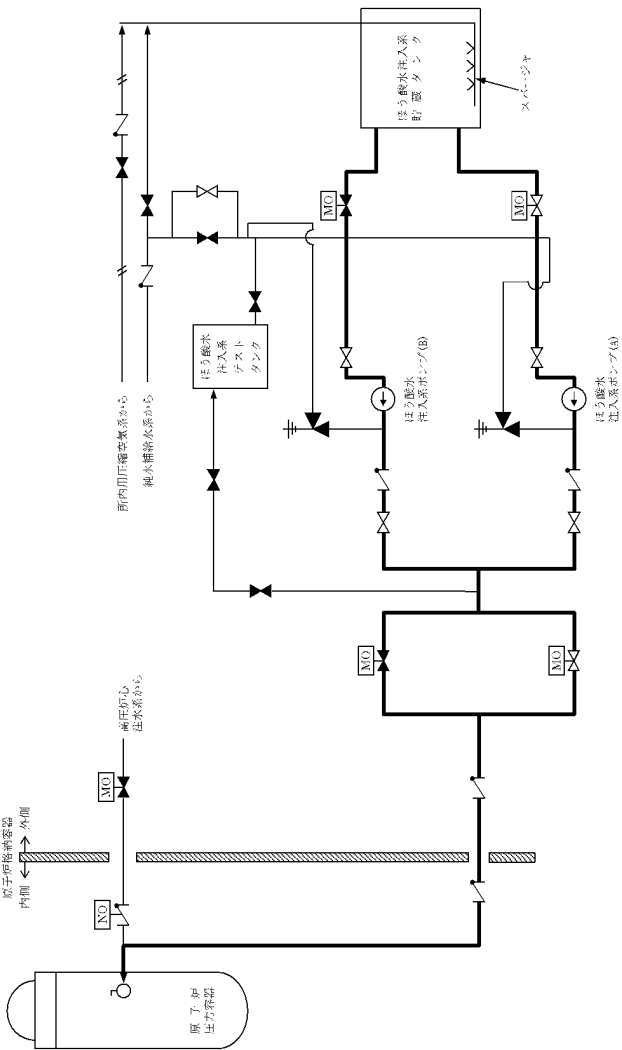




第9.4-4図(2) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水) (7号炉)

<div data-bbox="172 321 744 1066"> </div>		
---	--	--

第 9.4－5 図(1) 原子炉格納容器下部の溶融炉心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原子炉圧力容器への注水) (6号炉)



第9.4-6図(1) 原了炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (ほう酸水注入系による進展抑制) (6号炉)

<div data-bbox="142 273 721 1243"> </div> <div data-bbox="765 394 822 1087"> <p>第9.4-6図(2) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図 (ほう酸水注入系による進展抑制) (7号炉)</p> </div>		
--	--	--

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52条
 】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div>9.5</div> <div>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</div> </div> <div> <div>9.5.1</div> <div>概要</div> <div> 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。 </div> <div> 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の系統概要図を第 9.5－1 図から第 9.5－3 図に示す。 </div> </div> <div> <div>9.5.2</div> <div>設計方針</div> <div> 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のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設ける。 </div> <div> 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のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として、水素濃度監視設備を設ける。 </div> <div> また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。 </div> </div>	<div> <div>9.9</div> <div>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</div> </div> <div> <div>9.9.1</div> <div>概要</div> <div> 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。 </div> <div> 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の系統概要図を第 9.9－1 図から第 9.9－3 図に示す。 </div> </div> <div> <div>9.9.2</div> <div>設計方針</div> <div> <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のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、可搬型窒素供給装置を設ける。</u> </div> <div> 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のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける。 </div> <div> 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のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として、水素濃度監視設備を設ける。 </div> <div> また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。 </div> </div>	<div>項目番号の相違</div> <div>項目番号の相違</div> <div>項目番号の相違</div> <div>項目番号の相違</div> <div>項目番号の相違</div> <div>設備設計の相違。東二は柏崎と比べ格納容器が小さく、重大事故等時に酸素濃度上昇が早いため、可搬型窒素供給装置により窒素を供給し、酸素濃度上昇を抑制する。</div> <div>以降、同様の相違理由によるものは相違理由①と示す。</div> <div>東二は単体で性状が分かるガスの場合は「ガス」を付けずに「水素」「酸素」「窒素」と記載する社内ルールで統一</div> <div>以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</div> <div>東二は炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用しないため、52条としては設定しない。</div> <div>以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</div>

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52条
 】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(1) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止</p>	<p>(1) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止</p> <p><u>a．可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化</u></p> <p><u>原子炉格納容器内を不活性化するための重大事故等対処設備として、可搬型窒素供給装置を使用する。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置は、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成し、格納容器圧力逃がし装置の使用後に原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・窒素供給装置</u> <u>・窒素供給装置用電源車</u> <p><u>本系統の流路として、不活性ガス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、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。</u></p>	<p>東二はベント後に格納容器内を不活性化するため可搬型窒素供給装置を設定。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由④と示す。</p>
<p>a．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素<u>ガス</u>及び酸素<u>ガス</u>の排出</p> <p>原子炉格納容器内に滞留する水素<u>ガス</u>及び酸素<u>ガス</u>を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を使用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、<u>よう素フィルタ</u>、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、<u>フィルタ装置及びよう素フィルタ</u>へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素<u>ガス</u>及び酸素<u>ガス</u>を大気へ排出できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素<u>ガス</u>）で置換した状態で待機させ、<u>使用後においても不活性ガス</u>で置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所には<u>バイパスライン</u>を設け、可燃性ガスを<u>連続して</u>排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p>	<p><u>b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出</u></p> <p>原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を使用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（<u>フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部</u>）、<u>圧力開放板</u>、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気へ排出できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、<u>ベント開始後においても不活性ガス</u>で置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所には<u>ベントライン</u>を設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p>	<p>項目番号の相違</p> <p>相違理由②</p> <p>KK6/7は自社製、東二はAREVA製のFVで設備が異なる。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑤と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は、使用後（ベント停止後）でなくても窒素置換を行うので「ベント開始後」とした。</p> <p>ベント：機器名称の相違</p> <p>東二は使用後（ベント停止後）には隔離弁を閉めており、水素が滞留すれば窒素置換をするので「連続して」の表現はしない。</p> <p>相違理由②</p> <p>設備設計の相違。東二は格納容</p>
<p>排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、水素<u>ガス</u>が蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける。また、放射線量率を測定し、放射性物質</p>	<p>排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、水素が蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置<u>入口</u>水素濃度を設ける。また、放射線量率を測定し、放射性物質</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52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>濃度を推定できるよう、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設ける。フィルタ装置水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタは、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p> 主要な設備は、以下のとおりとする。 <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置 ・<u>よう素フィルタ</u> ・<u>ラブチャーディスク</u> </p> <p> ・フィルタ装置水素濃度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・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） ・代替所内電気設備（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（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備） </p> <p> 本系統の流路として、不活性ガス系，耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。 <u>また，格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に，高圧窒素ガスを供給するための流路として，遠隔空気駆動弁操作設備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>濃度を推定できるよう、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（<u>高レンジ・低レンジ</u>）を設ける。フィルタ装置入口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタ（<u>高レンジ・低レンジ</u>）は、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p> 主要な設備は、以下のとおりとする。 <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置 ・<u>圧力開放板</u> ・<u>窒素供給装置</u> ・<u>窒素供給装置用電源車</u> ・フィルタ装置入口水素濃度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ（<u>高レンジ・低レンジ</u>） ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備） ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備） ・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備） </p> <p> 本系統の流路として、不活性ガス系，耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。 </p>	<p>器圧力逃がし装置の入口側に配管頂部があるため，入口側に水素濃度計を設置する。以降，同様の相違理由によるものは相違理由⑥と示す。</p> <p>設備設計の相違。フィルタ装置出口放射線モニタについて，東二は幅広いレンジの計測ができるよう高レンジ及び低レンジを設置する。柏崎は高レンジのみを設置する設計。以降，同様の相違理由によるものは相違理由⑦と示す。</p> <p>設備名称の相違。</p> <p>相違理由⑤</p> <p>東二はフィルタ装置一体型50条要求の「爆発防止等」「負圧破損防止」に該当する設備を記載</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑦</p> <p>東二は複数号炉で共用しない</p> <p>東二は複数号炉で共用しない</p> <p>設備名称の相違，東二は複数号炉で共用しない</p> <p>設備設計の相違，東二にはＡＯ弁はない</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52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> その他，設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。 本系統のうちフィルタ装置水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタの詳細については，「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載し，その他系統の詳細については，「9.3 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. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 <u>原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として，耐圧強化ベント系を使用する。</u> <u>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために用いる耐圧強化ベント系は，サプレッション・チェンバ，可搬型窒素供給装置，配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，炉心の著しい損傷が発生した場合であって，代替循環冷却系を長期使用した際に，ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを不活性ガス系等を経由して，主排気筒（内筒）を通して大気に排出できる設計とする。</u> <u>炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出するために使用する際には，排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため，系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管については，系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換しておく運用とする。また，排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け，水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。可搬型窒素供給装置は，外部より排出経路の配管へ不活性ガス（窒素ガス）を供給できる設計とする。</u> <u>耐圧強化ベント系はサプレッション・チェンバ及びドライウエルのいずれにも接続し，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は，サプレッション・チェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ側からの排出経路のみを使用する。</u> <u>排出経路における水素濃度を測定し，監視できるよう，水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける。また，放射線量率を測定し，放射性物質濃度を推定できるよう，排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設ける。フィルタ装置水素濃度は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また，耐圧強化ベント系放射線モニタは，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</u> <u>可搬型窒素供給装置は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</u> <u>主要な設備は，以下のとおりとする。</u> ・サプレッション・チェンバ ・可搬型窒素供給装置（6号及び7号炉共用） ・フィルタ装置水素濃度 ・耐圧強化ベント系放射線モニタ </p>	<p> その他，設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。 本系統のうちフィルタ装置<u>入口</u>水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタ（<u>高レンジ・低レンジ</u>）の詳細については，「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載し，その他系統の詳細については，「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> 相違理由⑥⑦ 項目番号の相違 相違理由③ </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52条】

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div>・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）</div> <div>・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）</div> <div>・代替所内電気設備（10.2　代替電源設備）</div> <div>・常設代替直流電源設備（10.2　代替電源設備）</div> <div>・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）</div> <div>本システムの流路として、不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び非常用ガス処理系の配管，弁並びに主排気筒（内筒），ホースを重大事故等対処設備として使用する。</div> <div>また、耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に，高圧室素ガスを供給するための流路として，遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。</div> <div>その他，設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。</div> <div>本システムのうちフィルタ装置水素濃度及び耐圧強化ベント系放射線モニタの詳細については，「6.4　計装設備（重大事故等対処設備）」に記載する。</div>		
(2) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視	(2) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視	設備設計の相違
a.　格納容器内水素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度監視		柏崎は，(2)a. 項に記載の現場設置型の水素濃度計（新設 SA）及び(2)b. 項に記載のサンプリング方式の水素濃度計・酸素濃度計（DB 水素・酸素濃度計を SA で兼用）を設定。
原子炉格納容器内の水素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として，格納容器内水素濃度（SA）を使用する。		東二は，サンプリング方式の水素濃度計・酸素濃度計（新設 SA）を多重化設定。
格納容器内水素濃度（SA）は，炉心の著しい損傷が発生した時に水素濃度が変動する可能性のある範囲の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器内水素濃度（SA）は，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。		
主要な設備は，以下のとおりとする。		
・格納容器内水素濃度（SA）		
・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（6号及び7号炉共用）（10.2　代替電源設備）		
b.　格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視	a.　格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視	項目番号，設備名称の相違
原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を使用する。	原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として，格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を使用する。	設備設計の相違
格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，炉心の著しい損傷が発生した場合に，サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉区域内へ導き，検出器で測定することで，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。なお，代替原子炉補機冷却系から冷却水を供給することにより，サンプリングガスを冷却できる設計とする。	格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）は，炉心の著しい損傷が発生した場合に，サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建屋原子炉棟内へ導き，検出器で測定することで，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。	設備設計の相違 設備設計の相違 建屋名称の相違
		設備設計の相違。 柏崎のサンプリング装置は冷却水が必要であるが，東二のサン

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52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>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・格納容器内水素濃度・格納容器内酸素濃度・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) <p>原子炉格納容器及び不活性ガス系については、「9.1 原子炉格納施設」に記載する。</p> <p>常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>9.5.2.1 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>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。</p> <p><u>耐圧強化ベント系は、同一目的の水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備である可燃性ガス濃度制御系と異なる方式にて水素ガス及び酸素ガスの濃度を低減することで多様性を有する設計とし、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系のサプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>格納容器内水素濃度（SA）は、<u>格納容器内水素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。</u>格納容器内水素濃度（SA）は、格納容器内水素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所も位置的分散を図る設計とする。また、格納容器内水素濃度（SA）は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する<u>常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備</u>から給電が可能な設計とする。</p> <p>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常</p>	<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・格納容器内水素濃度 <u>(SA)</u>・格納容器内酸素濃度 <u>(SA)</u>・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>原子炉格納容器及び不活性ガス系については、「9.1 原子炉格納施設」に記載する。</p> <p>常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>9.9.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>可搬型窒素供給装置は、屋外の保管場所に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。</p> <p>格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）は、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所も位置的分散を図る設計とする。また、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する<u>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備</u>から給電が可能な設計とする。</p>	<p>ブリング装置は冷却水が不要。 設備設計の相違</p> <p>東二は複数号炉で共用しない 東二は複数号炉で共用しない</p> <p>設備名称の相違</p> <p>項目番号の相違</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由③ 設備名称の相違</p> <p>相違理由③</p> <p>東二の格納容器内水素／酸素濃度と格納容器内水素／酸素濃度（SA）は、同じ計測方式（サンプリング方式）を設置する。柏崎は、水素濃度計のみ、計測方式が異なる現場設置型の検出器を設置する。 東二は交流駆動のサンプリング方式であり、柏崎は直流駆動の格納容器内水素濃度（SA）を設置する。</p> <p>設備設計の相違。</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52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>設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、サンプリングガスの冷却に必要な冷却水は、原子炉補機冷却系に対して多様性を有する代替原子炉補機冷却系から供給が可能な設計とする。</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。<u>代替原子炉補機冷却系の多様性、位置的分散については、「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。</u></p> <p>9.5.2.2 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><u>耐圧強化ベント系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>格納容器内水素濃度（SA）、<u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度</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>9.5.2.3 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>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>9.9.2.2 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>可搬型窒素供給装置は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置は、輪留め又は車両転倒防止装置による固定を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>格納容器内水素濃度（SA）<u>及び格納容器内酸素濃度（SA）</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>9.9.2.3 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>可搬型窒素供給装置のうち、窒素供給装置は、想定される重大事故等時において、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内における水素及び酸素を排出する前までに、原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にするために必要な窒素供給容量を確保するため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2台の合計4台を保管する。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置のうち、窒素供給装置用電源車は、窒素供給装置1セット2台への電源供給に必要な容量を有するものを1台に加えて、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>柏崎のサンプリング装置は冷却水が必要であるが、東二は冷却水が不要な設備である。</p> <p>東二のサンプリング装置は冷却水が不要であるため、代替原子炉補機冷却系の記載は不要</p> <p>項目番号の相違</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由③</p> <p>設備設計の相違</p> <p>項目番号の相違</p> <p>相違理由④</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52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>耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、代替循環冷却系を長期使用した際に、原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために十分な排出流量を有する設計とする。</u></p> <p><u>サプレッション・チェンバは、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての保有水量が、想定される重大事故等時の原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する際において、スクラビング効果による放射性物質の低減が可能な水量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、想定される重大事故等時に、代替循環冷却系を長期使用した場合であって、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内における水素ガス及び酸素ガスを排出する場合において、水素爆発を防止するため、水素ガス及び酸素ガスを排出する前までに排出経路の空気を窒素に置換するために十分な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は6号及び7号炉共用で2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計3台を保管する。</u></p> <p>格納容器内水素濃度（SA）は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。</p> <p>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、その可燃限界濃度を測定できる設計とする。</p>		相違理由③
<p>9.5.2.4 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>格納容器内水素濃度（SA）<u>及び格納容器内酸素濃度（SA）</u>は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度<u>及び酸素濃度</u>が変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。</p> <p>格納容器内水素濃度（SA）<u>及び格納容器内酸素濃度（SA）</u>は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、その可燃限界濃度を測定できる設計とする。</p>	設備設計の相違
<p>9.5.2.4 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>9.9.2.4 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>可搬型窒素供給装置は、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>可搬型窒素供給装置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>	項目番号の相違
<p><u>耐圧強化ベント系は、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>耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、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への遠隔手動弁操作設備の設置及び必要に応じた遮蔽材の設置により、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作用ポンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、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>可搬型窒素供給装置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>		相違理由④
		相違理由③
		相違理由①

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52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>格納容器内水素濃度（SA）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。</u></p> <p>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，原子炉<u>区域内</u>に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度のサンプリング装置の操作は，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>9.5.2.5 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><u>耐圧強化ベント系は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。耐圧強化ベント系を使用する際の排出経路に設置される隔離弁は，遠隔手動弁操作設備を設置するとともに，操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外とし，必要に応じて遮蔽材を設置することで，容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち，空気作動弁については，遠隔空気駆動弁操作用ボンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備を設置するとともに，操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外とし，必要に応じて遮蔽材を設置することで，容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち，電動弁については，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，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>可搬型窒素供給装置は，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>可搬型窒素供給装置を接続する接続口については，簡便な接続とし，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>格納容器内水素濃度（SA），<u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度</u>は，想定される重大事故等時において，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>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，想定される重大事故等時において，中央制御室にて監視及びサンプリング装置の操作が可能な設計とする。</p>	<p>格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）は，原子炉<u>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。格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内水素濃度（SA）のサンプリング装置の操作は，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>9.9.2.5 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>可搬型窒素供給装置は，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>可搬型窒素供給装置は，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等が可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置の窒素供給装置と接続口の接続は，簡便な接続とし，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>格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）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>格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）は，想定される重大事故等時において，中央制御室にて監視及びサンプリング装置の操作が可能な設計とする。</p>	<p>設備設計の相違</p> <p>設備設計の相違，建屋名称の相違</p> <p>設備設計の相違</p> <p>項目番号の相違</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由③</p> <p>設備設計の相違</p> <p>設備設計の相違</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52条
 】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div>9.5.3</div> <div> <div>主要設備及び仕様</div> <div> 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の主要機器仕様を第 9.5－1 表に示す。 </div> </div> </div> <div> <div>9.5.4</div> <div> <div>試験検査</div> <div> 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。 </div> </div> </div> <div> <div> <div> <div> <div> 耐圧強化ベント系は，発電用原子炉の停止中に排出経路の隔離弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。 </div> </div> <div> <div> 耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・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。 </div> </div> <div> <div> サプレッション・チェンバは，発電用原子炉の運転中に水位の監視により異常のないこと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。 </div> </div> <div> <div> また，可搬型窒素供給装置は，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。 </div> </div> <div> <div> 格納容器内水素濃度（SA），格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度のサンプリング装置は，発電用原子炉の停止中に運転により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 </div> </div> </div> </div> </div>	<div> <div>9.9.3</div> <div> <div>主要設備及び仕様</div> <div> 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の主要機器仕様を第 9.9－1 表に示す。 </div> </div> </div> <div> <div>9.9.4</div> <div> <div>試験検査</div> <div> 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。 </div> </div> </div> <div> <div> <div> <div> 可搬型窒素供給装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・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。 </div> </div> <div> <div> 可搬型窒素供給装置は，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。 </div> </div> </div> <div> <div> <div> 格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）は，発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）のサンプリング装置は，発電用原子炉の停止中に運転により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 </div> </div> </div> </div>	<div> <div>項目番号の相違</div> <div>項目番号の相違</div> </div> <div> <div>項目番号の相違</div> <div>相違理由④</div> </div> <div> <div>相違理由③</div> <div> <div>設備設計の相違</div> <div>設備設計の相違</div> </div> </div>

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52条
 】

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉	東海第二発電所	備考															
第9.5－1表　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の主要機器仕様	第9.9－1表　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の主要機器仕様 <u>(1)　可搬型窒素供給装置</u> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u> <u>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</u> <u>・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u> <u>窒素供給装置</u> <table><tr><td>台</td><td>数</td><td>2（予備2）</td></tr><tr><td>容</td><td>量</td><td>約200Nm³／h／（1台あたり）</td></tr></table> <u>窒素供給装置用電源車</u> <table><tr><td>台</td><td>数</td><td>1（予備1）</td></tr><tr><td>容</td><td>量</td><td>約500kVA／個</td></tr><tr><td>電</td><td>圧</td><td>440V</td></tr></table>	台	数	2（予備2）	容	量	約200Nm ³ ／h／（1台あたり）	台	数	1（予備1）	容	量	約500kVA／個	電	圧	440V	項目番号の相違 設備設計の相違
台	数	2（予備2）															
容	量	約200Nm ³ ／h／（1台あたり）															
台	数	1（予備1）															
容	量	約500kVA／個															
電	圧	440V															
<u>(1)　格納容器圧力逃がし装置</u> a.　フィルタ装置 第9.3－1表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。 b.　よう素フィルタ 第9.3－1表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。 c.　ラプチャーディスク 第9.3－1表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。	<u>(2)　格納容器圧力逃がし装置</u> a.　フィルタ装置 第9.7－1表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。 b.　圧力開放板 第9.7－1表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。 c.　窒素供給装置 第9.9－1表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様　(1)　可搬型窒素供給装置に記載する。 d.　窒素供給装置用電源車 第9.9－1表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様　(1)　可搬型窒素供給装置に記載する。 e.　フィルタ装置入口水素濃度 第6.4－1表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。 f.　フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 第8.1－2表　放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。	項目番号の相違 項目番号の相違 相違理由⑤ 設備名称の相違 項目番号の相違 相違理由① 相違理由① 相違理由⑥ 相違理由⑦ 相違理由③															
<u>(2) 耐圧強化ベント系</u> 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。 a.　サプレッション・チェンバ 第9.1－1表　一次格納施設主要仕様に記載する。 b.　可搬型窒素供給装置（6号及び7号炉共用）																	

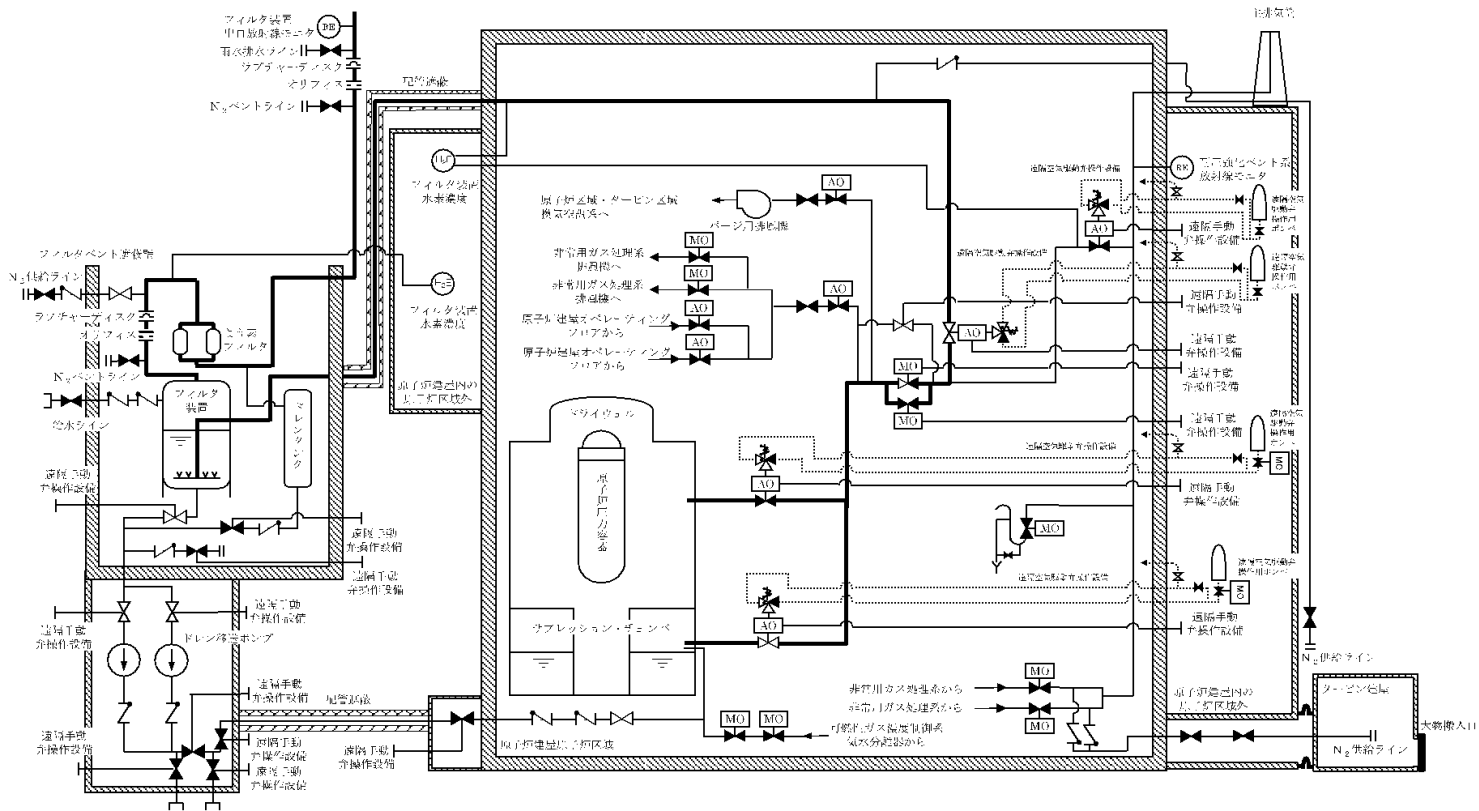
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目： 第52条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div> <div>台数</div> <div>2（予備1）</div> </div> <div> <div>容量</div> <div>約70Nm³/h/台</div> </div> </div> <div>c. <u>フィルタ装置水素濃度</u></div> <div>第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。</div> <div>d. <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u></div> <div>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。</div> <div>(3) 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備</div> <div>a. 格納容器内水素濃度（SA）</div> <div>第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。</div> <div>b. <u>格納容器内水素濃度</u></div> <div>第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。</div> <div>c. <u>格納容器内酸素濃度</u></div> <div>第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。</div>	<div>(3) 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備</div> <div>a. 格納容器内水素濃度（SA）</div> <div>第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。</div> <div>b. <u>格納容器内酸素濃度（SA）</u></div> <div>第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。</div>	<div>設備設計の相違</div> <div>設備設計の相違</div> <div>設備設計の相違</div>

<div> 柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 </div>	<div> 東海第二発電所 </div>	<div> 備考 </div>
	<div> </div>	<div> 設備設計の相違。東二は柏崎と比べ格納容器が小さく、重大事故等時に酸素濃度上昇が早い ため、可搬型窒素供給装置により窒素を供給し、酸素濃度上昇を抑制する。 </div>

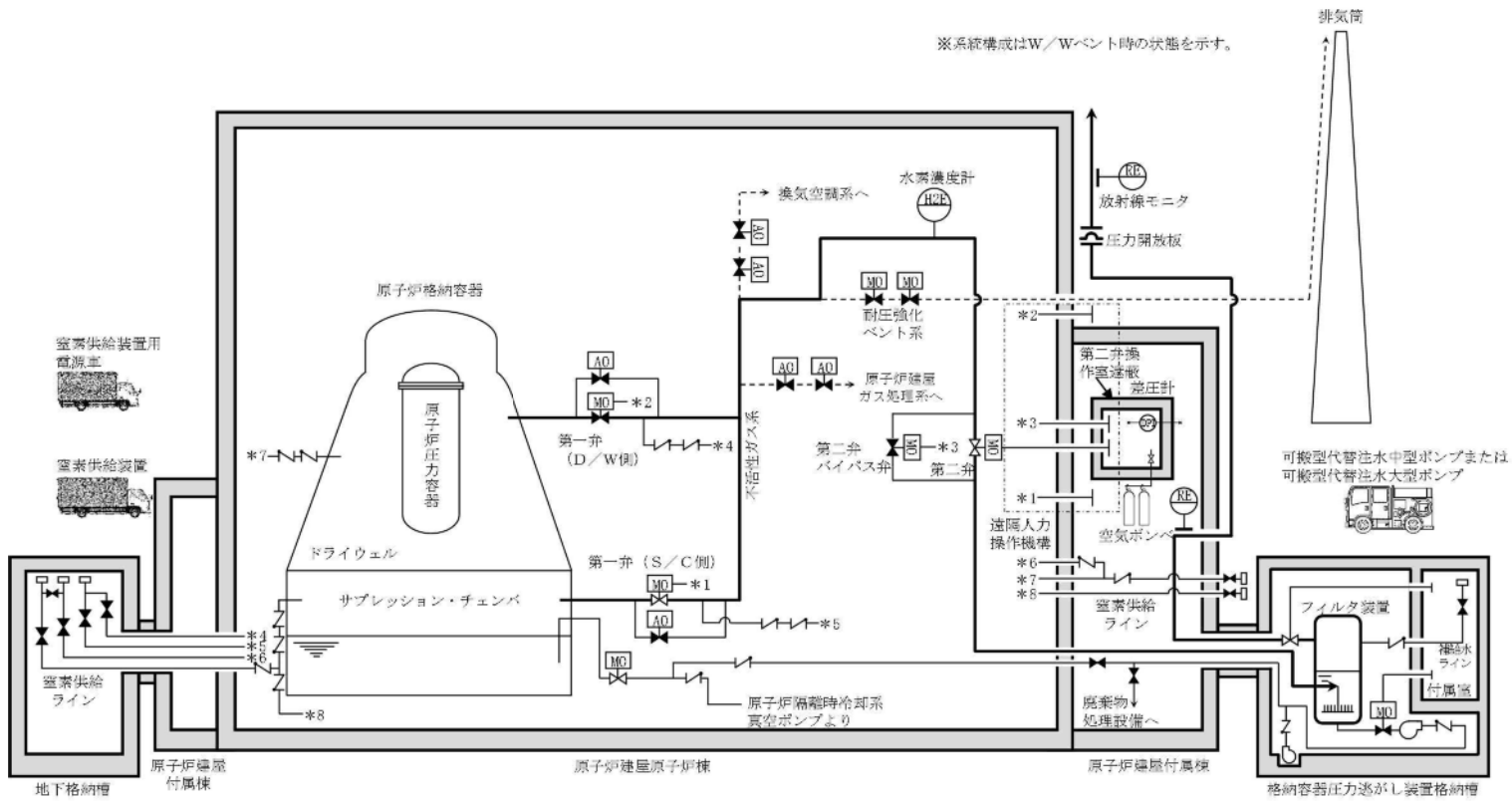
第 9.9－1 図
 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
 系統概要図
 (可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化)

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉



第 9.5－1 図(1) 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系統概要図
(格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出) (6号炉)

東海第二発電所



第 9.9－2 図 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系統概要図
(格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出)

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
<div> <p> 第9.5-1図(2) 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系統概要図 (格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出) (7号炉) </p> </div>		東二は複数号炉で申請していない。

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="192 388 964 1753"> </div> <p>第9.5-2図(1) 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系統概要図 (6号炉)</p>		相違理由③

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div> </div>		相違理由③

<div> <div>柏崎刈羽原子力発電所</div> <div>6 / 7 号炉</div> </div>	<div> <div>東海第二発電所</div> <div></div> </div>	<div>備考</div>
<div> <div> <div>凡例</div> <div> <div>信号系</div> <div>冷却系</div> <div>サンプリング配管</div> <div>H₂E</div> <div>O₂E</div> <div>酸素検出器</div> </div> </div> <div> <div> <div>中央制御室</div> <div>指示</div> <div>指示</div> </div> <div> <div>原子炉建屋</div> <div>ドライウエル</div> <div>格納容器内水素濃度 (SA)</div> <div>サブプレッジョン・チェンバ</div> <div>サンプリングポンプ</div> <div>除泡器</div> <div>冷却器</div> <div>格納容器内酸素濃度</div> <div>格納容器内酸素濃度</div> <div>サンプリングポンプ</div> <div>原子炉補給冷却系 (代設)</div> </div> </div> <div> <div>第 9.5-3 図</div> <div>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系統概要図</div> <div>(水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備)</div> </div> </div>	<div> <div> <div> <div>ドライウエル</div> <div>ガスサンブラ</div> <div>サブプレッジョン・チェンバ</div> </div> <div> <div>サンプリング装置 (A)</div> <div>サンプリング装置 (B)</div> </div> <div> <div> <div>原子炉建屋付属棟</div> <div>中央制御室</div> </div> <div> <div>演算装置</div> <div>指示</div> </div> </div> <div> <div> <div>コイル</div> <div>タンク</div> <div>圧縮機</div> <div>冷却器</div> <div>電源</div> <div>ベルチェガスクーラー</div> <div>O₂E</div> <div>H₂E</div> <div>ME</div> </div> <div> <div>検出器信号</div> <div>サンプリングライン</div> <div>トレースヒータ</div> <div>キャビネットヒータ範囲</div> <div>ME:湿度検出器</div> <div>H₂E:水素検出器</div> <div>O₂E:酸素検出器</div> <div>空気作動弁</div> <div>電磁弁</div> <div>逆止弁</div> <div>背圧弁</div> <div>電動弁</div> </div> </div> <div> <div>第 9.9-3 図</div> <div>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系統概要図</div> <div>(水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備)</div> </div> </div> </div>	<div> <div>設備設計の相違</div> <div> <div>柏崎は、現場設置型の水素濃度計（新設 SA）及びサンプリング方式の水素濃度計・酸素濃度計（DB 水素・酸素濃度計を SA で兼用）を設定。</div> <div>東二は、サンプリング方式の水素濃度計・酸素濃度計（新設 SA）を多重化設定。</div> </div> </div>

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53条】

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉	東海第二発電所	備考
9.6 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	9.10 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	■項目番号の相違
9.6.1 概要	9.10.1 概要	
炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。	
水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の構造図及び系統概要図を第9.6－1図から第9.6－3図に示す。	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の構造図及び系統概要図を第9.10－1図から第9.10－4図に示す。	■図表番号の相違
9.6.2 設計方針	9.10.2 設計方針	■項目番号の相違
水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を設ける。また、原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素排出設備として、原子炉建屋ガス処理系を設けるとともに、水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を設ける。また、原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。	■設備の相違
		・先行BWRは、53条の適合方針をPARによる水素濃度制御のみとしており、水素排出設備であるSGTSを53条設備としていない。(以下、①の相違)
(1) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	(1) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	
	a. 原子炉建屋ガス処理系による水素排出	■①の相違
	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素等を含む気体を排出することで、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するとともに、放射性物質を低減するための重大事故等対処設備として、水素排出設備である原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインを使用する。	
	非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。	
	非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。	
	具体的な設備は、以下のとおりとする。	
	・非常用ガス処理系排風機	

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53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>a. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御する重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を使用する。</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素<u>ガス</u>と酸素<u>ガス</u>を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止できる設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電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">・静的触媒式水素再結合器・静的触媒式水素再結合器動作監視装置・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 <u>（6号及び7号炉共用）</u>（10.2 代替電源設備） <p>本システムの流路として、原子炉<u>区域</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p><u>・非常用ガス再循環系排風機</u></p> <p><u>・非常用ガス処理系フィルタトレイン</u></p> <p><u>・非常用ガス再循環系フィルタトレイン</u></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>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>b. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋<u>原子炉棟内</u>に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋<u>原子炉棟内</u>の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御する重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を使用する。</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建屋<u>原子炉棟内</u>に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋<u>原子炉棟内</u>の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋<u>原子炉棟</u>の水素爆発を防止できる設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、常設代替直流電源設備又は可搬型<u>代替</u>直流電源設備から給電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">・静的触媒式水素再結合器・静的触媒式水素再結合器動作監視装置・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）・可搬型<u>代替</u>直流電源設備（10.2 代替電源設備） <p>本システムの流路として、原子炉<u>建屋原子炉棟</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>■項目番号の相違</p> <p>■設備名称の相違（以下、②の相違）</p> <p>東二：原子炉建屋原子炉棟</p> <p>KK：原子炉建屋</p> <p>■②の相違</p> <p>■記載方針の相違。東二は、単体で性状が分かるガスの場合は「ガス」を付けずに「水素」「酸素」「窒素」と記載する。（以下、③の相違）</p> <p>■設備名称の相違</p> <p>■プラントの相違</p> <p>東二は共用しない。</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53条】

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div>b.　水素濃度監視</div> <div>（a）原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定</div> <div>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした水素ガスの濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、原子炉建屋水素濃度監視設備である原子炉建屋水素濃度を使用する。</div> <div>原子炉建屋水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</div> <div>主要な設備は、以下のとおりとする。</div> <div>・原子炉建屋水素濃度</div> <div>・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）</div> <div>・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）</div> <div>常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</div>	<div>c. 水素濃度監視</div> <div>（a）原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定</div> <div>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素の濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、原子炉建屋水素濃度監視設備である原子炉建屋水素濃度を使用する。</div> <div>原子炉建屋水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、<u>原子炉建屋水素濃度のうち、原子炉建屋原子炉棟6階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、原子炉建屋原子炉棟6階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</u></div> <div>主要な設備は、以下のとおりとする。</div> <div>・原子炉建屋水素濃度</div> <div>・<u>常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</u></div> <div>・<u>可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</u></div> <div>・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）</div> <div>・可搬型<u>代替</u>直流電源設備（10.2 代替電源設備）</div> <div><u>水素排出に使用する原子炉建屋ガス処理系及び非常用ディーゼル発電機並びに静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制に使用する原子炉建屋原子炉棟は、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></div> <div><u>常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備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。</u></div>	<div>■項目番号の相違</div> <div>■②の相違</div> <div>■③の相違</div> <div>■設備設計の相違</div> <div>・原子炉建屋水素濃度の給電元の相違（以下、④の相違）</div> <div>■④の相違</div> <div>■プラントの相違</div> <div>・東二は共用しない。</div> <div>■記載方針の相違</div> <div>・既設系統を重大事故等対処設備として使用する場合の43条適合性を記載</div> <div>■④の相違</div> <div>■項目番号の相違</div>
9.6.2.1 多様性，位置的分散	9.10.2.1 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。	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。	

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53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>静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。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>9.6.2.2 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>静的触媒式水素再結合器は、原子炉建屋オペレーティングフロア壁面近傍に設置し、他の設備と独立して作動する設計とするとともに、重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等時に使用する他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器内の水素ガス流路を妨げない配置及び寸法とすることで、静的触媒式水素再結合器の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>9.6.2.3 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>非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</u></p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。</p> <p>電源設備の多様性及び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>9.10.2.2 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>原子炉建屋ガス処理系は、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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>静的触媒式水素再結合器は、原子炉建屋原子炉棟6階壁面近傍に設置し、他の設備と独立して作動する設計とするとともに、重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等時に使用する他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器内の水素流路を妨げない配置及び寸法とすることで、静的触媒式水素再結合器の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>9.10.2.3 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>原子炉建屋ガス処理系は、原子炉格納容器外に漏えいした可燃限界濃度未満の水素を含む空気を排出させる機能に対して、設計基準事故対処設備としての原子炉建屋原子炉棟内の空気の排出能力を使用することにより、原子炉建屋原子炉棟内の水素を屋外に排出し水素濃度を可燃限界濃度未満にして水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止できるため、設計基準事故対処設備と同仕様のファン容量及びフィルタ容量を有する設計とする。</u></p>	<p>■①の相違</p> <p>■④の相違</p> <p>■項目番号の相違</p> <p>■①の相違</p> <p>■建屋名称の相違</p> <p>■③の相違</p> <p>■項目番号の相違</p> <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53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>静的触媒式水素再結合器は、想定される重大事故等時において、有効燃料部の被覆管がジルコニウム－水反応により全て反応したときに発生する水素<u>ガス</u>（約 1,600kg）が、原子炉格納容器の設計圧力の 2 倍における原子炉格納容器漏えい率に対して保守的に設定した漏えい率（10%/日）で漏えいした場合において、ガス状よう素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても、原子炉建屋の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計とする。</p> <p>また、静的触媒式水素再結合器は、原子炉建屋内の水素<u>ガス</u>の効率的な除去を考慮して分散させ、適切な位置に配置する。</p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とする。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、原子炉建屋<u>オペレーティングフロア</u>の天井付近及び非常用ガス処理系吸込配管付近に分散させた適切な位置に配置し、想定される重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度を測定できる設計とする。また、原子炉建屋水素濃度は、原子炉建屋<u>オペレーティングフロア</u>以外の水素<u>ガス</u>が漏えいする可能性の高いエリアにも設置し、水素<u>ガス</u>の早期検知及び滞留状況を把握できる設計とする。</p> <p>9.6.2.4 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>静的触媒式水素再結合器、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、原子炉<u>区域内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>9.6.2.5 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>静的触媒式水素再結合器は、想定される重大事故等時において、有効燃料部の被覆管がジルコニウム－水反応により全て反応したときに発生する水素（約 1,400kg）が、原子炉格納容器の設計圧力の 2 倍における原子炉格納容器漏えい率に対して保守的に設定した漏えい率（10%/日）で漏えいした場合において、ガス状よう素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても、原子炉建屋<u>原子炉棟内</u>の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計とする。</p> <p>また、静的触媒式水素再結合器は、原子炉建屋<u>原子炉棟内</u>の水素の効率的な除去を考慮して分散させ、適切な位置に配置する。</p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とする。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、原子炉建屋<u>原子炉棟 6 階</u>の天井付近に分散させた適切な位置に配置し、想定される重大事故等時において、原子炉建屋<u>原子炉棟内</u>の水素濃度を測定できる設計とする。また、原子炉建屋水素濃度は、原子炉建屋<u>原子炉棟 6 階</u>以外の水素が漏えいする可能性の高いエリアにも設置し、水素の早期検知及び滞留状況を把握できる設計とする。</p> <p>9.10.2.4 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>原子炉建屋ガス処理系は、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></p> <p><u>また、中央制御室から操作が可能な設計とする。</u></p> <p>静的触媒式水素再結合器、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、原子炉<u>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>9.10.2.5 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>■③の相違</p> <p>■②の相違</p> <p>■②③の相違</p> <p>■建屋階名称の相違</p> <p>■設備設計の相違</p> <p>・東二は水素が成層化しないことを評価で確認しているが、万が一水素が滞留するとすれば天井付近である。よって、非常用ガス処理系吸込配管付近に比べ天井付近が水素濃度の変動が大きいため、天井の水素濃度計だけでも問題ない。</p> <p>■③の相違</p> <p>■項目番号の相違</p> <p>■①の相違</p> <p>■②の相違</p> <p>■項目番号の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第53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>静的触媒式水素再結合器，静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は，想定される重大事故等時において，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>静的触媒式水素再結合器は，水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし，操作不要な設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は，中央制御室で監視が可能な設計とする。</p> <p>9.6.3 主要設備及び仕様</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の主要機器仕様を第9.6ー1表に示す。</p> <p>9.6.4 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>静的触媒式水素再結合器は，発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として触媒カートリッジの水素処理性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，発電用原子炉の停止中に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>原子炉建屋水素濃度は，発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。</p>	<p><u>水素排出設備として設ける原子炉建屋ガス処理系は，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。原子炉建屋ガス処理系は，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。</u></p> <p>静的触媒式水素再結合器，静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は，想定される重大事故等時において，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>静的触媒式水素再結合器は，水素と酸素が流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし，操作不要な設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は，中央制御室で監視が可能な設計とする。</p> <p>9.10.3 主要設備及び仕様</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の主要機器仕様を第9.10ー1表に示す。</p> <p>9.10.4 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>原子炉建屋ガス処理系は，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が可能な設計とする。</u></p> <p><u>非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は，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。</u></p> <p>静的触媒式水素再結合器は，発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として触媒カートリッジの水素処理性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，発電用原子炉の停止中に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>原子炉建屋水素濃度は，発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。</p>	<p>■①の相違</p> <p>■③の相違</p> <p>■項目番号の相違</p> <p>■表番号の相違</p> <p>■項目番号の相違</p> <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53条
 】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div>第9.6ー1表 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の主要機器仕様</div>	<div>第9.10-1表 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の主要機器仕様</div> <div> (1) 非常用ガス処理系排風機 <div>第6.10-2表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備の主要機器仕様に記載する。</div> </div> <div> (2) 非常用ガス再循環系排風機 <div>第6.10-2表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備の主要機器仕様に記載する。</div> </div> <div> (3) 非常用ガス処理系フィルタトレイン <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div> ・原子炉建屋ガス処理系 </div> <div> <div> <div>型 式 </div> <div>電気加熱器, 粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ内蔵型</div> </div> <div> <div>基 数 </div> <div>1（予備1）</div> </div> <div> <div>容 量 </div> <div>約3,570m³／h（1基当たり）</div> </div> <div> <div>チャコール層厚さ</div> <div>約150mm</div> </div> <div> <div>よう素除去効率</div> <div>97％以上（系統効率）</div> </div> <div> <div>粒子除去効率</div> <div>99.97％以上（直径0.5μm以上の粒子）</div> </div> </div> </div> <div> (4) 非常用ガス再循環系フィルタトレイン <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div> ・原子炉建屋ガス処理系 </div> <div> <div> <div>型 式 </div> <div>電気加熱器, 粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ内蔵型</div> </div> <div> <div>基 数 </div> <div>1（予備1）</div> </div> <div> <div>容 量 </div> <div>約17,000m³／h（1基当たり）</div> </div> <div> <div>チャコール層厚さ</div> <div>約50mm</div> </div> <div> <div>よう素除去効率</div> <div>90％以上（系統効率）</div> </div> <div> <div>粒子除去効率</div> <div>99.97％以上（直径0.5μm以上の粒子）</div> </div> </div> </div>	<div> <div>■図表番号の相違</div> <div>以下設備仕様の相違は自明であり特記しない。</div> </div>

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53条
 】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考																		
<div> <div>(1) 静的触媒式水素再結合器</div> <table> <tr> <td>種</td><td>類</td><td>触媒反応式</td></tr> <tr> <td>個</td><td>数</td><td>56</td></tr> <tr> <td>水素処理容量</td><td colspan="2">約 0.25kg/h/個（水素濃度 4.0vol%, 100℃, 大気圧において）</td></tr> </table> </div> <div> <div>(2) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置</div> <div>第 6.4－1 表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。</div> </div> <div> <div>(3) 原子炉建屋水素濃度</div> <div>第 6.4－1 表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。</div> </div>	種	類	触媒反応式	個	数	56	水素処理容量	約 0.25kg/h/個（水素濃度 4.0vol%, 100℃, 大気圧において）		<div> <div>(5) 静的触媒式水素再結合器</div> <table> <tr> <td>種</td><td>類</td><td>触媒反応式</td></tr> <tr> <td>基</td><td>数</td><td>24</td></tr> <tr> <td>水素処理容量</td><td colspan="2">約 0.5kg／h（1 基当たり）（水素濃度 4.0vol%, 100℃, 大気圧において）</td></tr> </table> </div> <div> <div>(6) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置</div> <div>第 6.4－1 表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。</div> </div> <div> <div>(7) 原子炉建屋水素濃度</div> <div>第 6.4－1 表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。</div> </div>	種	類	触媒反応式	基	数	24	水素処理容量	約 0.5kg／h（1 基当たり）（水素濃度 4.0vol%, 100℃, 大気圧において）		
種	類	触媒反応式																		
個	数	56																		
水素処理容量	約 0.25kg/h/個（水素濃度 4.0vol%, 100℃, 大気圧において）																			
種	類	触媒反応式																		
基	数	24																		
水素処理容量	約 0.5kg／h（1 基当たり）（水素濃度 4.0vol%, 100℃, 大気圧において）																			

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div>  <p>静的触媒式水素再結合器</p> </div> <div>  <p>触媒カートリッジ</p> </div> </div> <div> <p>第9.6-1図 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構造図 (静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制)</p> </div>	<div> <div>  <p>触媒カートリッジ</p> </div> <div>  <p>静的触媒式水素再結合器</p> </div> </div> <div> <p>第9.10-1図 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構造図 (静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制)</p> </div>	<div> <p>■図表番号の相違</p> </div>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
	<div data-bbox="1389 457 2142 1325"> </div> <div data-bbox="1222 1434 2309 1512"> <p>第9.10-2図 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 系統概要図 (1) (原子炉建屋ガス処理系による水素排出)</p> </div>	<div data-bbox="2341 1434 2454 1465"> <p>■①の相違</p> </div>

[illegible]

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉		東海第二発電所		備考										
<div>原子炉建屋水素濃度</div> <div><div>凡例</div><table><tr><td>---</td><td>信号系</td></tr><tr><td>H2E</td><td>水素検出器</td></tr></table></div> <div></div>		---	信号系	H2E	水素検出器	<div><div>凡例</div><table><tr><td>H2E</td><td>原子炉建屋水素濃度</td></tr><tr><td>⌈ ⌋</td><td>盤</td></tr><tr><td>---</td><td>電気信号</td></tr></table></div> <div></div>		H2E	原子炉建屋水素濃度	⌈ ⌋	盤	---	電気信号	
---	信号系													
H2E	水素検出器													
H2E	原子炉建屋水素濃度													
⌈ ⌋	盤													
---	電気信号													
第 9. 6－3 図 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系統概要図 (原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定)		第 9. 10－4 図 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 系統概要図 (3) (原子炉建屋水素濃度監視による水素濃度測定)		■図表番号の相違										