

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 設-C-6 改 0
提出年月日	平成 29 年 10 月 13 日

東海第二発電所

基本設計及び補足資料比較表

平成 29 年 10 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1 基本設計の比較

1.1 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】

1.2 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】

1.3 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】

1.4 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】

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 【48 条】

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 【49 条】

1.7 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】

1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 【51 条】

1.9 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】

1.10 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】

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 【54 条】

1.12 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】

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 【56 条】

1.14 電源設備 【57 条】

1.15 計装設備 【58 条】

1.16 原子炉制御室 【59 条】

1.17 監視測定設備 【60 条】

1.18 緊急時対策所 【61 条】

1.19 通信連絡を行うために必要な設備 【62 条】

2 補足資料の比較

2.1 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】

2.2 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】

2.3 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】

2.4 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】

2.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 【48 条】

2.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 【49 条】

2.7 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】

2.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 【51 条】

2.9 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】

2.10 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】

2.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 【54 条】

2.12 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】

2.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 【56 条】

2.14 電源設備 【57 条】

2.15 計装設備 【58 条】

2.16 原子炉制御室 【59 条】

2.17 監視測定設備 【60 条】

2.18 緊急時対策所 【61 条】

2.19 通信連絡を行うために必要な設備 【62 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】

基準適合への対応状況

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>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</p> <p>6.8.1 概要</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。</p> <p>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の概略系統図を第6.8.1図から第6.8.5図に示す。</p> <p>6.8.2 設計方針</p> <p>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備として以下の重大事故等対処設備(手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制(自動)、原子炉出力抑制(手動)及びほう酸水注入)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. 手動による原子炉緊急停止</p> <p>原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護ロジック盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備(手動による原子炉緊急停止)として、原子炉トリップスイッチを使用する。</p> <p>原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・原子炉トリップスイッチ	<p>6.7 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>6.7.1 概要</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象(以下「ATWS」という。)が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。</p> <p>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の系統概要図を第6.7-1図から第6.7-5図に示す。</p> <p>6.7.2 設計方針</p> <p>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として重大事故等対処設備(代替制御棒挿入機能による制御棒挿入、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制及びほう酸水注入)を設ける。</p> <p>なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。</p> <p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入</p> <p>原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力のパラメータの変化から緊急停止していない場合の重大事故等対処設備として、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入を使用する。</p> <p>代替制御棒挿入機能による制御棒挿入は、検出器(原子炉圧力及び原子炉水位)、論理回路及び代替制御棒挿入機能用電磁弁で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下(レベル2)の信号により全制御棒を全挿入させて原子炉を未臨界にできる設計とする。</p> <p>代替制御棒挿入機能による制御棒挿入は、制御棒が自動挿入しない場合に、手動によるスイッチ操作で制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットを作動させることにより制御棒挿入ができる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)・ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)手動スイッチ・制御棒(3.3 原子炉停止系)・制御棒駆動機構(3.3 原子炉停止系)	<p>本条に、旧定義「設計基準拡張設備」に該当する設備はない。</p> <p>・ATWSの定義を反映。</p> <p>記載表現の相違</p> <p>・設備の相違 (先行BWRと同じ設備。技術的能力との整合)</p> <p>・BWR特有の設備 (先行BWRと同じ機能。技術的能力との整合)</p> <p>・設備の相違 (技術的能力との整合)</p> <p>・先行BWRは、原子炉圧力もパラメータ対象としているが、東二では、ATWS判断を原子炉出力としているため、相違している。</p> <p>・先行BWRは、「推定」と明記しているが、東二では、原子炉出力を確認後ATWS判断するため「推定」を削除</p> <p>・先行BWRは、制御棒等を設計基準拡張設備と位置付けているため記載していない。</p> <p>・手動操作で未臨界にできる設計のため主要設備に反映。</p> <p>・制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットを重大事故</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>その他、設計基準事故対処設備である反応度制御設備の制御棒クラスタ、原子炉保護設備の原子炉トリップ遮断器を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>・制御棒駆動系水圧制御ユニット (3.3 原子炉停止系)</p> <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>等対処設備として位置付けるため反映。</p> <p>・設備の相違 (技術的能力との整合)</p>
<p>b. 原子炉出力抑制(自動)</p> <p>原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護ロジック盤又は原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備(原子炉出力抑制(自動))として、多様化自動作動設備、主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、2次系補給水設備の復水タンク並びに1次冷却設備の蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。</p> <p>多様化自動作動設備は、発信する作動信号によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、多様化自動作動設備は、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・多様化自動作動設備・主蒸気隔離弁・電動補助給水ポンプ・タービン動補助給水ポンプ・復水タンク・蒸気発生器・主蒸気逃がし弁・主蒸気安全弁・加圧器逃がし弁・加圧器安全弁 <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>b. 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力のパラメータの変化から緊急停止していない場合の重大事故等対処設備として、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制を使用する。</p> <p>原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、原子炉再循環ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により原子炉再循環ポンプ2個を自動停止させ、原子炉の出力抑制ができる設計とする。</p> <p>原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制は、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合に、手動によるスイッチ操作で原子炉再循環ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器を開放させることができる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）・原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ・低速度用電源装置遮断器手動スイッチ <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>・設備の相違 (技術的能力との整合)</p> <p>・先行BWRは、原子炉圧力もパラメータ対象としているが、東二では、ATWS判断を原子炉出力としているため、相違している。</p> <p>・先行BWRは、推定と明記しているが、東二では、原子炉出力を確認後ATWS判断するため「推定」を削除</p> <p>・先行BWRは、電源装置により電源を切り離すが、東二では遮断器で電源を開放させる</p> <p>・先行BWRとの出力抑制方法の相違</p> <p>・設備の相違 (先行BWR及び技術的能力との整合)</p> <p>・手動操作で出力抑制できる設計のため主要設備に反映。</p> <p>・設備の相違 (技術的能力との整合)</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>c. 原子炉出力抑制(手動)</p> <p>多様化自動作動設備から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動作動しなかった場合の重大事故等対処設備(原子炉出力抑制(手動))として、主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、2次系補給水設備の復水タンク並びに1次冷却設備の蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。</p> <p>中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却系統の過圧を防止できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・主蒸気隔離弁・電動補助給水ポンプ・タービン動補助給水ポンプ・復水タンク・蒸気発生器・主蒸気逃がし弁・主蒸気安全弁・加圧器逃がし弁・加圧器安全弁 <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>d. ほう酸水注入</p> <p>制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器又は原子炉安全保護ロジック盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備(ほう酸水注入)として、化学体積制御設備のほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク及び充てんポンプを使用する。</p> <p>ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸注入弁を介して充てんポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・ほう酸ポンプ	<p>c. 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止 ATWSが発生した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチを2個作動させることで原子炉の自動による減圧を防止する設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・自動減圧系の起動阻止スイッチ <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>d. ほう酸水注入</p> <p>ATWSが発生した場合に、ほう酸水を注入することにより原子炉を未臨界にする設計とする。</p> <p>ほう酸水注入は、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用する。</p> <p>ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・ほう酸水注入ポンプ (3.3 原子炉停止系)・ほう酸水貯蔵タンク (3.3 原子炉停止系)	<p>・設備の相違 (技術的能力との整合)</p> <p>・起動阻止スイッチは、自動減圧機能及び過渡時自動減圧機能の動作を防止することで、冷水の注水を防止し、原子炉を未臨界にするために設置するものであるため、東2は原子炉を未臨界のするための設備と位置づけ 44条で整理している。(以降標記の理由は、※1と同様の理由と記載)</p> <p>※1と同様の理由</p> <p>・設備の相違 (先行BWR及び技術的能力との整合)</p> <p>・設備の相違 (先行BWR及び技術的能力との整合)</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>・緊急ほう酸注入弁</div> <div>・ほう酸タンク</div> <div>・充てんポンプ</div> <div>化学体積制御設備を構成するほう酸フィルタ及び再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</div> <div>その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</div> <div>ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備(ほう酸水注入)として、化学体積制御設備の充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。</div> <div>燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。</div> <div>具体的な設備は、以下のとおりとする。</div> <div>・充てんポンプ</div> <div>・燃料取替用水タンク</div> <div>化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</div> <div>制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器及び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、位置的分散等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、位置的分散等の設計方針は適用しない。</div> <div>ディーゼル発電機の詳細については、「10.2 代替電源設備」、1次冷却設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器の詳細については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。</div>	<div>その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器及び非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。</div> <div>制御棒、制御棒駆動機構、制御棒駆動系水圧制御ユニット、原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ、低速度用電源装置遮断器手動スイッチ、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備であるとともに、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、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、位置的分散の設計方針は適用しない。</div> <div>原子炉圧力容器については、「3.5 原子炉圧力容器」に示す。</div> <div>非常用ディーゼル発電機については、「10.2 代替電源設備」に示す。</div>	<div>・設備の相違 (先行BWR及び技術的能力との整合)</div> <div>・設備の相違 (技術的能力との整合)</div>

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>6.8.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉トリップスイッチを使用した手動による原子炉緊急停止は、手動により原子炉トリップできることで、自動による原子炉トリップに対し多様性を持つ設計とする。</p> <p>原子炉トリップスイッチは、原子炉補助建屋内の原子炉安全保護ロジック盤、原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>多様化自動作動設備を使用した原子炉出力抑制(自動)は、原子炉保護設備の作動に必要なプロセス計装と部分的に設備を共用するが、原子炉保護設備から電氣的・物理的に分離することで原子炉保護設備と同時に機能喪失しない設計とする。また、原子炉出力抑制(自動)に使用する多様化自動作動設備並びに原子炉出力抑制(自動)及び原子炉出力抑制(手動)に使用する主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護ロジック盤、原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤とそれぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで、多様性を持つ設計とする。</p> <p>多様化自動作動設備は、原子炉保護設備から電氣的・物理的に分離して独立した盤として、原子炉補助建屋内に設置することで位置的分散を図る設計とする。</p> <p>主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁は、原子炉周辺建屋内の原子炉トリップ遮断器と異なる区画に設置し、蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、原子炉格納容器内の制御棒クラスタと壁で分離された位置に設置する。これにより、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器並びに原子炉補助建屋内の原子炉安全保護ロジック盤、原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤と位置的分散を図る設計とする。</p> <p>ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポンプ及び燃料取替用水タンクによるほう酸水注入は、制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護ロジック盤、原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤とそれぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を持つ設計とする。</p> <p>ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク及び充てんポンプは、原子炉補助建屋内の原子炉安全保護ロジック盤、原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤と異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置する。これにより、原子炉安全保護ロジック盤、原子炉安全保護計装盤、</p>	<p>6.7.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の論理回路を使用した自動による制御棒挿入は、手動による原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチを使用した手動による制御棒挿入は、自動による原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の論理回路は、原子炉緊急停止系の論理回路から電氣的・物理的に分離し、独立した盤として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設計とする。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の論理回路を使用した自動による原子炉出力抑制は、手動による原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の論理回路は、原子炉緊急停止系の論理回路から電氣的・物理的に分離し、独立した盤として異なる区画に設置することで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から原子炉再循環ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入ポンプを非常</p>	<p>・東2はアナログ回路であり、デジタルとアナログの多様性は言えないため原子炉緊急停止系との自動と手動による多様性を反映</p> <p>・先行B電力と同様</p> <p>・先行P電力は位置的分散の記載はあるが、独立した盤が中央制御室にあるため位置的分散の記載はしていない。</p> <p>・電氣的とは、配線用遮断器、ヒューズを指す。</p> <p>・設備の相違 (先行BWR及び技術的能力との整合)</p> <p>・東2はアナログ回路であり、デジタルとアナログの多様性は言えないため原子炉緊急停止系の手動による多様性を反映</p> <p>・先行P電力は位置的分散の記載はあるが、独立した盤が中央制御室にあるため位置的分散の記載はしていない。</p> <p>・電氣的とは、配線用遮断器、ヒューズを指す。</p> <p>・設備の相違 (先行BWR及び技術的能力との整合)</p>

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
炉外核計装保護盤、原子炉周辺建屋内の原子炉トリップ遮断器及び原子炉格納容器内の制御棒クラスタと位置的分散を図る設計とする。	用交流電源設備からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。 ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。	
6.8.2.2 悪影響防止 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。 手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、独立して信号を発信することができる設計とする。また、原子炉トリップスイッチ、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 原子炉出力抑制(自動)に使用する多様化自動作動設備は、原子炉トリップ信号が原子炉保護設備より正常に発信した場合は、不必要な信号の発信を阻止することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。原子炉出力抑制(自動)に使用する主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 原子炉出力抑制(手動)に使用する主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器及び燃料取替用水タンクは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	6.7.2.2 悪影響防止 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。 A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで、原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とし、配線用遮断器及びヒューズで電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。また、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、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。 A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から原子炉再循環ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで、原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とし、配線用遮断器及びヒューズで電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計する。また、A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ほう酸水注入に使用するほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備として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。	・設備の相違 （技術的能力との整合） ・原子炉緊急停止系の具体的な設備を反映 ・原子炉緊急停止系の具体的な設備を反映

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>6.8.2.3 容量等</div> <div>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</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として使用する多様化自動作動設備は、重大事故等時に「蒸気発生器水位低」の原子炉トリップ信号の計装誤差を考慮して確実に作動する設計とする。</div> <div>原子炉出力抑制(自動)及び原子炉出力抑制(手動)において、主蒸気隔離弁の閉止に伴う 1 次冷却系統の過圧のピークを抑えるために使用する加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、設計基準事故時の 1 次冷却系統の過圧防止機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、主蒸気隔離弁の閉止による 1 次冷却系統の過圧防止に必要な弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。また、その後の 1 次冷却系統を安定させるために使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁は、設計基準事故時の蒸気発生器 2 次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量、タンク容量、伝熱容量及び弁放出流量が、主蒸気隔離弁の閉止による 1 次冷却系統の過圧防止に必要なポンプ流量、タンク容量、伝熱容量及び弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</div> <div>原子炉トリップに失敗した場合における原子炉を未臨界状態へ移行するためにほう酸水を炉心注入する設備として使用するほう酸ポンプ、ほう酸タンク、充てんポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時のほう酸水を 1 次系に注入する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及びタンク容量が、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態とするために必要なポンプ流量及びタンク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。</div>	<div>自動減圧系の起動阻止スイッチは、過渡時自動減圧機能と自動減圧系で阻止スイッチを共用しているが、スイッチの接点で分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</div> <div>6.7.2.3 容量等</div> <div>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</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として使用する A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、重大事故等時において、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。</div> <div>制御棒駆動系水圧制御ユニットは、設計基準事故対処設備としての仕様が重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</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として使用する A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、重大事故等時において、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）信号の計器誤差を考慮して確実に作動させることで、原子炉再循環ポンプ 2 個を自動停止する設計とする。</div> <div>ほう酸水注入に使用するほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備としての仕様が、重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</div>	<div>※ 1 と同様の理由</div> <div>・先行 BWR は、（ハードスイッチ）を明記しているが、ハードスイッチ若しくはデジタル盤のスイッチ操作することで設計するため明記していない。</div> <div>・設備の相違 （先行 BWR 及び技術的能力との整合）</div> <div>・設備の相違 （技術的能力との整合）</div> <div>・先行 BWR は、原子炉水位レベル 3 の信号で 4 台、原子炉水位レベル 2 の信号で 6 台再循環ポンプ停止するため相違あり。</div> <div>・設備が同等である柏崎と同様</div> <div>・玄海、柏崎と相違なし</div>
<div>6.8.2.4 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>原子炉トリップスイッチは、中央制御室内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。</div> <div>制御棒クラスタ、蒸気発生器、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁及び再生熱交換器は、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設</div>	<div>6.7.2.4 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>A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、中央制御室での操作が可能な設計とする。</div> <div>A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動</div>	

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>計とする。</p> <p>原子炉トリップ遮断器、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>多様化自動作動設備、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポンプ及びほう酸フィルタは、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てんポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、中央制御室での操作が可能な設計とする。</p> <p>ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系の操作は、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>自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、中央制御室での操作が可能な設計とする。</p>	
<p>6.8.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p>原子炉トリップスイッチ、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器を使用した手動による原子炉緊急停止を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。原子炉トリップスイッチは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>多様化自動作動設備を使用した原子炉出力抑制(自動)を行う系統は、重大事故等時に多様化自動作動設備から自動で信号を発信する設計とする。</p> <p>主蒸気隔離弁を使用した原子炉出力抑制(自動)を行う系統及び電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用した1次冷却系統の過圧防止を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>主蒸気隔離弁を使用した原子炉出力抑制(手動)を行う系統及び電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用した1次冷却系統の過圧防止を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポンプ、ほう酸フィルタ及び再生熱交換器を使用したほう酸水注入を行う系統は、重大事故等が発生</p>	<p>6.7.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p>A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p>A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器各4個、論理回路2チャンネルで構成し、論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理、又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理の成立で自動的に作動する設計とする。</p> <p>A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチは、中央制御室のスイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、操作不要な設計とする。</p> <p>A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p>A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器各4個、論理回路4チャンネルで構成し、論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理、又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理の成立で自動的に作動する設計とする。</p> <p>原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチは、中央制御室のスイッチにより操作</p>	<p>・設備が同等である柏崎と同様</p> <p>・設備の相違 （先行 BWR との整合） ※1 と同様の理由</p> <p>・設備の相違 （先行 BWR との整合） ・先行 BWR は、検出器を多重化し「2 out of 4」論理又は「2 out of 3」論理。論理回路構成に差異あり。 ※1 と同様の理由</p> <p>・先行 BWR は、制御棒等を設計基準拡張設備と位置付けているため記載していない。</p> <p>・設備の相違 （先行 BWR との整合） ・先行 BWR は検出器を多重化し「2 out of 4」論理又は「2 out of 3」論理。論理回路構成に差異あり ・先行 BWR は、手動スイッチを主要設備と位置づけていないため記載なし。 東二は主要設備のため手動スイッチ</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てんポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>充てんポンプ、燃料取替用水タンク及び再生熱交換器を使用したほう酸水注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p>	<p>が可能な設計とする。</p> <p>低速度電源装置遮断器手動スイッチは、中央制御室のスイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p>ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用するほう酸水注入系は、重大事故等時において、設計基準事故対処施設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。</p> <p>ほう酸水注入ポンプは、中央制御室の操作盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。</p>	<p>の試験検査の反映</p>
<p>6.8.3 主要設備及び仕様</p> <p>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要設備及び仕様を第6.8.1表に示す。</p>	<p>6.7.3 主要設備及び仕様</p> <p>緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備の主要設備及び仕様を第6.7-1表に示す。</p>	<p>・設備が同等である柏崎と同様</p>
<p>6.8.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p>手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、機能・性能の確認が可能なように、手動操作による原子炉トリップ遮断器の動作確認ができる設計とする。</p> <p>手動による原子炉緊急停止に使用する制御棒クラスタは、機能・性能の確認が可能なように、動作確認ができる設計とする。</p> <p>手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップ遮断器は、機能・性能の確認が可能なように、試験装置を接続し動作確認ができる設計とする。</p> <p>原子炉出力抑制(自動)に使用する多様化自動作動設備は、運転中に機能・性能の確認が可能なように、模擬入力によるロジック回路動作確認が可能な設計とする。この場合、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系統の不必要な動作が発生しない設計とする。また、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正及び設定値確認ができる設計とする。</p> <p>原子炉出力抑制(自動)に使用する主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p>	<p>6.7.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p>A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入に使用する論理回路は、原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、模擬入力による動作確認、校正及び設定値確認ができる設計とする。</p> <p>A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、原子炉の停止中に分解検査として表面状態の確認が可能な設計とする。</p> <p>A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチは、原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、スイッチによる電磁弁の開閉動作確認ができる設計とする。</p> <p>また、原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、制御棒を全引き抜き位置からのスクラム個別スイッチによるスクラム性能の確認が可能な設計とする。</p> <p>A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力抑制に使用する論理回路は、原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、模擬入力による動作確認、校正及び設定値確認ができる設計とする。</p> <p>原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチは、原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、スイッチ操作による遮断器の動作確認ができる設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>（技術的能力, 先行 BWR との整合）</p> <p>※ 1 と同様の理由</p> <p>・設備の相違</p> <p>（先行 BWR との整合）</p> <p>・先行 BWR は、制御棒等を設計基準拡張設備と位置付けているため記載していない。</p> <p>・先行 BWR は、手動スイッチを主要設備と位置づけていないため記載なし。東二は主要設備のため手動スイッチの試験検査の反映</p> <p>・先行 BWR は、制御棒等を設計基準拡張設備と位置付けているため記載していない。</p> <p>・設備の相違</p> <p>（先行 BWR との整合）</p> <p>・先行 BWR は、手動スイッチを主要設</p>

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、分解が可能な設計とする。</p> <p>復水タンク及び蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。</p> <p>蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>原子炉出力抑制(手動)に使用する主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器及び燃料取替用水タンクは、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てんポンプは、分解が可能な設計とする。</p> <p>ほう酸タンク及び燃料取替用水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。</p> <p>ほう酸タンク及び燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。</p> <p>ほう酸フィルタは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なようにフランジを設ける設計とする。</p> <p>再生熱交換器は、応力腐食割れ対策、伝熱管の摩耗対策により健全性が確保でき、開放が不要な設計であることから、外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>低速度用電源装置遮断器手動スイッチは、原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、スイッチ操作による遮断器の動作確認ができる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系は、原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</p> <p>ほう酸水注入ポンプは、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>ほう酸水貯蔵タンクは、原子炉の運転中又は停止中にほう酸濃度及びタンク水位の確認による、ほう酸質量の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>自動減圧系の起動阻止スイッチは、原子炉の停止中にスイッチによる論理回路の確認が可能な設計とする。</p>	<p>備と位置づけていないため記載なし。 東二は主要設備のため手動スイッチの試験検査の反映</p> <p>・設備が同等である柏崎と同様</p> <p>※1と同様の理由 ・先行 BWR は 46 条で整理し、模擬入力による動作確認（阻止スイッチの機能確認含む）と記載しているが、東 2 はスイッチのみ当該条文のため記載に相違。</p>
第 6.8.1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備(常設)の設備仕様	第 6.7—1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要仕様	
(1) 原子炉トリップスイッチ 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉保護設備 ・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	(1) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 個 数 1	
個 数 2	(2) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ 個 数 2	
	(3) A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） 個 数 1	
	(4) 原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ 個 数 4	

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>(2) 制御棒クラスタ</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div><div>・反応度制御設備</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><div><div>制 御 棒 本 数</div><div>24(クラスタ当たり)</div></div><div><div>被 ふ く 管 材 料</div><div>ステンレス鋼</div></div><div><div>吸 収 材 材 料</div><div>銀・インジウム・カドミウム</div><div>(80%、15%、5%) 合金</div></div><div><div>個 数</div><div>53</div></div><div><div>制御棒有効長さ</div><div>約 3. 6m</div></div><div><div>吸 収 剤 直 径</div><div>約 8. 7mm</div></div><div><div>被 ふ く 管 厚 さ</div><div>約 0. 5mm</div></div></div> <div>(3) 原子炉トリップ遮断器</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div><div>・原子炉保護設備</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><div><div>型 式</div><div>低圧気中遮断器</div></div><div><div>台 数</div><div>8</div></div><div><div>定格使用電圧</div><div>460V</div></div><div><div>定 格 電 流</div><div>1, 600A</div></div></div> <div>(4) 多様化自動作動設備</div> <div><div>個 数</div><div>1</div></div> <div>工学的安全施設等の作動信号の種類</div> <div><div>a. タービントリップ信号</div><div>b. 主蒸気ライン隔離信号</div><div>c. 補助給水ポンプ起動信号</div></div> <div>(5) 主蒸気隔離弁</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div>	<div>(5) 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ</div> <div><div>個 数</div><div>2</div></div> <div>(6) 制御棒</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div><div>・原子炉停止系</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><div><div>種 類</div><div>十字型</div></div><div><div>中 性 子 吸 収 材</div><div>ボロンカーバイド粉末</div></div><div><div>有 効 長 さ</div><div>3, 632mm</div></div><div><div>個 数</div><div>185</div></div></div> <div>(7) 制御棒駆動機構</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div><div>・原子炉停止系</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><div><div>最高使用圧力</div><div>8. 62MPa[gage]</div></div><div><div>最高使用温度</div><div>302℃</div></div><div><div>個 数</div><div>185</div></div></div> <div>(8) 制御棒駆動系水圧制御ユニット</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div><div>・原子炉停止系</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><div><div>種 類</div><div>円筒縦型（ピストン式）</div></div><div><div>容 量</div><div>18L/個</div></div><div><div>最高使用圧力</div><div>12. 0MPa[gage]</div></div><div><div>最高使用温度</div><div>66℃</div></div><div><div>個 数</div><div>185</div></div></div> <div>(9) 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><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移行するための設備</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>・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</div></div><div><div>種 類</div><div>水平3連プランジャポンプ</div></div></div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>・主蒸気系統設備</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>型 式 スウィングディスク式</div> <div>個 数 4</div> <div>最高使用圧力 8.17MPa[gage]</div> <div>最高使用温度 298℃</div> <div>本 体 材 料 炭素鋼</div> <div>(6) 電動補助給水ポンプ</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>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・給水設備</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>型 式 うず巻式</div> <div>台 数 2</div> <div>容 量 約 140m³/h(1 台当たり)</div> <div>揚 程 約 950m</div> <div>電 動 機 約 650kW(1 台当たり)</div> <div>本 体 材 料 合金鋼</div> <div>(7) タービン動補助給水ポンプ</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>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・給水設備</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>型 式 うず巻式(蒸気加減弁付)</div> <div>台 数 1</div> <div>容 量 約 250m³/h</div> <div>揚 程 約 950m</div>	<div>個 数 1 (予備 1)</div> <div>容 量 9.78m³/h</div> <div>全 揚 程 870m</div> <div>最高使用圧力 9.66MPa[gage]</div> <div>最高使用温度 66℃</div> <div>材 料 ステンレス鋼</div> <div>(10) ほう酸水貯蔵タンク</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</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移行するための設備</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>・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</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>種 類 円筒縦型</div> <div>個 数 1</div> <div>容 量 19.5m³</div> <div>最高使用圧力 静水頭</div> <div>最高使用温度 66℃</div> <div>材 料 ステンレス鋼</div> <div>(11) 自動減圧系の起動阻止スイッチ</div> <div>個 数 2</div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>本体材料合金鋼</div> <div>(8) 復水タンク</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 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</div><div>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・2次系補給水設備</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>・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</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>型式たて置円筒型</div><div>基数1</div><div>容量約 1,200m³</div><div>本体材料炭素鋼</div><div>設置高さEL. +11.3m</div><div>距離約 40m(3号炉心より)</div></div> <div>(9) 蒸気発生器</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div>・1次冷却設備(通常運転時等)</div><div>・1次冷却設備(重大事故等時)</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>・原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備</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>・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> <div><div>型式たて置U字管式熱交換器型</div><div>基数4</div><div>胴側最高使用圧力8.17MPa [gage]</div><div>約 8.8MPa[gage](重大事故等時における使用時の値)</div><div>管側最高使用圧力17.16MPa [gage]</div><div>約 19.6MPa[gage](重大事故等時における使用時の値)</div></div>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

玄海発電所 3／4号炉			東海第二発電所		備考
1次冷却材流量	約 15,000t/h(1基当たり)				
主蒸気運転圧力(定格出力時)	約 6.03MPa [gage]				
主蒸気運転温度(定格出力時)	約 277℃				
蒸気発生量(定格出力時)	約 1,690t/h(1基当たり)				
出口蒸気湿分	0.25wt%以下				
伝熱面積	約 4,870m ² (1基当たり)				
伝熱管					
本数	3,382(1基当たり)				
外径	約 22.2mm				
厚さ	約 1.3mm				
胴部外径					
上部	約 4.5m				
下部	約 3.4m				
全高	約 21m				
材料					
本体	低合金鋼及び低合金鍛鋼				
伝熱管	ニッケル・クロム・鉄合金				
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金				
水室肉盛り	ステンレス鋼				
(10) 主蒸気逃がし弁					
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 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備					
・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備					
・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					
・主蒸気系統設備					
・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					
型 式	空気作動式				
個 数	4				
口 径	6B				
容 量	約 177t/h(1個当たり)				
最高使用圧力	8.17MPa [gage]				
	約 8.8MPa[gage](重大事故等時における使用時の値)				
最高使用温度	298℃				
	約 349℃(重大事故等時における使用時の値)				
本 体 材 料	炭素鋼				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>(11) 主蒸気安全弁</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div>・主蒸気系統設備</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> <div><div>型式ばね式</div><div>個数20</div><div>口径6B</div><div>容量約 360t/h(1 個当たり)</div><div>最高使用圧力8. 17MPa[gage]</div><div>最高使用温度298℃</div><div>本体材料炭素鋼</div></div>		
<div>(12) 加圧器逃がし弁</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div>・1 次冷却設備(通常運転時等)</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>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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> <div><div>型式空気作動式</div><div>個数2</div><div>最高使用圧力17. 16MPa [gage] 約 19. 6MPa[gage](重大事故等時における使用時の値)</div><div>最高使用温度360℃ 約 365℃(重大事故等時における使用時の値)</div><div>吹出容量約 95t/h(1 個当たり)</div><div>材料ステンレス鋼</div></div>		
<div>(13) 加圧器安全弁</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div>・1 次冷却設備(通常運転時等)</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> <div><div>型式ばね式(背圧補償型)</div><div>個数3</div><div>最高使用圧力17. 16MPa[gage]</div><div>最高使用温度360℃</div><div>吹出容量約 190t/h(1 個当たり)</div></div>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>材 料ステンレス鋼</div> <div>(14) ほう酸ポンプ</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div>・化学体積制御設備</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> <div>型 式うず巻式</div> <div>台 数2</div> <div>容 量約 17m³/h(1 台当たり)</div> <div>最高使用圧力1. 4MPa〔gage〕</div> <div>最高使用温度95℃</div> <div>本 体 材 料ステンレス鋼</div> <div>(15) 緊急ほう酸注入弁</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div>・化学体積制御設備</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> <div>型 式電気交流作動式</div> <div>個 数1</div> <div>最高使用圧力1. 4MPa〔gage〕</div> <div>最高使用温度95℃</div> <div>本 体 材 料ステンレス鋼</div> <div>(16) ほう酸タンク</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div>・化学体積制御設備</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> <div>基 数2</div> <div>容 量120m³(1 基当たり)</div> <div>最高使用圧力0. 05MPa〔gage〕</div> <div>最高使用温度95℃</div> <div>ほう素濃度約 7, 000ppm</div> <div>本 体 材 料ステンレス鋼</div> <div>(17) 充てんポンプ</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>・化学体積制御設備</div></div>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

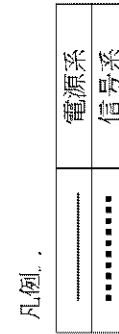
玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</div> <div>型式うず巻式</div> <div>台数3</div> <div>容量約 45m³/h(1 台当たり)</div> <div>最高使用圧力20. 0MPa〔gage〕</div> <div>最高使用温度95℃</div> <div>揚程約 1, 770m</div> <div>運転温度約 54℃</div> <div>接液部材料ステンレス鋼</div>		
<div>(18) ほう酸フィルタ</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div>・化学体積制御設備</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>基数1</div> <div>設計流量約 171m³/h</div> <div>最高使用圧力1. 4MPa〔gage〕</div> <div>最高使用温度95℃</div> <div>本体材料ステンレス鋼</div>		
<div>(19) 再生熱交換器</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>・化学体積制御設備</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>型式横置 3 胴 U 字管式</div> <div>基数1</div> <div>伝熱量約 3. 14MW</div> <div>最高使用圧力</div> <div>管側20. 0MPa〔gage〕</div> <div>胴側17. 16MPa 〔gage〕</div> <div>最高使用温度</div> <div>管側343℃</div> <div>胴側343℃</div> <div>材料</div> <div>管側ステンレス鋼</div> <div>胴側ステンレス鋼</div>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

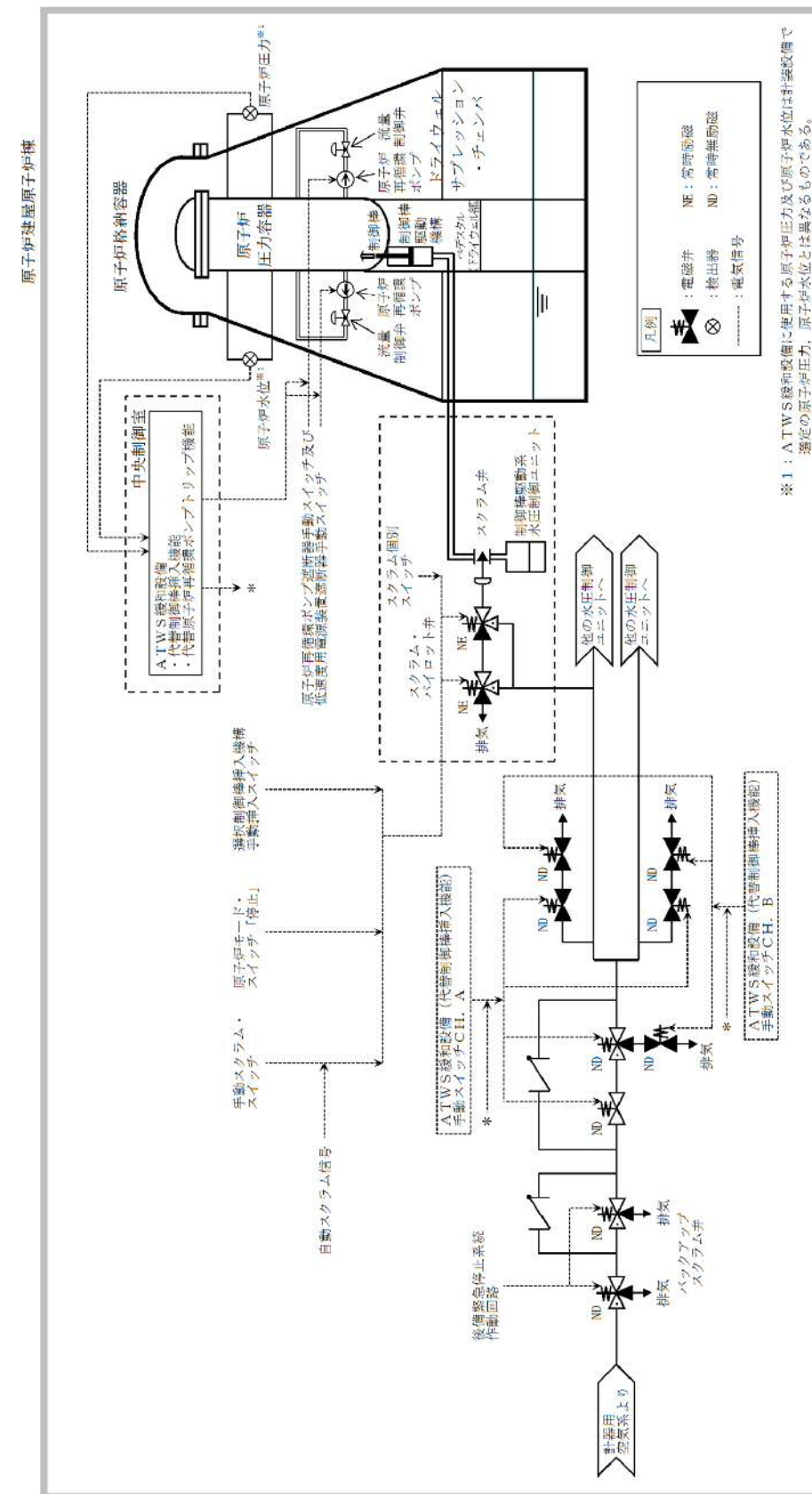
玄海発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第44条】

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>(20) 燃料取替用水タンク</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div><div>・ 高圧注入系</div><div>・ 低圧注入系</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>・ 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備</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>・ 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>・ 原子炉格納容器スプレイ設備</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>・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</div><div>・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備</div><div>・ 火災防護設備</div></div><div><div>型 式</div><div>基 数</div><div>容 量</div><div>最高使用圧力</div><div>最高使用温度</div><div>ほう素濃度</div><div>材 料</div><div>設 置 高 さ</div><div>距 離</div></div><div><div>たて置円筒型</div><div>1</div><div>約 2, 100m³</div><div>大気圧</div><div>95℃</div><div>3, 100ppm 以上</div><div>ステンレス鋼</div><div>EL. 0. 0m</div><div>約 70m(3 号炉心より)</div></div></div>		

備考



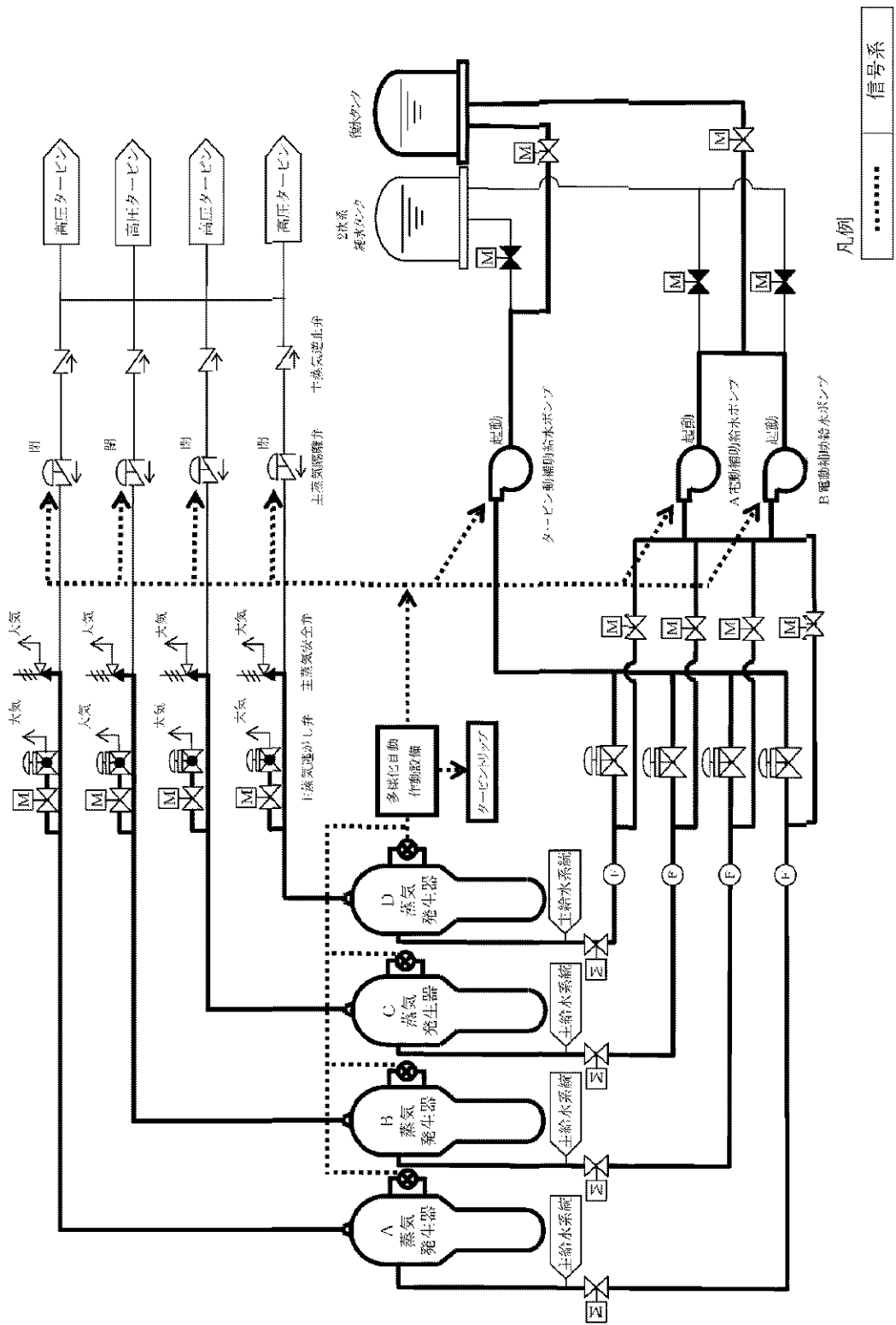
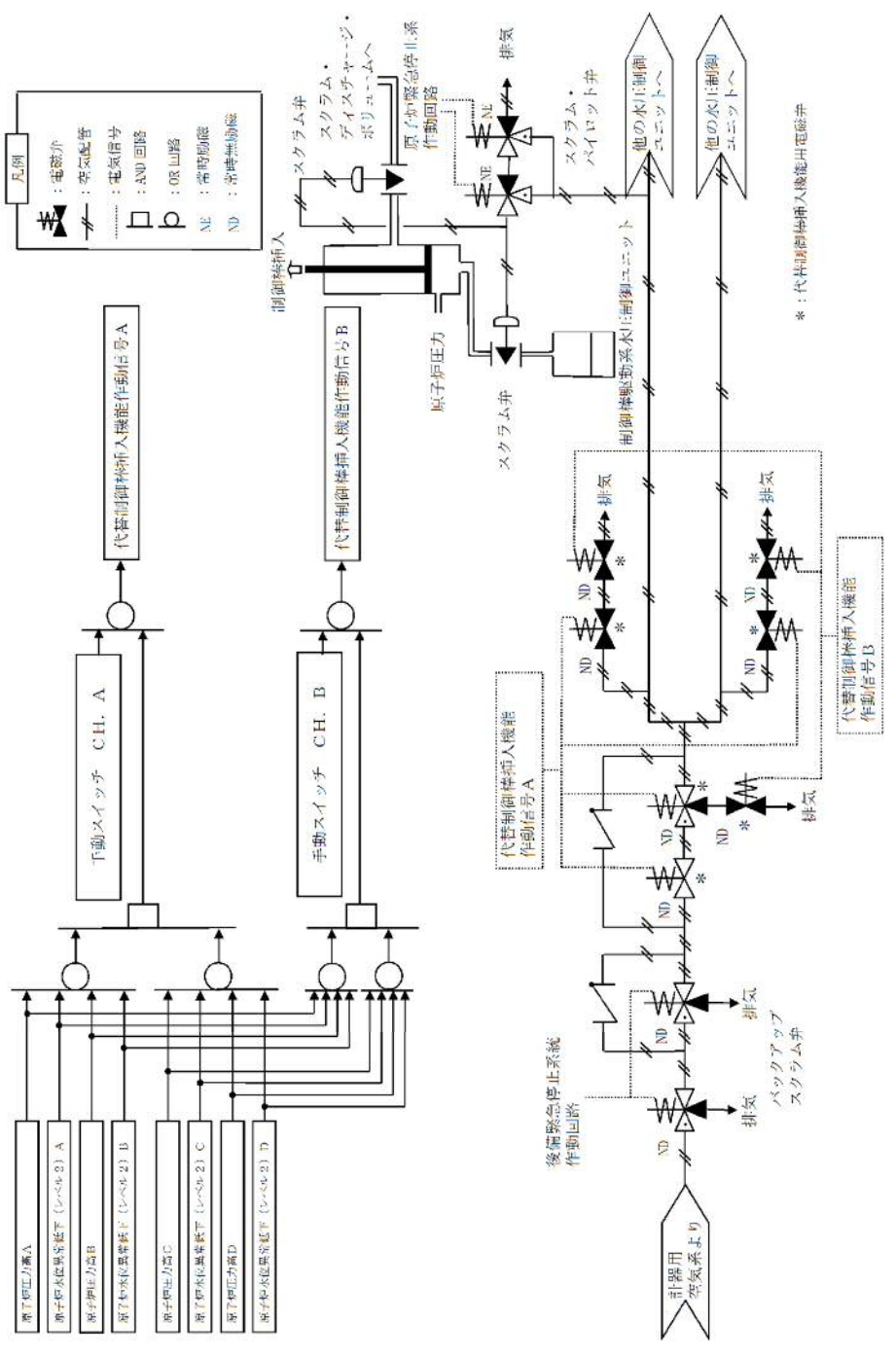
第 6.8.1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (1)



第6.7-1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 系統概要図

- ・設備の相違

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

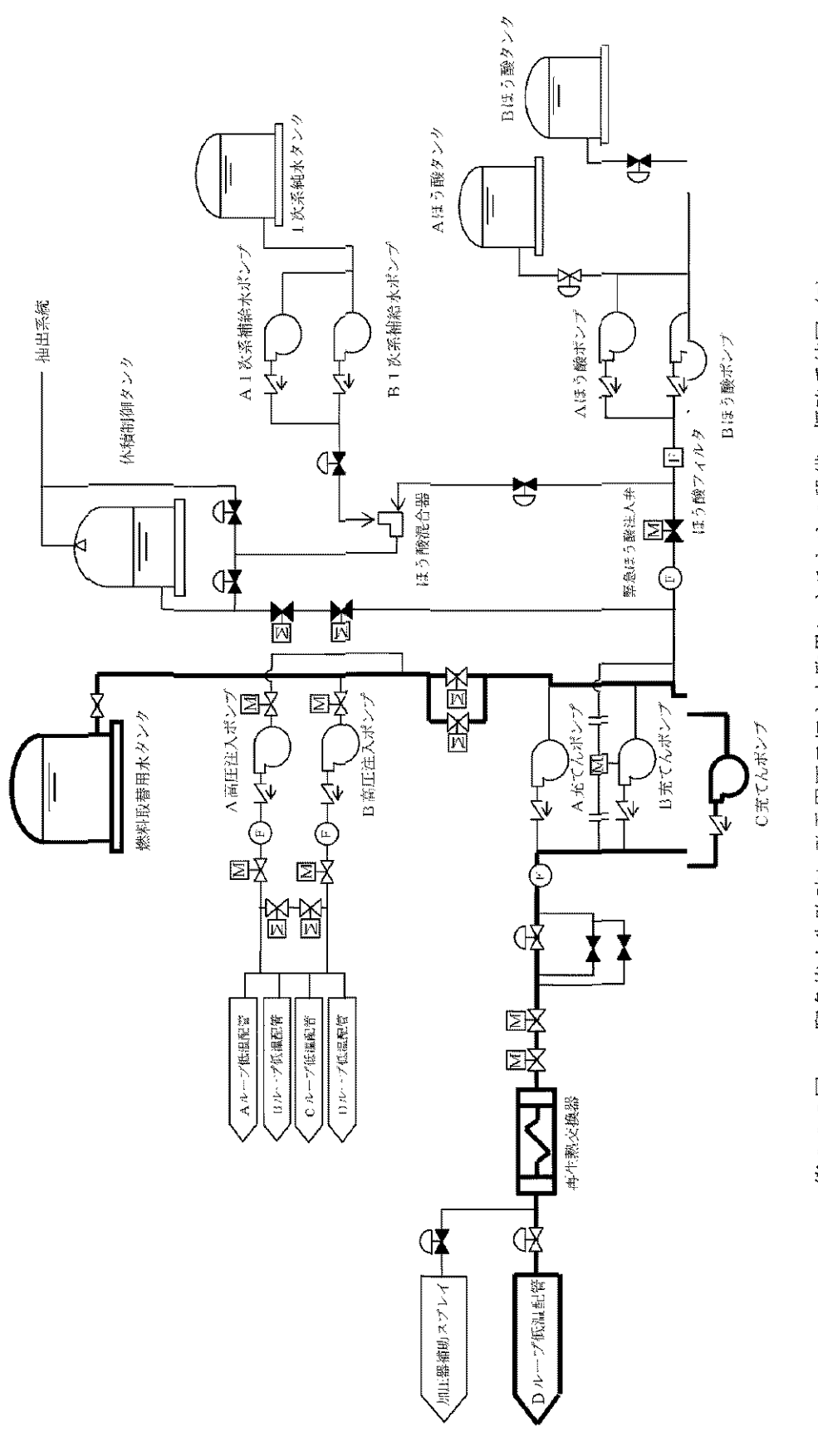
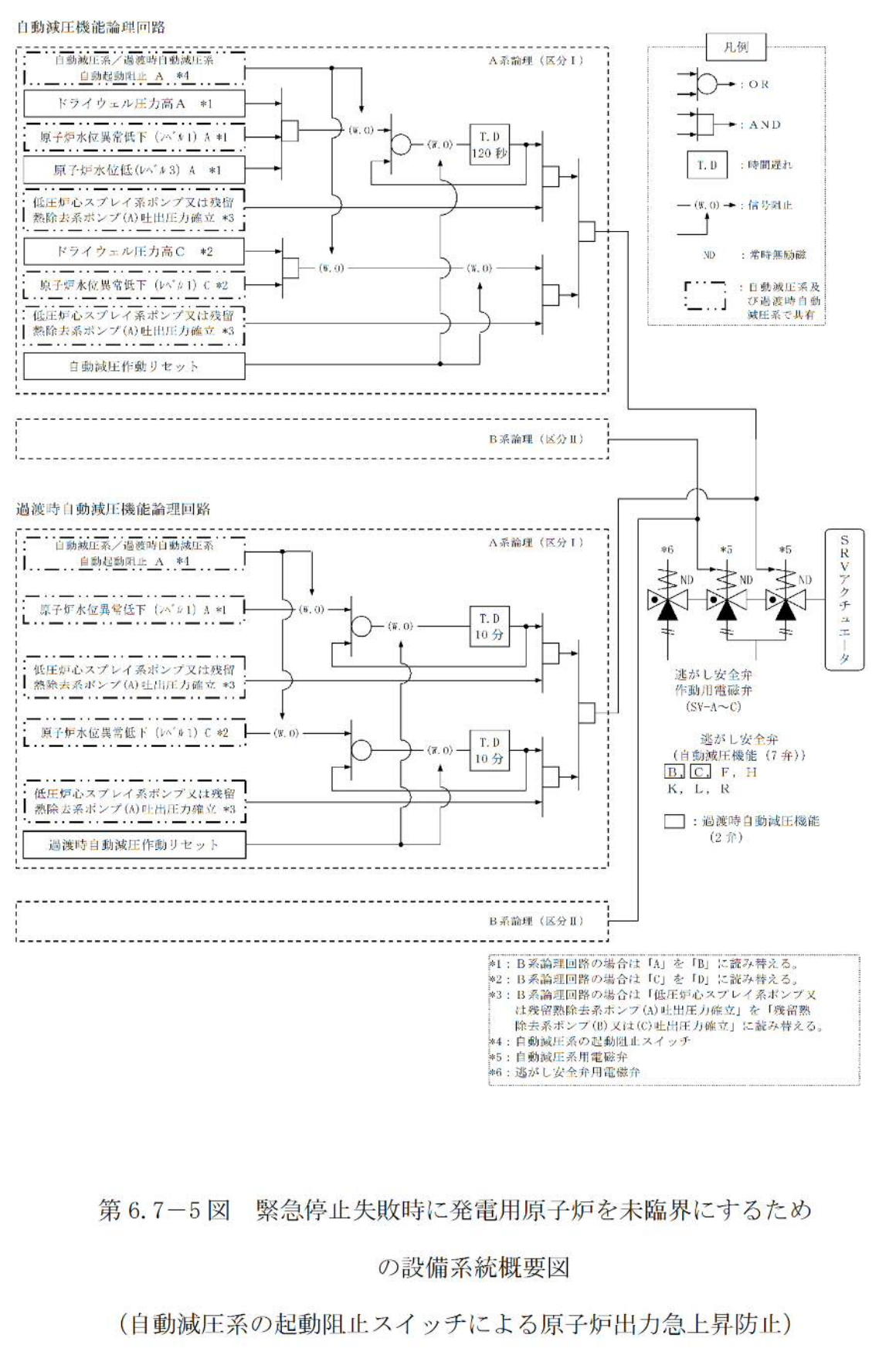
玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第 6. 8. 2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (2) (原子炉出力抑制 (自動)、原子炉出力抑制 (手動))</p>	 <p>第 6. 7 - 2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 系統概要図 (代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入)</p>	<p>備考</p> <p>(先行 BWR との整合)</p> <p>・設備の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>加圧器逃がしタンク</p> <p>加圧器安全弁</p> <p>加圧器</p> <p>加圧器逃がし弁</p> <p>第 6.8.3 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (3) (原子炉出力抑制 (自動)、原子炉出力抑制 (手動))</p>	<p>加圧器逃がしタンク</p> <p>加圧器安全弁</p> <p>加圧器</p> <p>加圧器逃がし弁</p> <p>第 6.7-3 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 系統概要図 (原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制)</p>	<p>備考</p> <p>(先行 BWR との整合)</p> <p>・設備の相違 (先行 BWR との整合)</p>

22/23

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第 6.8.5 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (5) (ほう酸水注入)</p>	 <p>第 6.7-5 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図 (自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止)</p>	<p>・設備の相違 (先行 BWR との整合)</p>

玄海 3 / 4 号	東二	東二	採用	要否理由・記載方針
		資料の有無	要否	
44条	—	—	—	
44-1 S A設備基準適合性 一覧表	44-1 S A設備基準適合性 一覧表	有	—	
なし	44-2 単線結線図	—	—	
44-2 配置図	44-3 配置図	有	—	
44-3(1) 試験・検査説明資料	44-5 試験及び検査	有	—	
44-3(2) 多様化自動作動設備の試験に対する考え方について	—	無	要	44-5 試験検査で説明
44-4 系統図	44-4 系統図	有	—	
44-5(1) 工学的安全施設等の作動信号の設定根拠について	44-6 容量設定根拠	有	—	
44-5(2) 多様化自動作動設備について	44-8 A T W S 緩和設備について	有	—	
44-5(3) 多様化自動作動設備に関する健全性について	44-9 A T W S 緩和設備に関する健全性について	有	—	
44-6 S A バウンダリ系統図 (参考図)	—	有	—	
—	44-7 その他設備	—	—	

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】

基準適合への対応状況

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>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</div> <div>5.4.1 概要</div> <div>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、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する。</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の概略系統図を第5.4.1図から第5.4.4図に示す。</div> <div>5.4.2 設計方針</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のうち、原子炉を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次系のフィードアンドブリード、タービン動補助給水ポンプの機能回復、電動補助給水ポンプの機能回復及び主蒸気逃がし弁の機能回復並びに監視及び制御）を設ける。</div>	<div>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</div> <div>5.7.1 概要</div> <div>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備を設置する。</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の系統概要図を第5.7－1図から第5.7－4図に示す。</div> <div>5.7.2 設計方針</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のうち、原子炉を冷却するための設備として重大事故等対処設備（高圧代替注水系による原子炉注水、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水、全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水並びに監視及び制御）を設ける。</div> <div>また、原子炉への高圧注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合の事象進展抑制のため、重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による原子炉注水）を設ける。</div> <div>(1) 設計基準事故対処設備を使用した設備</div> <div>a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</div> <div>設計基準事故等対処設備である原子炉隔離時冷却系が健全な場合の重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）として原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。</div> <div>サプレッション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉隔離時冷却系を介して原子炉へ注水できる設計とする。原子炉隔離時冷却系ポンプは、蒸気タービン駆動のポンプを原子炉圧力容器で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。</div> <div>具体的な設備は、以下のとおりとする。</div> <div>・原子炉隔離時冷却系ポンプ (5.3 原子炉隔離時冷却系)</div> <div>・サプレッション・プール (9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備)</div> <div>その他、設計基準事故対処設備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。</div> <div>b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水</div> <div>設計基準事故等対処設備である高圧炉心スプレイ系が健全な場合の重大事故等対処設備</div>	<div></div> <div>記載表現の相違（東二は系統概要図に統一）</div> <div>これ以降は「原子炉」又は「原子炉圧力容器」という。</div> <div>復旧は本来「原子炉隔離冷却系による原子炉注水」となるが、DB対応と同名となることから、「全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧」とし差別化した。</div> <div>SAは、タンクの初期保有水を注入するまでとし、純水を補給して注水を継続するのは自主対応とする。</div> <div>設計基準事故対処設備が健全な場合にSAとして使用することを個別で記載する。</div> <div>設備の相違（技術的能力との整合）</div> <div>東二は、高圧炉心スプレイ系もSA設備として整備する。</div> <div>BWRは原子炉圧力容器を名称としている。</div> <div>設備の相違（技術的能力との整合）</div>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 1次系のフィードアンドブリード</p> <p>電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、復水タンク又は主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次系のフィードアンドブリード）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク並びに1次冷却設備の加圧器逃がし弁並びに非常用炉心冷却設備のうち蓄圧注入系の蓄圧タンク及び蓄圧タンク出口弁並びに余熱除去設備の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用する。</p> <p>燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、原子炉へのほう酸水の注入を行い、加圧器逃がし弁を開操作することでフィードアンドブリードができる設計とする。また、蓄圧タンクは、フィードアンドブリード中に1次冷却材との圧力差によりほう酸水を原子炉へ注入でき、蓄圧タンク出口弁は注水後の1次冷却系統への窒素ガス混入防止のため、閉止できる設計とする。さらに、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、フィードアンドブリード後に原子炉を低温停止状態とできる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧注入ポンプ ・加圧器逃がし弁 ・燃料取替用水タンク ・蓄圧タンク ・蓄圧タンク出口弁 ・余熱除去ポンプ ・余熱除去冷却器 <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却</p>	<p>（高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として高圧炉心スプレイ系ポンプ，サプレッション・プール及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を使用する。</p> <p>サプレッション・プールを水源とする高圧炉心スプレイ系ポンプは，高圧炉心スプレイ系を介して原子炉へ注水できる設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ポンプは，非常用交流電源設備の高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から給電できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系ポンプ（5.2 非常用炉心冷却系） ・サプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備） ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（10.2 代替電源設備） <p>その他，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(2) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 高圧代替注水系による原子炉注水</p> <p>(a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障により原子炉への注水機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（中央制御室からの高圧代替注水系起動）として高圧代替注水系の常設高圧代替注水系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。</p> <p>サプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプは，原子炉隔離時冷却系を介して原子炉へ注水できる設計とする。常設高圧代替注水系ポンプは蒸気タービン駆動のポンプとし，原子炉で発生する主蒸気系からの蒸気にて駆動できる設計とする。</p> <p>高圧代替注水系は，蒸気系の流路として主蒸気系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の配管及び弁を使用する設計とする。</p> <p>高圧代替注水系は，注水系の流路として高圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の配管及び弁を使用する設計とする。</p> <p>高圧代替注水系の電動弁の電源は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車又は常設代替直流電源設備である緊急用直流125V系蓄電池から給電できる設計とする。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプは，中央制御室からの遠隔操作により起動可能な設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設高圧代替注水系ポンプ ・サプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備） ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備） ・可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備） ・緊急用直流125V系蓄電池（10.2 代替電源設備） 	<p>東二は、高圧炉心スプレイ系もSA設備として整備する。</p> <p>BWRでは原子炉圧力容器を名称としている。</p> <p>設備の相違。</p> <p>（先行BWR及び技術的能力との整合）</p> <p>主蒸気系〔既設〕，原子炉隔離時冷却系〔既設〕，高圧代替注水系〔新設〕</p> <p>高圧炉心スプレイ系〔既設〕はポンプ入口側流路，，高圧代替注水系〔新設〕，原子炉隔離時冷却系〔既設〕はポンプ出口側流路</p> <p>常設代替高圧電源装置から電路（P/C及びMCC）を介して緊急用125V蓄電池へ給電するが，ここでは電路までは記載しない。</p> <p>具体的な設備は，まとめ資料のSA設備一覧から主要設備を抽出。先行に倣いポンプ，水源，電源を記載。45条の一覧表では水源及び電源は関連設備としているが，それぞれのまとめ資料において主要設備である。</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧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. タービン動補助給水ポンプの機能回復</p> <p>常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）として、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁を使用する。</p> <p>復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作、専用の注油器による軸受油供給及び人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作により機能を回復し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とする。これらの人力による措置は容易に行える設計とする。また、タービン動補助給水ポンプは、1次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付） タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁 <p>その他、設計基準事故対処設備である2次系補給水設備の復水タンク及び1次冷却設備の蒸気発生器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. 電動補助給水ポンプの機能回復</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（電動補助給水ポンプの機能回復）として、代替電源設備の大容量空冷式発電機を使用する。</p> <p>復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、大容量空冷式発電機より給電することで機能を回復し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とする。また、電動補助給水ポンプは、1次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。</p>	<p>その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(3) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水</p> <p>(a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源系統の喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水ができない場合の重大事故等対処設備（中央制御室からの高圧代替注水系起動）は、「5.7.2（1）a.（a）中央制御室からの高圧代替注水系起動」と同じである。</p> <p>(b) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により原子炉への注水機能が喪失し、かつ中央制御室から高圧代替注水系を起動できない場合の重大事故等対処設備（現場での人力操作による高圧代替注水系起動）として常設高圧代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプは、蒸気タービン駆動ポンプとし、原子炉で発生する主蒸気系からの蒸気にて駆動できる設計とする。</p> <p>流路については、「(a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」と同じである。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプは、高圧代替注水系の高圧代替注水系タービン止め弁を現場において人力で開操作することにより蒸気タービンに蒸気を供給し、ポンプの起動が可能な設計とする。また、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたって運転が継続できる設計とする。高圧代替注水系タービン止め弁は、現場での人力操作が容易に行える設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設高圧代替注水系ポンプ 高圧代替注水系タービン止め弁 サブプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備） <p>その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>PWR では、原子炉容器、BWR では原子炉圧力容器を名称としている。</p> <p>設備の相違。</p> <p>（先行BWR及び技術的能力との整合）</p> <p>・現場での人力操作による常設高圧代替注水系ポンプの起動については、中央制御室からの操作と別立てで記載している。</p> <p>（先行BWRは、中央制御室から操作する手段の中に記載しているが、技術的能力の手段と整合させ記載している）</p> <p>・現場での人力操作による常設高圧代替注水系ポンプの起動を可能とすることにより、設置許可基準規則解釈1(1)の要求であるRCIC又は非常用復水器による対応と同等以上の他愛王と位置付けている。</p> <p>なお、先行BWRでSAとしている原子炉隔離時冷却系の現場での人力操作による起動は東2では期待していない。</p> <p>弁の操作場所を線量が高くなるおそれのない場所に設定するとともに弁駆動部にハンドルを設け容易に操作可能な設計としている。</p> <p>東2は人力でのポンプ起動に必要な高圧代替注水系タービン止め弁を主要設備とした。</p> <p>BWRの名称は原子炉圧力容器</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備） <p>その他、設計基準事故対処設備である給水設備の電動補助給水ポンプ、2次系補給水設備の復水タンク及び1次冷却設備の蒸気発生器を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>b. 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>(a) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、所内常設直流電源設備による給電中に蓄電池が枯渇した場合を想定した重大事故等対処設備（代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電）として常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。</p> <p>常設代替高圧電源装置が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用し原子炉隔離時冷却系を復旧することで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が可能な設計とする。また、原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、運転継続できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・原子炉隔離時冷却系ポンプ（5.3 原子炉隔離時冷却系）・サブプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備）・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）・可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）・可搬型整流器（10.2 代替電源設備） <p>その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(b) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、所内常設直流電源設備による給電中に蓄電池が枯渇した場合を想定した重大事故等対処設備（代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電）として常設代替直流電源設備の緊急用直流125V系蓄電池、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。緊急用直流125V系蓄電池が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用し原子炉隔離時冷却系を復旧することで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が可能な設計とする。また、原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉への注水手段が整うまでの間、運転継続できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・原子炉隔離時冷却系ポンプ（5.3 原子炉隔離時冷却系）・サブプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備）	<p>設備の相違</p> <p>（技術的能力と整合、東二は「給電」先行BWRは「復旧」）</p> <p>先行BWRでは、供給元の電源のみを主要設備としている。</p> <p>（東二は、電源が供給される原子炉隔離時冷却系ポンプも主要設備として整理）</p> <p>BWRの名称は原子炉圧力容器</p> <p>設備の相違。</p> <p>（先行BWR及び技術的能力との整合。ただし東海第二では現場での人力による措置には期待しない）</p>

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>c. 主蒸気逃がし弁の機能回復</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。</p> <p>主蒸気逃がし弁は、機能回復のため現場において人力で操作し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、1次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">主蒸気逃がし弁	<ul style="list-style-type: none">常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）可搬型整流器（10.2 代替電源設備） <p>その他，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>BWR の名称は原子炉圧力容器</p> <p>設備の相違（東二はBWRのため、2次系の減圧は設備はない）</p>
<p>(3) 監視及び制御に用いる設備</p> <p>a. 監視及び制御</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として、加圧器水位、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、補助給水流量及び復水タンク水位を使用する。</p> <p>加圧器水位は、1次冷却材の保有水量を、蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位は、2次冷却材の保有水量を監視又は推定でき、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、補助給水流量及び復水タンク水位は蒸気発生器へ注水するための補助給水ポンプの作動状況を確認できる設計とする。</p> <p>具体的なパラメータは、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">加圧器水位（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））蒸気発生器広域水位（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））蒸気発生器狭域水位（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））補助給水流量（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））復水タンク水位（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））	<p>(4) 監視及び制御に用いる設備</p> <p>a. 監視及び制御</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（S A），高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位を使用する。</p> <p>原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A広帯域）及び原子炉水位（S A燃料域）は、原子炉の保有水量を監視又は推定できる設計とする。</p> <p>原子炉圧力及び原子炉圧力（S A）は、原子炉圧力を監視又は推定できる設計とする。</p> <p>高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位は、原子炉へ注水するための常設高圧代替注水系ポンプの作動状況を確認できる設計とする。</p> <p>具体的なパラメータは、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">原子炉水位（広帯域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））原子炉水位（燃料域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））原子炉水位（S A広帯域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））原子炉水位（S A燃料域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））サプレッション・プール水位（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））原子炉圧力（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））	<p>原子炉水位は、技術的能力審査基準 1.2 のBWR への要求</p> <p>設備の相違。</p> <p>（先行BWR及び技術的能力との整合）</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び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、位置的分散等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、位置的分散等の設計方針は適用しない。</p> <p>ディーゼル発電機及び大容量空冷式発電機の詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。加圧器水位、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、補助給水流量及び復水タンク水位の詳細については、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」にて記載する。</p> <p>5.4.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を使用した1次系のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した2次冷却系からの除熱と異なる冷却手段を用いることで、多様性を持つ設計とする。また、燃料取替用水タン</p>	<p>・原子炉圧力（S A）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））</p> <p>・高圧代替注水系系統流量（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））</p> <p>(5) 事象進展抑制のために用いる設備</p> <p>a. ほう酸水注入系による原子炉注水</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により原子炉への高圧注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合の事象進展抑制のため、重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による原子炉注水）としてほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用する。</p> <p>ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプは、ほう酸水注入系統を介してほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉に注水することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉注水については、「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」に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ及び、高圧炉心スプレイ系ポンプは、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。</p> <p>サプレッション・プールについては、「9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に示す。</p> <p>原子炉圧力容器については、「3.5 原子炉圧力容器」に示す。</p> <p>常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車、緊急用直流125V系蓄電池、可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」に示す。</p> <p>原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位は、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプについては、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ポンプについては、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。</p> <p>5.7.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p>	<p>ほう酸注入系による原子炉への注入は、技術的能力審査基準1.2のBWRへの要求</p> <p>設備の相違（PWRは、手段として1次系の水源の燃料取替用水タンクと2次系の水源の復</p>

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>クを水源とすることで、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した2次冷却系からの除熱に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内に設置し、加圧器逃がし弁は、原子炉格納容器内に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置することで、原子炉周辺建屋内の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁と位置的分散を図る設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプの機能回復において、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、専用の工具を用いて手動で操作できる設計とし、タービン動補助給水ポンプの軸受油は、専用の注油器を用いて人力で供給できる設計とする、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、ハンドルを設け、手動操作を可能とすることで、常設直流電源を用いた弁操作に対し、多様性を持つ設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプの機能回復において、電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。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」にて記載する。</p> <p>主蒸気逃がし弁の機能回復において、主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、空気作動に対し、多様性を持つ設計とする。</p>	<p>常設高圧代替注水系ポンプは、蒸気タービン駆動とすることで、電動機駆動による高圧炉心スプレイ系ポンプに対し多様性を有する設計とする。</p> <p>高圧代替注水系タービン止め弁は、高圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう常設高圧代替電源装置、可搬型代替低圧電源車又は緊急用直流125V系蓄電池から給電できる多様性を有する設計とする。また、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、弁駆動部にハンドルを設け現場での人力操作を可能とすることで、電動駆動に対し多様性を有する設計とする。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプと異なる区画に設置することで、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプと位置的分散を図る設計とする。</p> <p>高圧代替注水系による原子炉注水は、サプレッション・プールから原子炉へ注水する原子炉隔離時冷却系配管との合流部まで、原子炉隔離時冷却系ポンプを使用する系統に対して可能な限り多様性を有する設計とする。また、サプレッション・プールから原子炉へ注水する高圧炉心スプレイ系配管は高圧代替注水系と異なった流路とし、高圧炉心スプレイ系ポンプを使用する系統に対して可能な限り多様性を有する設計とする。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプのタービンを駆動させるための蒸気と原子炉隔離時冷却系ポンプのタービンを駆動させるための蒸気は、共通の配管から分岐することで可能な限り多様性を有する設計とする。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプは、冷却を自己冷却とすることで、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプにより冷却する高圧炉心スプレイ系ポンプ及び自己冷却である原子炉隔離時冷却系ポンプに対して多様性を有する設計とする。</p>	<p>水タンクを記載している。東二は、高圧時の水源はサプレッション・プールのみであるため水源の記載なし)</p> <p>東2では多様性は「持たせる」ではなく「有する」で統一（条文と整合）。</p> <p>設置フロアは地下2階で同フロアだが、建屋壁で区画された別区画に設置する。</p> <p>可能な限り流路の独立性を確保していることを記載する方針。説明内容は独立性の説明であるが、東2では「5.7.2.1 多様性，位置的分散」に記載する際の説明の語尾は「多様性を有する」又は「位置的分散を図る」で統一する。</p> <p>東二はポンプの冷却手段の多様性も記載する方針としている。(先行BWRと同様の記載) 自己冷却と自己冷却は、外部サポートの観点からそれぞれ独立性を有することから、記載上の上記ルールに従い「多様性を有する」としている。</p>

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>5.4.2.2 悪影響防止</div> <div>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。</div> <div>1次系のフィードアンドブリードに使用する高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンク、蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</div> <div>タービン動補助給水ポンプの機能回復に使用するタービン動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁、復水タンク及び蒸気発生器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</div> <div>電動補助給水ポンプの機能回復に使用する電動補助給水ポンプ、復水タンク及び蒸気発生器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</div> <div>主蒸気逃がし弁の機能回復に使用する主蒸気逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</div>	<div>5.7.2.2 悪影響防止</div> <div>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。</div> <div>高圧代替注水系による原子炉注水に使用する常設高圧代替注水系ポンプは、通常待機時は隔離弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</div> <div>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプは、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。</div> <div>高圧炉心スプレイ系による原子炉注水に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプは、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。</div>	<div>設備の相違。</div> <div>（先行BWR及び技術的能力との整合）</div>
<div>5.4.2.3 容量等</div> <div>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</div> <div>2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における1次系のフィードアンドブリードとして使用する高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時のほう酸水を1次系へ注入する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及びタンク容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量及びタンク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。</div> <div>2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における1次系のフィードアンドブリードとして使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の1次系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要な弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</div> <div>2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における1次系のフィードアンドブリードとして使用する蓄圧タンクは、設計基準事故時の蓄圧注入系の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の保持圧力及びタンク容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要な保持圧力及びタンク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。</div> <div>1次系のフィードアンドブリード継続により1次系の圧力及び温度が低下し余熱除去設備が使用可能となれば余熱除去系による冷却を開始する余熱除去系として使用する余熱除去ポ</div>	<div>5.7.2.3 容量等</div> <div>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</div> <div>高圧代替注水系による原子炉注水として使用する常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷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流量を確保できる設計とする。</div> <div>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプは、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷を防止するために必要な原子炉注水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。</div> <div>高圧炉心スプレイ系による原子炉注水として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷を防止するために必要な原子炉注水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。</div>	<div>設備の相違。</div> <div>（先行BWR及び技術的能力との整合）</div>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p> ンブ及び余熱除去冷却器は、設計基準事故時の余熱除去系による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。 </p> <p> 2次冷却系からの除熱に使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器2次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量、弁放出流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量、弁放出流量及び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> 2次冷却系からの除熱に使用する復水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分なタンク容量を有する設計とする。 </p> <p> 5.4.2.4　環境条件等 </p> <p> 基本方針については、「1.1.7.3　環境条件等」に示す。 </p> <p> 高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 </p> <p> 高圧注入ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。 </p> <p> 加圧器逃がし弁、蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁及び蒸気発生器は、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。加圧器逃がし弁及び蓄圧タンク出口弁の操作は中央制御室で可能な設計とする。 </p> <p> 燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 </p> <p> 余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置するか又はこれらの事象が発生した場合の環境条件の変化を考慮した設計とする。 </p> <p> 余熱除去ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。 </p> <p> タービン動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁、復水タンク、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 </p> <p> タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作は設置場所で可能な設計とする。 </p> <p> 電動補助給水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。 </p> <p> 手動ハンドルによる主蒸気逃がし弁の操作は設置場所で可能な設計とする。 </p> <p> タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器及び電動補助給水ポンプは、淡水だけ </p>	<p> 5.7.2.4　環境条件等 </p> <p> 基本方針については、「1.1.7.3　環境条件等」に示す。 </p> <p> 常設高圧代替注水系ポンプ、高圧代替注水系タービン止め弁、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。 </p> <p> 原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、インターフェイスシステム LOCA 時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置するか又はこれらの事象が発生した場合の環境条件の変化を考慮した設計とする。 </p> <p> 常設高圧代替注水系ポンプ、高圧代替注水系タービン止め弁、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする。 </p> <p> また、中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合において、設置場所において人力により操作が可能な設計とする。 </p>	<p> 設備の相違。 （先行BWR及び技術的能力との整合） </p>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>でなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とする。</p> <p>5.4.2.5　操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p>高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンク、蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した1次系のフィードアンドブリードを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、蓄圧タンク出口弁及び余熱除去ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁、復水タンク及び蒸気発生器を使用したタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作及び専用の注油器によるタービン動補助給水ポンプ軸受への油供給と、人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作により起動が可能な設計とする。専用工具及び注油器は、作業場所近傍又はアクセスルート近傍に保管する。タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ、復水タンク及び蒸気発生器を使用した電動補助給水ポンプの機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。電動補助給水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁を使用した主蒸気逃がし弁の機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。</p> <p>5.4.3　主要設備及び仕様</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要設備及び仕様を第5.4.1表に示す。</p> <p>5.4.4　試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p>1次系のフィードアンドブリードに使用する高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用</p>	<p>5.7.2.5　操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプ、高圧代替注水系タービン止め弁及びサプレッション・プールを使用する常設高圧代替注水系による原子炉注水を行う系統は、重大事故等時において、通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに系統構成できる設計とする。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプ、高圧代替注水系タービン止め弁は、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。また、高圧代替注水系タービン止め弁は、設置場所にて人力により確実に操作できる設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を行う系統は、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。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプは、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する高圧炉心スプレイ系による原子炉注水を行う系統は、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。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ポンプは、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p>5.7.3　主要設備及び仕様</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要設備及び仕様を第5.7－1表に示す。</p> <p>5.7.4　試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p>高圧代替注水系による原子炉注水に使用する常設高圧代替注水系ポンプ及び高圧代替注水系タービン止め弁は、原子炉の運転中又は停止中に、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>高圧代替注水系タービン止め弁は、原子炉の運転中又は停止中に開閉動作確認が可能な設計とする。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプ及び高圧代替注水系タービン止め弁は、原子炉の停止中に分解が可</p>	<p>設備の相違。</p> <p>（先行BWR及び技術的能力との整合）</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプは、本来の目的以外には使用しないことから、第43条の方針に従い、切替えではなく操作（系統構成）とする。</p> <p>東2は「操作スイッチ」の表現は使用せず、スイッチとする。「スイッチ操作」は使用する。</p> <p>東2は「重大事故等が発生」等の表現は使用せず、「重大事故等時」で統一する。</p> <p>設備の相違。</p> <p>（先行BWR及び技術的能力との整合）</p> <p>東二の記載方針として、検査実施時期を記載する。</p>

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

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考																					
<p>水タンク、蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、蓄圧タンク出口弁及び余熱除去ポンプは、分解が可能な設計とする。</p> <p>燃料取替用水タンク及び蓄圧タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。</p> <p>燃料取替用水タンク及び蓄圧タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする、余熱除去冷却器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプの機能回復に使用するタービン動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁、復水タンク及び蒸気発生器は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、分解が可能な設計とする。</p> <p>復水タンク及び蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプの機能回復に使用する電動補助給水ポンプ、復水タンク及び蒸気発生器は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプは、分解が可能な設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁の機能回復に使用する主蒸気逃がし弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。</p>	<p>能な設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉の運転中又は停止中に他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ系による原子炉注水に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプは、原子炉の運転中又は停止中に他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ポンプは、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</p>																						
<p>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（常設）の設備仕様</p> <p>(1)　高圧注入ポンプ</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧注入系 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 ・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 ・重大事故等の収束に必要な水の供給設備 <table> <tr> <td>型</td><td>式</td><td>うず巻式</td></tr> <tr> <td>台</td><td>数</td><td>2</td></tr> </table>	型	式	うず巻式	台	数	2	<p>第 5.7－1 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（常設）の設備仕様</p> <p>(1)　常設高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"> ・原子炉圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 <table> <tr> <td>型</td><td>式</td><td>うず巻形</td></tr> <tr> <td>個</td><td>数</td><td>1</td></tr> <tr> <td>容</td><td>量</td><td>約 136m³／h</td></tr> <tr> <td>全</td><td>揚　程</td><td>約 882m</td></tr> <tr> <td>最高使用圧力</td><td></td><td>10. 35MPa〔gage〕</td></tr> </table>	型	式	うず巻形	個	数	1	容	量	約 136m ³ ／h	全	揚　程	約 882m	最高使用圧力		10. 35MPa〔gage〕	
型	式	うず巻式																					
台	数	2																					
型	式	うず巻形																					
個	数	1																					
容	量	約 136m ³ ／h																					
全	揚　程	約 882m																					
最高使用圧力		10. 35MPa〔gage〕																					

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

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉			東海第二発電所			備考
	容　　　量	約 320m ³ ／h（1 台当たり）		最高使用温度	120℃	
	最高使用圧力	16. 7MPa [gage]		材　　　料	ステンレス鋼	
	最高使用温度	150℃				
	揚　　　程	約 960m	(2)	高圧代替注水系タービン止め弁		
	接液部材料	ステンレス鋼		兼用する設備は以下のとおり。		
				・原子炉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		
(2)	加圧器逃がし弁			・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備		
	兼用する設備は以下のとおり。			型　　　式	電気作動	
	・1 次冷却設備（通常運転時等）			個　　　数	1	
	・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備			最高使用圧力	8. 62MPa [gage]	
	・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備			最高使用温度	302℃	
	・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			材　　　料	炭素鋼	
	型　　　式	空気作動式				
	個　　　数	2	(3)	原子炉隔離時冷却系ポンプ		
	最高使用圧力	17. 16MPa [gage]		兼用する設備は以下のとおり。		
		約 19. 6MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）		・原子炉隔離時冷却系		
	最高使用温度	360℃		・原子炉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		
		約 365℃（重大事故等時における使用時の値）		・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備		
	吹出容量	約 95t／h（1 個当たり）		型　　　式	横置多段うず巻き形	
	材　　　料	ステンレス鋼		個　　　数	1	
(3)	燃料取替用水タンク			容　　　量	約 142m ³ ／h	
	兼用する設備は以下のとおり。			全　揚　程	約 869m～約 186m	
	・高圧注入系			最高使用圧力	10. 35MPa [gage]	
	・低圧注入系			最高使用温度	77℃	
	・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備			材　　　料	炭素鋼	
	・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		(4)	高圧炉心スプレイ系ポンプ		
	・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			兼用する設備は以下のとおり。		
	・原子炉格納容器スプレイ設備			・非常用炉心冷却系		
	・原子炉格納容器内の冷却等のための設備			・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		
	・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備			型　　　式	多段たて形式	
	・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備			個　　　数	1	
	・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備			容　　　量	約 1440t／h	
	・火災防護設備			全　揚　程	約 257m	
	型　　　式	たて置円筒型		最高使用圧力	10. 69MPa [gage]	
				最高使用温度	100℃	

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

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉			東海第二発電所		備考
	基数	1	材料	<div> 鋳鋼 </div>	
	容量	約 2, 100m ³			
	最高使用圧力	大気圧			
	最高使用温度	95℃			
	ほう素濃度	3, 100ppm 以上			
	材料	ステンレス鋼			
	設置高さ	EL. 0. 0m			
	距離	約 70m（3号炉心より）			
(4)	蓄圧タンク		(5)	<div> サプレッション・プール </div>	
	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。	
	・蓄圧注入系			・原子炉格納施設	
	・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備			・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	
				・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	
				・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	
				・原子炉格納容器内の冷却等のための設備	
				・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	
				・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	
				・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備	
	型式	たて置円筒型			
	基数	4	個数	1	
	容量	約 38m ³ （1基当たり）	容量	約 3, 400m ³	
	最高使用圧力	4. 9MPa〔gage〕	最高使用圧力	0. 62MPa〔gage〕	
	最高使用温度	150℃	最高使用温度	200℃	
	加圧ガス圧力	約 4. 4MPa〔gage〕	材料	炭素鋼	
	運転温度	約 49℃			
	ほう素濃度	3, 100ppm 以上	(6)	<div> ほう酸水注入ポンプ </div>	
	材料	炭素鋼（ステンレス内張り）		兼用する設備は以下のとおり。	
				・ほう酸水注入系	
				・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	
				・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	
				・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	
(5)	蓄圧タンク出口弁		種類	水平3連プランジャポンプ	
	兼用する設備は以下のとおり。		個数	1（予備1）	
	・蓄圧注入系		容量	9. 78m ³ ／h	
	・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		全揚程	870m	
			最高使用圧力	9. 66MPa〔gage〕	
			最高使用温度	66℃	
	型式	電気交流作動式	材料	ステンレス鋼	
	個数	4			
	最高使用圧力	17. 16MPa〔gage〕			
	最高使用温度	150℃			
	材料	ステンレス鋼			
(6)	余熱除去ポンプ		(7)	<div> ほう酸水貯蔵タンク </div>	
	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。	
	・余熱除去設備			・ほう酸水注入系	
				・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	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第45条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉			東海第二発電所			備考		
<div>・ 低圧注入系</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>・ 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>・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</div> <div>型　　　式　　　　うず巻式</div> <div>台　　　数　　　　2</div> <div>容　　　量　　　　約 680m³／h（1 台当たり） （余熱除去運転時） 約 1,020m³／h（1 台当たり） （安全注入時及び再循環時）</div> <div>最高使用圧力　　　4.5MPa [gage]</div> <div>最高使用温度　　　200℃</div> <div>揚　　　程　　　　約 107m（余熱除去運転時） 約 91m（安全注入時及び再循環時）</div> <div>本 体 材 料　　　　ステンレス鋼</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>・ 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>・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</div> <div>種　　　類　　　　円筒縦型</div> <div>個　　　数　　　　1</div> <div>容　　　量　　　　19.5m³</div> <div>最高使用圧力　　　静水頭</div> <div>最高使用温度　　　66℃</div> <div>材　　　料　　　　ステンレス鋼</div>					
<div>(7) 余熱除去冷却器</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div>・ 余熱除去設備</div> <div>・ 低圧注入系</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>・ 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>・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</div> <div>型　　　式　　　　横置U字管式</div> <div>基　　　数　　　　2</div> <div>伝 熱 容 量　　　　約 10.8MW（1 基当たり）</div> <div>最高使用圧力</div> <div>管　　　側　　　　4.5MPa [gage]</div> <div>胴　　　側　　　　1.4MPa [gage]</div> <div>最高使用温度</div> <div>管　　　側　　　　200℃</div> <div>胴　　　側　　　　95℃</div> <div>材　　　料</div> <div>管　　　側　　　　ステンレス鋼</div> <div>胴　　　側　　　　炭素鋼</div>								

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div>(8)タービン動補助給水ポンプ</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 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 給水設備 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>型</div> <div>式</div> <div>うず巻式（蒸気加減弁付）</div> </div> <div> <div>台</div> <div>数</div> <div>1</div> </div> <div> <div>容</div> <div>量</div> <div>約 250m³／h</div> </div> <div> <div>揚</div> <div>程</div> <div>約 950m</div> </div> <div> <div>本 体 材 料</div> <div>合金鋼</div> </div> </div> </div>		
<div> <div>(9)タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 給水設備 <div> <div>型</div> <div>式</div> <div>電気直流作動式</div> </div> <div> <div>個</div> <div>数</div> <div>2</div> </div> <div> <div>最高使用圧力</div> <div>8.17MPa〔gage〕</div> <div>約 8.8MPa〔gage〕（重大事故等時における使用時の値）</div> </div> <div> <div>最高使用温度</div> <div>298℃</div> <div>約 349℃（重大事故等時における使用時の値）</div> </div> <div> <div>本 体 材 料</div> <div>炭素鋼</div> </div> </div> </div>		
<div> <div>(10)復水タンク</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 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 2次系補給水設備 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 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 </div> </div>		

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第45条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　３／４号炉	東海第二発電所	備考
<div><div><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>・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</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><div>型　　　式</div><div>たて置円筒型</div></div><div><div>基　　　数</div><div>１</div></div><div><div>容　　　量</div><div>約 1, 200m³</div></div><div><div>本 体 材 料</div><div>炭素鋼</div></div><div><div>設 置 高 さ</div><div>EL. +11. 3m</div></div><div><div>距　　　離</div><div>約 40m（３号炉心より）</div></div></div></div> <div>(11) 蒸気発生器 兼用する設備は以下のとおり。<div><div>・１次冷却設備(通常運転時等)</div><div>・１次冷却設備(重大事故等時)</div><div>・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高压時に発電用原子炉を冷却するための設備</div><div>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</div><div>・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時に発電用原子炉を冷却するための設備</div><div>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</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><div><div>型　　　式</div><div>たて置U字管式熱交換器型</div></div><div><div>基　　　数</div><div>4</div></div><div><div>胴側最高使用圧力</div><div>8. 17MPa〔gage〕</div><div>約 8. 8MPa〔gage〕(重大事故等時における使用時の値)</div></div><div><div>管側最高使用圧力</div><div>17. 16MPa〔gage〕</div><div>約 19. 6MPa〔gage〕(重大事故等時における使用時の値)</div></div><div><div>１次冷却材流量</div><div>約 15, 000t／h（１基当たり）</div></div><div><div>主蒸気運転圧力（定格出力時）</div><div>約 6. 03MPa〔gage〕</div></div><div><div>主蒸気運転温度（定格出力時）</div><div>約 277℃</div></div><div><div>蒸気発生量（定格出力時）</div><div>約 1, 690t／h（１基当たり）</div></div><div><div>出口蒸気湿分</div><div>0. 25wt％以下</div></div><div><div>伝 熱 面 積</div><div>約 4, 870m²（１基当たり）</div></div><div><div>伝 熱 管</div><div></div></div><div><div>本　　　数</div><div>3, 382（１基当たり）</div></div><div><div>外　　　径</div><div>約 22. 2mm</div></div><div><div>厚　　　さ</div><div>約 1. 3mm</div></div><div>胴部外形</div></div>		

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

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉			東海第二発電所	備考
上	部	約 4. 5m		
下	部	約 3. 4m		
全	高	約 21m		
材	料			
本	体	低合金鋼及び低合金鍛鋼		
伝 熱 管		ニッケル・クロム・鉄合金		
管板肉盛り		ニッケル・クロム・鉄合金		
水室肉盛り		ステンレス鋼		
(12) 電動補助給水ポンプ				
兼用する設備は以下のとおり。				
・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備				
・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				
・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				
・給水設備				
・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				
型	式	うず巻式		
台	数	2		
容	量	約 140m ³ ／h（1 台当たり）		
揚	程	約 950m		
電 動 機		約 650kW（1 台当たり）		
本 体 材 料		合金鋼		
(13) 主蒸気逃がし弁				
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 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備				
・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				
・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				
・主蒸気系統設備				
・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				
型	式	空気作動式		
個	数	4		
口	径	6 B		
容	量	約 177t／h（1 個当たり）		

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉		東海第二発電所	備考
<div> <div>最高使用圧力</div> <div>8.17MPa [gage]</div> </div> <div> <div>最高使用温度</div> <div>298℃</div> </div> <div> <div>本体材料</div> <div>炭素鋼</div> </div>		<div> </div> <div> 第5.4.1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図（1） （1次系のフィードアンドブリード） </div>	
		<div> </div> <div> 第5.7-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図（1） （高圧代替注水系による原子炉注水） </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="427 842 964 1495" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="216 1543 1160 1604" data-label="Caption"> <p>第 5. 4. 2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図（2） （1次系のフィードアンドブリード）</p> </div>	<div data-bbox="1492 678 2315 1638" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1386 1707 2418 1829" data-label="Caption"> <p>第 5. 7－2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図（2） （原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）</p> </div>	

20

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="163 724 1196 1402"> </div> <div data-bbox="267 1409 1080 1461"> <p>第 5.4.4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図（4） （タービン動補助給水ポンプの機能回復、電動補助給水ポンプの機能回復、主蒸気逃がし弁の機能回復）</p> </div>	<div data-bbox="1377 724 2415 1365"> </div> <div data-bbox="1386 1570 2421 1694"> <p>第 5.7－4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図（4） （ほう酸水注入系による原子炉注水）</p> </div>	

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4 号炉	東海第二発電所	備考

東海第二－玄海3／4補足資料比較表

玄海3／4号	東二	東二資料の有無	採用	要否理由・記載方針
			要否	
45条				
45-1 SA設備基準適合性 一覧表	45-1 SA設備基準適合性 一覧表	有	—	—
なし	45-2 電源構成図	—	—	—
45-2 配置図	45-3 配置図	有	—	—
なし	45-3-1 構内全体配置図	—	—	—
なし	45-3-2 高圧代替注水系に係る機器配置図	—	—	—
なし	45-4 系統図	有	—	—
45-3 試験・検査説明資料	45-5 試験及び検査	有	—	—
45-4 系統図	—	—	—	—
45-5 容量設定根拠	45-6 容量設定根拠	有	—	—
45-6 SAバウンダリ系統図(参考図)	—	無	要	作成済
45-7 現場での人力によるタービン動補助給水ポンプの起動	—	無	否	東二では45-7Iに含まれている。
45-8 蒸気発生器2次側への給水時の水源の選定および海水注入時の影響評価	—	無	否	東海第二では海水は淡水枯渇時のみ期待する。有効性評価においても淡水のみで有効性が確認できている。
なし	45-7 その他の原子炉冷却時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ついて	—	—	—
なし	45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁(HO弁)に関する説明書	—	—	—

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】

基準適合への対応状況

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</p> <p>5.5.1 概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の概略系統図を第5.5.1図から第5.5.5図に示す。</p> <p>5.5.2 設計方針</p>	<p>5. 原子炉冷却系統施設</p> <p>5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</p> <p>5.8.1 概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概要図を第5.8ー1図から第5.8ー3図に示す。</p> <p>5.8.2 設計方針</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として逃がし安全弁を設ける。</p> <p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、1次冷却系統の減圧のための設備及び1次冷却系統の減圧と併せて原子炉を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次系のフィードアンドブリード）を設ける。また、2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧のための設備として以下の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）及び蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））を設ける。</p> <p>a. 1次系のフィードアンドブリード</p> <p>電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、復水タンク又は主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次系のフィードアンドブリード）として、1次冷却設備の加圧器逃がし弁並びに非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。</p> <p>加圧器逃がし弁は、開操作することにより1次冷却系統を減圧できる設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、炉心へほう酸水を注入することで1次冷却系統をフィードアンドブリードできる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・加圧器逃がし弁・高圧注入ポンプ・燃料取替用水タンク <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>・PWR との全体的な比較</p> <p>PWR とは設備の相違により対応手段が異なる。</p> <p>・BWR 特有の設備</p> <p>逃がし安全弁は、バネ式安全弁に外部からの強制開放を行うための空気式のアクチュエータが取付けられた構造。</p> <p>・先行PWR 電力との記載方針の相違</p> <p>設計方針については、可能な限り記載する方針とした。</p> <p>・先行BWR 電力との比較</p> <p>(1)フロントライン系に用いる設備について、先行BWR 電力と記載方針や表現は異なるが、対応手段に実質的な相違はない。</p> <p>・先行PWR 電力との記載方針の相違</p> <p>具体的な設備の過渡時自動減圧機能は、BWR の設備区分に合わせて整理して、6.8に示すこととしている。(先行BWR 電力も同様)</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>b. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）</p> <p>加圧器逃がし弁の故障により 1 次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水））として、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに 1 次冷却設備の蒸気発生器並びに 2 次系補給水設備の復水タンクを使用する。</p> <p>復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで、2 次冷却系からの除熱により 1 次冷却系統を減圧できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・電動補助給水ポンプ・タービン動補助給水ポンプ・蒸気発生器・復水タンク <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>c. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）</p> <p>加圧器逃がし弁の故障により 1 次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出））として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。</p> <p>主蒸気逃がし弁を開操作することで、2 次冷却系からの除熱により 1 次冷却系統を減圧できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・主蒸気逃がし弁	<p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. 手動による原子炉減圧</p> <p>自動減圧系が、故障により原子炉の自動での減圧ができない場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉減圧）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動により作動させて使用する。</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）は、中央制御室から開操作することにより、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁（自動減圧機能）に供給することで作動し、蒸気を排気管によりサブプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・逃がし安全弁（自動減圧機能）・自動減圧機能用アキュムレータ・所内常設直流電源設備（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）・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>本系統の流路として、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>・具体的な設備の説明</p> <p>自動減圧機能用アキュムレータは、過渡時自動減圧機能による逃がし安全弁の作動の際、アキュムレータの蓄圧能力に期待することから具体的な設備に記載する。</p> <p>・先行 BWR 電力との記載方針の相違</p> <p>起動阻止スイッチは第 44 条設備で示しているため、具体的な設備への記載はない。</p> <p>・逃がし安全弁の作動個数の表し方について</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動個数について記載がない場合は、全数（7 個）を対象としている。</p> <p>・先行 BWR 電力との設備設計の相違</p> <p>先行 BWR 電力とは、逃がし安全弁への窒素供給系統の構成が異なるため、減圧に対応する逃がし安全弁数の個数が異なる。</p> <p>東二は自動減圧機能用アキュムレータ 7 個に窒素供給することで、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個を作動させる。</p> <p>先行電力は自動減圧機能用アキュムレータ 8 個及び逃がし弁機能用アキュムレータ 18 個に窒素供給することで、逃がし安全弁 18 個を作動させる。</p> <p>・具体的な設備の説明</p> <p>自動減圧機能用アキュムレータは、自動減圧失敗の時の手動減圧の際、アキュムレータの蓄圧能力に期待することから具体的な設備に記載する。</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>(2) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. タービン動補助給水ポンプの機能回復</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、タービン動補助給水ポンプの機能回復のための設備として以下の重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）を設ける。</p> <p>常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）として、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁を使用する。</p> <p>タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作、専用の注油器による軸受油供給及び人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作により機能を回復できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁 <p>b. 電動補助給水ポンプの機能回復</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、電動補助給水ポンプの機能回復のための設備として以下の重大事故等対処設備（電動補助給水ポンプの機能回復）を設ける。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（電動補助給水ポンプの機能回復）として、代替電源設備の大容量空冷式発電機を使用する。</p> <p>電動補助給水ポンプは、大容量空冷式発電機より給電することで機能を回復できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備） <p>その他、設計基準事故対処設備である給水設備の電動補助給水ポンプを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>c. 主蒸気逃がし弁の機能回復</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備で可搬型コンプレッサー又は窒素ポンベ等と同等以上の効果を有する措置として以下の重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）を設ける。</p> <p>全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。</p> <p>主蒸気逃がし弁は、人力操作により、現場における可搬型コンプレッサー又は窒素ポンベ等の接続と同等以上の作業の迅速性を有する設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有する設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">主蒸気逃がし弁	<p>(2) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復、可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復）を設ける。</p> <p>(a) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <p>所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復）として、常設代替直流電源設備を使用する。</p> <p>常設代替直流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧系用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）逃がし安全弁（自動減圧機能） <p>(b) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <p>所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復）として、可搬型代替直流電源設備を使用する。</p> <p>可搬型代替直流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧系用電磁弁及びに給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）逃がし安全弁（自動減圧機能）	<p>・先行 BWR 電力との比較</p> <p>a. 常設直流電源系統喪失時の減圧について、先行 BWR 電力と記載方針や表現は異なるが、対応手段に実質的な相違はない。</p> <p>・先行 BWR 電力との対応手段の相違</p> <p>常設代替直流電源設備による機能回復は、基準規則 46 条に適合するものではないが、重大事故等対処設備として設計しており、機能回復手段として有効であることから記載している。（東海第二特有の設備）</p> <p>・補足説明</p> <p>常設代替直流電源設備の給電範囲を資料に反映した。</p> <p>・先行 BWR 電力との記載方針の相違</p> <p>具体的な設備の逃がし安全弁は、作動に中央制御室での操作が必要であることから、逃がし安全弁（自動減圧機能）具体的な設備に記載する。</p> <p>・先行 BWR 電力との記載方針の相違</p> <p>具体的な設備の代替電源は、系統名までの記載としており電源切替盤等、個々の設備名は記載しない。</p> <p>・補足説明</p> <p>可搬型代替直流電源設備の給電範囲を資料に反映した。</p> <p>・先行 BWR 電力との記載方針の相違。</p> <p>(a) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復と同様に整理している。</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>d. 窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復）を設ける。</p> <p>全交流動力電源喪失に伴い駆動用空気が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復）として、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を使用する。</p> <p>窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系統を減圧できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用） <p>その他、設計基準事故対処設備である1次冷却設備の加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>e. 可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、常設直流電源系統が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復）を設ける。</p> <p>常設直流電源系統が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復）として、可搬型代替直流電源設備の可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を使用する。</p> <p>可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系統を減圧できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）（3号及び4号炉共用） <p>その他、設計基準事故対処設備である1次冷却設備の加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>(c) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復</p> <p>所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復）として、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用する。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧系用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・逃がし安全弁用可搬型蓄電池・逃がし安全弁（自動減圧機能） <p>b. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（非常用窒素供給系による窒素確保及び非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）を設ける。</p> <p>(a) 非常用窒素供給系による窒素確保</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備（非常用窒素供給系による窒素確保）として、非常用窒素供給系を使用する。</p> <p>非常用窒素供給系は、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）から逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素を供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）・逃がし安全弁（自動減圧機能） <p>本系統の流路として、非常用窒素供給系の配管及び弁並びに自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>・補足説明</p> <p>可搬型代替直流電源設備の給電範囲を資料に反映した。</p> <p>・先行BWR電力との記載方針の相違。</p> <p>(a) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復と同様に整理している。</p> <p>・先行BWR電力との比較</p> <p>(a) 非常用窒素供給系による窒素確保について、先行BWR電力と記載方針や表現は異なるが、対応手段に実質的な相違はない。</p> <p>・先行BWR電力との記載方針の相違</p> <p>ポンベ切替えについては、5.8.2.5 操作性の確保で示すため本項には記載しない。</p> <p>・先行PWR電力との記載方針の相違</p> <p>具体的な設備の高圧窒素ポンベは、BWRの設備区分に合わせて整理して、6.8に示すこととしている。（先行BWR電力も同様）</p> <p>・先行BWR電力との記載方針の相違</p> <p>具体的な設備の逃がし安全弁は、作動に中央制御室での操作が必要であることから、逃がし安全弁（自動減圧機能）具体的な設備に記載する。</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
	<div>(b) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧</div> <div>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）を設ける。</div> <div>逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）として、非常用逃がし安全弁駆動系を使用する。</div> <div>非常用逃がし安全弁駆動系は、非常用窒素供給系から独立した系統構成で高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）から逃がし安全弁（逃がし弁機能）に直接窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃がし弁機能）2個を作動させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</div> <div>具体的な設備は、以下のとおりとする。</div> <div><div>・逃がし安全弁（逃がし弁機能）</div><div>・高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）</div><div>・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）</div><div>・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）</div></div> <div>本系統の流路として、非常用逃がし安全弁駆動系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。</div>	<div>・具体的な設備の説明</div> <div>高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）からの窒素供給は、逃がし安全弁開保持のための対応であり、アキュムレータの蓄圧能力に期待しないことから、具体的な設備には記載しない。</div> <div>・先行BWR電力との設備の相違</div> <div>代替逃がし安全弁駆動系は、非常用窒供給系と独立した系統であり、中央制御室からの操作の他、人力による弁操作で逃がし安全弁を作動させる事ができる設計とすることで、電磁弁作動との多様性を確保することができるため、本系統を重大事故等対処設備として位置付けている。（先行BWR電力では類似系統を自主対策設備としている）</div> <div>・逃がし安全弁駆動系の補足説明</div> <div>逃がし安全弁駆動系は、逃がし安全弁用電磁弁の排气側に取り付けられた自圧式切換弁を介して、逃がし安全弁に窒素を供給するため、アキュムレータを流路として使用することはない。また、自圧式切換弁は一次側（高圧窒素ポンベ）の窒素圧力を受けて自動的に逃がし安全弁側への流路に切り替わる構造であるため、電磁弁の作動も不要な設計としている。なお、A系、B系の独立した系統を有する設計とすることで信頼性向上を図る。</div> <div>・先行PWR電力との記載方針の相違</div> <div>具体的な設備の高圧窒素ポンベは、BWRの設備区分に合わせて整理して、6.8に示すこととしている。（先行BWR電力も同様）</div>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
	<div>d. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（代替直流電源設備による復旧及び代替交流電源設備による復旧）を設ける。</div> <div>(a) 代替直流電源設備による復旧 全交流動力電源及び常設直流電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替直流電源設備による復旧）として、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を使用する。 常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。 具体的な設備は、以下のとおりとする。<ul style="list-style-type: none">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）逃がし安全弁（自動減圧機能）</div> <div>(b) 代替交流電源設備による復旧 全交流動力電源及び常設直流電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替交流電源設備による復旧）として、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備を使用する。 常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。 具体的な設備は、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）逃がし安全弁（自動減圧機能）</div>	<div>・先行 BWR 電力との比較</div> <div>d. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧、先行 BWR 電力と記載方針や表現は異なるが、対応手段に実質的な相違はない。</div> <div>・先行 BWR 電力との記載方針の相違 具体的な設備の逃がし安全弁は、作動に中央制御室での操作が必要であることから、逃がし安全弁（自動減圧機能）具体的な設備に記載する。</div> <div>・先行 BWR 電力との記載方針の相違 具体的な設備の逃がし安全弁は、作動に中央制御室での操作が必要であることから、逃がし安全弁（自動減圧機能）具体的な設備に記載する。</div>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>(3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱の防止に用いる設備</p> <p>a. 加圧器逃がし弁による 1 次冷却系統の減圧</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（加圧器逃がし弁による 1 次冷却系統の減圧）を設ける。</p> <p>重大事故等対処設備（加圧器逃がし弁による 1 次冷却系統の減圧）として、1 次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・加圧器逃がし弁 <p>(4) 蒸気発生器伝熱管破損発生時に用いる設備</p> <p>a. 1 次冷却系統の減圧</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、蒸気発生器伝熱管破損発生時に 1 次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（1 次冷却系統の減圧）を設ける。</p> <p>重大事故等対処設備（1 次冷却系統の減圧）として、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに 2 次系補給水設備の復水タンク並びに 1 次冷却設備の蒸気発生器及び加圧器逃がし弁並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁並びに非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・電動補助給水ポンプ・タービン動補助給水ポンプ・復水タンク・蒸気発生器・主蒸気逃がし弁・高圧注入ポンプ・燃料取替用水タンク・加圧器逃がし弁 <p>(5) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、インターフェイスシステム LOCA 発生時に 1 次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（1 次冷却系統の減圧及び 1 次冷却材の漏えい量抑制）を設ける。</p> <p>a. 1 次冷却系統の減圧</p> <p>重大事故等対処設備（1 次冷却系統の減圧）として、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに 2 次系補給水設備の復水タンク並びに 1 次冷却設備の蒸気発生器及び</p>	<p>(3) 原子炉格納容器破損を防止するために用いる設備</p> <p>a. 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉格納容器破損を防止するための設備として重大事故等対処設備（炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止）を設ける。</p> <p>原子炉格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。</p> <p>本系統は、「(1) b. 手動による原子炉減圧」と同じである。</p> <p>(4) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備</p> <p>a. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量の抑制及び漏えい個所を隔離するための設備として重大事故等対処設備（インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応）を設ける。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時に原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。</p> <p>また、インターフェイスシステム LOCA 発生時に原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい個所を隔離するための重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系 A 系注入弁、残留熱除去系 B 系注入弁及び残留熱除去系 C 系注入弁（以下、「インターフェイスシステム LOCA 隔離弁」という。）を使用する。</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）は、インターフェイスシステム LOCA 発生時に、原子炉冷却材の漏えい量を抑制するため、中央制御室からの操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 隔離弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい個所を隔離できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・逃がし安全弁（自動減圧機能）・自動減圧機能用アキュムレータ・所内常設直流電源設備（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）・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）・高圧炉心スプレイ系注入弁・原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	<p>・先行 BWR 電力との比較</p> <p>a. 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について、先行 BWR 電力と記載方針や表現は異なるが、対応手段に実質的な相違はない。</p> <p>・先行 BWR 電力との設計方針の相違。</p> <p>ブローアウトパネルについては、先行 BWR 電力は原子炉冷却材漏えい隔離弁の操作場所の環境評価から開放機能に期待しているが、東海第二ではブローアウトパネルの状態に係らず隔離弁の操作が可能であるため第 46 条に適合する重大事故等対処設備とは位置付けていない。</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>加圧器逃がし弁並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁並びに非常用炉心冷却設備のうち高压注入系の高压注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・電動補助給水ポンプ・タービン動補助給水ポンプ・復水タンク・蒸気発生器・主蒸気逃がし弁・高压注入ポンプ・燃料取替用水タンク・加圧器逃がし弁 <p>b. 1次冷却材の漏えい量抑制</p> <p>重大事故等対処設備（1次冷却材の漏えい量抑制）として、インターフェイスシステム LOCA 時において1次冷却材の漏えい量を抑制するため、余熱除去ポンプ入口弁を使用する。</p> <p>余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、専用の工具を用いることで離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・余熱除去ポンプ入口弁 <p>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。</p> <p>ただし、多様性、位置的分散等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、位置的分散等の設計方針は適用しない。</p> <p>ディーゼル発電機及び大容量空冷式発電機については「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。</p>	<ul style="list-style-type: none">・低圧炉心スプレイ系注入弁・残留熱除去系A系注入弁・残留熱除去系B系注入弁・残留熱除去系C系注入弁 <p>本系統の流路として、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>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。</p> <p>ただし、多様性、位置的分散等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、位置的分散等の設計方針は適用しない。</p> <p>過渡時自動減圧機能、高压窒素ボンベ（非常用窒素供給系）及び高压窒素ボンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）については、「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」にて示す。</p> <p>所内常設直流電源設備、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」にて示す。</p>	<ul style="list-style-type: none">・先行BWR電力との記載方針の相違。 <p>先行BWR電力は漏えい隔離弁を別章での説明としているが、東海第二では、PWR電力と同様に本章で示すこととする。</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.5.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>加圧器逃がし弁及び高圧注入ポンプを使用した1次系のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧と異なる手段を用いることで多様性を持つ設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とすることで、復水タンクを水源とする2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>加圧器逃がし弁は、原子炉格納容器内に設置し、高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置することで、原子炉周辺建屋内の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁と位置的分散を図る設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁を使用した2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧は、加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧と異なる手段を用いることで、多様性を持つ設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内に設置し、蒸気発生器は、原子炉格納容器内の加圧器逃がし弁と壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプの機能回復において、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、専用の工具を用いて人力で操作できる設計とし、タービン動補助給水ポンプの軸受油は、専用の注油器を用いて人力で供給できる設計とする。タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、ハンドルを設け、人力操作を可能とすることで、常設直流電源を用いた弁操作に対し、多様性を持つ設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプの機能回復において、電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。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」にて記載する。</p> <p>主蒸気逃がし弁の機能回復において主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設けて人力操作を可能とすることで、空気作動に対し、多様性を持つ設計とする。</p> <p>加圧器逃がし弁の機能回復において加圧器逃がし弁は、電磁弁の電源を可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）から給電し、駆動用空気を窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）から供給することで、制御用空気及び常設直流電源を用いた弁操作に対し、多様性を持つ設計とする。</p> <p>窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は、通常時は接続せず、原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機と異なる区画に保管することで、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、通常時は接続せず、原子炉補助建屋内の3号炉の常設直流電源系統と異なる区画、かつ、4号炉の原子炉周辺建屋内の常設直流電源系統と異なる区画、かつ、3号炉の原子炉周辺建屋内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。</p>	<p>5.8.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）「逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）含む」及び自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁（逃がし弁機能）は、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧として使用する4個を、異なる主蒸気管に分散して配置する設計とする。</p> <p>常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復において逃がし安全弁（自動減圧機能）は、緊急用125V系蓄電池から供給することで、非常用交流電源設備を用いた弁操作に対し、多様性を持つ設計とする。</p> <p>可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復において逃がし安全弁（自動減圧機能）は、可搬型代替低圧電源車又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池から供給することで、所内常設直流電源設備を用いた弁操作に対し、多様性を持つ設計とする。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう125V蓄電池A系及び125V蓄電池B系に対して異なる種類の蓄電池を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、通常時は接続せず、原子炉建屋付附属棟内の所内常設直流電源設備である125V蓄電池A系及び125V蓄電池B系と異なる区画である中央制御室に保管することで、位置的分散を図る設計とする。</p>	<p>・先行BWR電力との比較</p> <p>先行BWR電力とは記載表現が異なるが、適合方針に実質的な相違はない。</p> <p>・逃がし安全弁（自動減圧機能）の2弁（B弁、C弁）が逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）のため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の一部であることが分かるよう表現を見直した。</p> <p>・125V蓄電池A系及び125V蓄電池B系は鉛蓄電池、逃がし安全弁用可搬型蓄電池はリチウムイオン蓄電池の構成。</p> <p>先行BWRも同様に蓄電池（非常用）は鉛蓄電池、逃がし安全弁用可搬型蓄電池はリチウムイオン式である。（57条審査資料参照）</p> <p>・過渡時自動減圧機能は6.8にて示す。</p> <p>・非常用窒素供給系は6.8にて示す。</p> <p>・非常用逃がし安全弁駆動系は6.8にて示す。</p> <p>・代替電源設備は10.2にて示す。</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.5.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>1次系のフィードアンドブリードに使用する加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンクは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）に使用する主蒸気逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプの機能回復に使用するタービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプの機能回復に使用する電動補助給水ポンプは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁の機能回復に使用する主蒸気逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として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。窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する加圧器逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として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。可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する加圧器逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、設置場所において固縛によって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧に使用する加圧器逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>1次冷却系統の減圧に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び加圧器逃がし弁は、設計</p>	<p>5.8.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧で使用する逃がし安全弁（逃がし弁機能）は、重大事故等時は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>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、通常時は逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時は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、保管場所において治具により固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>・先行BWR電力との比較</p> <p>先行BWR電力とは記載表現が異なるが、適合方針に実質的な相違はない。</p> <p>・先行BWR電力との設計方針の相違。</p> <p>ブローアウトパネルは第46条にて重大事故等対処設備に位置付けていない。</p> <p>・過渡時自動減圧機能は6.8にて示す。</p> <p>・非常用窒素供給系は6.8にて示す。</p> <p>・非常用逃がし安全弁駆動系は6.8にて示す。</p> <p>・代替電源設備は10.2にて示す。</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>1次冷却材の漏えい量抑制としてインターフェイスシステム LOCA 時において、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>5.5.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p>2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合における1次系のフィードアンドブリードとして使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の1次冷却系統の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、炉心崩壊熱により加圧された1次冷却系統を減圧するために必要な弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合における1次系のフィードアンドブリードとして使用する高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時にほう酸水を1次冷却系統に注入する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及びタンク容量が、1次冷却系統の保有水を確保するために必要なポンプ流量及びタンク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>蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能として使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、設計基準事故時の蒸気発生器2次側による1次冷却系統の冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量、伝熱容量及び弁放出流量が、炉心崩壊熱により加圧された1次冷却系統を冷却することで減圧させるために必要なポンプ流量、伝熱容量及び弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を用いた1次冷却系統の減圧機能として使用する復水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分なタンク容量を有する設計とする。</p> <p>窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は、供給先の加圧器逃がし弁が空気作動式であるため、重大事故等時に想定される原子炉格納容器圧力と弁全開に必要な圧力の和を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数及びリークしないことを考慮したボンベ容量に対して十分な容量を有したものを1セット4個（A系統2個、B系統2個）使用する。保有数は1セット4個、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として2個の合計6個を保管する。</p> <p>可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁1個の作動時間を考慮した蓄電池容量を有するものを3号炉、4号炉それぞれで1セット2個使用する。保有数は3号炉、4号炉それぞれで1セット2個、保守点検は電圧測定であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として2個の合計6個（3号及び4号炉共用）を保管する。</p> <p>炉心熔融時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止するために使用する加</p>	<p>5.8.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）は、設計基準事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の吹出容量が、想定される重大事故等時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な吹出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>自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、想定される重大事故等時に逃がし安全弁を作動させる容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）1個の作動時間を考慮した蓄電池容量を有するものを2個使用する。保有数は2個、保守点検は電圧測定であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時の予備として1個の合計3個を保管する。</p>	<p>・先行 BWR 電力との比較</p> <p>先行 BWR 電力とは記載表現が異なるが、適合方針に実質的な相違はない。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は負荷となる電磁弁に直接接続するため、1 負荷あたり 1 個で整理している。負荷が2 負荷（電磁弁 2 個に給電）あるため2 個に故障時の予備として 1 個の計 3 個（N+α）保管する。</p> <p>・先行 BWR 電力との設計方針の相違。</p> <p>東海第二では、重大事故等時に逃がし弁機能に期待しないことから、逃がし弁機能用アキュムレータは使用しない。</p> <p>・先行 BWR 電力との設計方針の相違。</p> <p>ブローアウトパネルは第 46 条にて重大事故等対処設備に位置付けていない。</p> <p>・過渡時自動減圧機能は 6.8 にて示す。</p> <p>・非常用窒素供給系は 6.8 にて示す。</p> <p>・非常用逃がし安全弁駆動系は 6.8 にて示す。</p> <p>・代替電源設備は 10.2 にて示す。</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 ３／４号炉	東海第二発電所	備考
<p>圧器逃がし弁は、設計基準事故時の１次冷却系統の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、炉心熔融時に１次冷却系統を減圧させるために必要な弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損発生時に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するため、又はインターフェイスシステム LOCA 発生時に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、設計基準事故時の蒸気発生器２次側による１次冷却系統の冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量、タンク容量、伝熱容量及び弁放出流量が、蒸気発生器伝熱管破損発生時の１次冷却材の漏えい量を抑制するために必要なポンプ流量、タンク容量、伝熱容量及び弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損発生時に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するため、又はインターフェイスシステム LOCA 発生時に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時にほう酸水を１次冷却系統に注入する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及びタンク容量が、１次冷却系統の保有水を確保するために必要なポンプ流量及びタンク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>蒸気発生器伝熱管破損発生時に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するため、又はインターフェイスシステム LOCA 発生時に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の１次冷却系統の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、蒸気発生器伝熱管破損発生時の１次冷却材の漏えい量を抑制するために必要な弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>		

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4 号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.5.2.4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置するか又はこれらの事象が発生した場合の環境条件の変化を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置する設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び復水タンクは、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置する設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。タービン動補助給水ポンプの操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>蒸気発生器は、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンクは、淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とする。</p> <p>減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉周辺建屋内に設置し、制御用空気が喪失した場合の人力操作も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、インターフェイスシステム LOCA 時の環境影響を受けない原子炉周辺建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、原子炉周辺建屋内に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、3 号炉の原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋及び 4 号炉の原子炉周辺建屋内に保管し、原子炉補助建屋内に設置するため、重大事故等時における環境条件</p>	<p>5.8.2.4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、窒素供給系の供給能力が喪失した場合に使用する高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧で使用する逃がし安全弁（逃がし弁機能）は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、窒素供給系の供給能力が喪失した場合に使用する高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、中央制御室に保管及び設置するため、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。</p>	<p>・先行 BWR 電力との比較</p> <p>先行 BWR 電力とは記載表現が異なるが、適合方針に実質的な相違はない。</p> <p>・先行 BWR 電力との記載方針の相違。</p> <p>PCV スプレーによる環境条件の緩和については、有効性評価ではスプレー有りの評価を行っており、手順として整備されているため本項には記載しない。</p> <p>・先行 BWR 電力との設計方針の相違。</p> <p>東海第二では、重大事故等時に逃がし弁機能に期待しないことから、逃がし弁機能用アキュムレータは使用しない。</p> <p>・先行 BWR 電力との設計方針の相違。</p> <p>ブローアウトパネルは第 46 条にて重大事故等対処設備に位置付けていない。</p> <p>・過渡時自動減圧機能は 6.8 にて示す。</p> <p>・非常用窒素供給系は 6.8 にて示す。</p> <p>・非常用逃がし安全弁駆動系は 6.8 にて示す。</p> <p>・代替電源設備は 10.2 にて示す。</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>余熱除去ポンプ入口弁は、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所と異なる区画から遠隔で専用工具を用いて可能な設計とする。</p> <p>5.5.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p>加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した1次系のフィードアンドブリードを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。加圧器逃がし弁及び高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンクを使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。主蒸気逃がし弁は、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁を使用したタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作及び専用の注油器によるタービン動補助給水ポンプ軸受への油供給と、人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作により起動が可能な設計とする。タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。専用の工具及び注油器は、作業場所近傍又はアクセスルート近傍に保管する。</p> <p>電動補助給水ポンプを使用した電動補助給水ポンプの機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁を使用した主蒸気逃がし弁の機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。</p> <p>窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁を使用した窒素ボンベによる加圧器逃がし</p>	<p>5.8.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは、重大事故等が発生した場合でも、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。逃がし安全弁（自動減圧機能）は、中央制御室の操作盤のスイッチでの操作が可能な設計とする。</p>	<p>・先行 BWR 電力との比較</p> <p>先行 BWR 電力とは記載表現が異なるが、適合方針に実質的な相違はない。</p> <p>・補足説明</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）の操作は電磁弁の作動が不要であることから、非常用逃がし安全弁駆動系として 6.8 にて示す。</p> <p>・先行 BWR 電力との設計方針の相違。</p> <p>東海第二では、重大事故等時に逃がし弁機能に期待しないことから、逃がし弁機能用アキュムレータは使用しない。</p> <p>・先行 BWR 電力との設計方針の相違。</p> <p>ブローアウトパネルは第 46 条にて重大事故等対処設備に位置付けていない。</p> <p>・過渡時自動減圧機能は 6.8 にて示す。</p> <p>・非常用窒素供給系は 6.8 にて示す。</p> <p>・非常用逃がし安全弁駆動系は 6.8 にて示す。</p> <p>・代替電源設備は 10.2 にて示す。</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>弁の機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替える設計とする。窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、現場で確実に接続できる設計とする。また、3号炉及び4号炉で同一規格の設計とする。</p> <p>窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の取付継手は、3号炉及び4号炉の窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用、事故時試料採取設備弁用及びアニュラス空気浄化ファン弁用）と同一形状とし、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。</p> <p>可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁を使用した可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、加圧器逃がし弁への給電を通常時の系統から可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による電源供給へ現場での電源操作等により速やかに切替える設計とする。また、車輪の設置により運搬ができる設計とするとともに、設置場所にて固縛ができる設計とする。接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一規格の設計とする。</p> <p>加圧器逃がし弁は現場の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）及び可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を用いて、遠隔で操作可能な設計とする。</p> <p>加圧器逃がし弁を使用した加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び加圧器逃がし弁を使用した1次冷却系統の減圧を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>余熱除去ポンプ入口弁を使用した1次冷却材の漏えい量抑制を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。余熱除去ポンプ入口弁は、現場で、専用の工具を用いて、設置場所と異なる区画から遠隔操作により確実に操作できる設計とする。専用工具は、作業場所近傍又はアクセスルート近傍に保管する。</p> <p>5.5.3 主要設備及び仕様</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要設備及び仕様を第 5.5.1 表及び第 5.5.2 表に示す。</p>	<p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、自動減圧機能用電磁弁への給電を通常時の系統から逃がし安全弁用可搬型蓄電池による電源供給へ中央制御室での電気回路の接続により速やかに切り替える設計とする。また、車輪の設置により運搬ができる設計とするとともに、設置場所にて固縛ができる設計とする。接続は、ボルト・ネジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とする。</p> <p>5.8.3 主要設備及び仕様</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要設備及び仕様を第 5.8－1 表及び第 5.8－2 表に示す。</p>	

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>5.5.4 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・検査性について」に示す。</div> <div>1次系のフィードアンドブリード及び1次冷却系統の減圧に使用する加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</div> <div>加圧器逃がし弁及び高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。</div> <div>燃料取替用水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。</div> <div>燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。</div> <div>蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）及び1次冷却系統の減圧に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンクは、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</div> <div>電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、分解が可能な設計とする。</div> <div>蒸気発生器及び復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。</div> <div>蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。</div> <div>蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）及び1次冷却系統の減圧に使用する主蒸気逃がし弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</div> <div>主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。</div> <div>タービン動補助給水ポンプの機能回復に使用するタービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、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。</div> <div>タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、分解が可能な設計とする。</div> <div>電動補助給水ポンプの機能回復に使用する電動補助給水ポンプは、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。</div> <div>主蒸気逃がし弁の機能回復に使用する主蒸気逃がし弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</div> <div>窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁駆動用空気配管への窒素供給により、弁の開閉試験を行うことで、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</div> <div>窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は規定圧力及び外観の確認が可能な設計とする。</div> <div>窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復、可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復及び加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧に使用する加圧器逃がし弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</div> <div>可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、電磁弁への電源供給により弁の開閉を行うことで、機能・性能の確認が可能な設計とする。</div> <div>可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は電圧測定が可能な設計とする。</div> <div>インターフェイスシステム LOCA 時の1次冷却材の漏えい量抑制として、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、手動による開閉確認及び専用工具で規定トルクによる開閉確認</div>	<div>5.8.4 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・検査性について」に示す。</div> <div>逃がし安全弁は、原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</div> <div>自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</div> <div>逃がし安全弁は、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</div> <div>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉の停止中に電磁弁への電源供給により弁の開閉を行うことで、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、逃がし安全弁用可搬型蓄電池は原子炉の運転中又は停止中に電圧測定が可能な設計とする。</div>	<div>・先行 BWR 電力との比較</div> <div>先行 BWR 電力とは記載表現が異なるが、適合方針に実質的な相違はない。</div> <div>・補足説明</div> <div>非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）の操作は電磁弁の作動が不要であることから、非常用逃がし安全弁駆動系として 6.8 にて示す。</div> <div>・先行 BWR 電力との設計方針の相違。</div> <div>東海第二では、重大事故等時に逃がし弁機能に期待しないことから、逃がし弁機能用アキュムレータは使用しない。</div> <div>・先行 BWR 電力との設計方針の相違。</div> <div>ブローアウトパネルは第 46 条にて重大事故等対処設備に位置付けていない。</div> <div>・過渡時自動減圧機能は 6.8 にて示す。</div> <div>・非常用窒素供給系は 6.8 にて示す。</div> <div>・非常用逃がし安全弁駆動系は 6.8 にて示す。</div> <div>・代替電源設備は 10.2 にて示す。</div>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考																																				
が可能な設計とする。また、分解が可能な設計とする。																																						
第 5. 5. 1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（常設）の設備仕様	第 5. 8－1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（常設）の設備仕様																																					
<div>(1) 加圧器逃がし弁</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div>・ 1 次冷却設備（通常運転時等）</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>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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> <div><div>型式</div><div>空気作動式</div></div> <div><div>個数</div><div>2</div></div> <div><div>最高使用圧力</div><div>17. 16MPa [gage]</div><div>約 18. 9MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）</div></div> <div><div>最高使用温度</div><div>360℃</div><div>約 362℃（重大事故等時における使用時の値）</div></div> <div><div>吹出容量</div><div>約 95t／h（1 個当たり）</div></div> <div><div>材料</div><div>ステンレス鋼</div></div>	<div>(1) 逃がし安全弁</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div>・ 主蒸気系</div><div>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</div></div> <div><div>型 式</div><div>バネ式（アクチュエータ付）</div></div> <div><div>個 数</div><div>18</div></div> <div><div>(安全弁機能)</div><table><tr><th>吹出圧力 MPa[gage]</th><th>弁個数</th><th>容量／個 t／h (吹出し圧力×1. 03において)</th></tr><tr><td>7. 78</td><td>2</td><td>385. 2</td></tr><tr><td>8. 10</td><td>4</td><td>400. 5</td></tr><tr><td>8. 16</td><td>4</td><td>403. 9</td></tr><tr><td>8. 23</td><td>4</td><td>407. 2</td></tr><tr><td>8. 30</td><td>4</td><td>410. 6</td></tr></table></div> <div><div>(逃がし弁機能)</div><table><tr><th>吹出圧力 MPa[gage]</th><th>弁個数</th><th>容量／個 t／h (吹出し圧力において)</th></tr><tr><td>7. 37</td><td>2</td><td>354. 6</td></tr><tr><td>7. 44</td><td>4</td><td>357. 8</td></tr><tr><td>7. 51</td><td>4</td><td>361. 1</td></tr><tr><td>7. 58</td><td>4</td><td>364. 3</td></tr><tr><td>7. 64</td><td>4</td><td>367. 6</td></tr></table></div>	吹出圧力 MPa[gage]	弁個数	容量／個 t／h (吹出し圧力×1. 03において)	7. 78	2	385. 2	8. 10	4	400. 5	8. 16	4	403. 9	8. 23	4	407. 2	8. 30	4	410. 6	吹出圧力 MPa[gage]	弁個数	容量／個 t／h (吹出し圧力において)	7. 37	2	354. 6	7. 44	4	357. 8	7. 51	4	361. 1	7. 58	4	364. 3	7. 64	4	367. 6	
吹出圧力 MPa[gage]	弁個数	容量／個 t／h (吹出し圧力×1. 03において)																																				
7. 78	2	385. 2																																				
8. 10	4	400. 5																																				
8. 16	4	403. 9																																				
8. 23	4	407. 2																																				
8. 30	4	410. 6																																				
吹出圧力 MPa[gage]	弁個数	容量／個 t／h (吹出し圧力において)																																				
7. 37	2	354. 6																																				
7. 44	4	357. 8																																				
7. 51	4	361. 1																																				
7. 58	4	364. 3																																				
7. 64	4	367. 6																																				
<div>(2) 高圧注入ポンプ</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div>・ 高圧注入系</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>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・ 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>型式</div><div>うず巻式</div></div> <div><div>台数</div><div>2</div></div> <div><div>容量</div><div>約 320m³／h（1 台当たり）</div></div> <div><div>最高使用圧力</div><div>16. 7MPa [gage]</div></div> <div><div>最高使用温度</div><div>150℃</div></div> <div><div>揚程</div><div>約 960m</div></div> <div><div>接液部材料</div><div>ステンレス鋼</div></div>	<div>(2) 自動減圧機能用アキュムレータ</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div><div>・ 主蒸気系</div><div>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</div></div> <div><div>個 数</div><div>7</div></div> <div><div>容 量</div><div>0. 25m³／個</div></div>																																					

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div><div><div><div>・低圧注入系</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>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・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>・原子炉格納容器スプレイ設備</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>・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</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>・火災防護設備</div></div><div><div>型式</div><div>たて置円筒型</div></div><div><div>基数</div><div>1</div></div><div><div>容量</div><div>約 2, 100m³</div></div><div><div>最高使用圧力</div><div>大気圧</div></div><div><div>最高使用温度</div><div>95℃</div></div><div><div>ほう素濃度</div><div>3, 100ppm 以上</div></div><div><div>材料</div><div>ステンレス鋼</div></div><div><div>設置高さ</div><div>EL. 0. 0m</div></div><div><div>距離</div><div>約 70m（3号炉心より）</div></div></div><div><div><div>（4） 電動補助給水ポンプ</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>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・給水設備</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><div><div>型式</div><div>うず巻式</div></div><div><div>台数</div><div>2</div></div><div><div>容量</div><div>約 140m³／h（1台当たり）</div></div><div><div>揚程</div><div>約 950m</div></div><div><div>電動機</div><div>約 650kW（1台当たり）</div></div><div><div>本体材料</div><div>合金鋼</div></div></div><div><div><div>（5） タービン動補助給水ポンプ</div><div>兼用する設備は以下のとおり。</div></div></div></div>	<div><div><div><div>（3） 高圧炉心スプレイ系注入弁</div><div>兼用する設備は以下のとおり。</div><div>・非常用炉心冷却系</div><div>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</div><div><div>型 式</div><div>仕切弁</div></div><div><div>個 数</div><div>1</div></div><div><div>最高使用圧力</div><div>10. 7MPa</div></div><div><div>最高使用温度</div><div>302℃</div></div></div></div><div><div><div>（4） 原子炉隔離時冷却系注入弁</div><div>兼用する設備は以下のとおり。</div><div>・原子炉隔離時冷却系</div><div>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</div><div><div>型 式</div><div>仕切弁</div></div><div><div>個 数</div><div>1</div></div><div><div>最高使用圧力</div><div>10. 7MPa</div></div><div><div>最高使用温度</div><div>302℃</div></div></div></div><div><div><div>（5） 低圧炉心スプレイ系注入弁</div><div>兼用する設備は以下のとおり。</div><div>・非常用炉心冷却系</div><div>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</div><div><div>型 式</div><div>仕切弁</div></div><div><div>個 数</div><div>1</div></div><div><div>最高使用圧力</div><div>8. 62MPa</div></div><div><div>最高使用温度</div><div>302℃</div></div></div></div><div><div><div>（6） 残留熱除去系A系注入弁</div><div>兼用する設備は以下のとおり。</div><div>・非常用炉心冷却系</div><div>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</div><div><div>型 式</div><div>仕切弁</div></div><div><div>個 数</div><div>1</div></div><div><div>最高使用圧力</div><div>8. 62MPa</div></div><div><div>最高使用温度</div><div>302℃</div></div></div></div></div>	

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉		東海第二発電所	備考
<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>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・給水設備</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>型式 うず巻式（蒸気加減弁付）</div> <div>台数 1</div> <div>容量 約 250m³／h</div> <div>揚程 約 950m</div> <div>本体材料 合金鋼</div> <div><div>（6） 蒸気発生器</div><div>兼用する設備は以下のとおり。</div><div>・ 1次冷却設備（通常運転時等）</div><div>・ 1次冷却設備（重大事故等時）</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>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・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>型式 たて置U字管式熱交換器型</div><div>基数 4</div><div>胴側最高使用圧力 8.17MPa [gage]</div><div> 約 8.8MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）</div><div>管側最高使用圧力 17.16MPa [gage]</div><div> 約 18.9MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）</div><div>1次冷却材流量 約 15,000t／h（1基当たり）</div><div>主蒸気運転圧力（定格出力時） 約 6.03MPa [gage]</div><div>主蒸気運転温度（定格出力時） 約 277℃</div><div>蒸気発生量（定格出力時） 約 1,690t／h（1基当たり）</div><div>出口蒸気湿分 0.25wt％以下</div><div>伝熱面積 約 4,870m²（1基当たり）</div><div>伝熱管</div><div>本数 3,382（1基当たり）</div><div>外径 約 22.2mm</div><div>厚さ 約 1.3mm</div><div>胴部外径</div></div>		<div>（7） 残留熱除去系B系注入弁</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div>・非常用炉心冷却系</div> <div>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</div> <div>型 式 仕切弁</div> <div>個 数 1</div> <div>最高使用圧力 8.62MPa</div> <div>最高使用温度 302℃</div> <div><div>（8） 残留熱除去系C系注入弁</div><div>兼用する設備は以下のとおり。</div><div>・非常用炉心冷却系</div><div>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</div><div>型 式 仕切弁</div><div>個 数 1</div><div>最高使用圧力 8.62MPa</div><div>最高使用温度 302℃</div></div>	

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉		東海第二発電所	備考
上部	約 4. 5m		
下部	約 3. 4m		
全高	約 21m		
材料			
本体	低合金鋼及び低合金鍛鋼		
伝熱管	ニッケル・クロム・鉄合金		
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金		
水室肉盛り	ステンレス鋼		
(7) 復水タンク			
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 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備			
・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備			
・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			
・2次系補給水設備			
・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			
・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			
・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備			
型式	たて置円筒型		
基数	1		
容量	約 1, 200m ³		
本体材料	炭素鋼		
設置高さ	EL. +11. 3m		
距離	約 40m（3号炉心より）		
(8) 主蒸気逃がし弁			
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 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備			
・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備			
・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			
・主蒸気系統設備			
・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			
型式	空気作動式		
個数	4		

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉		東海第二発電所	備考
口径	6 B		
容量	約 177t／h（1 個当たり）		
最高使用圧力	8. 17MPa [gage] 約 8. 8MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）		
最高使用温度	298℃ 約 346℃（重大事故等時における使用時の値）		
本体材料	炭素鋼		
<p>（9） タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁</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 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備・給水設備			
型式	電気直流作動式		
個数	2		
最高使用圧力	8. 17MPa [gage] 約 8. 8MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）		
最高使用温度	298℃ 約 346℃（重大事故等時における使用時の値）		
本体材料	炭素鋼		
<p>（10） 余熱除去ポンプ入口弁</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none">・余熱除去設備・低圧注入系・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備			
型式	手動式（専用の工具で遠隔操作可能）		
個数	2		
最高使用圧力	4. 5MPa [gage]		
最高使用温度	200℃		
本体材料	ステンレス鋼		

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
 緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>第 5. 5. 2 表　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（可搬型）の設備仕様</div> <div> <div>(1)　窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）</div> <div> <div>種類</div> <div>鋼製容器</div> </div> <div> <div>個数</div> <div>4（予備 2）</div> </div> <div> <div>容量</div> <div>約 46. 7ℓ（1 個当たり）</div> </div> <div> <div>最高使用圧力</div> <div>14. 7MPa〔gage〕</div> </div> <div> <div>供給圧力</div> <div>0. 91MPa〔gage〕（減圧後圧力）</div> </div> </div> <div> <div>(2)　可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）（3 号及び 4 号炉共用）</div> <div> <div>型式</div> <div>鉛蓄電池</div> </div> <div> <div>個数</div> <div>4（予備 2）</div> </div> <div> <div>容量</div> <div>約 7. 2A・h（1 個当たり）</div> </div> <div> <div>電圧</div> <div>132V</div> </div> </div>		

23/27

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="142 394 1032 1801"></div> <div data-bbox="1041 306 1145 1890"><p>第 5.5.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (2) (蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水)、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (蒸気放出)、タービン動補給水ポンプの機能回復、電動補給水ポンプの機能回復、主蒸気逃がし弁の機能回復、1 次冷却系統の減圧)</p></div>	<div data-bbox="1329 336 2160 1747"></div> <div data-bbox="2220 760 2279 1423"><p>第 5.8-2 図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概略図 (常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復)</p></div>	<p>備考</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="172 394 1071 1913"></div> <div data-bbox="1110 625 1187 1722">第 5.5.5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (5) (1 次冷却材の漏えい量抑制)</div>	<div data-bbox="1308 352 2208 1885"></div> <div data-bbox="2237 798 2309 1495">第 5.8-4 図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概略図 (逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復)</div>	

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目：第 4 6 条】

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」を以下のとおり追加する。	「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」を以下のとおり追加する。	過渡時自動減圧機能の追加要求は BWR 特有のため、色分けは、先行 BWR との差異を記載する。先行 PWR は、要求事項に論理回路の追設がないため補正書への記載はない。
5.5.1 概要	6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	なお、過渡時自動減圧機能は計測制御系統施設（6 章）に記載する。
原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。	6.8.1 概要	6.8.1 概要	
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の概略系統図を第 5.5.1 図から第 5.5.5 図に示す。	原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。	原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。	
	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の説明図及び系統概要図を第 6.8－1 図及び第 6.8－2 図に示す。	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概要図を第 6.8－1 図及び第 6.8－3 図に示す。	
5.5.2 設計方針	6.8.2 設計方針	6.8.2 設計方針	・先行 BWR と記載箇所の相違。記載箇所を先行 PWR と合わせた。
	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）及び高压窒素ガス供給系を設ける。	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させる過渡時自動減圧及び非常用窒素ガス供給系並びに逃がし安全弁（逃がし弁機能）を作動させる非常用逃がし安全弁駆動系を設ける。	・上記と同様
	逃がし安全弁については、「5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。	逃がし安全弁（自動減圧機能）及び逃がし安全弁（逃がし弁機能）については、「5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。	技術的能力と整合。
			・先行 PWR と整合
			・「等」とは、計器故障、ケーブル故障、要因が複数あるため記載
			・設備名称の相違（技術的能力と整合）
			・先行 BWR は低圧炉心スプレイ系ポンプを論理回路条件としていない。
			・有効性評価の評価結果（2 個動作で炉心損傷に至らない）を考慮した動作対象台数を選定しているため。
			・起動阻止スイッチは、自動減圧機能及び過渡時自動減圧機能の動作を防止することで、冷水の注水を防止し、原子炉を未臨界にするために設置するものであるため、東 2 は原子炉を未臨界のするための

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	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) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、1次冷却系統の減圧のための設備及び1次冷却系統の減圧と併せて原子炉を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次系のフィードアンドブリード）を設ける。また、2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧のための設備として以下の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）及び蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））を設ける。</p> <p>a. 1次系のフィードアンドブリード</p> <p>電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、復水タンク又は主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次系のフィードアンドブリード）として、1次冷却設備の加圧器逃がし弁並びに非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。</p> <p>加圧器逃がし弁は、開操作することにより1次冷却系統を減圧できる設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、炉心へほう酸水を注入することで1次冷却系統をフィードアンドブリードできる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・加圧器逃がし弁・高圧注入ポンプ・燃料取替用水タンク <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）</p> <p>加圧器逃がし弁の故障により1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水））として、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに1次冷却設備の蒸気発生器並びに2次系補給水設備の復水タンクを使用する。</p> <p>復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで、2次冷却系からの除熱により1次冷却系統を減圧できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・電動補助給水ポンプ・タービン動補助給水ポンプ・蒸気発生器・復水タンク	<p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 原子炉減圧の自動化</p> <p>自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を使用する。</p> <p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。18個の逃がし安全弁のうち、4個がこの機能を有している。</p> <p>なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）・自動減圧系の起動阻止スイッチ <p>その他、設計基準事故対処設備である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）として使用し、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）を設ける。</p> <p>a. 原子炉減圧の自動化</p> <p>逃がし安全弁の自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）が喪失した場合の重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）として、過渡時自動減圧機能を使用する。</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）の過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。18個の逃がし安全弁のうち、2個がこの機能を有している。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・過渡時自動減圧機能・逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）（5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）・自動減圧機能用アキュムレータ（5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備） <p>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の2C 非常用ディーゼル発電機及び2D 非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>設備と位置づけ 44条で整理している。</p> <p>（以降標記の理由は、※1と同様の理由と記載）</p> <ul style="list-style-type: none">・表現の相違。先行PWRに合わせた。・設備名称の相違（技術的能力と整合）・※1と同様の理由（頁2/27）・記載箇所の相違。先行PWRと整合・過渡時自動減圧機能により動作する逃がし安全弁（自動減圧機能）のB,C弁を逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）と記載している。 <p>技術的能力と整合。</p> <ul style="list-style-type: none">・設備名称の相違（技術的能力と整合）

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>c. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）</p> <p>加圧器逃がし弁の故障により1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。</p> <p>主蒸気逃がし弁を開操作することで、2次冷却系からの除熱により1次冷却系統を減圧できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・主蒸気逃がし弁</p> <p>(2) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. タービン動補助給水ポンプの機能回復</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、タービン動補助給水ポンプの機能回復のための設備として以下の重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）を設ける。</p> <p>常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）として、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁を使用する。</p> <p>タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作、専用の注油器による軸受油供給及び人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作により機能を回復できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）</p> <p>・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁</p> <p>b. 電動補助給水ポンプの機能回復</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、電動補助給水ポンプの機能回復のための設備として以下の重大事故等対処設備（電動補助給水ポンプの機能回復）を設ける。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（電動補助給水ポンプの機能回復）として、代替電源設備の大容量空冷式発電機を使用する。</p> <p>電動補助給水ポンプは、大容量空冷式発電機より給電することで機能を回復できる設計とする。</p>	<p>(2) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、高圧窒素ガス供給系を使用する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。</p> <p>なお、高圧窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えが可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・高圧窒素ガスポンベ</p> <p>本系統の流路として、高圧窒素ガス供給系の配管及び弁並びに逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>その他、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>(2) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（非常用窒素供給系による窒素確保及び非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）を設ける。</p> <p>(a) 非常用窒素供給系による窒素確保</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備（非常用窒素供給系による窒素確保）として、非常用窒素供給系を使用する。</p> <p>非常用窒素供給系は、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）から逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素を供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）</p> <p>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</p> <p>本系統の流路として、非常用窒素供給系の配管及び弁並びに自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>(a) 非常用窒素供給系による窒素確保について、先行BWR電力と記載方針や表現は異なるが、対応手段に実質的な相違はない。</p> <p>・先行BWR電力との記載方針の相違。</p> <p>ポンベ切替については、5.8.2.5 操作性の確保で示すため本項には記載しない。</p> <p>・先行BWR電力との記載方針の相違</p> <p>具体的な設備の逃がし安全弁は、作動に中央制御室での操作が必要であることから、逃がし安全弁（自動減圧機能）具体的な設備に記載する</p> <p>・具体的な設備の説明</p> <p>高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）からの窒素供給は、逃がし安全弁開保持のための対応であり、アキュムレータの蓄圧能力に期待しないことから、具体的な設備には記載しない。</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4 号炉	柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号炉	東海第二発電所	備考
<p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備）</p> <p>その他、設計基準事故対処設備である給水設備の電動補助給水ポンプを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>c. 主蒸気逃がし弁の機能回復</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備で可搬型コンプレッサー又は窒素ポンベ等と同等以上の効果を有する措置として以下の重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）を設ける。</p> <p>全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。</p> <p>主蒸気逃がし弁は、人力操作により、現場における可搬型コンプレッサー又は窒素ポンベ等の接続と同等以上の作業の迅速性を有する設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有する設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・主蒸気逃がし弁</p> <p>d. 窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復）を設ける。</p> <p>全交流動力電源喪失に伴い駆動用空気が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復）として、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を使用する。</p> <p>窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系統を減圧できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）</p> <p>その他、設計基準事故対処設備である1次冷却設備の加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。</p>	<p>(b) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）を設ける。</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）として、非常用逃がし安全弁駆動系を使用する。</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系は、設計基準対象施設である窒素供給系から独立した系統とし、高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）から逃がし安全弁（逃がし弁機能）に直接窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃がし弁機能）2 個を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・逃がし安全弁（逃がし弁機能）</p> <p>・高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）</p> <p>・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>本系統の流路として、非常用逃がし安全弁駆動系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>2 C 非常用ディーゼル発電機及び2 D 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、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、位置的分散の設計方針は適用しない。</p> <p>2 C 非常用ディーゼル発電機、2 D 非常用ディーゼル発電機、常設代</p>	<p>・先行 BWR 電力との設備の相違</p> <p>代替逃がし安全弁駆動系は、非常用窒素供給系と独立した系統であり、中央制御室からの操作の他、人力による弁操作で逃がし安全弁を作動させる事ができる設計とすることで、電磁弁作動との多様性を確保することができるため、本系統を重大事故等対処設備として位置付けている。(先行 BWR 電力では類似系統を自主対策設備としている)</p> <p>・逃がし安全弁駆動系の補足説明</p> <p>逃がし安全弁駆動系は、逃がし安全弁用電磁弁の排気側に取り付けられた自圧式切換弁を介して、逃がし安全弁に窒素を供給するため、アキュムレータを流路として使用することはない。また、自圧式切換弁は一次側（高圧窒素ポンベ）の窒素圧力を受けて自動的に逃がし安全弁側への流路に切り替わる構造であるため、電磁弁の作動も不要な設計としている。</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div>e. 可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復</div> <div>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、常設直流電源系統が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復）を設ける。</div> <div>常設直流電源系統が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復）として、可搬型代替直流電源設備の可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を使用する。</div> <div>可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系統を減圧できる設計とする。</div> <div>具体的な設備は、以下のとおりとする。</div> <div>・可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）（3号及び4号炉共用）</div> <div>その他、設計基準事故対処設備である1次冷却設備の加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として使用する。</div> <div>(3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱の防止に用いる設備</div> <div>a. 加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧</div> <div>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧）を設ける。</div> <div>重大事故等対処設備（加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧）として、1次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。</div> <div>具体的な設備は、以下のとおりとする。</div> <div>・加圧器逃がし弁</div> <div>(4) 蒸気発生器伝熱管破損発生時に用いる設備</div> <div>a. 1次冷却系統の減圧</div> <div>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、蒸気発生器伝熱管破損発生時に1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）を設ける。</div>		<div>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」に示す。</div>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目：第46条】

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに2次系補給水設備の復水タンク並びに1次冷却設備の蒸気発生器及び加圧器逃がし弁並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁並びに非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・電動補助給水ポンプ・タービン動補助給水ポンプ・復水タンク・蒸気発生器・主蒸気逃がし弁・高圧注入ポンプ・燃料取替用水タンク・加圧器逃がし弁 <p>(5) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、インターフェイスシステム LOCA 発生時に1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧及び1次冷却材の漏えい量抑制）を設ける。</p> <p>a. 1次冷却系統の減圧</p> <p>重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに2次系補給水設備の復水タンク並びに1次冷却設備の蒸気発生器及び加圧器逃がし弁並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁並びに非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・電動補助給水ポンプ・タービン動補助給水ポンプ・復水タンク・蒸気発生器・主蒸気逃がし弁・高圧注入ポンプ・燃料取替用水タンク・加圧器逃がし弁			

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	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. 1次冷却材の漏えい量抑制</div> <div>重大事故等対処設備（1次冷却材の漏えい量抑制）として、インターフェースシステム LOCA 時において1次冷却材の漏えい量を抑制するため、余熱除去ポンプ入口弁を使用する。</div> <div>余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、専用の工具を用いることで離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作できる設計とする。</div> <div>具体的な設備は、以下のとおりとする。</div> <div>・余熱除去ポンプ入口弁</div> <div>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、位置的分散等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、位置的分散等の設計方針は適用しない。</div> <div>ディーゼル発電機及び大容量空冷式発電機については「10. 2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5. 1 1次冷却設備 5. 1. 2 重大事故等時」にて記載する。</div>			

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 ３／４号炉	柏崎刈羽原子力発電所 ６／７号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.5.2.1 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>加圧器逃がし弁及び高压注入ポンプを使用した１次系のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した２次冷却系からの除熱を用いた１次冷却系統の減圧と異なる手段を用いることで多様性を持つ設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とすることで、復水タンクを水源とする２次冷却系からの除熱を用いた１次冷却系統の減圧に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>加圧器逃がし弁は、原子炉格納容器内に設置し、高压注入ポンプは、原子炉補助建屋内に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置することで、原子炉周辺建屋内の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁と位置的分散を図る設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁を使用した２次冷却系からの除熱を用いた１次冷却系統の減圧は、加圧器逃がし弁による１次冷却系統の減圧と異なる手段を用いることで、多様性を持つ設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内に設置し、蒸気発生器は、原子炉格納容器内の加圧器逃がし弁と壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプの機能回復において、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、専用の工具を用いて人力で操作できる設計とし、タービン動補助給水ポンプの軸受油は、専用の注油器を用いて人力で供給できる設計とする。タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、ハンドルを設け、人力操作を可能とすることで、常設直流電源を用いた弁操作に対し、多様性を持つ設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプの機能回復において、電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。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」にて記載する。</p> <p>主蒸気逃がし弁の機能回復において主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設けて人力操作を可能とすることで、空気作動に対し、多様性を持つ設計とする。</p> <p>加圧器逃がし弁の機能回復において加圧器逃がし弁は、電磁弁の電源を可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）から給電し、駆動用空気を窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）から供給することで、制御用空気及び常設直流電源を用いた弁操作に対し、多様性を持つ設計とする。</p>	<p>6.8.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、論理回路をアナログ回路で構築することで、デジタル回路で構築する自動減圧系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、他の設備と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。</p> <p>高压窒素ガスボンベは、予備のボンベも含めて、原子炉建屋内の原子炉区域外に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の自動減圧機能用アキュムレータ及び逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>	<p>6.8.2.1 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>過渡時自動減圧機能は、動作条件に格納容器圧力高がなく、動作条件に格納容器圧力高がある自動減圧系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>過渡時自動減圧機能は、他の設備と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</p> <p>過渡時自動減圧機能は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。</p> <p>高压窒素ボンベ（非常用窒素供給系）は、予備のボンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁（自動減圧機能用）のアキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>高压窒素ボンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、予備のボンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁（逃がし弁機能）の逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>	<p>・東２はアナログ回路のため、デジタル回路の記載は出来ないことから、過渡時自動減圧機能の論理回路と自動減圧系の論理回路の差異による多様性を記載。</p> <p>先行 PWR の逐条 44 条の多様性の記載に「原子炉トリップスイッチを使用した手動による原子炉緊急停止系は、手動により原子炉トリップ出来ることで、自動による原子炉トリップに対し多様性を持つ設計」と記載。</p> <p>・設備名称の相違（技術的能力と整合）</p> <p>・先行 BWR 電力では、非常用逃がし安全弁駆動系の類似系統を自主対策設備として位置付けているため記載はない。</p> <p>・新設 SA 設備（非常用逃がし安全弁駆動系）追加に伴う記載項目追加</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、通常時は接続せず、原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機と異なる区画に保管することで、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、通常時は接続せず、原子炉補助建屋内の3号炉の常設直流電源系統と異なる区画、かつ、4号炉の原子炉周辺建屋内の常設直流電源系統と異なる区画、かつ、3号炉の原子炉周辺建屋内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。</p> <p>5.5.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>1次系のフィードアンドブリードに使用する加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンクは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）に使用する主蒸気逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプの機能回復に使用するタービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプの機能回復に使用する電動補助給水ポンプは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁の機能回復に使用する主蒸気逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として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。窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復に</p>	<p>6.8.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は、自動減圧系とは別の制御盤に収納することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの逃がし安全弁用電磁弁制御信号を自動減圧系と共用するが、自動減圧系と電気的な隔離装置を用いて信号を分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、他の設備と電気的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>自動減圧系の起動阻止スイッチは、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、スイッチの接点で分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>高圧窒素ガス供給系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>6.8.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧系とは別の制御盤に収納することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用電磁弁制御信号は、自動減圧系と共有するが自動減圧系の信号は、制御リレーにより分離し、論理回路電源は、配線用遮断器及びヒューズにより分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>過渡時自動減圧機能は、他の設備と電気的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>非常用窒素供給系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>・設備名称の相違</p> <p>・設備名称の相違</p> <p>・先行BWRは低圧炉心スプレイ系ポンプを論理回路条件としていない。</p> <p>・電気的な隔離装置は、先行BWRは、アイソレータ（デジタル回路）を使用。東2は、配線用遮断器、ヒューズ（アナログ回路）及び制御リレーを使用する。隔離装置自体に差異があるものの、機能（隔離をするもの）に相違はない。</p> <p>・設備名称の相違</p> <p>・※1と同様の理由（頁2/27）</p> <p>・BWRは系統の切替で窒素を補給できるため系統で記載している。</p> <p>・先行BWR電力では、非常用逃がし安全弁駆動系の類似系統を自主対策設備として位置付けているため記載はない。</p> <p>・新設SA設備（非常用逃がし安全弁駆動系）追加に伴う記載項目追加</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 ３／４号炉	柏崎刈羽原子力発電所 ６／７号炉	東海第二発電所	備考
<p>使用する加圧器逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として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。可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する加圧器逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、設置場所において固縛によって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>加圧器逃がし弁による１次冷却系統の減圧に使用する加圧器逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>１次冷却系統の減圧に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び加圧器逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>１次冷却材の漏えい量抑制としてインターフェイスシステム LOCA 時において、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>			
<p>5.5.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p>	<p>6.8.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p>	<p>6.8.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p>	
<p>２次冷却系からの除熱を用いた１次冷却系統の減圧機能が喪失した場合における１次系のフィードアンドブリードとして使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の１次冷却系統の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、炉心崩壊熱により加圧された１次冷却系統を減圧するために必要な弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>２次冷却系からの除熱を用いた１次冷却系統の減圧機能が喪失した場合における１次系のフィードアンドブリードとして使用する高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時にほう酸水を１次冷却系統に注入する</p>	<p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように有効燃料棒頂部より高い設定として、原子炉水位低（レベル１）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル１）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に作動する設計とする。</p> <p>高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベは想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁</p>	<p>過渡時自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように燃料有効長頂部より高い設定として、原子炉水位異常低下（レベル１）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプによる注水が必要であることから、原子炉水位異常低下（レベル１）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転の場合に作動する設計とする。</p>	<p>・設備名称及び表現の相違</p> <p>・先行 BWR は低圧炉心スプレイ系ポンプを論理回路条件としていない。</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 ３／４号炉	柏崎刈羽原子力発電所 ６／７号炉	東海第二発電所	備考
<p>機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及びタンク容量が、１次冷却系統の保有水を確保するために必要なポンプ流量及びタンク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>蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系統の減圧機能として使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、設計基準事故時の蒸気発生器２次側による１次冷却系統の冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量、伝熱容量及び弁放出流量が、炉心崩壊熱により加圧された１次冷却系統を冷却することで減圧させるために必要なポンプ流量、伝熱容量及び弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）を用いた１次冷却系統の減圧機能として使用する復水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分なタンク容量を有する設計とする。</p> <p>窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、供給先の加圧器逃がし弁が空気作動式であるため、重大事故等時に想定される原子炉格納容器圧力と弁全開に必要な圧力の和を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数及びリークしないことを考慮したポンベ容量に対して十分な容量を有したものを１セット４個（Ａ系統２個、Ｂ系統２個）使用する。保有数は１セット４個、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として２個の合計６個を保管する。</p> <p>可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁１個の作動時間を考慮した蓄電池容量を有するものを３号炉、４号炉それぞれで１セット２個使用する。保有数は３号炉、４号炉それぞれで１セット２個、保守点検は電圧測定であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として２個の合計６個（３号及び４号炉共用）を保管する。</p> <p>炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止するために使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の１次冷却系統の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、炉心溶融時に１次冷却系統を減圧させるために必要な弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損発生時に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するため、又はインターフェイスシステム LOCA 発生時に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、設計基準事故時の蒸気発生器２次側による１次冷却系統の冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量、タンク容量、伝熱容量及び弁放出流量が、蒸気発生器伝熱管破損発生時の１次冷却材の漏えい量</p>	<p>を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを１ セット ５ 個使用する。保有数は、１ セット ５ 個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 20 個の合計 25 個を保管する。</p>	<p>高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、想定される重大事故等時において、炉心の損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる容量を有するものを、１セット 10 個（Ａ系統 5 個、Ｂ系統 5 個）使用する。保有数は、１セット 10 個、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障による待機除外時の予備用として 10 個の合計 20 個を保管する。</p> <p>高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、想定される重大事故等時において、炉心の損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる容量を有するものを、１セット 3 個（Ａ系統 3 個、Ｂ系統 3 個）使用する。</p> <p>保有数は、１ セット 6 個及び故障による待機除外時の予備用として 6 個の合計 12 個を保管する。</p>	<p>・弁開動作に必要なとなる圧力，容量による設置個数の相違</p> <p>・先行 BWR 電力では、非常用逃がし安全弁駆動系の類似系統を自主対策設備として位置付けているため記載はない。</p> <p>・新設 SA 設備（非常用逃がし安全弁駆動系）追加に伴う記載項目追加</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 ３／４号炉	柏崎刈羽原子力発電所 ６／７号炉	東海第二発電所	備考
<p>を抑制するために必要なポンプ流量、タンク容量、伝熱容量及び弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損発生時に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するため、又はインターフェイスシステム LOCA 発生時に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時にほう酸水を１次冷却系統に注入する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及びタンク容量が、１次冷却系統の保有水を確保するために必要なポンプ流量及びタンク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>蒸気発生器伝熱管破損発生時に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するため、又はインターフェイスシステム LOCA 発生時に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の１次冷却系統の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、蒸気発生器伝熱管破損発生時の１次冷却材の漏えい量を抑制するために必要な弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>5.5.2.4 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>減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置するか又はこれらの事象が発生した場合の環境条件の変化を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置する設計とする。</p>	<p>6.8.2.4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。自動減圧系の起動阻止スイッチの操作は、中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の２倍となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。</p> <p>高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋内の原子炉区域外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>高圧窒素ガスポンベの予備との取替え及び常設設備との接続は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p>	<p>6.8.2.4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>過渡時自動減圧機能は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>非常用窒素供給系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の２倍となった場合においても逃がし安全弁（自動減圧機能）を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の２倍となった場合においても逃がし安全弁（自動減圧機能）を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。</p> <p>高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、原子炉建屋原子炉棟内に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の予備との取替及び常設設備との接続は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、原子炉建屋原子炉棟内に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の予備との取替及び常設設備との接続は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</p>	<p>・建屋名称及び表現の相違</p> <p>・※１と同様の理由（頁 2/27）</p> <p>・先行 BWR 電力では、非常用逃がし安全弁駆動系の類似系統を自主対策設備として位置付けているため記載はない。</p> <p>・新設 SA 設備（非常用逃がし安全弁駆動系）追加に伴う記載項目追加</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び復水タンクは、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>また、インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置する設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。タービン動補助給水ポンプの操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>蒸気発生器は、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンクは、淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とする。</p> <p>減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉周辺建屋内に設置し、制御用空気が喪失した場合の人力操作も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、インターフェイスシステム LOCA 時の環境影響を受けない原子炉周辺建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、原子炉周辺建屋内に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、3号炉の原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋及び4号炉の原子炉周辺建屋内に保管し、原子炉補助建屋内に設置するため、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>余熱除去ポンプ入口弁は、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所と異なる区画から遠隔で専用工具を用いて可能な設計とする。</p>			<p>6.8.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.5.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p>加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した1次系のフィードアンドブリードを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。加圧器逃がし弁及び高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンクを使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。主蒸気逃がし弁は、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁を使用したタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作及び専用の注油器によるタービン動補助給水ポンプ軸受への油供給と、人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作により起動が可能な設計とする。タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。専用の工具及び注油器は、作業場所近傍又はアクセスルート近傍に保管する。</p> <p>電動補助給水ポンプを使用した電動補助給水ポンプの機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁を使用した主蒸気逃がし弁の機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。</p>	<p>6.8.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、4個の逃がし安全弁を確実に作動させる設計とすることで、操作が不要な設計とする。なお、原子炉水位低（レベル1）の検出器は多重化し、作動回路のトリップチャンネルは「2 out of 3」論理とし、信頼性の向上を図った設計とする。</p> <p>自動減圧系の起動阻止スイッチは、想定される重大事故等時において、中央制御室にて操作が可能な設計とする。</p> <p>高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。</p> <p>高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベは、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。</p> <p>高圧窒素ガスポンベを接続する接続口については、簡便な接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。</p>	<p>過渡時自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p>過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、2個の逃がし安全弁を自動で確実に作動させる設計とする。</p> <p>過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル1）の検出器は多重化し、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立の条件成立時「2 out of 2」論理で逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）動作させることで、信頼性向上を図った設計とする。</p> <p>非常用窒素供給系は、想定される重大事故等時において、窒素供給系の圧力低下に伴い自動的に通常時の系統構成から切り替わる設計とすることで、操作が不要な設計とする。</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系は、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により速やかに切り替えられる設計とする。操作は中央制御室の操作盤のスイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、人力又はポンベ運搬台車による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、必要により設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にて、ポンベラックによる固縛により転倒防止対策が可能な設計とする。接続は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とする。</p> <p>高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、人力又はポンベ運搬台車による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、必要により設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にて、ポンベラックによる固縛により転倒防止対策が可能な設計とする。接続は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とする。</p>	<p>・先行 BWR は低圧炉心スプレイ系ポンプを論理回路条件としていない。</p> <p>・有効性評価の評価結果（2個動作で炉心損傷に至らない）を考慮した動作対象台数を選定しているため。</p> <p>・先行 BWR と論理回路構成の差異がある。</p> <p>・※1と同様の理由（頁2/27）</p> <p>・先行 BWR 電力では、非常用逃がし安全弁駆動系の類似系統を自主対策設備として位置付けているため記載はない。</p> <p>・新設 SA 設備（非常用逃がし安全弁駆動系）追加に伴う記載項目追加</p> <p>・先行 BWR 電力では、非常用逃がし安全弁駆動系の類似系統を自主対策設備として位置付けているため記載はない。</p> <p>・新設 SA 設備（非常用逃がし安全弁駆動系）追加に伴う記載項目追加</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4 号炉	柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号炉	東海第二発電所	備考
<p>窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁を使用した窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えてできる設計とする。窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、現場で確実に接続できる設計とする。また、3 号炉及び 4 号炉で同一規格の設計とする。</p> <p>窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の取付継手は、3 号炉及び 4 号炉の窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用、事故時試料採取設備弁用及びアニュラス空気浄化ファン弁用）と同一形状とし、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。</p> <p>可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁を使用した可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、加圧器逃がし弁への給電を通常時の系統から可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による電源供給へ現場での電源操作等により速やかに切替えてできる設計とする。また、車輪の設置により運搬ができる設計とするとともに、設置場所にて固縛ができる設計とする。接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。接続口は、3 号炉及び 4 号炉とも同一規格の設計とする。</p> <p>加圧器逃がし弁は現場の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）及び可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を用いて、遠隔で操作可能な設計とする。</p> <p>加圧器逃がし弁を使用した加圧器逃がし弁による 1 次冷却系統の減圧を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び加圧器逃がし弁を使用した 1 次冷却系統の減圧を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>余熱除去ポンプ入口弁を使用した 1 次冷却材の漏えい量抑制を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。余熱除去ポンプ入口弁は、現場で、専用の工具を用いて、設置場所と異なる区画から遠隔操作により確実に操作できる設計とする。専用工具は、作業場所近傍又はアクセスルート近傍に保管する。</p>		<p>6.8.3 主要設備及び仕様</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第 6.8－1 表に示す。</p>	

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.5.3 主要設備及び仕様</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要設備及び仕様を第5.5.1表及び第5.5.2表に示す。</p> <p>5.5.4 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・検査性について」に示す。</p> <p>1次系のフィードアンドブリード及び1次冷却系統の減圧に使用する加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>加圧器逃がし弁及び高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。</p> <p>燃料取替用水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。</p> <p>燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）及び1次冷却系統の減圧に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンクは、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、分解が可能な設計とする。</p> <p>蒸気発生器及び復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。</p> <p>蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）及び1次冷却系統の減圧に使用する主蒸気逃がし弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプの機能回復に使用するタービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、分解が可能な設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプの機能回復に使用する電動補助給水ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁の機能回復に使用する主蒸気逃がし弁は、他系統と独立した</p>	<p>6.8.3 主要設備及び仕様</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第6.8-1表に示す。</p> <p>6.8.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認（阻止スイッチの機能確認を含む）、校正及び設定値確認が可能な設計とする。</p> <p>高圧窒素ガス供給系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベは、発電用原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>6.8.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉の自動減圧に使用する過渡時自動減圧機能は、原子炉の停止中に機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。</p> <p>非常用窒素供給系は、原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系は、原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>・先行PWRの記載と整合</p> <p>・※1と同様の理由（頁2/27）</p> <p>・先行BWR電力では、非常用逃がし安全弁駆動系の類似系統を自主対策設備として位置付けているため記載はない。</p> <p>・新設SA設備（非常用逃がし安全弁駆動系）追加に伴う記載項目追加</p>

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4 号炉	柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号炉	東海第二発電所	備考
<p>試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁駆動用空気配管への窒素供給により、弁の開閉試験を行うことで、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は規定圧力及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復、可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復及び加圧器逃がし弁による 1 次冷却系統の減圧に使用する加圧器逃がし弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、電磁弁への電源供給により弁の開閉を行うことで、機能・性能の確認が可能な設計とする。</p> <p>可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は電圧測定が可能な設計とする。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 時の 1 次冷却材の漏えい量抑制として、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、手動による開閉確認及び専用工具で規定トルクによる開閉確認が可能な設計とする。また、分解が可能な設計とする。</p>		<p>第 6.8－1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 過渡時自動減圧機能</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p>	

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
 緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	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5.5.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（常設）の設備仕様</div> <div> <div>(1) 加圧器逃がし弁</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却設備（通常運転時等） 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 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>型式</div> <div>空気作動式</div> </div> <div> <div>個数</div> <div>2</div> </div> <div> <div>最高使用圧力</div> <div> 17.16MPa〔gage〕 約18.9MPa〔gage〕（重大事故等時における使用時の値） </div> </div> <div> <div>最高使用温度</div> <div> 360℃ 約362℃（重大事故等時における使用時の値） </div> </div> <div> <div>吹出容量</div> <div>約95t／h（1個当たり）</div> </div> <div> <div>材料</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> </div> </div> <div> <div>(2) 高圧注入ポンプ</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <ul style="list-style-type: none"> 高圧注入系 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 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 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 <div> <div>型式</div> <div>うず巻式</div> </div> <div> <div>台数</div> <div>2</div> </div> <div> <div>容量</div> <div>約320m³／h（1台当たり）</div> </div> <div> <div>最高使用圧力</div> <div>16.7MPa〔gage〕</div> </div> <div> <div>最高使用温度</div> <div>150℃</div> </div> <div> <div>揚程</div> <div>約960m</div> </div> <div> <div>接液部材料</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> </div> </div>	<div>第6.8－1表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様</div> <div> <div>(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</div> <div> <div>個数</div> <div>1</div> </div> </div> <div> <div>(2) 自動減圧系の起動阻止スイッチ</div> <div> <div>個数</div> <div>1</div> </div> </div> <div> <div>(3) 高圧窒素ガスポンベ</div> <div> <div> <div>個数</div> <div>5（予備20）</div> </div> <div> <div>容量</div> <div>約47L／個</div> </div> <div> <div>充填圧力</div> <div>約15MPa〔gage〕</div> </div> <div> <div>使用箇所</div> <div>原子炉建屋地上4階</div> </div> </div> <div> <div>保管場所</div> <div>原子炉建屋地上4階</div> </div> </div>	<div> <div>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</div> <div> <div>個数</div> <div>1</div> </div> </div> <div> <div>(2) 高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 <div> <div>個数</div> <div>10（予備10）</div> </div> <div> <div>容量</div> <div>約47L／個</div> </div> <div> <div>充填圧力</div> <div>約15MPa〔gage〕</div> </div> </div> <div> <div>(3) 高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 <div> <div>個数</div> <div>6（予備6）</div> </div> <div> <div>容量</div> <div>約47L／個</div> </div> <div> <div>充填圧力</div> <div>約15MPa〔gage〕</div> </div> </div> </div></div>	

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
 緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	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>(3) 燃料取替用水タンク</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高压注入系 ・ 低压注入系 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高压時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・ 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 ・ 原子炉格納容器スプレイ設備 ・ 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 ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 ・ 火災防護設備 <div> <div>型</div> <div>式</div> <div>たて置円筒型</div> </div> <div> <div>基</div> <div>数</div> <div>1</div> </div> <div> <div>容</div> <div>量</div> <div>約 2, 100m³</div> </div> <div> <div>最高使用圧力</div> <div>大気圧</div> </div> <div> <div>最高使用温度</div> <div>95℃</div> </div> <div> <div>ほう素濃度</div> <div>3, 100ppm 以上</div> </div> <div> <div>材</div> <div>料</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> <div> <div>設 置 高 さ</div> <div>EL. 0. 0m</div> </div> <div> <div>距</div> <div>離</div> <div>約 70m（3号炉心より）</div> </div> </div> </div> <div> <div>(4) 電動補助給水ポンプ</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高压時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・ 給水設備 ・ 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>型</div> <div>式</div> <div>うず巻式</div> </div> <div> <div>台</div> <div>数</div> <div>2</div> </div> </div> </div>			

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目：第４６条】

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 ３／４号炉	柏崎刈羽原子力発電所 ６／７号炉	東海第二発電所	備考
<div>容量約140m³／h（1台当たり）</div> <div>揚程約950m</div> <div>電動機約650kW（1台当たり）</div> <div>本体材料合金鋼</div> <div>(5) タービン動補助給水ポンプ</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>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・給水設備</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>型式うず巻式（蒸気加減弁付）</div> <div>台数1</div> <div>容量約250m³／h</div> <div>揚程約950m</div> <div>本体材料合金鋼</div> <div>(6) 蒸気発生器</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div>・1次冷却設備（通常運転時等）</div> <div>・1次冷却設備（重大事故等時）</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>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・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>型式たて置U字管式熱交換器型</div> <div>基数4</div> <div>胴側最高使用圧力8.17MPa〔gage〕</div> <div>約8.8MPa〔gage〕（重大事故等時における使用時の値）</div> <div>管側最高使用圧力17.16MPa〔gage〕</div>			

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目：第46条】

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉		柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
約 18.9MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）				
1次冷却材流量	約 15,000t／h（1基当たり）			
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 6.03MPa [gage]			
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 277℃			
蒸気発生量（定格出力時）	約 1,690t／h（1基当たり）			
出口蒸気湿分	0.25wt％以下			
伝熱面積	約 4,870m ² （1基当たり）			
伝熱管				
本数	3,382（1基当たり）			
外径	約 22.2mm			
厚さ	約 1.3mm			
胴部外径				
上部	約 4.5m			
下部	約 3.4m			
全高	約 21m			
材料				
本体	低合金鋼及び低合金鍛鋼			
伝熱管	ニッケル・クロム・鉄合金			
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金			
水室肉盛り	ステンレス鋼			
(7) 復水タンク				
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高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備				
・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				
・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				
・2次系補給水設備				
・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				
・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				
・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備				
型式	たて置円筒型			
基数	1			

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目：第46条】

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

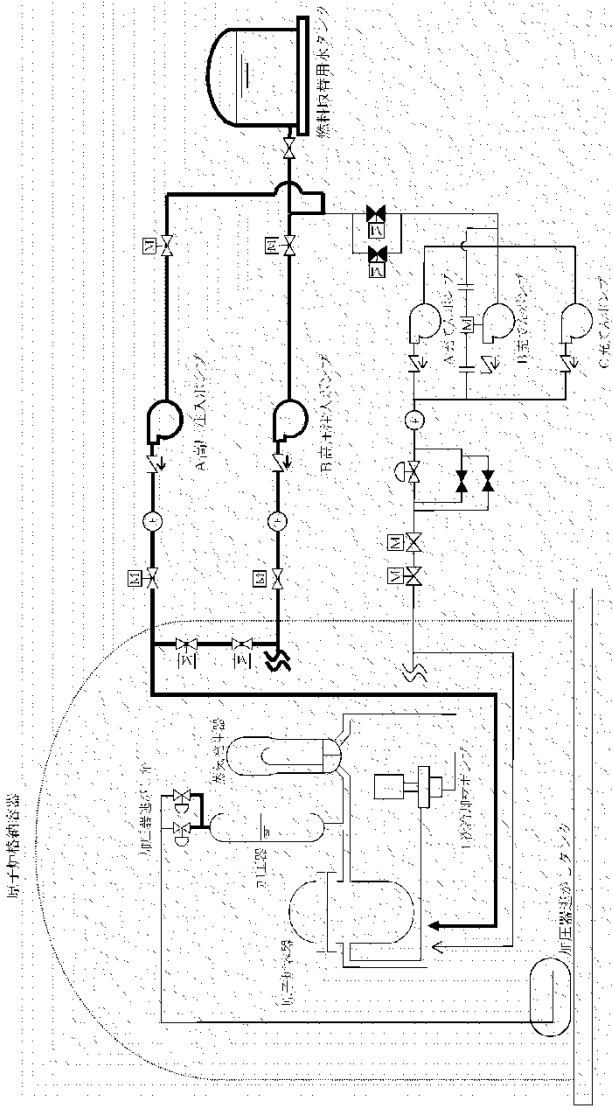
玄海原子力発電所 3／4号炉	柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<div>容量約1,200m³</div> <div>本体材料炭素鋼</div> <div>設置高さEL. +11.3m</div> <div>距離約40m（3号炉心より）</div> <div>(8) 主蒸気逃がし弁</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</div> <div>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</div> <div>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</div> <div>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</div> <div>・主蒸気系統設備</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>型式空気作動式</div> <div>個数4</div> <div>口径6B</div> <div>容量約177t／h（1個当たり）</div> <div>最高使用圧力8.17MPa〔gage〕</div> <div>約8.8MPa〔gage〕（重大事故等時における使用時の値）</div> <div>最高使用温度298℃</div> <div>約346℃（重大事故等時における使用時の値）</div> <div>本体材料炭素鋼</div> <div>(9) タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁</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>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</div> <div>・給水設備</div> <div>型式電気直流作動式</div> <div>個数2</div> <div>最高使用圧力8.17MPa〔gage〕</div> <div>約8.8MPa〔gage〕（重大事故等時における使用時の値）</div> <div>最高使用温度298℃</div>			

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
 緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	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> 約 346℃（重大事故等時における使用時の値） </div> <div> <div>本体材料</div> 炭素鋼 </div> </div> <div> <div>(10) 余熱除去ポンプ入口弁</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去設備 ・低圧注入系 ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 <div> <div>型 式</div> 手動式（専用の工具で遠隔操作可能） </div> <div> <div>個 数</div> 2 </div> <div> <div>最高使用圧力</div> 4. 5MPa [gage] </div> <div> <div>最高使用温度</div> 200℃ </div> <div> <div>本 体 材 料</div> ステンレス鋼 </div> </div> <div> <div>第 5. 5. 2 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（可搬型）の設備仕様</div> <div> <div>(1) 窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）</div> <div> <div>種 類</div> 鋼製容器 </div> <div> <div>個 数</div> 4（予備 2） </div> <div> <div>容 量</div> 約 46. 7ℓ（1 個当たり） </div> <div> <div>最高使用圧力</div> 14. 7MPa [gage] </div> <div> <div>供 給 圧 力</div> 0. 91MPa [gage]（減圧後圧力） </div> </div> <div> <div>(2) 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）（3 号及び 4 号炉共用）</div> <div> <div>型 式</div> 鉛蓄電池 </div> <div> <div>個 数</div> 4（予備 2） </div> <div> <div>容 量</div> 約 7. 2A・h（1 個当たり） </div> <div> <div>電 圧</div> 132V </div> </div> </div>			

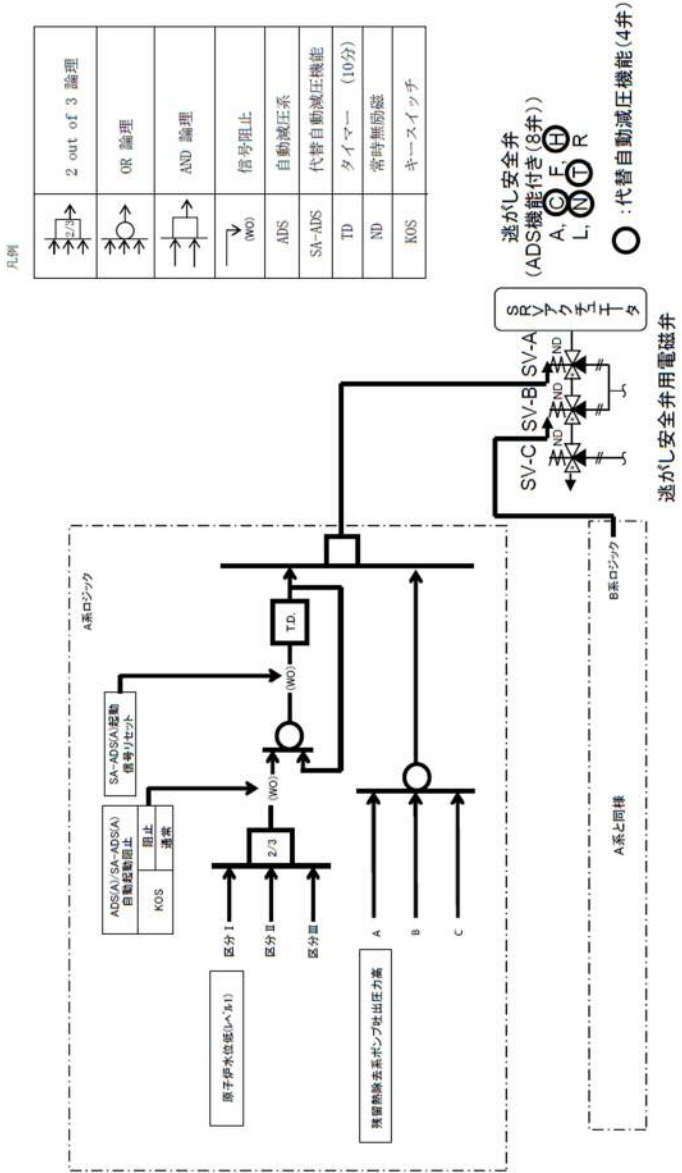
赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉



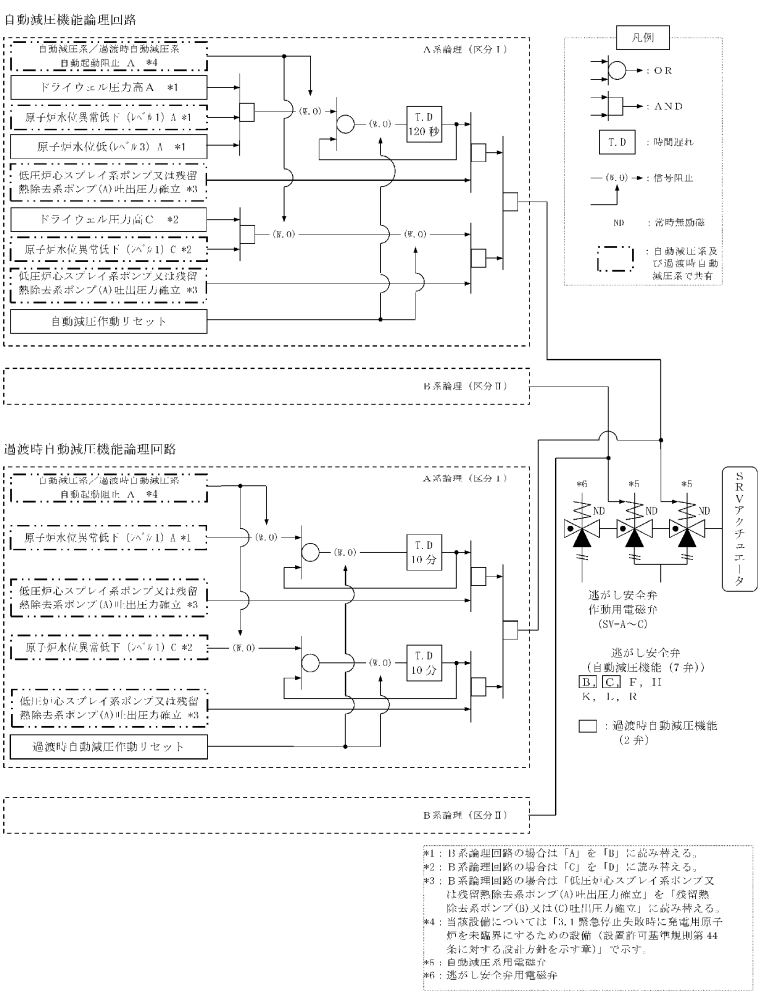
第 5.5.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (1)
(1 次系のフリードアップアンドブリード、1 次冷却系統の減圧)

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉



第 6.8-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備説明図 (原子炉減圧の自動化)

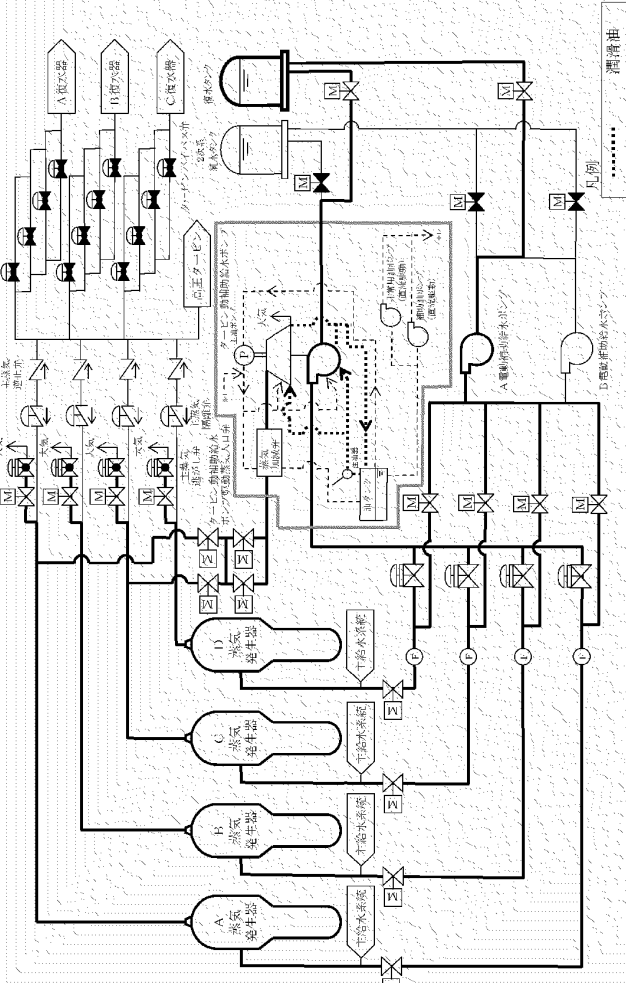
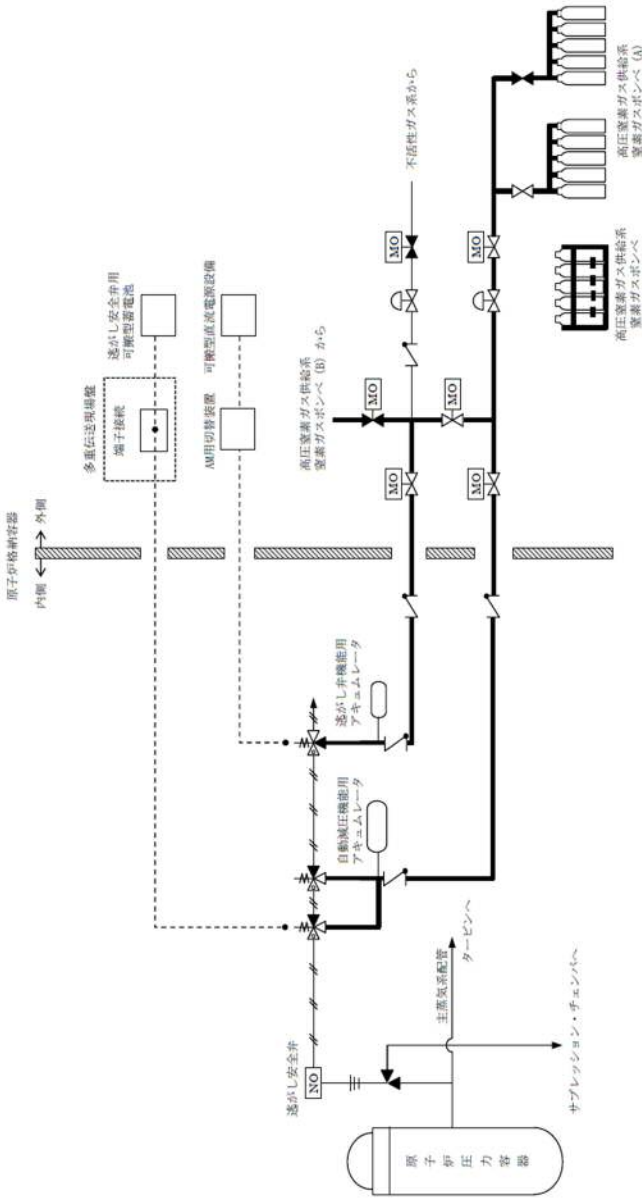
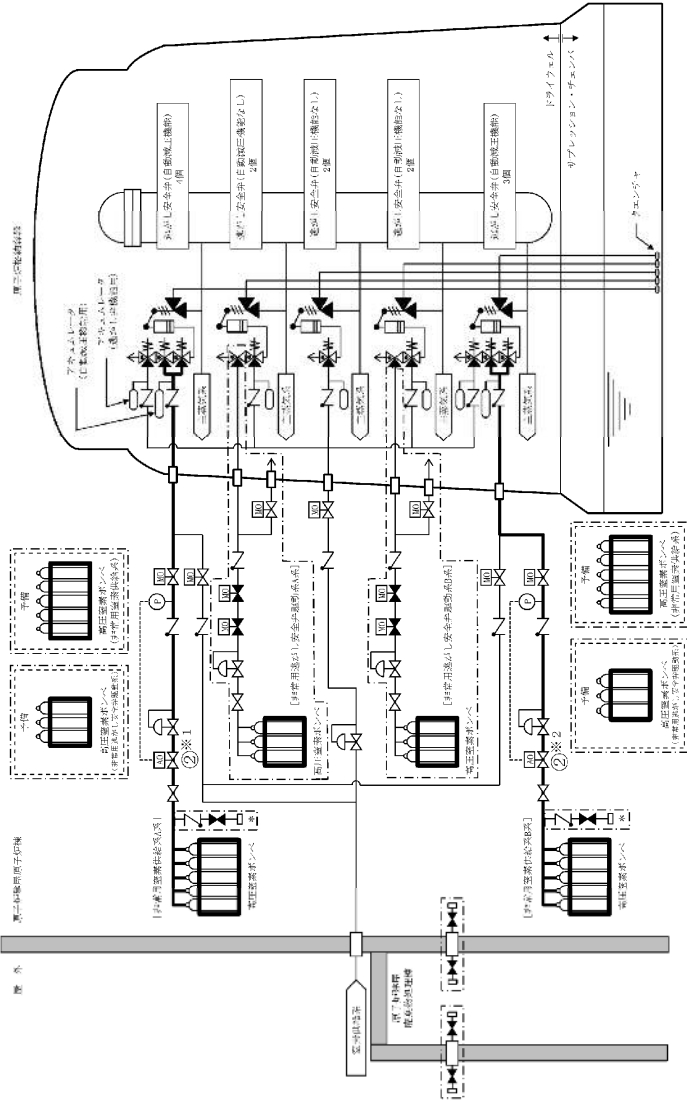
東海第二発電所



第 6.8-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (原子炉減圧の自動化)

備考

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	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5.5.2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図(2) (蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)、蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)、タービン動機補助給水ポンプの機能回復、電動補助給水ポンプの機能回復、主蒸気逃がし弁の機能回復、1次冷却系統の減圧)</p></div>	<div><p>第6.8-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧)</p></div>	<div><p>第6.8-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧)</p></div>	

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
 緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	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5.5.3図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図(3) (窒素ポンプによる加圧器遮断時の機能回復、可搬型バッテリーによる加圧器遮断時の機能回復)</p> </div>		<div> <p>第6.8-3図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概略図 (非常用遮断による原子炉減圧)</p> </div>	

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
 緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	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> <div> 第5.5.4図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図(4) </div> </div>			

赤文字：設備、運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
青文字：記載箇所又は記載内容等の相違（記載方針の相違）
緑文字：記載表現の修正、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

[illegible]

東海第二－玄海3／4号補足説明資料比較表

玄海3／4号	東二	東二	採用	要否理由・記載方針
		資料の有無	要否	
46条				
46-1 SA設備基準適合性 一覧表	46-1 SA設備基準適合性 一覧表	有	－	
46-2 配置図	46-2 単線結線図	－	－	
46-3 試験・検査説明資料	46-3 配置図	有	－	
46-4 系統図	46-4 系統図	有	－	
46-5 容量設定根拠	46-5 試験及び検査	有	－	
	46-6 容量設定根拠	有	－	
	46-7 接続図	－	－	
	46-8 保管場所図	－	－	
	46-9 アクセスルート図	－	－	
	46-10 その他設備	－	－	
	46-11 過渡時自動減圧機能について	－	－	
	46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について	－	－	
46-6 SAバウンダリ系統図(参考図)	(46-4 系統図に図示)	有	採	

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】

基準適合への対応状況

玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>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</p> <p>5.6.1 概 要</p> <p>原了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概略系統図を第5.6.1図から第5.6.16図に示す。</p> <p>5.6.2 設計方針</p>	<p>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</p> <p>5.9.1 概 要</p> <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，原子炉の冷却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>5.9.2 設計方針</p> <p>(1) 設計基準事故対処設備を使用した設備</p> <p>a. 設計基準事故対処設備による原子炉冷却</p> <p>原子炉の冷却等のための設備として設計基準事故対処設備の機能が喪失していない場合において，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設計基準事故対処設備を重大事故等対処設備（残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として使用する。</p> <p>(a) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水</p> <p>残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・プールによる原子炉冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水）として残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，サプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。</p> <p>サプレッション・プールを水源とした残留熱除去系ポンプは，残留熱除去系熱交換器を介して，サプレッション・プール水を冷却し，原子炉へ注水できる設計とする。</p> <p>海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは，非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ（5.4 残留熱除去系） ・残留熱除去系熱交換器（5.4 残留熱除去系） ・サプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備） ・残留熱除去系海水ポンプ（5.4 残留熱除去系） ・残留熱除去系海水ストレーナ（5.4 残留熱除去系） <p>その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機，原子炉圧力容器，非常用取水設備の貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水</p> <p>低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールによる原子炉の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として低</p>	<p>記載表現の相違（東二は「系統概要図」に統一）</p> <p>東二は、技術的能力に合わせ、まず、DBA 設備が健全な場合を先に記載する方針とする。先行 PWR の「5.6.2 d. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において発電用原子炉の冷却機能が喪失していない場合における発電用原子炉の冷却」に記載している。</p> <p>DB 設備が機能喪失していない場合の対応として、冷却と除熱に整理し追記した。</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div> <p> (1) 1次冷却材喪失事象が発生している場合に用いる設備 </p> <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，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以下の重大事 </p> </div> </div>	<div> <div> <p> 圧炉心スプレイ系ポンプ，サブレッション・プールを使用する。 サブレッション・プールを水源とした低圧炉心スプレイ系ポンプは，低圧炉心スプレイ系を介して原子炉へ注水できる設計とする。 具体的な設備は，以下のとおりとする。 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ ・サブレッション・プール ・残留熱除去系海水ポンプ (5.4 残留熱除去系) ・残留熱除去系海水ストレーナ (5.4 残留熱除去系) </p> <p> その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機，原子炉圧力容器，非常用取水設備の貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。 </p> <p> b. 設計基準事故対処設備による原子炉除熱 </p> <p> 原子炉運転停止中における原子炉冷却材喪失事故時に，設計基準事故対処設備の機能が喪失していない場合において，原子炉の崩壊熱を除去するための設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）を設ける。 </p> <p> (a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 </p> <p> 原子炉運転停止中における原子炉冷却材喪失事故時に，残留熱除去系ポンプによる残留熱除去機能が喪失していない場合において，原子炉の崩壊熱を除去するための重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）として残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。 残留熱除去系ポンプは，残留熱除去系熱交換器を介して，原子炉圧力容器内の冷却水を循環させることで，原子炉の除熱が可能な設計とする。 海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは，非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。 具体的な設備は，以下のとおりとする。 ・残留熱除去系ポンプ (5.4 残留熱除去系) ・残留熱除去系熱交換器 (5.4 残留熱除去系) ・残留熱除去系海水ポンプ (5.4 残留熱除去系) ・残留熱除去系海水ストレーナ (5.4 残留熱除去系) </p> <p> その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機，原子炉圧力容器，非常用取水設備の貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。 </p> </div> <div> <p> (2) 原子炉運転中の場合に用いる設備 </p> <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，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重大事故 </p> </div> </div>	<div> <p> 東二では、技術的能力に合わせ「原子炉運転中の場合に用いる設備」と記載している </p> </div>

玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>故防止設備(充てんポンプによる炉心注入，B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入，B格納容器スプレイポンプによる代替再循環，高圧注入ポンプによる高圧再循環，高圧注入ポンプによる炉心注入及びB高圧注入ポンプによる代替再循環)及び可搬型重大事故防止設備(可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入)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，常設重大事故防止設備(常設電動注入ポンプによる代替炉心注入及びB充てんポンプによる代替炉心注入)を設ける。</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 炉心注入</p> <p>i. 充てんポンプによる炉心注入</p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において，余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の重大事故防止設備(充てんポンプによる炉心注入)として，化学体積制御設備の充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。</p> <p>燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは，化学体積制御系統により炉心へ注水できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・充てんポンプ ・燃料取替用水タンク <p>化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(b) 代替炉心注入</p> <p>i. B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入</p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において，余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の重大事故防止設備(B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入)として，原子炉格納容器スプレイ設備のB格納容器スプレイポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。</p> <p>燃料取替用水タンクを水源としたB格納容器スプレイポンプは，格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインにより炉心へ注水できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・B格納容器スプレイポンプ 	<p>等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）を設ける。</p> <p>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，重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）を設ける。</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）による原子炉注水</p> <p>残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障により原子炉注水ができない場合の重大事等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）として常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。</p> <p>代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは，残留熱除去系C系を介して原子炉へ注水できる設計とする。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備） ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備） <p>その他，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>が、先行PWRでは、「1次冷却材喪失事象が発生している場合に用いる設備」と「1次冷却材喪失事象が発生していない場合に用いる設備」に分けてで表現している。</p> <p>設備の相違（技術的能力と整合）</p> <p>東二は新設の常設低圧代替注水ポンプと代替淡水貯槽を常設SA設備として整備した。先行PWR及び先行BWRは、既設の復水移送ポンプと復水貯蔵タンクを常設SA設備と整備している。</p> <p>具体的な設備は，まとめ資料のSA設備一覧の主要設備，水源及び電源を記載する（水源及び電源は当該条文では関連設備であるが，水源及び電源の条文で主要設備となる）。</p> <p>なお，新設SA設備の電源は，常設代替高圧電源装置から供給する。（非常用ディーゼル発電機からは供給しない）</p>

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>・燃料取替用水タンク</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備を構成するB格納容器スプレイ冷却器は，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p><u>ii. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入</u></p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において，余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備(常設電動注入ポンプによる代替炉心注入)として，常設電動注入ポンプ，非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク及び2次系補給水設備の復水タンクを使用する。</p> <p>燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプは，格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインにより炉心へ注水できる設計とする。常設電動注入ポンプは，ディーゼル発電機に加えて，代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・常設電動注入ポンプ・燃料取替用水タンク・復水タンク・大容量空冷式発電機(10.2 代替電源設備)・重大事故等対処用変圧器受電盤(10.2 代替電源設備)・重大事故等対処用変圧器盤(10.2 代替電源設備) <p>その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p><u>iii. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入</u></p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において，余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備(可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入)として，可搬型ディーゼル注入ポンプ，中間受槽，燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。</p> <p>中間受槽を水源とした可搬型ディーゼル注入ポンプは，格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインにより炉心へ注水できる設計とする。可搬型ディーゼル注入ポンプは，ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。</p> <p>可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料は，燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p>	<p>(b) <u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）</u></p> <p>残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事<u>等対処</u>設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）として可搬型代替注水大型ポンプ，代替淡水貯槽，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。</p> <p>代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，<u>東側接続口又は西側接続口にホースを接続し</u>，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系C系を介して原子炉へ注水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは，<u>空冷式の</u>ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。</p> <p><u>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となる水の供給設備である可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計</u></p>	<p>設備の相違（技術的能力と整合）</p> <p>東二は、新設S A設備として可搬型代替注水大型ポンプと第1水源である代替淡水貯槽を整備した。先行BWRは新設S A設備として可搬型代替注水ポンプを整備し、水源は、代替水源から供給できるとしている。</p>

玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型ディーゼル注入ポンプ(3号及び4号炉共用) 中間受槽(3号及び4号炉共用) 燃料油貯蔵タンク(重大事故等時のみ3号及び4号炉共用)(10.2 代替電源設備) タンクローリ（3号及び4号炉共用)(10.2 代替電源設備) </div> <div> <p>その他，設計基準事故対処設備である1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(c) 代替再循環</p> <p>i. B格納容器スプレイポンプによる代替再循環</p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において，余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備(B格納容器スプレイポンプによる代替再循環)として，原子炉格納容器スプレイ設備のB格納容器スプレイポンプ及びB格納容器スプレイ冷却器並びに格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。</p> <p>格納容器再循環サンプを水源としたB格納容器スプレイポンプは，B格納容器スプレイ冷却器を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは，高圧注入ポンプ，余熱除去ポンプ及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> B格納容器スプレイポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン B格納容器スプレイ冷却器 <p>その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(d) 再循環</p> <p>i. 高圧注入ポンプによる高圧再循環</p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において，余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備(高圧注入ポンプによる高圧再循環)として，非常用炉心冷却設備の高圧注入系の高圧注入ポンプ並びに格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。</p> <p>格納容器再循環サンプを水源とした高圧注入ポンプは，安全注入系統により再循環でき，原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは，高圧注入ポンプ，余熱除去ポンプ及び格納容器スプレイボンアの有効吸込水頭を確保できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧注入ポンプ </div> </div>	<div> <div> <p>とする。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプの燃料は，可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて補給が可能^な設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水大型ポンプ 代替淡水貯槽（9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備） 可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備） タンクローリ（10.2 代替電源設備） <p>その他，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。</p> </div> </div>	<div> <p>「〇〇より」は「〇〇から」で統一。「〇〇できる」は主に「〇〇可能」とするが，先行炉との整合も踏まえた記載とする。</p> <p>具体的な設備として記載する設備の考え方は常設と同様。燃料給油設備は電源で整理していることから記載する。</p> </div>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div> <div>・格納容器再循環サンプ</div> <div>・格納容器再循環サンプスクリーン</div> </div> <div> <p>その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p><u>(e) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合に用いる設備</u></p> <p><u>i. 高圧注入ポンプによる炉心注入</u></p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において，余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環運転又はB格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備(高圧注入ポンプによる炉心注入)として，非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。</p> <p>燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは，安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <div> <div>・高圧注入ポンプ</div> <div>・燃料取替用水タンク</div> </div> <p>その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p><u>ii. 充てんポンプによる炉心注入</u></p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において，余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環運転又はB格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備(充てんポンプによる炉心注入)は，「5.6.2(1)a.(a)i. 充てんポンプによる炉心注入」と同じである。</p> <p><u>iii. B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入</u></p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において，余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環運転又はB格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備(B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入)は，「5.6.2 (1)a.(b)i. B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入」と同じである。</p> <p><u>iv. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入</u></p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において，余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再</p> </div> </div>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>循環運転又は B 格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）は、「5. 6. 2　（1）a.（b）ii．　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。</p> <p><u>v.　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入</u></p> <p>　　運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環運転又は B 格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）は、「5. 6. 2（1）a.（b）iii．　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入」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><u>（a）　代替炉心注入</u></p> <p><u>i.　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入</u></p> <p>　　運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）として、常設電動注入ポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク及び 2 次系補給水設備の復水タンクを使用する。燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインにより炉心へ注水できる設計とする。常設電動注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。</p> <p>　　具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・常設電動注入ポンプ・燃料取替用水タンク・復水タンク・大容量空冷式発電機（10. 2　代替電源設備）・重大事故等対処用変圧器受電盤（10. 2　代替電源設備）・重大事故等対処用変圧器盤（10. 2　代替電源設備） <p>　　その他、設計基準事故対処設備である 1 次冷却設備の蒸気発生器、1 次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>ii.　B 充てんポンプによる代替炉心注入</p> <p>　　運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（B 充てんポンプによる代替炉心注入）として、化学体積制御設</p>	<p>b.　サポート系故障時に用いる設備</p> <p><u>（a）　残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水</u></p> <p>　　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残留熱除去系（低圧注水系）が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧）として常設代替高圧電源装置、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、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。なお、残留熱除去系海水系の機能喪失によるサポート系故障の場合は、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。</p> <p>　　サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系熱交換器を介してサブプレッション・プール水を冷却し、原子炉へ注水できる設計とする。</p> <p>　　海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて取水した海水を、ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。また、海を水源とした緊急用海水ポンプは、非常用取水設備である S A 用海水ピット、海水引込み管及び S A 用海水ピット取水塔を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。</p> <p>　　具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・残留熱除去系ポンプ（5. 4　残留熱除去系）・残留熱除去系熱交換器（5. 4　残留熱除去系）・サブプレッション・プール（9. 12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備）	<p>設備の相違（技術的能力と整合）</p> <p>具体的な設備は、まとめ資料の S A 設備一覧の主要設備、水源及び電源を記載する（水源及び電源は当該条文では関連設備であるが、</p>

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第47条】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>備のB充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。</p> <p>燃料取替用水タンクを水源とするB充てんポンプは，自己冷却ラインを用いることにより運転でき，炉心へ注水できる設計とする。B充てんポンプは，代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・B充てんポンプ ・燃料取替用水タンク ・大容量空冷式発電機(10.2 代替電源設備) <p>化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他，設計基準事故対処設備である1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する，</p> <p>iii. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入</p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備(可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入)は，「5.6.2(1)a.(b)iii. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。</p> <p>(b) 代替再循環</p> <p>i. B高圧注入ポンプによる代替再循環</p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備(B高圧注入ポンプによる代替再循環)として，非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系のB高圧注入ポンプ並びに移動式大容量ポンプ車，燃料油貯蔵タンク，タンクローリ，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。</p> <p>海を水源とする移動式大容量ポンプ車は，A,B海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続，又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続し，原子炉補機冷却水系統を介して，B高圧注入ポンプの補機冷却水系統へ海水を直接供給することで，代替補機冷却ができる設計とする。B高圧注入ポンプは，代替補機冷却を用いることで格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環ができ，原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは，高圧注入ポンプ，余熱除去ポンプ及び格納容器スプレィポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。B高圧注入ポンプは，代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車の燃料は，燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・B高圧注入ポンプ ・移動式大容量ポンプ車(3号及び4号炉共用) ・燃料油貯蔵タンク(重大事故等時のみ3号及び4号炉共用)(10.2 代替電源設備) 	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系海水ポンプ (5.4 残留熱除去系) ・残留熱除去系海水ストレーナ (5.4 残留熱除去系) ・緊急用海水ポンプ (5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) ・緊急用海水ストレーナ (5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) ・常設代替高圧電源装置 (10.2 代替電源設備) <p>その他，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器，非常用取水設備である貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水</p> <p>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原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備(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)として常設代替高圧電源装置，低圧炉心スプレイ系ポンプ，サブプレッション・プール，残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。なお，残留熱除去系海水系の機能喪失によるサポート系故障の場合は，緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。</p> <p>海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは，非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去し，冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。また，海を水源とした緊急用海水ポンプは，非常用取水設備であるS A用海水ピット，海水引込み管及びS A用海水ピット取水塔を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去し，冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧炉心スプレイ系ポンプ ・サブプレッション・プール (9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備) ・残留熱除去系海水ポンプ (5.4 残留熱除去系) ・残留熱除去系海水ストレーナ (5.4 残留熱除去系) ・緊急用海水ポンプ (5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) ・緊急用海水ストレーナ (5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) ・常設代替高圧電源装置 (10.2 代替電源設備) <p>その他，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器，非常用取水設備であるS A用海水ピット取水塔，海水引込み管，S A用海水ピット，貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>水源及び電源の条文で主要設備となる)。</p> <p>設備の相違（技術的能力と整合）</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div> <ul style="list-style-type: none"> ・タンクローリ（3号及び4号炉共用）(10.2 代替電源設備) ・格納容器再循環サンプ ・格納容器再循環サンプスクリーン ・大容量空冷式発電機(10.2 代替電源設備) </div> <div> 原子炉補機冷却海水設備を構成する A, B 海水ストレーナ及び原子炉補機冷却水設備を構成する A 原子炉補機冷却水冷却器は，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他，設計基準事故対処設備である 1 次冷却設備の蒸気発生器，1 次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器並びに非常用取水設備の取水口，取水管路及び取水ピットを重大事故等対処設備として使用する。 </div> </div> <div> <div>c. 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合に用いる設備</div> <div> 炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合，原子炉格納容器水張り(格納容器スプレイ)により残存溶融デブリを冷却し，原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備(格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ)を設ける。 </div> <div> <div>(a) 格納容器スプレイ</div> <div> 重大事故等対処設備(格納容器スプレイ)として，原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。 燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは，原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。 具体的な設備は，以下のとおりとする。 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレイポンプ ・燃料取替用水タンク 原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機及び原子炉格納施設の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> <div>(b) 代替格納容器スプレイ</div> <div> 重大事故等対処設備(代替格納容器スプレイ)として，常設電動注入ポンプ，非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク及び2次系補給水設備の復水タンクを使用する。 燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは，格納容器スプレイ系統を介して，原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。常設電動注入ポンプは，ディーゼル発電機に加えて，代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。 具体的な設備は，以下のとおりとする， </div> </div> </div> </div>	<div> <div>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</div> <div> 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残存する場合，原子炉圧力容器内へ注水することにより，残存する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設備として重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却，低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却及び代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）を設ける。 </div> <div> <div>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</div> <div> 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残存する場合の重大事故等対処設備（常設低圧代替注水系ポンプによる残存溶融炉心の冷却）は，「5.9.2(2) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。 </div> <div> <div>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）</div> <div> 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残存する場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却）は，「5.9.2(2) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」と同じである。 </div> <div> <div>(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却</div> <div> 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残存する場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）として代替循環冷却系ポンプ，サブプレッション・プール，残留熱除去系熱交換器（A）残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。なお，残留熱除去系海水系の機能喪失によるサポート系の故障の場合は，緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。 サブプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは，残留熱除去系熱交換器（A）によりサブプレッション・プール水を冷却し，残留熱除去系A系を介してサブプレッション・プール水を原子炉圧力容器内へ注水することにより残存溶融炉心を冷却できる設計とする。 海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは，非常用取水設備である貯留堰及び取水路を </div> </div> </div> </div></div>	<div> 表現の相違であり，設置目的は同じである。 </div> <div> 設備の相違（技術的能力と整合） </div> <div> 設備の相違（技術的能力と整合） </div> <div> 設備の相違（技術的能力と整合） </div>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div> <ul style="list-style-type: none"> ・常設電動注入ポンプ ・燃料取替用水タンク ・復水タンク ・大容量空冷式発電機(10.2 代替電源設備) ・重大事故等対処用変圧器受電盤(10.2 代替電源設備) ・重大事故等対処用変圧器盤(10.2 代替電源設備) </div> <div> その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機及び原子炉格納施設の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> <div> d. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において発電用原子炉の冷却機能が喪失していない場合における発電用原子炉の冷却 </div> <div> 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以下の重大事故等対処設備(余熱除去ポンプによる炉心注入及び余熱除去ポンプによる低圧再循環)を設ける。 </div> <div> (a) 余熱除去ポンプによる炉心注入 </div> <div> 運転中の1次冷却材喪失事象時において，余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクによる原子炉冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備(余熱除去ポンプによる炉心注入)として，非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系の余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。 </div> <div> 燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは，低圧注入系統により炉心へ注水できる設計とする。 </div>	<div> 通じて取水した海水を，ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器（A）に供給できる設計とする。また，海水を水源とした緊急用海水ポンプは，非常用取水設備であるS A用海水ピット，海水引込み管及びS A用海水ピット取水塔を通じて取水した海水を，ポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。 </div> <div> 残留熱除去系熱交換器（A）の冷却用海水は，緊急用海水系の緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプからの海水を使用する。 </div> <div> 代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。 </div> <div> 具体的な設備は，以下のとおりとする。 </div> <div> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系ポンプ ・残留熱除去系熱交換器（A）(5.4 残留熱除去系) ・サブプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備） ・残留熱除去系海水ポンプ (5.4 残留熱除去系) ・残留熱除去系海水ストレーナ（5.4 残留熱除去系） ・緊急用海水ポンプ (5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) ・緊急用海水ストレーナ (5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備） 代替循環冷却系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（A）を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備として設計する。その他，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器，非常用取水設備の貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。 </div>	<div> この系統では残留熱除去系ポンプ停止状態で流路の一部として使用する。 </div> <div> 東二は、技術的能力に合わせ、設計基準事故対処設備を使用する対応は、「5.9.2(1) 設計基準事故対処設備を使用した設備」に記載している。 </div>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p> 具体的な設備は，以下のとおりとする。 </p> <ul style="list-style-type: none"> 余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク <p> 非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系を構成する余熱除去冷却器は，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。 </p> <p> (b) 余熱除去ポンプによる低圧再循環 </p> <p> 運転中の1次冷却材喪失事象時において，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による原子炉冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備(余熱除去ポンプによる低圧再循環)として，非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器並びに格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。 </p> <p> 格納容器再循環サンプを水源とした余熱除去ポンプは，余熱除去冷却器を介して再循環ができる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは，高圧注入ポンプ，余熱除去ポンプ及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。 </p> <p> 具体的な設備は，以下のとおりとする。 </p> <ul style="list-style-type: none"> 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン <p> その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。 </p> <p> <u>(2) 1次冷却材喪失事象が発生していない場合に用いる設備</u> </p> <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，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以下の重大事故防止設備(蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)，蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)及び蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード)を設ける。 </p> <p> a. フロントライン系故障時に用いる設備 </p> <p> <u>(a) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)</u> </p> <p> 運転中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備(蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水))として，給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに2次系補給水設備の復水タンク並びに1次冷却設備の蒸気発生器を使用する。 </p> <p> 復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは，蒸気発生 </p>		

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>器へ給水し，主蒸気逃がし弁を開操作することで，2次冷却系からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。電動補助給水ポンプは，ディーゼル発電機から給電できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電動補助給水ポンプ ・タービン動補助給水ポンプ ・復水タンク ・蒸気発生器 <p>その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(b)　蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)</p> <p>運転中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備(蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出))として，主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。</p> <p>主蒸気逃がし弁を開操作することで2次冷却系からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし弁 <p>(c)　蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード</p> <p>運転中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備(蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード)として，給水設備の電動補助給水ポンプ，2次系補給水設備の復水タンク及び1次冷却設備の蒸気発生器を使用する。</p> <p>復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは，蒸気発生器へ給水することで，蒸気発生器2次側からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。電動補助給水ポンプは，ディーゼル発電機から給電できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電動補助給水ポンプ ・復水タンク ・蒸気発生器 <p>その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b,　サホート系故障時に用いる設備</p> <p>(a)　蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)</p> <p>運転中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備(蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水))として，給水設備のタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプ並びに2次系補給水設備の復水タンク並びに1次冷却設備の蒸気発生</p>		

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>器を使用する。</p> <p>復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは，蒸気発生器へ給水し，主蒸気逃がし弁を開操作することで，2次冷却系からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。電動補助給水ポンプは，代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 大容量空冷式発電機(10.2　代替電源設備) <p><u>(b)　蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)</u></p> <p>運転中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備(蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出))として，主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。</p> <p>主蒸気逃がし弁を開操作することで2次冷却系からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。また，主蒸気逃がし弁は，現場で人力による弁の操作ができる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし弁 <p><u>(c)　蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード</u></p> <p>運転中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備(蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード)として，給水設備の電動補助給水ポンプ，2次系補給水設備の復水タンク及び1次冷却設備の蒸気発生器を使用する。</p> <p>復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは，蒸気発生器へ給水することで，蒸気発生器2次側からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする，電動補助給水ポンプは，代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 電動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 大容量空冷式発電機(10.2　代替電源設備) <p><u>(3)　運転停止中の場合に用いる設備</u></p> <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，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以下の重大事故防止設備(充てんポンプによる炉心注入，B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入，B格納容器スプレイポンプによる代替再循環，高圧注入ポンプによる高圧再循環，高圧注</p>	<p>(3)　原子炉運転停止中の場合に用いる設備</p> <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，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，重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）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に，重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）</p>	<p>東二では、技術的能力に合わせ「原子炉運転停止中の場合に用いる設備」と記載しているが、先行PWRでは、「運転停止中の場合に用いる設備」で表現している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>入ポンプによる炉心注入，B 高圧注入ポンプによる代替再循環，蒸気発牛器 2 次側による炉心冷却(注水)，蒸気発牛器 2 次側による炉心冷却(蒸気放出)及び蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード)及び可搬型重大事故防止設備(可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入)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に，常設重大事故防止設備(常設電動注入ポンプによる代替炉心注入及び B 充てんポンプによる代替炉心注入)を設ける。</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p><u>(a) 炉心注入</u></p> <p><u>i. 充てんポンプによる炉心注入</u></p> <p>運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備(充てんポンプによる炉心注入)は，「5. 6. 2 (1)a. (a) i. 充てんポンプによる炉心注入」と同じである。</p> <p>ii. 高圧注入ポンプによる炉心注入</p> <p>運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備(高圧注入ポンプによる炉心注入)は，「5. 6. 2 (1)a. (e) i. 高圧注入ポンプによる炉心注入」と同じである。</p> <p><u>(b) 代替炉心注入</u></p> <p>i. B 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入</p> <p>運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備(B 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入)は，「5. 6. 2 (1)a. (b) i. B 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入」と同じである。</p> <p><u>ii. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入</u></p> <p>運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備(常設電動注入ポンプによる代替炉心注入)は，「5. 6. 2 (1)a. (b) li. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。</p> <p><u>iii. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入</u></p> <p>運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備(可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入)は，「5. 6. 2 (1)a. (b) lii. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。</p> <p><u>(c) 代替再循環</u></p> <p><u>i. B 格納容器スプレイポンプによる代替再循環</u></p> <p>運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備(B 格納容器スプレイポンプによる代替再循環)は，「5. 6. 2 (1)a, (c) i. B 格納容器スプレイポンプによる代替再循環」と同じである。</p>	<p>による原子炉注水) を設ける。</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p><u>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</u></p> <p>原子炉運転停止中において，残留熱除去系ポンプの故障等により残留熱除去系による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）は，「5. 9. 2 (2) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。</p> <p><u>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）</u></p> <p>原子炉運転停止中において，残留熱除去系ポンプの故障等により残留熱除去系による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）は，「5. 9. 2 (2) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」と同じである。</p>	<p>設備の相違（技術的能力と整合）</p> <p>設備の相違（技術的能力と整合）</p>

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>(d) 再循環</div> <div>i. 高圧注入ポンプによる高圧再循環</div> <p>運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備(高圧注入ポンプによる高圧再循環)は、「5.6.2 (1)a. (d) i. 高圧注入ポンプによる高圧再循環」と同じである。</p> <div>(e) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)</div> <p>運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備(蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水))は、「5.6.2 (2)a. (a) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)」と同じである。</p> <div>(f) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)</div> <p>運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備(蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出))は、「5.6.2 (2)a. (b) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)」と同じである。</p> <div>(g) 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード</div> <p>運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備(蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード)は、「5.6.2 (2)a. (c) 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」と同じである。</p> <div>b. サポート系故障時に用いる設備</div> <div>(a) 代替炉心注入</div> <div>i. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入</div> <p>運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備(常設電動注入ポンプによる代替炉心注入)は、「5.6.2 (1)b. (a) i. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。</p> <div>ii. B充てんポンプによる代替炉心注入</div> <p>運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備(B充てんポンプによる代替炉心注入)は、「5.6.2 (1)b. (a) i1. B充てんポンプによる代替炉心注入」と同じである。</p> <div>iii. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入</div> <p>運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備(可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入)は、「5.6.2(1)a. (b) iti. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。</p> <div>(b) 代替再循環</div> <div>i. B高圧注入ポンプによる代替再循環</div> <p>運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備(B高圧注入ポンプによる代替再循環)は、「5.6.2(1)b. (b) i. B高圧注入ポンプによる代替再循環」と同じである。</p>	<div>b. サポート系故障時に用いる設備</div> <div>(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱</div> <p>原子炉運転停止中において，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，残留熱除去系が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧）として常設代替高圧電源装置，残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。なお，残留熱除去海水系の機能喪失によるサポート系の故障の場合は，緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。</p> <p>残留熱除去系ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し，原子炉圧力容器内の水を，残留熱除去系熱交換器を介して注水することで，原子炉の除熱が可能な設計とする。</p> <p>残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)に使用する残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は，残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプから供給できる設計とする。</p> <p>海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは，非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。また，海を水源</p>	設備の相違（技術的能力と整合）

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>(c) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)</u></p> <p>運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備(蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水))は、「5.6.2(2)b.(a) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)」と同じである。</p> <p><u>(d) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)</u></p> <p>運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備(蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出))は、「5.6.2(2)b.(b) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)」と同じである。</p> <p><u>(e) 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード</u></p> <p>運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備(蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード)は、「5.6.2(2)b.(c)蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」同じである。</p> <p><u>(4) 熔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</u></p> <p>発電用原子炉の冷却機能が喪失し、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・防止することで原子炉格納容器の破損を防止する設備として以下の重大事故等対処設備(高圧注入ポンプによる炉心注入，余熱除去ポンプによる炉心注入，充てんポンプによる炉心注入，B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入，常設電動注入ポンプによる代替炉心注入及びB充てんポンプによる代替炉心注入)を設ける。</p> <p>a、 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に用いる設備</p> <p><u>(a) 炉心注入</u></p> <p><u>i. 高圧注入ポンプによる炉心注入</u></p> <p>重大事故等対処設備(高圧注入ポンプによる炉心注入)は、「5.6.2(1)a.(e)i. 高圧注入ポンプによる炉心注入」同じである。</p> <p>ii. 余熱除去ポンプによる炉心注入</p> <p>重大事故等対処設備(余熱除去ポンプによる炉心注入)として，非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系の余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。</p> <p>燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは，低圧注入系統により炉心へ注水できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去ポンプ ・燃料取替用水タンク <p>非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系を構成する余熱除去冷却器は，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>とした緊急用海水ポンプは，非常用取水設備であるS A用海水ピット，海水引込み管及びS A用海水ピット取水塔を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は，以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ (5.4 残留熱除去系) ・残留熱除去系熱交換器 (5.4 残留熱除去系) ・残留熱除去系海水ポンプ (5.4 残留熱除去系) ・残留熱除去系海水ストレーナ (5.4 残留熱除去系) ・緊急用海水ポンプ (5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) ・緊急用海水ストレーナ (5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) ・常設代替高圧電源装置 (10.2 代替電源設備) <p>その他，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器，非常用取水設備の貯留堰，取水路を重大事故等対処設備として使用する。</p>	

17

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<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>充てんポンプを使用した炉心注入は，化学体積制御設備の充てんポンプにより炉心注入することで，余熱除去ポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注入並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多重性を持つ設計とする，燃料取替用水タンクを水源とすることで格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した再循環並びに B 格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>充てんポンプは，原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置し，燃料取替用水タンクは，燃料取替用水タンク建屋内に設置する。</p> <p>これにより，余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ，余熱除去冷却器，原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁と位置的分散を図る設計とする，</p> <p>B 格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入は，格納容器スプレイ設備の B 格納容器スプレイポンプにより炉心注入することで，余熱除去ポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注入並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去に対して多重性を持つ設計とする。燃料取替用水タンクを水源とすることで格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した再循環並びに B 格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする，</p> <p>B 格納容器スプレイポンプは，原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプと壁で分離された部屋並びに余熱除去冷却器と異なる区画に設置し，燃料取替用水タンクは，燃料取替用水タンク建屋内に設置する。これにより，余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ，余熱除去冷却器，原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁と位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入は，大容量空冷式発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより，余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注入並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また，燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで，燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入並びに格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した再循環並びに B 格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>常設電動注入ポンプは，原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置し，燃料取替用水タンクは，燃料取替用水タンク建屋内に設置し，</p>	<p>故等時」に示す。</p> <p>5.9.2.1　多様性，独立性及び位置的分散</p> <p>基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉への注水</u>は，<u>常設代替高圧電源装置置場に設置する</u>常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより，<u>原子炉建屋付属棟に設置する</u>非常用ディーゼル発電機<u>から</u>給電する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用<u>する</u>原子炉への注水に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。また，代替淡水貯槽を水源とすることで，サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用<u>する</u>原子炉への注水に対して多様性を有<u>する</u>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，屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで，原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び<u>原子炉</u>格納容器内のサプレッション・プールに対して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は冷却水を不要（自然冷却）</u>とすることで，残留熱除去海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対し<u>て</u>多様性を有する設計とする。</p> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉への注水配管</u>は，代替淡水貯槽から残留熱除去系 C 系配管との合流点まで，残留熱除去系ポンプを使用する系統に対して<u>可能な限り多様性を</u>有する設計とする。</p>	<p>設備の相違（技術的能力と整合）</p> <p>外部サポート不要である自然冷却は外部サポートを要する設備に対し多様性を有する。</p>

玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>復水タンクは，原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁と異なる区画に設置する。</p> <p>これにより，余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ，格納容器再循環サンプ外隔離弁，余熱除去冷却器及び原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーンと位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した代替炉心注入は，可搬型ディーゼル注入ポンプを空冷式のディーゼル駆動とすることで，余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注入並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能並びに B 格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入ポンプによる代替炉心注入において使用する電動ポンプに対して，多様性を持った駆動源により駆動でき，ディーゼル発電機及び大容量空冷式発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。また，海水又は代替淡水源から補給できる中間受槽を水源とすることで，燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入並びに燃料取替用水タンクを水源とする B 格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入並びに格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した再循環並びに B 格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は，屋外に分散して保管することで，3号炉の原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ，余熱除去冷却器，B 格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入ポンプ並びに燃料取替用水タンク建屋内の燃料取替用水タンク並びに原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン並びに原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁，ディーゼル発電機及び復水タンク，並びに4号炉の原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ，燃料取替用水ピット，格納容器再循環サンプ外隔離弁，余熱除去冷却器，ディーゼル発電機，B 格納容器スプレイポンプ，常設電動注入ポンプ及び復水ピット並びに原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーンと位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型ディーゼル注入ポンプの接続口は，<u>原子炉周辺建屋内と原子炉補助建屋内に1箇所ずつ設置し，合計2箇所設置する設計とする。</u></p> <p>B 格納容器スプレイポンプ及びB 格納容器スプレイ冷却器を使用した代替再循環は，格納容器スプレイ設備の B 格納容器スプレイポンプ及び B 格納容器スプレイ冷却器により再循環できることで，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による再循環に対して多重性を持つ設計とする。</p> <p>B 格納容器スプレイポンプは，原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプと壁で分離された部屋及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置し，B 格納容器スプレイ冷却器は，原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプと異なる区画及び余熱除去冷却器と壁で分離された部屋に設置することで，位置的分散を図る設計とする。</p> <p>高圧注入ポンプを使用した高圧再循環は，安全注入系統により再循環できることで，余熱除</p>	<p><u>可搬型代替注水大型ポンプを使用する原子炉への注水</u>は，可搬型代替注水大型ポンプを<u>空冷式</u>のディーゼルエンジン駆動とすることで，電動<u>駆動</u>の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有する設計とする。また，代替淡水貯槽を水源とすることで，サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用<u>する</u>原子炉への注水に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>は，屋外の保管場所に分散して保管することで，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に対して位置的分散を図る設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプの接続口</u>は<u>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個所に設置する設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプを使用する原子炉への注水配管</u>は，代替淡水貯槽から残留熱除去系C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，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する系統に対して<u>可能な限り多様性を有する</u>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</u>は，代替循環冷却系ポンプの電源を常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機<u>から</u>給電する残留熱除去系ポンプを使用<u>する</u>原子炉の冷却に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。また，<u>代替循環冷却系ポンプは，冷却水を不要（自然冷却）</u>とすることで，残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。</p> <p><u>代替循環冷却系ポンプ</u>は，原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプと異なる区画の残留熱</p>	<p>記載方法の違い（先行BWRと記載を整合）</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>去ポンプ及び余熱除去冷却器による再循環に対して多重性を持つ設計とする、</p> <p>高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプと壁で分離された部屋及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した炉心注入は、燃料取替用水タンクを水源とすることで、格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した再循環並びに B 格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプと壁で分離された部屋及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置する。これにより、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁と位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替炉心注入時において B 充てんポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電することにより、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。</p> <p>代替炉心注入時において B 充てんポンプは、安全注入ラインを介さず、化学体積制御系統の充てんラインを用いて炉心に注入できることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入に対して多重性を持つ設計とする。</p> <p>また、B 充てんポンプの自己冷却は、B 充てんポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインにより B 充てんポンプを冷却でき、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して異なる冷却手段を用いることで多様性を持つ設計とする。</p> <p>B 充てんポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置する。これにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替再循環時において B 高圧注入ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車を使用する B 高圧注入ポンプの代替補機冷却は、移動式大容量ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで、電動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。また、海水ポンプ及び原了炉補機冷却水ポンプの電源であるディーゼル発電機に対して、多様性を持つ設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車は、3 号炉の原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプ、並びに 4 号炉の原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機及び原子炉補機冷却水ポンプ並びに屋外の海水ポンプと離れた位置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。</p>	<p>除去系熱交換器（A）室に設置することで、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替循環冷却系ポンプによる残存溶融炉心の冷却に使用する配管は、残留熱除去系熱交換器（A）の出口配管の分岐点から、残留熱除去系 A系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系ポンプ（A）を使用する系統に対して可能な限り多様性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却に使用する緊急用海水ポンプは、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系海水ポンプに対して多様性を有する設計とする。</p> <p>緊急用海水ポンプは、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で、屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。</p> <p>電源の多様性及び位置的分散については、「10.2　代替電源設備」に示す。</p>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>移動式大容量ポンプ車の接続口は，屋外に2箇所設置する設計とする。</p> <p>クラゲ等の海牛生物からの影響に対し移動式大容量ポンプ車は複数の取水箇所を選定できる設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク，蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却は，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して最終ヒートシンクの異なる冷却手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する電動補助給水ポンプは，ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用するタービン動補助給水ポンプは，蒸気駆動とすることにより，ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する主蒸気逃がし弁は，ハンドルを設けて手動操作とすることによりディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク及び主蒸気逃がし弁は，原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機と異なる区画に設置し，蒸気発生器は，原子炉格納容器内に設置する。これにより，ディーゼル発電機並びに原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と位置的分散を図る設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ，復水タンク及び蒸気発生器を使用した蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して最終ヒートシンクの異なる冷却手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードに使用する電動補助給水ポンプは，ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ及び復水タンクは，原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機と異なる区画に設置し，蒸気発生器は，原子炉格納容器内に設置する。これにより，ディーゼル発電機並びに原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設電動注入ポンプを使用する代替炉心注入配管は，燃料取替用水タンクを水源とする場合は燃料取替用水タンク出口配管の分岐点から安全注入配管との合流点まで，復水タンクを水源とする場合は復水タンクから安全注入配管との合流点までの系統について，高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。</p> <p>可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する代替炉心注入配管は，中間受槽から安全注入配管との合流点までの系統について，高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。</p> <p>B 充てんポンプを使用する代替炉心注入配管は，B 充てんポンプから1次冷却設備までの系統について，高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する系統に対して独立した設計とす</p>		

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>る。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。</p> <p>熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止において、代替炉心注入に用いるB充てんポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、B充てんポンプの自己冷却は、B充てんポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインによりB充てんポンプを冷却でき、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して異なる冷却手段を用いることで多様性を持つ設計とする。</p> <p>B充てんポンプは、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置する、これにより、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプも含めて、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止において、代替炉心注入に用いる常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機iに対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。</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」にて記載する。</p> <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><u>充てんポンプによる炉心注入に使用する充てんポンプ、燃料取替用水タンク及び再生熱交換器</u>は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入に使用するB格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及びB格納容器スプレイ冷却器は、弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>常設電動注入ポンプによる代替炉心注入に使用する常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクは、弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常時に燃料取替用水タンクと復水タンクをディスタンスピースで分離する設計とする。</p> <p>可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入に使用する可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として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、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、設置場所において固縛等によって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>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><u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に使用する常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽</u>は、<u>通常待機時は隔離弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に</u>弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽</u>は、通常待機時は接続先の系統と分離された状態で保管すること及び重大事故等時に<u>接続、弁操作等により</u>重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>は、設置場所において輪止め又は車両転倒防止装置により固定することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水に使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及びサプレッション・プール</u>は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱に使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプ</u>は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、<u>他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>。</p> <p>設備の相違（技術的能力と整合）</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p> B格納容器スプレイポンプによる代替再循環に使用するB格納容器スプレイポンプ，格納容器再循環サンプ，格納容器再循環サンプスクリーン及びB格納容器スプレイ冷却器は，弁操作等によって，設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 </p> <p> 高圧注入ポンプによる高圧再循環に使用する高圧注入ポンプ，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 </p> <p> 高圧注入ポンプによる炉心注入に使用する高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 </p> <p> B充てんポンプによる代替炉心注入に使用するB充てんポンプ，燃料取替用水タンク及び再生熱交換器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする uB 充てんポンプの自己冷却ラインについては，弁操作等によって，設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 また，放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため，通常時に化学体積制御系統と原子炉補機冷却水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。 </p> <p> B高圧注入ポンプによる代替再循環に使用するB高圧注入ポンプ，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 B高圧注入ポンプによる代替再循環に使用する移動式大容量ポンプ車は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として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。 B高圧注入ポンプによる代替再循環に使用するA，B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器は，弁操作等によって，設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 また，移動式大容量ポンプ車より供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため，通常時に原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をディスタンスヒース及び可搬型ホースで分離する設計とする。 さらに，移動式大容量ポンプ車は，設置場所において車輪止めによって固定することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 </p> <p> 格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ，燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 </p> <p> 代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプ，燃料取替用水タンク及び復水タンクは，弁操作等によって，設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 また，放射性物質 </p>	<p> <u>低圧炉心スプレイ系による原子炉注水に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去海水ポンプ及びサブプレッション・プール</u>は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで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及び緊急用海水ポンプ</u>は，通常待機時は隔離弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 </p>	

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>を含む系統と含まない系統を区分するため、通常時に燃料取替用水タンクと復水タンクをディスタンススペースで分離する設計とする。</p> <p>余熱除去ポンプによる炉心注入に使用する余熱除去ポンプ，燃料取替用水タンク及び余熱除去冷却器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>余熱除去ポンプによる低圧再循環に使用する余熱除去ポンプ，余熱除去冷却器，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする，蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)に使用する電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク及び蒸気発生器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)に使用する主蒸気逃がし弁は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードに使用する電動補助給水ポンプ，復水タンク及び蒸気発生器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>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><u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水として使用する常設低圧代替注水系ポンプ</u>は，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に必要な原子炉注水量に対してポンプ2個の運転により十分な流量を確保する設計とする。</p> <p><u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水として使用する可搬型代替注水大型ポンプ</u>は，重大事故等時において注水に必要な容量を有するものを1個と水の移送設備に必要な容量を有するものを1個と同時に使用するために1セット2個使用する。保有数は，2セットで4個と，故障時及び保守点検による待機除外時の予備として2個の合計6個を保管する。予備については，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。</p> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ</u>は，他系統への注水と同時に使用する場合でも，各々の必要流量が確保可能な設計とする。</p> <p><u>残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）による原子炉注水及び原子炉除熱として使用する残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器</u>は，設計基準事故時の非常用炉心冷却機能及び残留熱除去機能を兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が，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に必要な原子炉注水量及び伝熱容量に対して十分であるため，設計基準事故対処</p>	<p>設備の相違（技術的能力と整合）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>代替炉心注入、蒸気発生器2次側による炉心冷却、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード及び代替格納容器スプレイとして使用する復水タンク</u>は、炉心への注水量、蒸気発生器への給水量及び原子炉格納容器への注水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分なタンク容量を有する設計とする。</p> <p><u>可搬型ディーゼル注入ポンプ</u>は、重大事故等時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却と併せることにより、炉心注入として原子炉冷却に必要なポンプ流量を確保できる容量を有するものを3号炉、4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は3号炉、4号炉それぞれで2セット2台、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6台(3号及び4号炉共用)を保管する。</p> <p><u>中間受槽</u>は、重大事故等時において、炉心への注水量に対し、淡水又は海水を補給することにより水源を確保できる容量を有するものを3号炉、4号炉それぞれで1セット1個使用する。保有数は、3号炉、4号炉それぞれで2セット2個、保守点検は目視点検であり、保守点検巾でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1個の合計5個(3号及び4号炉共用)を保管する。</p> <p><u>中間受槽</u>は、上記を含む複数の機能に必要な容量を合わせた容量とすることから「9.11　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>代替再循環として使用するB格納容器スプレイポンプ及びB格納容器スプレイ冷却器は、設計基準事故時の格納容器スプレイ再循環機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対してト分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p><u>再循環又は代替再循環として使用する格納容器再循環サンブ及び格納容器再循環サンブスクリーン</u>は、設計基準事故時の水源として原子炉格納容器内に溜まった水を各ポンプへ供給する槽及びろ過装置としての機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、再循環及び代替再循環時の水源として必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する、</p> <p><u>再循環による炉心注入として使用する高圧注入ポンプ</u>は、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として原子炉格納容器内に溜まった水を1次系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p><u>炉心注入として使用する高圧注入ポンプ</u>は、設計基準事故時の高圧注入系としてほう酸水を1次系に注入する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、炉心崩壊熱により加熱された　1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p><u>代替炉心注入として使用するB充てんポンプ</u>は、設計基準事故時の化学体積制御設備として</p>	<p>設備と同仕様で設計する。</p> <p><u>低圧炉心スプレイ系による原子炉注水として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプ</u>は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、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に必要な原子炉注水量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水として使用するサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、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に必要な原子炉注水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>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却として使用する代替循環冷却系ポンプは、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流量を確保する設計とする。</p>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p> ほう酸水を1次系に注水する設備と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の注入流量が，蒸気発生器2次側による炉心冷却と併せることにより，炉心崩壊熱に見合った注入流量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する， </p> <p> 代替再循環による炉心注入として使用するB 高压注入ポンプは，設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として原子炉格納容器内に溜まった水を1次系に注水する設備と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が，炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。 </p> <p> 移動式大容量ポンプ車は，重大事故等時において，代替補機冷却として使用し，3号炉及び4号炉で同時使用した場合に必要なポンプ流量を有するものを1セット1台使用する。保有数は，3号炉及び4号炉で2セット2台，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(3号及び4号炉共用)を保管する。 </p> <p> 原子炉格納容器水張りにより残存熔融デブリを冷却するために使用する格納容器スプレイポンプは，設計基準事故時の格納容器スプレイ機能と兼用しており，設計基準事故時に使用するポンプ流量が，炉心が熔融した場合の残存熔融デブリを冷却するために必要なポンプ流量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。 </p> <p> 格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイとして使用する燃料取替用水タンクは，炉心及び原子炉格納容器への注水量に対し，復水タンクを介して淡水又は海水を補給するまでの間，水源を確保できるト分なタンク容量を有する設計とする。 </p> <p> 残存熔融デブリを冷却するために原子炉格納容器水張りとして使用する常設電動注入ポンプは，炉心の著しい損傷，熔融が発生した場合に原子炉容器の残存熔融デブリを冷却するために必要なポンプ流量に対して十分な容量を有する設計とする。 </p> <p> 使用可能である場合に炉心注入として使用する余熱除去ポンプは，設計基準事故時に1次系にほう酸水を注入する設備と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が，炉心崩壊熱により加熱された　1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。 </p> <p> 使用可能である場合に低圧再循環として使用する余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は，設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として原子炉格納容器内に溜まった水を　1次系に注水する設備と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が，炉心崩壊熱により加熱された　1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。 </p> <p> 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)並びに蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)として使用する電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は，設計基準事故時の蒸気発生器2次側による冷却機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量，伝熱容量及び弁放出流量が，炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量，伝熱容量及び弁放出流量に対して十分であるた </p>		

玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>め，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードとして使用する電動補助給水ポンプ及び蒸気発生器は，設計基準事故時の蒸気発生器 2 次側による冷却機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が，炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注入として使用する高圧注入ポンプは，設計基準事故時の高圧注入系としてほう酸水を 1 次系に注水する機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が，炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要なポンプ流量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注入として使用する余熱除去ポンプは，設計基準事故時の低圧注入系として 1 次系にほう酸水を注水する設備と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が，炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要なポンプ流量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注入として使用する充てんポンプは，設計基準事故時の化学体積制御設備としてほう酸水を 1 次系に注水する設備と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が，炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要なポンプ流量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するための代替炉心注入として使用する B 格納容器スプレイポンプは，設計基準事故時の格納容器スプレイ機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が，炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要なポンプ流量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するために代替炉心注入として使用する常設電動注入ポンプは，炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要なポンプ流量に対して十分な容量を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するための代替炉心注入として使用する B 充てんポンプは，設計基準事故時の化学体積制御設備としてほう酸水を 1 次系に注水する設備と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が，炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要なポンプ流量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>		
<p>5.6.2.4　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>5.9.2.4　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>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>充てんポンプ及び高圧注入ポンプ</u>は，原子炉補助建屋内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また，<u>インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため</u>，これらの環境影響を受けない区画に設置するか又はこれらの事象が発生した場合の環境条件の変化を考慮した設計とする。</p> <p><u>充てんポンプ及び高圧注入ポンプの操作</u>は中央制御室で可能な設計とする，燃料取替用水タンクは，燃料取替用水タンク建屋内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また，インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため，これらの環境影響を受けない区画に設置する設計とする。</p> <p><u>再生熱交換器，格納容器再循環サンプ，格納容器再循環サンプスクリーン及び蒸気発生器は</u>，原子炉格納容器内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは，淡水だけでなく海水も使用することから海水影響を考慮した設計とするとともに，再循環時における保温材等のデブリの影響を考慮し，閉塞しない設計とする。</p> <p><u>格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器</u>は，原子炉補助建屋内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また，B 格納容器スプレイポンプ及び B 格納容器スプレイ冷却器については，蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため，その環境影響を受けない区画に設置する設計とする。</p> <p><u>格納容器スプレイポンプの操作</u>は中央制御室で可能な設計とする。</p> <p><u>常設電動注入ポンプ，A 原子炉補機冷却水冷却器，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器</u>は，原子炉補助建屋内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする，</p> <p><u>常設電動注入ポンプの操作</u>は中央制御室及び設置場所と異なる区画で可能な設計とする。余熱除去ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。</p> <p><u>復水タンク，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁</u>は，原子炉周辺建屋内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また，<u>インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備</u>であるため，これらの環境影響を受けない区画に設置するか又はこれらの事象が発生した場合の環境条件の変化を考慮した設計とする。</p> <p><u>電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの操作</u>は中央制御室で可能な設計とする。主蒸気逃がし弁の操作は中央制御室で可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型ディーゼル注入ポンプ，中間受槽及び移動式大容量ポンプ車</u>は，屋外に保管及び設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。</p> <p><u>充てんポンプ，燃料取替用水タンク，再生熱交換器，格納容器スプレイポンプ，格納容器ス</u></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，常設低圧代替注水系格納槽内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプは，中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプは，屋外に保管し，重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプは</u>，設置場所で操作が可能な設計とする。</p> <p>残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・プールは，原子炉建屋原子炉棟内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプは，中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水ポンプは，屋外に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水ポンプは，中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は，淡水だけでなく海水も使用することから，海水の影響を考慮した設計とする。</p> <p>残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは，常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ及び残留熱除去系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。</p> <p>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，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>代替循環冷却系ポンプは，中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>緊急用海水ポンプは，緊急用海水ポンプピット内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>緊急用海水ポンプは，常時海水を通水することから耐腐食性材料を使用する。また，緊急用海水ポンプにより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。</p> <p>緊急用海水ポンプは，中央制御室から操作が可能な設計とする。</p>	<p>設備の相違（技術的能力と整合）</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p> <u>ブレイ冷却器，常設電動注入ポンプ，復水タンク，可搬型ディーゼル注入ポンプ，中間受槽，高圧注入ポンプ，余熱除去ポンプ，余熱除去冷却器，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ及び蒸気発生器</u>は，淡水だけでなく海水も使用することから，海水の影響を考慮した設計とする。 </p> <p> <u>移動式大容量ポンプ車</u>は，使用時に海水を通水するため，海水影響を考慮した設計とし，海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。 </p> <p> <u>A, B海水ストレーナ</u>は，屋外に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 </p> <p> <u>A, B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器</u>は，常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する設計とする。 </p> <p> 5.6.2.5　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・検査性について」に示す。 </p> <p> <u>充てんポンプ，燃料取替用水タンク及び再生熱交換器を使用した充てんポンプによる炉心注入を行う系統</u>は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。充てんポンプは，中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。 </p> <p> <u>B格納容器スプレイポンプ，燃料取替用水タンク及びB格納容器スプレイ冷却器を使用したB格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入を行う系統</u>は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えてできる設計とする。B格納容器スプレイポンプは，中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。 </p> <p> <u>常設電動注入ポンプ，燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した常設電動注入ポンプによる代替炉心注入を行う系統</u>は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えてできる設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替作業については，一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。常設電動注入ポンプは，中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作及び現場の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。 </p> <p> <u>可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽を使用した可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う系統</u>は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えてできる設計とする。 </p> <p> <u>可搬型ディーゼル注入ポンプ</u>は，車両として移動可能な設計とするとともに，車輪止めを積載し，設置場所にて固定できる設計とする。 </p> <p> <u>可搬型ディーゼル注入ポンプの接続口</u>との接続はフランジ接続とし，一般的に使用される工具を用いて可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は，3号炉及び4号炉とも同一形状の設計とするとともに同一ポンプを接続する配管は同口径のフランジ接続とする，可搬型ディーゼル注入ポンプは，付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。 </p>	<p> 5.9.2.5　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・検査性について」に示す。 </p> <p> <u>常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行う系統</u>は，重大事故等時において，通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに系統構成可能な設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは，中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。 </p> <p> 可搬型代替注水大型ポンプを使用する原子炉への注水を行う系統は，重大事故等時において，通常待機時の系統から接続，弁操作等にて速やかに系統構成可能な設計とする。 </p> <p> 可搬型代替注水大型ポンプは，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて車両転倒防止装置又は車載の輪止めにより固定できる設計とする。 </p> <p> 可搬型代替注水大型ポンプと東側接続口，西側接続口，高所東側接続口及び高所西側接続口との接続は，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とする。ホースの接続については，接続方式及びホース口径の統一により確実に接続できる設計とする。 </p> <p> 可搬型代替注水大型ポンプは，ポンプ付属のスイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。 </p> <p> 残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，残留熱除去系海水ポンプ及びサプレッション・プールを使用する残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行う系統は，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。 </p> <p> 残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは，中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。 </p> <p> 残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱を行う系統は，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。 </p>	<p> 設備の相違（技術的能力と整合）。 </p>

玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>中間受槽は、車両等により運搬ができる設計とするとともに、設置場所にて固縛により固定できる設計とする。中間受槽は、一般的に使用される工具を用いて確実に組み立てられる設計とする。</p> <p><u>B 格納容器スプレイポンプ、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン及びB 格納容器スプレイ冷却器を使用した B 格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う系統</u>は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替える設計とする。</p> <p><u>高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用した高圧注入ポンプによる高圧再循環を行う系統</u>は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p><u>高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した高圧注入ポンプによる炉心注入を行う系統</u>は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p><u>B 充てんポンプの自己冷却ライン、B 充てんポンプ、燃料取替用水タンク及び再生熱交換器を使用した B 充てんポンプによる代替炉心注入を行う系統</u>は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替える設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。</p> <p><u>B 高圧注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、A、B 海水ストレーナ及び A 原子炉補機冷却水冷却器を使用した B 高圧注入ポンプによる代替再循環を行う系統</u>は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替える設計とする。代替補機冷却への切替えに伴うディスタンスピースの取替作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを積載し、設置場所にて固定できる設計とする。</p> <p>代替補機冷却に使用する移動式大容量ポンプ車と A、B 海水ストレーナブロー配管及び海水母管戻り配管側フランジとの接続口についてはフランジ接続とし、嵌合構造により可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一形状の設計とする。A、B 海水ストレーナブロー配管及び海水母管戻り配管側フランジは、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。</p> <p><u>B 高圧注入ポンプ冷却水戻り配管と B 原子炉補機冷却水冷却器海水出口配管との接続口</u>についてはフランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一形状の設計とする。移動式大容量ポンプ車は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。</p> <p><u>格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器を使用した残存</u></p>	<p>残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p>低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する低圧炉心スプレイ系による原子炉注水を行う系統は、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利用できる設計とする。</p> <p>低圧炉心スプレイ系ポンプは、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p>代替循環冷却系ポンプ、緊急用海水ポンプ（又は残留熱除去系海水ポンプ）及びサブプレッション・プールを使用する代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却を行う系統は、重大事故等時において、通常待機時の状態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。</p> <p>代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。</p>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>溶融デブリを冷却するために格納容器スプレイを行う系統</u>は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。格納容器スプレイポンプは，中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p><u>常設電動注入ポンプ，燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した残存溶融デブリを冷却するために代替格納容器スプレイを行う系統</u>は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えできる設計とする。</p> <p>また，重大事故等時の代替炉心注入から代替格納容器スプレイへの切替えについても，弁操作等にて速やかに切替えできる設計とする。</p> <p><u>余熱除去ポンプ，燃料取替用水タンク及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去ポンプによる炉心注入を行う系統</u>は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。余熱除去ポンプは，中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする，</p> <p><u>余熱除去ポンプ，余熱除去冷却器，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用した余熱除去ポンプによる低圧再循環を行う系統</u>は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p><u>電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク及び蒸気発生器を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)を行う系統</u>は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは，中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p><u>主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)を行う系統</u>は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。主蒸気逃がし弁は，中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。また，現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け，現場で人力により確実に操作できる設計とする。</p> <p><u>電動補助給水ポンプ，復水タンク及び蒸気発生器を使用した蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う系統</u>は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p>		
<p>5.6.3　主要設備及び仕様</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主要設備及び仕様を第5.6.1表及び第5.6.2表に示す。</p>	<p>5.9.3　主要設備及び仕様</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主要設備及び仕様を第5.9－1表及び第5.9－2表に示す。</p>	

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>5.6.4 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・検査性について」に示す。</div> <div>充てんポンプによる炉心注入に使用する充てんポンプ，燃料取替用水タンク及び再生熱交換器は，他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</div> <div>充てんポンプは，分解が可能な設計とする。</div> <div>燃料取替用水タンクは，ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。</div> <div>再生熱交換器は，応力腐食割れ対策，伝熱管の摩耗対策により健全性が確保でき，開放が不要な設計であることから，外観の確認が可能な設計とする。</div> <div>B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入に使用するB格納容器スプレイポンプ，燃料取替用水タンク及びB格納容器スプレイ冷却器は，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。</div> <div>B格納容器スプレイポンプは，分解が可能な設計とする。B格納容器スプレイ冷却器は，内部の確認が可能なように，フランジを設ける設計とする。また，伝熱管の非破壊検査が可能なように，試験装置を設置できる設計とする。</div> <div>常設電動注入ポンプによる代替炉心注入に使用する常設電動注入ポンプ，燃料取替用水タンク及び復水タンクは，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。また，試験系統に含まれない系統については，悪影響防止のため，放射性物質を含む系統と，含まない系統とを個別に通水及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</div> <div>常設電動注入ポンプは，分解が可能な設計とする。</div> <div>復水タンクは，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。</div> <div>可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入に使用する</div> <div>可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は，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。</div> <div>可搬型ディーゼル注入ポンプは，ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。また，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>中間受槽は，組立て及び水張りが可能な設計とする，</div> <div>B格納容器スプレイポンプによる代替再循環に使用するB格納容器スプレイポンプ，格納容器再循環サンプ，格納容器再循環サンプスクリーン及びB格納容器スプレイ冷却器は，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを含まない循環ラインを用いて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。</div> <div>格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは，外観の確認が可能な設計とする。</div> <div>高圧注入ポンプによる高圧再循環に使用する高圧注入ポンプ，格納容器再循環サンプ及び格</div>	<div>5.9.4 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・検査性について」に示す。</div> <div>低圧代替注水系（常設）に使用する常設低圧代替注水系ポンプは，原子炉の運転中又は停止中に他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</div> <div>常設低圧代替注水系ポンプは，原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</div> <div>代替淡水貯槽は，原子炉の停止中に内部の確認が可能なようにハッチ等を設ける設計とする。</div> <div>代替淡水貯槽は，原子炉の運転中に有効水量の確認が可能な設計とする。</div> <div>サブプレッション・プールは，原子炉の運転中に有効水量の確認が可能な設計とする。</div> <div>サブプレッション・プールは，原子炉の停止中に機能・検査として漏えい率試験及び外観の確認が可能な設計とする。</div> <div>低圧代替注水系（可搬型）に使用する可搬型代替注水大型ポンプは，原子炉の運転中又は停止中に他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</div> <div>可搬型代替注水大型ポンプは，原子炉の運転中又は停止中にポンプの分解又は取替が可能な設計とする。</div> <div>可搬型代替注水大型ポンプは，原子炉の運転中又は停止中に車両として走行確認及び外観の確認が可能な設計とする。</div> <div>残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）に使用する残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは，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。</div> <div>残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは，分解が可能な設計とする。</div> <div>低圧炉心スプレイ系に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプは，原子炉の運転中又は停止中に他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</div> <div>低圧炉心スプレイ系ポンプは，原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</div> <div>代替循環冷却系に使用する代替循環冷却系ポンプは，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。</div> <div>代替循環冷却系ポンプは，原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</div> <div>緊急用海水系に使用する緊急用海水ポンプは，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。</div> <div>緊急用海水ポンプは，原子炉の運転中又は停止中に分解が可能な設計とする。</div>	<div>東二の記載方針として、検査実施時期を記載する</div>

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>納容器再循環サンプスクリーンは，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを含まない循環ラインを用いて他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>高圧注入ポンプは，分解が可能な設計とする，</p> <p>高圧注入ポンプによる炉心注入に使用する高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは，他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>B 充てんポンプによる代替炉心注入に使用する B 充てんポンプ，燃料取替用水タンク及び再生熱交換器は，他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>B 高圧注入ポンプによる代替再循環に使用する B 高圧注入ポンプ，移動式大容量ポンプ車，格納容器再循環サンプ，格納容器再循環サンプスクリーン，A, B 海水ストレーナ及び A 原子炉補機冷却水冷却器は，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを含まない循環ラインを用いて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。また，試験系統に含まない系統については，悪影響防止のため，海水を含む原子炉補機冷却海水系統と，海水を含まない原子炉補機冷却水系統とを個別に通水及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車は，ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。また，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>A, B 海水ストレーナは，差圧の確認が可能な設計とする。</p> <p>また，内部の確認が可能なように，ボンネットを取り外すことができる設計とする。</p> <p>A 原子炉補機冷却水冷却器は，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。</p> <p>また，伝熱管の非破壊検査が可能なように，試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ，燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器は，他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプ，燃料取替用水タンク及び復水タンクは，他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>また，試験系統に含まれない系統については，悪影響防止のため，放射性物質を含む系統と，含まない系統とを個別に通水及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>余熱除去ポンプによる炉心注入に使用する余熱除去ポンプ，燃料取替用水タンク及び余熱除去冷却器は，他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>余熱除去ポンプは，分解が可能な設計とする。</p> <p>余熱除去冷却器は，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。また，伝熱管の非破壊検査が可能なように，試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>余熱除去ポンプによる低圧再循環に使用する余熱除去ポンプ，余熱除去冷却器，格納容器再</p>		

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを含まない循環ラインを用いて他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)に使用する電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク及び蒸気発生器は，他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは，分解が可能な設計とする。</p> <p>蒸気発生器は，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。また，伝熱管の非破壊検査が可能なように，試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)に使用する主蒸気逃がし弁は，他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁は，分解が可能な設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードに使用する電動補助給水ポンプ，復水タンク及び蒸気発生器は，他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p>		

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
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(常設)の設備仕様	5.9－1表　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（常設）の設備仕様	
(1)　充てんポンプ 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・化学体積制御設備 ・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	(1)　常設低圧代替注水系ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・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	
型　　　式　　　　　　うず巻式	型　　　式　　　　　　うず巻形	
台　　　数　　　　　　3(代替炉心注入時はB号機のみ使用)	個　　　数　　　　　　2	
容　　　量　　　　　　約45m ³ /h(1台当たり)	容　　　量　　　　　　約200m ³ ／h／個	
最高使用圧力　　　　　20.0MPa〔gage〕	全　　揚　　程　　　　　約200m	
最高使用温度　　　　　95℃	最高使用圧力　　　　　3.14MPa〔gage〕	
揚　　　程　　　　　　約1,770m	最高使用温度　　　　　66℃	
運　転　温　度　　　　　約54℃	材　　　料　　　　　　炭素鋼	
接液部材料　　　　　　ステンレス鋼		
(2)　燃料取替用水タンク 兼用する設備は以下のとおり， ・高圧注入系 ・低圧注入系 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 ・原了炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原了炉を冷却するための設備 ・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 ・原子炉格納容器スプレイ設備 ・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 ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 ・火災防護設備	(2)　残留熱除去系ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。 ・残留熱除去系 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備	
型　　　式　　　　　　たて置円筒型	型　　　式　　　　　　たて形電動うず巻式	
基　　　数　　　　　　1	個　　　数　　　　　　3	
容　　　量　　　　　　約2,100m ³	容　　　量　　　　　　約1,690m ³ ／h／個	
最高使用圧力　　　　　大気圧	全　　揚　　程　　　　　約85m	
最高使用温度　　　　　95℃	最高使用圧力　　　　　3.50MPa〔gage〕	
	最高使用温度　　　　　182℃	
	本　体　材　料　　　　　鋳鋼	
	(3)　低圧炉心スプレイ系ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用炉心冷却系 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	

玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉			東海第二発電所			備考
ほう素濃度	3,100ppm以上		型　　式	たて形うず巻式		
材　　　料	ステンレス鋼		個　　　数	1		
設　置　高　さ	EL.0.0m		容　　　量	約1,440m ³ ／h		
距　　　離	約70m(3号炉心より)		全　　揚　　程	約205m		
			最高使用圧力	4.14MPa[gage]		
			最高使用温度	100℃		
(3)　再生熱交換器			(4)　残留熱除去系海水ポンプ			
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。			
・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			・残留熱除去系			
・化学体積制御設備			・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			
・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			・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備			
型　　　　式	横置3胴U字管式		型　　　　式	たて形うず巻式		
基　　　　　数	1		個　　　　数	4		
伝　熱　容　量	約3.14MW		容　　　　量	約886m ³ ／h／個		
最高使用圧力			全　　揚　　程	約184m		
管　　　側	20.0MPa[gage]		最高使用圧力	3.45MPa[gage]		
胴　　　側	17.16MPa[gage]		最高使用温度	38℃		
最高使用温度			(5)　残留熱除去系海水ストレーナ			
管　　　側	343℃		兼用する設備は以下のとおり。			
胴　　　側	343℃		・残留熱除去系			
材　　　料			・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			
管　　　側	ステンレス鋼		・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備			
胴　　　側	ステンレス鋼		・原子炉格納容器内の冷却等のための設備			
(4)　格納容器スプレイポンプ			型　　　　式	円筒縦形		
兼用する設備は以下のとおり，			個　　　　数	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			最高使用圧力	3.45MPa[gage]		
・原子炉格納容器スプレイ設備			最高使用温度	38℃		
・原子炉格納容器内の冷却等のための設備			本　体　材　料	ステンレス鋼		
・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備			(6)　代替循環冷却系ポンプ			
・原了炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備			兼用する設備は以下のとおり。			
・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備			・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			
・火災防護設備			・原子炉格納容器内の冷却等のための設備			
型　　　　式	うず巻式					
台　　　　　数	2(代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用)					
容　　　　　量	約1,200m ³ /h(1台当たり)					
最高使用圧力	2.7MPa[gage]					

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　　3／4号炉			東海第二発電所			備考		
	最高使用温度	150℃		・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				
	揚程	約 175m		・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備				
	本 体 材 料	ステンレス鋼						
	(5)　格納容器スプレイ冷却器							
	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							
	・原子炉格納容器スプレイ設備							
	・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							
	・原了炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備							
・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備								
・火災防護設備								
型　　　式	横置 U 字二管式			(7)　緊急用海水ポンプ				
基　　　数	2(代替炉心注入及び代替再循環時は B 号機のみ使用)			兼用する設備は以下のとおり。				
伝 熱 容 量	約 23. 6MW(1 基当たり)			・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備				
最高使用圧力				・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備				
管　　　側	2. 7MPa〔gage〕			・原子炉格納容器内の冷却等のための設備				
胴　　　側	1. 4MPa〔gage〕			・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				
最高使用温度				・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備				
管　　　側	150℃			型　　　式　　　　　ターボ形				
胴　　　側	95℃			個　　　数　　　　　1（予備 1）				
材　　　料				容　　　量　　　　　約 844m ³ ／h				
管　　　側	ステンレス鋼		全　　揚　　程　　　約 130m					
胴　　　側	炭素鋼		最高使用圧力　　　　2. 45MPa〔gage〕					
			最高使用温度　　　　38℃					
			材　　　料　　　　　ステンレス鋼					
(6)　常設電動注入ポンプ			(8)　緊急用海水ストレーナ					
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。					
・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			・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			・原子炉格納容器内の冷却等のための設備					
・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備			・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備					
型　　　式	うず巻式		・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					
台　　　数	1		型　　　式　　　　　バスケット形ダブルストレーナ					
容　　　量	約 150m ³ /h		個　　　数　　　　　1					
揚　　　程	約 150m		最高使用圧力　　　　2. 45MPa〔gage〕					
			最高使用温度　　　　38℃					

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div>本体材料</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> <div> <div>(7) 復水タンク</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり，</div> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 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 2次系補給水設備 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 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 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 <div> <div>型 式</div> <div>たて置円筒型</div> </div> <div> <div>基 数</div> <div>1</div> </div> <div> <div>容 量</div> <div>約 1, 200m³</div> </div> <div> <div>本 体 材 料</div> <div>炭素鋼</div> </div> <div> <div>設 置 高 さ</div> <div>EL. +11. 3m</div> </div> <div> <div>距 離</div> <div>約 40m(3 号炉心より)</div> </div> </div> </div> <div> <div>(8) 格納容器再循環サンプ</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり，</div> <ul style="list-style-type: none"> 高圧注入系 低圧注入系 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 原子炉格納容器スプレイ 設備 原了炉格納容器内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 <div> <div>型 式</div> <div>プール形</div> </div> <div> <div>材 料</div> <div>鉄筋コンクリート</div> </div> <div> <div>基 数</div> <div>2</div> </div> </div> </div> <div> <div>(9) 格納容器再循環サンプスクリーン</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり，</div> <ul style="list-style-type: none"> 高圧注入系 </div> </div>	<div> <div>本体材料</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> <div> <div>(9) 代替淡水貯槽</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 原子炉格納容器下部の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 <div> <div>個 数</div> <div>1</div> </div> <div> <div>容 量</div> <div>約 5, 000m³</div> </div> <div> <div>最高使用圧力</div> <div>静水頭</div> </div> <div> <div>最高使用温度</div> <div>66℃</div> </div> <div> <div>種 類</div> <div>ライニング槽</div> </div> </div> </div> <div> <div>(10) サプレッション・プール</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納施設 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 <div> <div>個 数</div> <div>1</div> </div> <div> <div>容 量</div> <div>約 3, 400m³</div> </div> <div> <div>最高使用圧力</div> <div>0. 62MPa [gage]</div> </div> <div> <div>最高使用温度</div> <div>200℃</div> </div> <div> <div>材 料</div> <div>炭素鋼</div> </div> </div> </div> <div> <div>(11) 残留熱除去系熱交換器</div> <div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> </div> </div>	

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div> <div>・低圧注入系</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>・原子炉格納容器スプレイ設備</div> <div>・原了炉格納容器内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>型</div> <div>式</div> <div>ディスク型</div> </div> <div> <div>容</div> <div>量</div> <div>約 2, 540m³/h(1 基当たり)</div> </div> <div> <div>最高使用温度</div> <div>144℃</div> </div> <div> <div>材</div> <div>料</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> <div> <div>基</div> <div>数</div> <div>2</div> </div> </div> <div> <div>(10) 高圧注入ポンプ</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div> <div>・高圧注入系</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>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</div> <div> <div>型</div> <div>式</div> <div>うず巻式</div> </div> <div> <div>台</div> <div>数</div> <div>2(代替再循環時はB号機のみ使用)</div> </div> <div> <div>容</div> <div>量</div> <div>約 320m³/h(1 台当たり)</div> </div> <div> <div>最高使用圧力</div> <div>16. 7MPa〔gage〕</div> </div> <div> <div>最高使用温度</div> <div>150℃</div> </div> <div> <div>揚</div> <div>程</div> <div>約 960m</div> </div> <div> <div>接液部材料</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> </div> <div> <div>(11) 海水ストレーナ</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>・原子炉補機冷却海水設備</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>・原了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>・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</div> <div> <div>型</div> <div>式</div> <div>たて置円筒型</div> </div> </div> </div> </div></div>	<div> <div>・残留熱除去系</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> <div>型</div> <div>式</div> <div>縦型Uチューブ式</div> </div> <div> <div>基</div> <div>数</div> <div>2</div> </div> <div> <div>伝熱容量</div> <div>約 19. 4×103kW（1 基当たり）（原子炉停止時冷却モード）</div> </div> <div> <div>最高使用圧力</div> <div> <div> <div>管側</div> <div>3. 45 MPa〔gage〕</div> </div> <div> <div>胴側</div> <div>3. 45 MPa〔gage〕</div> </div> </div> <div> <div>最高使用温度</div> <div> <div> <div>管側</div> <div>249℃</div> </div> <div> <div>胴側</div> <div>249℃</div> </div> </div> <div> <div>材</div> <div>料</div> <div> <div> <div>管側</div> <div>白銅管</div> </div> <div> <div>胴側</div> <div>炭素鋼</div> </div> </div> </div> </div> </div></div>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉		東海第二発電所	備考
基　　数	2(代替補機冷却時はA，B号機のみ使用)		
最高使用圧力	0.7MPa〔gage〕 約1.25MPa〔gage〕(重大事故等時における使用時の値)		
最高使用温度	50℃		
本　体　材　料	炭素鋼		
(12)原子炉補機冷却水冷却器			
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			
・原子炉補機冷却水設備			
・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備			
・原子炉格納容器内の冷却等のための設備			
・原了炉格納容器の過圧破損を防止するための設備			
・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備			
・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備			
型　　式	横置直管式		
基　　数	1　（代替補機冷却時はA号機のみ使用）		
伝　熱　容　量	約19.2MW		
最高使用温度			
管　　側	50℃		
胴　　側	95℃ 約175℃(重大事故等時における使用時の値)		
最高使用圧力			
管　　側	0.7MPa〔gage〕 約1.25MPa〔gage〕(重大事故等時における使用時の値)		
胴　　側	1.4MPa〔gage〕		
材　　料			
管　　側	アルミブラス		
胴　　側	炭素鋼		
(13)余熱除去ポンプ			
兼用する設備は以下のとおり。			
・余熱除去設備			
・低圧注入系			

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<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>・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>・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</div> <div>型 式 うず巻式</div> <div>台 数 2</div> <div>容 量 約 680m³/h(1 台当たり)(余熱除去運転時)</div> <div>約 1,020m³/h(1 台当たり)(安全注入時及び再循環時)</div> <div>最高使用圧力 4.5MPa〔gage〕</div> <div>最高使用温度 200℃</div> <div>揚 程 約 107m(余熱除去運転時)</div> <div>約 91m(安全注入時及び再循環時)</div> <div>本 体 材 料 ステンレス鋼</div> <div>(14) 余熱除去冷却器</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div> <div>・余熱除去設備</div> <div>・低圧注入系</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>・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>・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</div> <div>型式 横置 U 字管式</div> <div>基 数 2</div> <div>伝 熱 容 量 約 10.8MW(1 基当たり)</div> <div>最高使用圧力</div> <div>管側 4.5MPa〔gage〕</div> <div>胴側 1.4MPa〔gage〕</div> <div>最高使用温度</div> <div>管側 200℃</div> <div>胴側 95CC</div> <div>材 料</div> <div>管側 ステンレス鋼</div> <div>胴側 炭素鋼</div> <div>(15) 電動補助給水ポンプ</div> <div>兼用する設備は以下のとおり。</div>		

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div><div><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>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・給水設備</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><div><div>型</div><div>式</div><div>うず巻式</div></div><div><div>台</div><div>数</div><div>2</div></div><div><div>容</div><div>量</div><div>約 140m　i3/h(1 台当たり)</div></div><div><div>揚</div><div>程</div><div>約 950m</div></div><div><div>電　動　機</div><div></div><div>約 650kW(1 台当たり)</div></div><div><div>本　体　材　料</div><div></div><div>合金鋼</div></div></div></div> <div><div>(16)タービン動補助給水ポンプ</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高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</div><div>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・給水設備</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><div><div>型式</div><div>うず巻式(蒸気加減弁付)</div></div><div><div>台</div><div>数</div><div>1</div></div><div><div>容</div><div>量</div><div>約 250m　i3/h</div></div><div><div>揚</div><div>程</div><div>約 950m</div></div><div><div>本　体　材　料</div><div></div><div>合金鋼</div></div></div> <div><div>(17)蒸気発生器</div><div>兼用する設備は以下のとおり。</div><div><div>・1次冷却設備(通常運転時等)</div><div>・1次冷却設備(重大事故等時)</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>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</div><div>・原了炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原了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>・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></div>		

(17)蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

・1次冷却設備(通常運転時等)

・1次冷却設備(重大事故等時)

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

・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

・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

玄海原子力発電所　3／4号炉			東海第二発電所	備考
型　　式	たて置U字管式熱交換器型			
基　　数	4			
胴側最高使用圧力	8.17MPa　〔gage〕 約 8.8MPa〔gage〕(重大事故等時における使用時の値)			
管側最高使用圧力	17.16MPa　〔gage〕 約 19.6MPa〔gage〕(重大事故等時における使用時の値)			
1次冷却材流量	約 15,000t/h(1基当たり)			
主蒸気運転圧力(定格出力時)	約 6.03MPa　〔gage〕			
主蒸気運転温度(定格出力時)	約 277℃			
蒸気発生量(定格出力時)	約 1,690t/h(1基当たり)			
出口蒸気湿分	0.25wt%以下			
伝熱面積	約 4,870m2(1基当たり)			
伝　　熱　　管				
本　　数	3,382(1基当たり)			
外　　径	約 22,2mm			
厚　　さ	約 1.3mm			
胴部外径				
上　　部	約 4.5m			
下　　部	約 3.4m			
全　　高	約 21m			
材　　料				
本　　体	低合金鋼及び低合金鍛鋼			
伝　熱　管	ニッケル・クロム・鉄合金			
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金			
水室肉盛り	ステンレス鋼			
(18)主蒸気逃がし弁				
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高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備				
・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				
・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				
・主蒸気系統設備				
・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				
型　　式	空気作動式			
個　　数	4			

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第 4 7 条】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

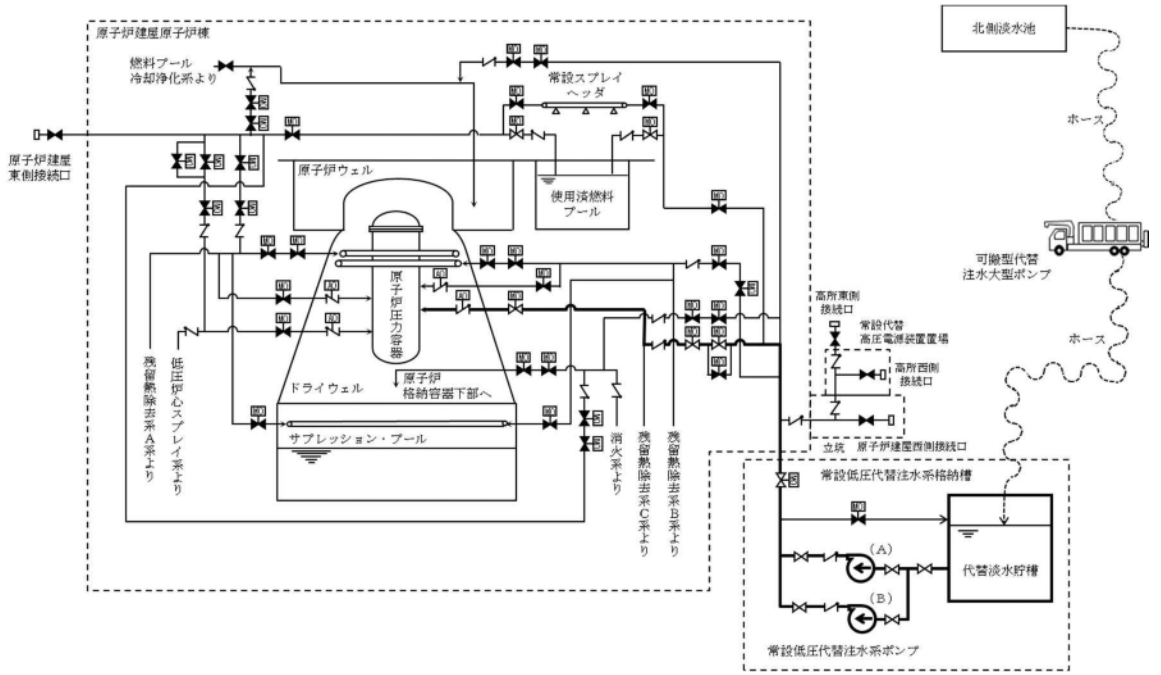
玄海原子力発電所 3／4 号炉			東海第二発電所	備考
口 径	6B			
容 量	約 177t/h(1 個当たり)			
最高使用圧力	8. 17MPa[gage]			
	約 8. 8MPa[gage] (重大事故等時における使用時の値)			
最高使用温度	298℃			
	約 349℃ (重大事故等時における使用時の値)			
本 体 材 料	炭素鋼			

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考																																													
<div>第5.6.2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（可搬型）の設備仕様</div> <div>(1) 可搬型ディーゼル注入ポンプ(3号及び4号炉共用) 兼用する設備は以下のとおり。<ul style="list-style-type: none">使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備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発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備<table><tr><td>型</td><td>式</td><td>うず巻式 デیفューザ式</td></tr><tr><td>台</td><td>数</td><td>2*1 4*1</td></tr><tr><td>容</td><td>量</td><td>約150m³/h(1台当たり) 約150m³/h(1台当たり)</td></tr><tr><td>揚</td><td>程</td><td>約470m 約300m</td></tr></table><p>*1 保有台数を示す，組み合わせて必要台数は4台(予備2台)とする。</p></div> <div>(2) 中間受槽(3号及び4号炉共用) 兼用する設備は以下のとおり。<ul style="list-style-type: none">使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備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発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備<table><tr><td>型</td><td>式</td><td>組立式水槽</td></tr><tr><td>個</td><td>数</td><td>4（予備1）</td></tr><tr><td>容</td><td>量</td><td>約50m³(1個当たり)</td></tr><tr><td>最高使用圧力</td><td></td><td>大気圧</td></tr><tr><td>最高使用温度</td><td></td><td>40℃</td></tr></table></div> <div>(3) 移動式大容量ポンプ車(3号及び4号炉共用) 兼用する設備は以下のとおり。<ul style="list-style-type: none">使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備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</div>	型	式	うず巻式 デیفューザ式	台	数	2*1 4*1	容	量	約150m ³ /h(1台当たり) 約150m ³ /h(1台当たり)	揚	程	約470m 約300m	型	式	組立式水槽	個	数	4（予備1）	容	量	約50m ³ (1個当たり)	最高使用圧力		大気圧	最高使用温度		40℃	<div>5.9-2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（可搬型）の設備仕様</div> <div>(1) 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。<ul style="list-style-type: none">原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備原子炉格納容器内の冷却等のための設備原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備原子炉格納容器下部の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>型</td><td>式</td><td>うず巻形</td></tr><tr><td>個</td><td>数</td><td>4（予備2*1）</td></tr><tr><td>容</td><td>量</td><td>約1,320m³／h／個</td></tr><tr><td>全揚程</td><td></td><td>約140m</td></tr><tr><td>最高使用圧力</td><td></td><td>1.4MPa〔gage〕</td></tr><tr><td>最高使用温度</td><td></td><td>60℃</td></tr></table><p>※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」と兼用</p></div>	型	式	うず巻形	個	数	4（予備2*1）	容	量	約1,320m ³ ／h／個	全揚程		約140m	最高使用圧力		1.4MPa〔gage〕	最高使用温度		60℃	
型	式	うず巻式 デیفューザ式																																													
台	数	2*1 4*1																																													
容	量	約150m ³ /h(1台当たり) 約150m ³ /h(1台当たり)																																													
揚	程	約470m 約300m																																													
型	式	組立式水槽																																													
個	数	4（予備1）																																													
容	量	約50m ³ (1個当たり)																																													
最高使用圧力		大気圧																																													
最高使用温度		40℃																																													
型	式	うず巻形																																													
個	数	4（予備2*1）																																													
容	量	約1,320m ³ ／h／個																																													
全揚程		約140m																																													
最高使用圧力		1.4MPa〔gage〕																																													
最高使用温度		60℃																																													

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div><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>・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</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>型 式</div><div>うず巻式</div><div>台 数</div><div>4*2</div><div>容 量</div><div>約 1,320m³/h(1 台当たり)</div><div>揚 程</div><div>約 140m</div><div>*2 保有台数を示す。必要台数は2台(予備1台)とする。</div></div></div> <div>第5.9.1表 原子炉補機冷却水設備の設備仕様</div> <div>(1) 原子炉補機冷却水冷却器<div><div><div>型 式</div><div>横置直管式</div><div>基 数</div><div>2</div><div>伝 熱 容 量</div><div>約 19.2MW(1 基当たり)</div><div>最高使用圧力</div><div><div>管 側</div><div>0.7MPa [gage]</div><div>胴 側</div><div>1.4MPa [gage]</div></div><div>最高使用温度</div><div><div>管 側</div><div>50℃</div><div>胴 側</div><div>95℃</div></div><div>材 料</div><div><div>管 側</div><div>アルミブラス</div><div>胴 側</div><div>炭素鋼</div></div></div></div></div> <div>(2) 原子炉補機冷却水ポンプ<div><div><div>型 式</div><div>うず巻式</div><div>台 数</div><div>4</div><div>容 量</div><div>約 1,700m³/h(1 台当たり)</div><div>揚 程</div><div>約 55m</div><div>本 体 材 料</div><div>炭素鋼</div></div></div></div> <div>(3) 原子炉補機冷却水サージタンク<div><div><div>型 式</div><div>横置円筒型</div><div>基 数</div><div>1</div><div>容 量</div><div>約 8m³</div></div></div></div>		

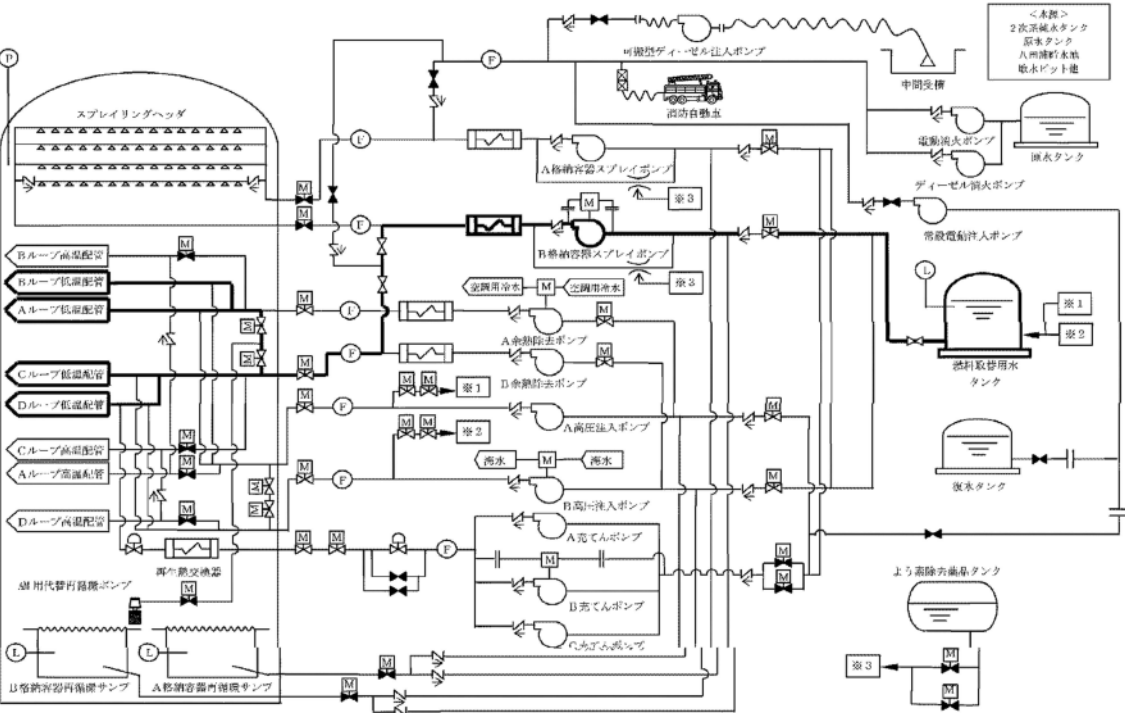
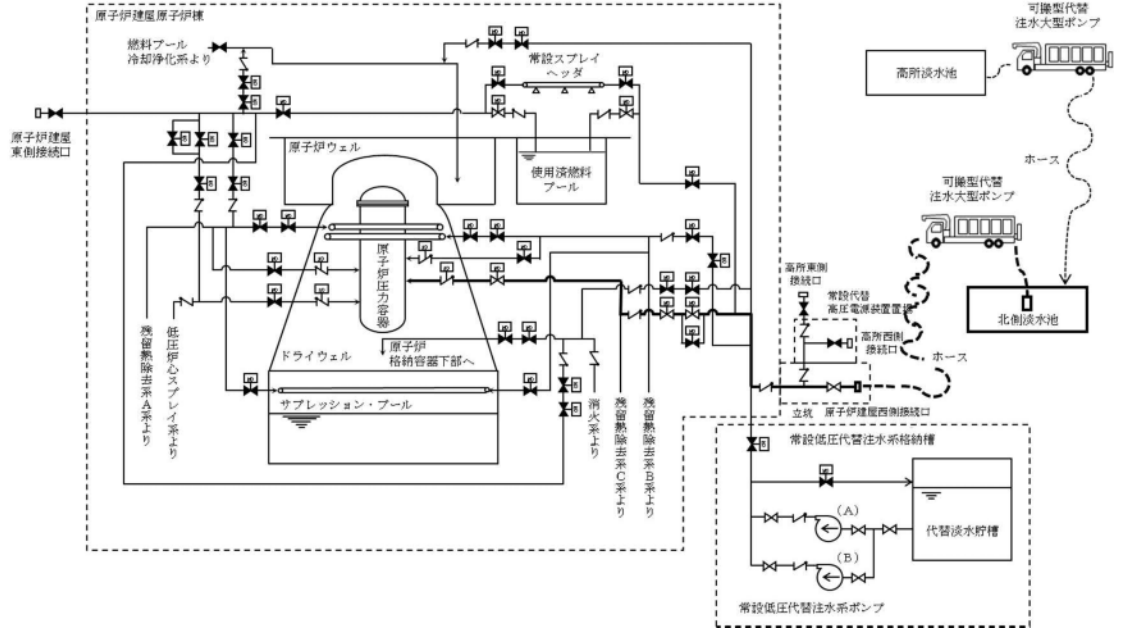
玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉		東海第二発電所	備考
通常水容量約 4m ³ 最高使用圧力 0.34MPa [gage] 最高使用温度 95℃ 本体材料 炭素鋼			
第 5.6.1 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 概略系統図 (1) (充てんポンプによる炉心注入)		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)	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第47条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第5.6.2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 概略系統図(2) (B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入)</p>	 <p>第5.9-2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(2) (低压代替注水系(可搬型)による原子炉注水 原子炉建屋西側接続口使用時)</p>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第47条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="133 304 1127 924"></div> <div data-bbox="133 1081 1127 1701"></div>	<div data-bbox="1439 304 2315 1596"></div>	

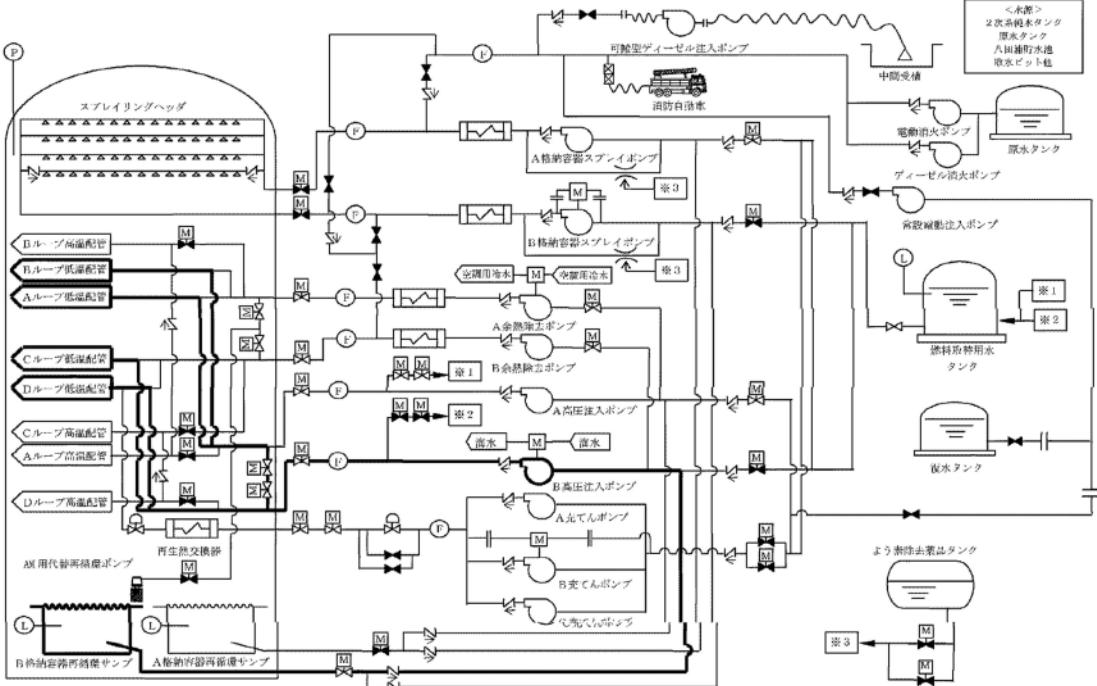
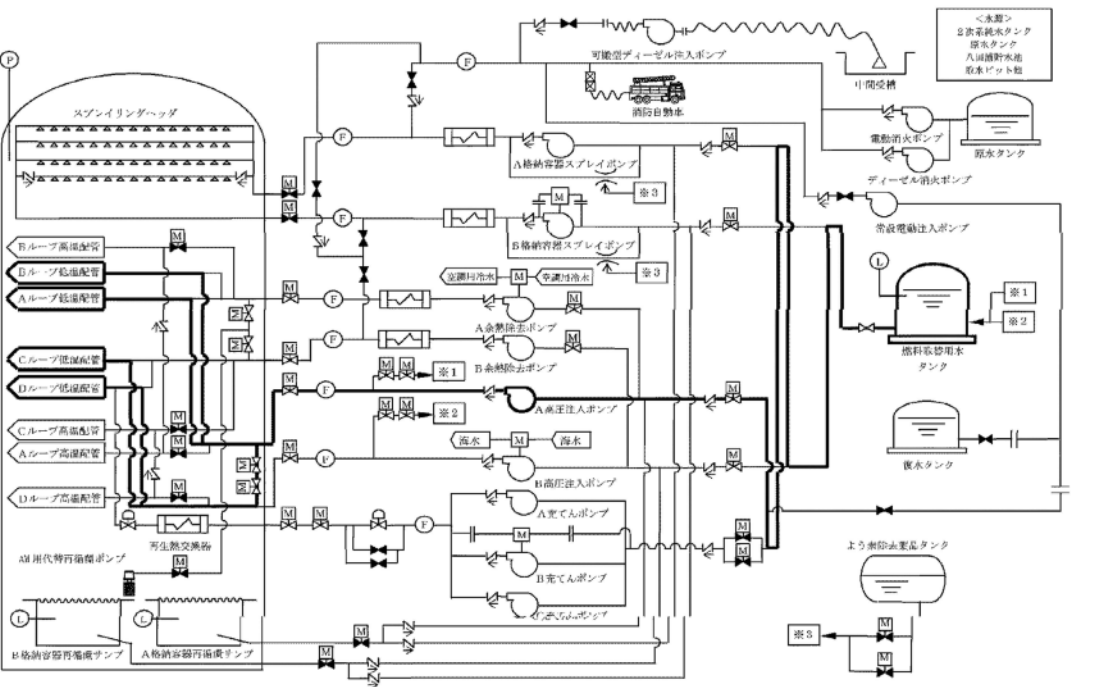
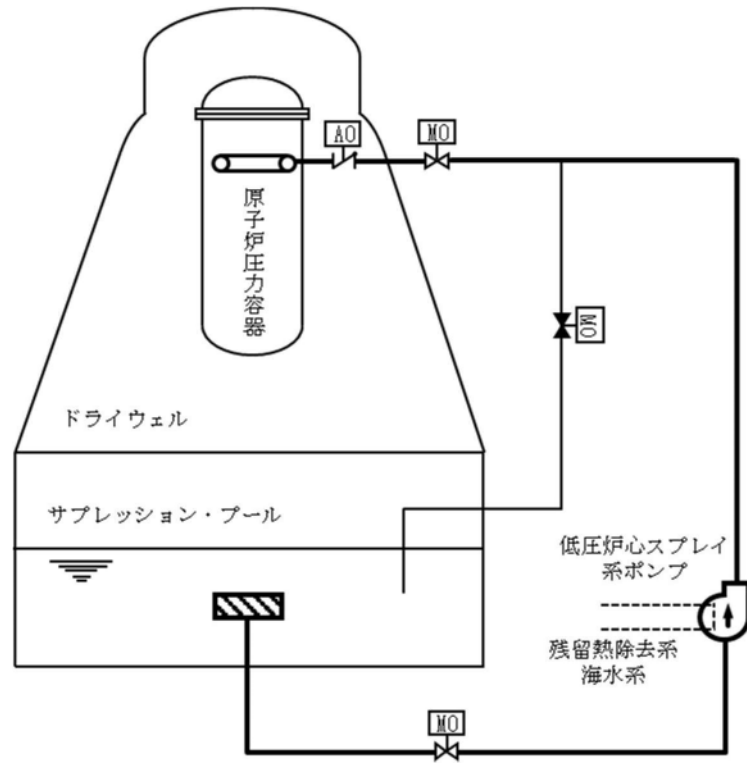
玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

<div> 玄海原子力発電所 3／4号炉 </div>	<div> 東海第二発電所 </div>	<div> 備考 </div>
<div> <p>第 5.6.5 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 概略系統図 (5) (B格納容器スプレイポンプによる代替再循環)</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>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第47条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="133 294 1157 934"></div> <div data-bbox="252 945 1023 997"><p>第 5.6.6 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 概略系統図 (6) (高圧注入ポンプによる高圧再循環)</p></div> <div data-bbox="133 1102 1157 1743"></div> <div data-bbox="252 1753 1023 1806"><p>第 5.6.7 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 概略系統図 (7) (高圧注入ポンプによる炉心注入)</p></div>	<div data-bbox="1498 483 2196 1197"></div> <div data-bbox="1320 1386 2448 1522"><p>第 5.9-5 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 (5) (低圧炉心スプレイ系による原子炉注水)</p></div>	<p>備考</p>

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第47条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p data-bbox="231 919 1015 966">第 5.6.8 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 概略系統図 (8) (B 充てんポンプによる代替炉心注入)</p>	<p data-bbox="1317 1486 2454 1606">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>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所
 基本設計比較表
 【対象項目：
 第47条
 】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="130 279 1139 898"> </div> <div data-bbox="228 913 1023 961"> <p>第 5.6.10 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 概略系統図 (10)</p> <p>(B 高压注入ポンプによる代替再循環)</p> </div>	<div data-bbox="130 1161 1110 1780"> </div> <div data-bbox="210 1795 1006 1843"> <p>第 5.6.11 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 概略系統図 (11)</p> <p>(B 高压注入ポンプによる代替再循環)</p> </div>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第47条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="130 342 1121 961"></div> <div data-bbox="222 978 1018 1029">第 5.6.12 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 概略系統図 (12) (格納容器スプレイ)</div>		
<div data-bbox="130 1129 1121 1728"></div> <div data-bbox="207 1764 1003 1814">第 5.6.13 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 概略系統図 (13) (代替格納容器スプレイ)</div>		

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目：第47条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3 / 4号炉	東海第二発電所	備考
<p>This schematic diagram illustrates the emergency cooling system for Unit 3 of the Kashiwa Bay Nuclear Power Plant during a low-pressure condition. The primary focus is on the injection of residual heat removal water from the core into the reactor vessel. Key components include the suppression chamber (スプレイングヘッド), various pump rooms (ポンプ室) such as the A-core residual heat removal pump room (A炉冷却残熱除去ポンプ室), and the B-core residual heat removal pump room (B炉冷却残熱除去ポンプ室). The diagram shows the flow paths for different types of pumps, including the A-core residual heat removal pump (A炉冷却残熱除去ポンプ), the B-core residual heat removal pump (B炉冷却残熱除去ポンプ), and the diesel-driven residual heat removal pump (ディーゼル駆動残熱除去ポンプ). It also depicts the connection to the main power supply (主電源) and the emergency power supply (非常用電源).</p> <p>第 5.6.14 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 概略系統図 (14) (余熱除去ポンプによる炉心注入)</p>		
<p>This schematic diagram illustrates the emergency cooling system for Unit 3 of the Kashiwa Bay Nuclear Power Plant during a low-pressure condition, specifically focusing on a recirculation loop. The diagram shows the flow paths for different types of pumps, including the A-core residual heat removal pump (A炉冷却残熱除去ポンプ), the B-core residual heat removal pump (B炉冷却残熱除去ポンプ), and the diesel-driven residual heat removal pump (ディーゼル駆動残熱除去ポンプ). It also depicts the connection to the main power supply (主電源) and the emergency power supply (非常用電源).</p> <p>第 5.6.15 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 概略系統図 (15) (余熱除去ポンプによる低圧再循環)</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="124 331 1115 974"> </div> <div data-bbox="124 982 1115 1031"> <p>第 5.6.16 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 概略系統図 (16)</p> <p>(蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水)、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (蒸気放出)、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード)</p> </div>		

東海第二－玄海3／4補足資料比較表

玄海3／4号	東二	東二	採用	要否理由・記載方針
		資料の有無	要否	
47条				
47-1 SA設備基準適合性 一覧表	47-1 SA設備基準適合性 一覧表	有	－	－
なし	47-2 単線結線図	－	－	－
47-2 配置図	47-3 配置図	有	－	－
47-3 試験・検査説明資料	47-4 系統図	有	－	－
47-4 系統図	47-5 試験及び検査	有	－	－
47-5 容量設定根拠	47-6 容量設定根拠	有	－	－
なし	47-7 接続図	－	－	－
なし	47-8 保管場所図	－	－	－
なし	47-9 アクセスルート図	－	－	－
なし	47-10 その他設備	－	－	－
なし	47-11 その他	－	－	－
47-6 SAバウンダリ系統図(参考図)	－	無	要	作成済
47-7 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書	－	無	否	第45-7で説明済。
47-8 海水注入後に再循環運転を仮定した際の格納容器再循環サンプスクリーンの影響評価について	－	無	否	東海第二では海水は淡水枯渇時のみ期待する。有効性評価においても淡水のみで有効性が確認できている。
47-9 格納容器再循環サンプスクリーンの今後の検討課題について	－	無	否	同上
47-10 常設電動注入ポンプの概要	－	無	否	PWR特有の設備。
47-11 余熱除去冷却器及び格納容器スプレイ冷却器の冷却性能について	－	無	否	PWR特有の設備。
47-12 常設設備への接続口の設置について	－	無	否	東海第二では本文にて説明。

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48 条】

基準適合への対応状況

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</p> <p>5.10.1 概要</p> <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。最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の概略系統図を第5.10.1図から第5.10.3図に示す。</p> <p>5.10.2 設計方針</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として以下の重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）及び蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））及び重大事故等対処設備（移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）を設ける。</p>	<p>5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</p> <p>5.11.1 概要</p> <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。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5.11-1図から第5.11-3図に示す。</p> <p>5.11.2 設計方針</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱，残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱，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，残留熱除去系海水系による除熱，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，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，遠隔人力操作機構による現場操作）を設ける。</p> <p>(1) 設計基準事故対処設備を用いる設備</p> <p>a. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱</p> <p>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）が健全であれば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）については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。</p> <p>b. 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が健全であれば重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>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、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。</p> <p>c. 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> <p>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）が健全であれば重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。</p> <p>d. 残留熱除去系海水系による除熱</p> <p>残留熱除去系海水系は、通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去，原子炉冷却材喪失時の炉心冷却を目的とし設置される残留熱除去系の残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。</p>	<p>記載表現の相違（東二は「系統概要図」に統一）</p> <p>設備の相違（技術的能力と整合）</p> <p>設備の相違（技術的能力と整合）</p> <p>先行BWRもDBAの残留熱除去系をSAとして使用する。</p>

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）</p> <p>海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ又は原子炉補機冷却水冷却器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を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水））として、給水設備のタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプ並びに2次系補給水設備の復水タンク並びに1次冷却設備の蒸気発生器を使用する。</p> <p>復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで、2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・タービン動補助給水ポンプ・電動補助給水ポンプ・復水タンク・蒸気発生器・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備） <p>b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）</p> <p>海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ又は原子炉補機冷却水冷却器の故障等により最終ヒートシンク</p>	<p>海を水源とした残留熱除去系海水系は、残留熱除去系海水ポンプにて非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて海水を取水し、残留熱除去系海水ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給することで、サブプレッション・プールを水源とした残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）で発生した熱を回収し、最終的な熱の逃がし場である海への熱の輸送ができる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">・残留熱除去系海水ポンプ（5.4 残留熱除去系）・残留熱除去系海水ストレーナ（5.4 残留熱除去系）・残留熱除去系熱交換器（5.4 残留熱除去系）・残留熱除去系ポンプ（5.4 残留熱除去系）・サブプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備） <p>サブプレッション・プール、残留熱除去系ポンプは、「5.11.2（1）a. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱」、「5.11.2（1）b. 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱」、「5.11.2（1）c. 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」と同じである。</p> <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(2) 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防止設備（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）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（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）、第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、第二弁、第二弁バイパス弁及び圧力開放板で構成し、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を介して、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原子炉棟屋上に設ける排気口を通して放出することで、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>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」に示す。</p> <p>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</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</p>	<p>設備の相違（技術的能力と整合）</p> <p>先行BWRもSA設備として格納容器圧力逃がし装置を設置する。</p> <p>東二はよう素フィルタはフィルタ装置に含まれる。</p> <p>設備の相違（技術的能力と整合）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>へ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備(蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)) として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。</p> <p>主蒸気逃がし弁は、現場での人力による操作ができることで、2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">主蒸気逃がし弁 <p>c. 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプ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おける1次冷却材喪失事象時を想定した重大事故等対処設備（移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却） として、格納容器換気空調設備のうち格納容器再循環装置のA、B格納容器再循環ユニット並びに移動式大容量ポンプ車、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）を使用する。</p> <p>海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、A、B海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続し、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（ 格納容器再循環ユニット入口温度／ 出口温度（SA）用）は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付けられた検出器に接続し、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車の燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">A、B格納容器再循環ユニット移動式大容量ポンプ車（3号及び4号炉共用）燃料油貯蔵タンク（重大事故等時のみ3号及び4号炉共用）(10.2 代替電源設備)タンクローリ（3号及び4号炉共用）(10.2 代替電源設備)可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）（3号及び4号炉共用）(6.4 計装設備（重大事故等対処設備）） <p>原子炉補機冷却海水設備を構成するA、B海水ストレーナ及び原子炉補機冷却水設備を構成するA原子炉補機冷却水冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、設計基準事故対処設備である原子炉格納施設の原子炉格納容器並びに非常用取水設備の取水口、取水管路及び取水ピットを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>d. 代替補機冷却</p> <p>海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプ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を想定した重大事故等対処設備（代替補機冷却） として、移動式大容量ポンプ車、燃料油貯蔵</p>	<p>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防止設備（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）として耐圧強化ベント系を使用する。</p> <p>耐圧強化ベント系は、第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁、耐圧強化ベント系二次隔離弁等で構成し、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系を介して、排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒を通して放出することで、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する。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として使用する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。</p> <p>耐圧強化ベント系は、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する場合においても、原子炉格納容器内圧力が既定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器へのスプレイを停止する運用とする。</p> <p>耐圧強化ベント系の排出経路に設置する隔離弁（第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、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）は電動弁とし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とするとともに、第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）については、駆動部に遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から手動操作できる設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器のサブプレッション・チェンバ側及びドライウェル側のいずれからも排気できる設計とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェルからの排気ではドライウェル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、水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>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。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none">第一弁（S／C側）第一弁（D／W側）耐圧強化ベント系一次隔離弁耐圧強化ベント系二次隔離弁常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備） <p>その他、設計基準事故対処設備である原子炉格納施設の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>c. 遠隔人力操作機構による現場操作</p> <p>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の第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁の駆動源が喪失した場合においても、隔離弁に遠隔人力</p>	<p>先行BWRもSA設備として耐圧強化ベント系を設置する。</p> <p>東二は非常用ガス処理系排気筒から排気する。(先行BWRは主排気筒から排出)</p> <p>東二のドライウェル床面は先行BWRのダイヤフラムフロア面と同じ位置を示す。</p> <p>東二は隔離弁を主要設備として整理している。(先行BWRは電源のみ主要設備としている)</p> <p>設備の相違（技術的能力と整合）</p> <p>先行BWRは、遠隔人力操作機構</p>

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>タンク及びタンクローリを使用する。</p> <p>海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、A、B海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、B高圧注入ポンプの補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車の燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 移動式大容量ポンプ車（3号及び4号炉共用） 燃料油貯蔵タンク（重大事故等時のみ3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備） タンクローリ（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備） <p>原子炉補機冷却海水設備を構成するA、B海水ストレーナ及び原子炉補機冷却水設備を構成するA原子炉補機冷却水冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の取水口、取水管路及び取水ピット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. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水））は、「5.10.2（1）a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）」と同じである。</p> <p>b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））は、「5.10.2（1）b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）」と同じである。</p> <p>c. 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合における1次冷却材喪失事象時を想定した重大事故等対処設備（移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）は、「5.10.2（1）c. 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」と同じである。</p> <p>d. 代替補機冷却</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替補機冷却）は、「5.10.2（1）d. 代替補機冷却」と同じである。</p>	<p>操作機構を設け人力により確実に操作可能とすることで、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する。</p> <p>遠隔人力操作機構による現場操作については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。</p> <p>(3) 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除熱</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系の機能喪失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できない場合を想定した重大事故防止設備（緊急用海水系による除熱）として、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）の残留熱除去系熱交換器を使用する。</p> <p>海を水源とした緊急用海水系は、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、海水引込み管及びSA用海水ピット取水塔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ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に海水を供給することで、サブプレッション・プールを水源とした残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）で発生した熱を回収し、最終的な熱の逃がし場である海への熱の輸送ができる設計とする。</p> <p>緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急用海水ポンプ 緊急用海水ストレーナ 残留熱除去系熱交換器（5.4 残留熱除去系） 残留熱除去系ポンプ（5.4 残留熱除去系） サブプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備） 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備） サブプレッション・プール、残留熱除去系ポンプは、「5.11.2（1）a. 残留熱除去系（原子炉停止時 	<p>に関する記載なし（東二は格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作を期待している）</p> <p>設備の相違（技術的能力と整合）</p> <p>東二は、常設SAの緊急用海水ポンプを新たに設置する。</p> <p>（先行BWRは、可搬型の熱交換器及びポンプを使用している）</p> <p>設備側資料においては、残留熱除去系ポンプの名称として（）で系統名は付記しない（工認要目表記載事項との整合を優先）。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）については、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」にて記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」にて記載する。非常用取水設備の取水口、取水管路及び取水ピットについては、「10.8 非常用取水設備 10.8.2 重大事故等時」にて記載する。</p> <p>5.10.2.1 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>蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、最終ヒートシンクへの熱の輸送で使用する海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水冷却器に対して、多様性を持つ設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプは、蒸気駆動とすることにより、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とすることにより、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設けて人力操作とすることにより、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機と異なる区画に設置し、蒸気発生器は、原子炉格納容器内に設置する。これにより、ディーゼル発電機並びに屋外の海水ポンプ並びに原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水冷却器と位置的分散を図る設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する重大事故防止設備の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器及びディーゼル発電機を使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。</p>	<p>冷却系）による原子炉除熱」，「5.11.2（1）b. 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱」，「5.11.2（1）c. 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」と同じである。</p> <p>その他、非常用取水設備であるSA用海水ピット、海水引込み管及びSA用海水ピット取水塔を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>「5.11.2（1）d. 残留熱除去系海水系による除熱」に使用する残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは、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。</p> <p>原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に示す。</p> <p>非常用ディーゼル発電機、常設代替高压電源装置及び可搬型代替低压電源車については、「10.2 代替電源設備」に示す。</p> <p>5.11.2.1 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>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は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び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、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（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び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。</p> <p>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に使用する第一弁（S／C側），第一弁（D／W側），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は，常設代替高压電源装置又は可搬型代替低压電源車からの独立した電源供給ラインからの給電により中央制御室から遠隔操作を可能とすることで，非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び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，第一弁（S／C側）及び第一弁（D／W側）は，遠隔人力操作機構により原子炉建屋原子炉棟外にて人力により確実に操作が可能な設計とすること，及び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は，駆動部にハンドルを設け設置場所にて人力により確実に操作が可能な設計とすることで，電動駆動に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプは，常設代替高压電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系海水ポンプに対</p>	<p>緊急用海水ポンプは左記のとおり専用の海水取水路を有する。</p> <p>設備の相違（技術的能力と整合）</p> <p>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は，操作環境から，遠隔人力操作機構までは要しない。</p>

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する移動式大容量ポンプ車は、駆動源を空冷式のディーゼル駆動とすることで、最終ヒートシンクへの熱の輸送に使用する電動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して、多様性を持つ設計とする。また、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの電源であるディーゼル発電機に対して、多様性を持つ設計とする。</p> <p>A、B格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内に設置することで、屋外の海水ポンプ、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機と位置的分散を図る設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車は、3号炉の屋外の海水ポンプ、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機並びに4号炉の屋外の海水ポンプ及び原子炉周辺建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機と離れた位置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。</p> <p>移動式大容量ポンプ車の接続口は、屋外に2箇所設置する設計とする。</p> <p>クラゲ等の海生生物からの影響に対し移動式大容量ポンプ車は、複数の取水箇所を選定できる設計とする。</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>蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）に使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク及び蒸気発生器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）に使用する主蒸気逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に使用するA、B格納容器再循環ユニット、A、B海水ストレーナ及びA 原子炉補機冷却水冷却器は、弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に使用する移動式大容量ポンプ車は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として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、移動式大容量ポンプ車より供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常時に原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をデイスタンスピースで分離する設計とする。さらに、移動式大容量ポンプ車は、設置場所において車輪止めによって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>代替補機冷却に使用する移動式大容量ポンプ車は、通常時に接続先の系統と分離された状態であるこ</p>	<p>して多様性を有する設計とする。</p> <p>緊急用海水ポンプは、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屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。</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」に示す。</p> <p>5.11.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</p> <p>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に使用する耐圧強化ベント系は，通常待機時は隔離弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作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>緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプ，緊急用海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は，通常待機時は隔離弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水系による除熱に使用する残留熱除去系海水ポンプ，残留熱除去系海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>設備の相違（技術的能力と整合）</p> <p>残留熱除去系熱交換器は，残留熱除去系（低圧注水系）としての待機状態。</p>

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>と及び重大事故等時は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。代替補機冷却に使用するA、B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器は、弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、移動式大容量ポンプ車より供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常時に原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。</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>蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）及び蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）として使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、設計基準事故時の蒸気発生器2次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量、伝熱容量及び弁放出流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量、伝熱容量及び弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水） として使用する復水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分なタンク容量を有する設計とする。</p> <p>格納容器内自然対流冷却として使用するA、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時に崩壊熱による原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器再循環ユニットに海水を通水させることで、格納容器再循環ユニットでの圧力損失を考慮しても原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させることができる伝熱容量を有する設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車は、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却として同時に使用し、3号炉及び4号炉で同時使用した場合に必要なポンプ流量を有するものを1セット1台使用する。保有数は3号炉及び4号炉で2セット2台、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（3号及び4号炉共用）を保管する。</p>	<p>5.11.2.3 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>耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に使用する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>緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプは、残留熱除去系海水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。</p> <p>緊急用海水系による除熱に使用する残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の残留熱除去系海水系の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が、原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させることができるポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>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個設置するほか、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1個を加え、合計2個を設置する設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水系による除熱に使用する残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の残留熱除去系海水系の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させることができるポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>	<p>設備の相違（技術的能力と整合）</p>
<p>5.10.2.4 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>タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。主蒸気逃がし弁の操作は設置場所で手動ハンドル操作により可能な設計とする。</p> <p>蒸気発生器及びA、B格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器及びA、B格納容器再循</p>	<p>5.11.2.4 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>耐圧強化ベント系の第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、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は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、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は、中央制御室から操作が可能な設計とする。また、第一弁（S／C側）及び第一弁（D／W側）は、遠隔人力操作機構により原子炉建屋原子炉棟外にて人力により確実に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、駆動部にハンドルを設置する</p>	<p>設備の相違（技術的能力と整合）</p>

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>環ユニットは、淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車は、屋外に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。また、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>A、B海水ストレーナは、屋外に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>A原子炉補機冷却水冷却器は、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>A、B 海水ストレーナ及びA 原子炉補機冷却水冷却器は、常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する設計とする。</p>	<p>ことにより設置場所にて人力により確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナは、緊急用海水ポンプピット内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>緊急用海水ポンプ、緊急用海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は、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。</p> <p>緊急用海水ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナは、屋外に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は、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、残留熱除去系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。</p> <p>残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>プラント運転中は、残留熱除去系は待機状態であるため、通水しない。</p>
<p>5.10.2.5 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・検査性について」に示す。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク及び蒸気発生器を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。</p> <p>A、B格納容器再循環ユニット、移動式大容量ポンプ車、A、B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器を使用した、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えできる設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを積載し、設置場所にて固定できる設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車とA、B海水ストレーナブロー配管及び海水母管戻り配管側フランジとの接続口についてはフランジ接続とし、嵌合構造により可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一形状の設計とする。A、B海水ストレーナブロー配管及び海水母管戻り</p>	<p>5.11.2.5 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・検査性について」に示す。</p> <p>耐圧強化ベント系を使用する原子炉格納容器内の減圧及び除熱において操作が必要な隔離弁（第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、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）は、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能なほか、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ことにより操作場所は、原子炉建屋原子炉棟外とし、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り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、必要に応じて遮蔽材を設置することで、設置場所にて容易かつ確実に人力により操作が可能な設計とする。</p> <p>緊急用海水ポンプ、緊急用海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器を使用する緊急用海水系による除熱を行う系統は、重大事故等時において、通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに系統構成が可能な設計とする。</p> <p>緊急用海水ポンプは、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器を使用する残留熱除去系海水系による除熱を行う系統は、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。</p>	<p>設備の相違（技術的能力と整合）</p> <p>本来の目的で使用するため切替えではなく系統構成とする。</p>

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>配管側フランジは、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。移動式大容量ポンプ車は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車、A、B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器を使用した代替補機冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えできる設計とする。</p> <p>B 高圧注入ポンプ冷却水戻り配管とB原子炉補機冷却水冷却器海水出口配管との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可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一形状の設計とする。</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設備及び仕様を第5.10.1表及び第5.10.2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・検査性について」に示す。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)に使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク及び蒸気発生器は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプは、分解が可能な設計とする。</p> <p>復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。</p> <p>蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)に使用する主蒸気逃がし弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に使用するA、B格納容器再循環ユニット、移動式大容量ポンプ車、A、B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、試験系統に含まれない系統については、悪影響防止のため、海水を含む原子炉補機冷却海水系統と、海水を含まない原子炉補機冷却水系統とを個別に通水及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>A、B格納容器再循環ユニットは、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車は、ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。また、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>A、B海水ストレーナは、差圧の確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、ボンネットを取り外すことができる設計とする。</p> <p>A原子炉補機冷却水冷却器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、</p>	<p>5.11.3 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設備及び仕様を第5.11－1表に示す。</p> <p>5.11.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p>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に使用する耐圧強化ベント系に使用する第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、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は、原子炉の停止中に開閉動作確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、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は、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</p> <p>緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプ、緊急用海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は、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。</p> <p>緊急用海水ポンプは、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</p> <p>緊急用海水ストレーナは、原子炉の停止中に差圧の確認が可能な設計とする。</p> <p>緊急用海水ストレーナは、原子炉の停止中に内部の確認が可能なようにボンネットを取り外すことができる設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水系による除熱に使用する残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉の運転中又は停止中に試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水ポンプは、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水ストレーナは、原子炉の運転中又は停止中に差圧の確認が可能な設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水ストレーナは、原子炉の停止中に内部の確認が可能なようにボンネットを取り外すことができる設計とする。</p> <p>残留熱除去系熱交換器は、原子炉の停止中に内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とす</p>	<p>設備の相違（技術的能力と整合）</p> <p>試験検査の実施時期の明確化（先行BWRに実施時期の記載あり）</p> <p>原子炉の運転時は当該系統は待機状態につき、ストレーナ差圧は、原子炉の停止中の機能・性能の確認において確認する。</p> <p>原子炉の運転時は当該系統は待機状態であるが、定期的な試験時にストレーナ差圧を確認可能な設計とする。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。</div> <div>代替補機冷却に使用する移動式大容量ポンプ車、A、B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器は、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。また、試験系統に含まれない系統については、悪影響防止のため、海水を含む原子炉補機冷却海水系統と、海水を含まない原子炉補機冷却水系統とを個別に通水及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</div> <div> <div>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（常設）の設備仕様</div> <div> <div>(1)　タービン動補助給水ポンプ</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高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</div> <div>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・給水設備</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> <div>型式　うず巻式（　蒸気加減弁付）</div> <div>台数　1</div> <div>容量　約2 5 0 m³ ／ h</div> <div>揚程　約9 5 0 m</div> <div>本体材料　合金鋼</div> </div> <div> <div>(2)　電動補助給水ポンプ</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高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</div> <div>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>・給水設備</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> <div>型式　うず巻式</div> <div>台数　2</div> <div>容量　約1 4 0 m³ ／ h（　1　台当たり）</div> <div>揚程　約9 5 0 m</div> <div>電動機　約6 5 0 k W（　1　台当たり）</div> <div>本体材料　合金鋼</div> </div> </div>	<div>る。</div> <div> <div>残留熱除去系熱交換器は、原子炉の停止中に伝熱管の非破壊検査が可能なように試験装置を設置できる設計とする。</div> </div> <div> <div>第5.11－1表　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（常設）の設備仕様</div> <div> <div>(1)　格納容器圧力逃がし装置</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>・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> <div>a．フィルタ装置</div> <div>放射性物質除去性能</div> <div> <div>エ　ア　ロ　ゾ　ル</div> <div>99.9%以上（スクラビング水及び金属フィルタ）</div> <div>無　機　よ　う　素</div> <div>99%以上（スクラビング水及びよう素除去部）</div> <div>有　機　よ　う　素</div> <div>98%以上（よう素除去部）</div> <div>個　　　数</div> <div>1</div> <div>最高使用圧力</div> <div>0.62MPa〔gage〕</div> <div>最高使用温度</div> <div>200℃</div> <div>材　　　料</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> <div>b．第一弁（S／C側）</div> <div> <div>型　　　式</div> <div>電気作動</div> <div>個　　　数</div> <div>1</div> <div>最高使用圧力</div> <div>0.62MPa〔gage〕</div> <div>最高使用温度</div> <div>200℃</div> <div>材　　　料</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> <div>c．第一弁（D／W側）</div> <div> <div>型　　　式</div> <div>電気作動</div> <div>個　　　数</div> <div>1</div> <div>最高使用圧力</div> <div>0.62MPa〔gage〕</div> <div>最高使用温度</div> <div>200℃</div> <div>材　　　料</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> <div>d．第二弁</div> <div> <div>型　　　式</div> <div>電気作動</div> <div>個　　　数</div> <div>1</div> </div> </div> </div>	

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div> <div> (3)　復水タンク </div> <div> 兼用する設備は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 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 </div> <div> <ul style="list-style-type: none"> 2　次系補給水設備 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 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 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 </div> <div> 型式　たて置円筒型 </div> <div> 基数　1 </div> <div> 容量　約1，200 m³ </div> <div> 本体材料　炭素鋼 </div> <div> 設置高さ　E L . + 11 . 3 m </div> <div> 距離　約40 m（3号炉心より） </div> </div>	<div> <div> <div> 最高使用圧力0.62MPa〔gage〕 </div> <div> 最高使用温度200℃ </div> <div> <div>材</div> <div>料</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> </div> <div> e．第二弁バイパス弁 </div> <div> <div>型</div> <div>式</div> <div>電気作動</div> </div> <div> <div>個</div> <div>数</div> <div>1</div> </div> <div> <div>最高使用圧力</div> <div>0.62MPa〔gage〕</div> </div> <div> <div>最高使用温度</div> <div>200℃</div> </div> <div> <div>材</div> <div>料</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> <div> f．第二操作室遮蔽 </div> <div> <div>材</div> <div>料</div> <div>鉄筋コンクリート</div> </div> <div> <div>遮</div> <div>蔽</div> <div>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> <div> <div></div> <div>400mm 以上（上記以外の遮蔽）</div> </div> <div> g．第二操作室空気ポンベユニット（空気ポンベユニット） </div> <div> <div>個</div> <div>数</div> <div>17（予備7）</div> </div> <div> <div>容</div> <div>量</div> <div>約47L／本</div> </div> <div> h．差圧計 </div> <div> <div>個</div> <div>数</div> <div>1</div> </div> <div> i．遠隔人力操作機構 </div> <div> <div>個</div> <div>数</div> <div>4</div> </div> <div> j．可搬型窒素供給装置 </div> <div> <div>個</div> <div>数</div> <div>2（予備1）</div> </div> <div> <div>容</div> <div>量</div> <div>約200Nm³／h／個</div> </div> <div> k．圧力開放板 </div> <div> <div>型</div> <div>式</div> <div>引張型ラプチャーディスク</div> </div> <div> <div>個</div> <div>数</div> <div>1</div> </div> <div> <div>最高使用圧力</div> <div>0.08MPa〔gage〕</div> </div> <div> <div>最高使用温度</div> <div>200℃</div> </div> <div> <div>材</div> <div>料</div> <div>ステンレス鋼</div> </div> </div>	
<div> <div> (4)　蒸気発生器 </div> <div> 兼用する設備は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> 1　次冷却設備（通常運転時等） 1　次冷却設備（重大事故等時） 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 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 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> 型式　たて置U　字管式熱交換器型 </div> <div> 基数　4 </div> <div> 胴側最高使用圧力　8．17 MPa〔gage〕 </div> <div> 約8．8 MPa〔gage〕（重大事故等時における使用時の値） </div> <div> 管側最高使用圧力　17．16 MPa〔gage〕 </div> <div> 約18．9 MPa〔gage〕（重大事故等時における使用時の値） </div> <div> 1次冷却材流量　約15，000 t／h（1基当たり） </div> </div>	<div> <div> (2)　耐圧強化ベント系 </div> <div> 兼用する設備は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 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 </div> <div> <div>系</div> <div>統</div> <div>数</div> <div>1</div> </div> <div> <div>系統設計流量</div> <div>約48,000kg／h</div> </div> </div>	

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

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
主蒸気運転圧力（定格出力時）　約6．03MPa〔gage〕 主蒸気運転温度（定格出力時）　約277℃ 蒸気発生量（　定格出力時）　約1，690t／h（　1　基当たり） 出口蒸気湿分　0．25wt％以下 伝熱面積　約4，870m ² （　1　基当たり） 伝熱管 本数　3，382（　1　基当たり） 外径　約22．2mm 厚さ　約1．3mm 胴部外径 上部　約4．5m 下部　約3．4m 全高　約21m 材料 本体　低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管　ニッケル・クロム・鉄合金 管板肉盛り　ニッケル・クロム・鉄合金 水室肉盛り　ステンレス鋼 （5）　主蒸気逃がし弁 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高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 ・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 ・主蒸気系統設備 ・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 型式　空気作動式 個数　4 口径　6B 容量　約177t／h（　1　個当たり） 最高使用圧力　8．17MPa〔gage〕 約8．8MPa〔gage〕（　重大事故等時における使用時の値） 最高使用温度　298℃ 約346℃　（　重大事故等時における使用時の値） 本体材料　炭素鋼	a．第一弁（S／C側） 型　　　式　　　　　電気作動 個　　　数　　　　　1 最高使用圧力　　　　　0.62MPa〔gage〕 最高使用温度　　　　　200℃ 材　　　料　　　　　ステンレス鋼 b．第一弁（D／W側） 型　　　式　　　　　電気作動 個　　　数　　　　　1 最高使用圧力　　　　　0.62MPa〔gage〕 最高使用温度　　　　　200℃ 材　　　料　　　　　ステンレス鋼 c．耐圧強化ベント系一次隔離弁 型　　　式　　　　　電気作動 個　　　数　　　　　1 最高使用圧力　　　　　0.62MPa〔gage〕 最高使用温度　　　　　200℃ 材　　　料　　　　　ステンレス鋼 d．耐圧強化ベント系二次隔離弁 型　　　式　　　　　電気作動 個　　　数　　　　　1 最高使用圧力　　　　　0.62MPa〔gage〕 最高使用温度　　　　　200℃ 材　　　料　　　　　ステンレス鋼 （3）　緊急用海水ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 型　　　式　　　　　ターボ形 個　　　数　　　　　1（予備1） 容　　　量　　　　　約844m ³ ／h 全　　揚　　程　　　約130m	

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div>(6) 格納容器再循環ユニット</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>・格納容器換気空調設備</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>型式 原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型</div> <div>基数 2 （格納容器内自然対流冷却時はA、B号機のみ使用）</div> <div>伝熱容量 約13.0MW（1基当たり）</div> <div>最高使用温度</div> <div>管側 約175℃</div> <div>最高使用圧力</div> <div>管側 1.4MPa〔gage〕</div> <div><div>(7) 海水ストレーナ</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>・原子炉補機冷却海水設備</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>・重大事故等の収束に必要な水の供給設備</div></div><div>型式 たて置円筒型</div><div>基数 2 （格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却時はA、B号機のみ使用）</div><div>最高使用圧力 0.7MPa〔gage〕</div><div>約1.25MPa〔gage〕（重大事故等時における使用時の値）</div><div>最高使用温度 50℃</div><div>本体材料 炭素鋼</div><div><div>(8) 原子炉補機冷却水冷却器</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>・原子炉補機冷却水設備</div><div>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</div></div></div></div>	<div><div>最高使用圧力 2.45MPa〔gage〕</div><div>最高使用温度 38℃</div><div>本体材料 ステンレス鋼</div></div> <div><div>(4) 緊急用海水ストレーナ</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>・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</div></div><div><div>型式 バスケット形ダブルストレーナ</div><div>個数 1</div><div>最高使用圧力 2.45MPa〔gage〕</div><div>最高使用温度 38℃</div><div>本体材料 ステンレス鋼</div></div><div><div>(5) 残留熱除去系海水ポンプ</div><div>兼用する設備は以下のとおり。</div><div><div>・残留熱除去系</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><div><div>型式 たて形うず巻式</div><div>個数 4</div><div>容量 約886m³／h／個</div><div>全揚程 約184m</div><div>最高使用圧力 3.45MPa〔gage〕</div><div>最高使用温度 38℃</div><div>本体材料 鋳鋼</div></div><div><div>(6) 残留熱除去系海水ストレーナ</div><div>兼用する設備は以下のとおり。</div><div><div>・残留熱除去系</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></div></div></div>	

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div><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>・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</div></div><div>型式 横置直管式</div><div>基数 1 （格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却時はA号機のみ使用）</div><div>伝熱容量 約19.2MW</div><div>最高使用温度</div><div>管側 50℃</div><div>胴側 95℃</div><div>約175℃（重大事故等時における使用時の値）</div><div>最高使用圧力</div><div>管側 0.7MPa〔gage〕</div><div>約1.25MPa〔gage〕（重大事故等時における使用時の値）</div><div>胴側 1.4MPa〔gage〕</div><div>材料</div><div>管側 アルミブラス</div><div>胴側 炭素鋼</div></div>	<div><div><div>・原子炉格納容器内の冷却等のための設</div><div>型式 円筒縦形</div><div>個数 2</div><div>最高使用圧力 3.45MPa〔gage〕</div><div>最高使用温度 38℃</div><div>本体材料 ステンレス鋼</div></div><div><div>(7) 残留熱除去系熱交換器</div><div>兼用する設備は以下のとおり。</div><div><div>・残留熱除去系</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><div><div>型式 縦型Uチューブ式</div><div>基数 2</div><div>伝熱容量 約19.4×10³kW／個（原子炉停止時冷却モード）</div><div>最高使用圧力</div><div>管側 3.45MPa〔gage〕</div><div>胴側 3.45MPa〔gage〕</div><div>最高使用温度</div><div>管側 249℃</div><div>胴側 249℃</div><div>材料</div><div>管側 白銅管</div><div>胴側 炭素鋼</div></div><div><div>(8) 残留熱除去系ポンプ</div><div>兼用する設備は以下のとおり。</div><div><div>・残留熱除去系</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><div><div>型式 たて形電動うず巻式</div><div>個数 3</div><div>容量 約1,690m³／h／個</div></div></div></div></div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所　3／4号炉	東海第二発電所	備考
＊　1　保有台数を示す。必要台数は2　台（　予備1　台）　とする。	全　　揚　　程	約 85m
	最高使用圧力	3. 50MPa〔gage〕
	最高使用温度	182℃
	本　　体　　材　　料	鋳鋼
	(9)　サプレッション・プール	
	兼用する設備は以下のとおり。	
	・原子炉格納施設	
	・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	
	・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	
	・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	
	・原子炉格納容器内の冷却等のための設備	
	・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	
	・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	
	・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備	
	個　　　　　数	1
容　　　　　量	約 3, 400m ³	
最高使用圧力	0. 62MPa　〔gage〕	
最高使用温度	200℃	
材　　　　　料	炭素鋼	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

<div> 玄海原子力発電所 3／4号炉 </div>	<div> 東海第二発電所 </div>	備考
<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 概略系統図 (1) (蒸気発生器2次側による炉心冷却、蒸気発生器2次側による炉心冷却 (蒸気放出))</p> </div>	<div> <p>第5.11-1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> </div>	<div> ウエットウェルベント時の系統状態を示す。 </div>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

<div> 玄海原子力発電所 3／4号炉 </div>	<div> 東海第二発電所 </div>	備考
<div> <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 概略系統図（2） （移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却）</p> </div>	<div> <p>第 5.11-2 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> ウェットウェルベント時の系統状態を示す。 </div>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

<div> 玄海原子力発電所 3／4号炉 </div>	<div> 東海第二発電所 </div>	備考
<div> <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 概略系統図 (3) (移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却)</p> </div>	<div> <p>第5.11-3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> <p>残留熱除去系海水系A系通水時を示す。</p> </div>	

東海第二－玄海3／4補足資料比較表

玄海3／4号	東二	東二資料の有無	採用	要否理由・記載方針
			要否	
48条				
48-1 SA設備基準適合性 一覧表	48-1 SA設備基準適合性 一覧表	有	－	
	48-2 電源構成図	－	－	
	48-3 計測制御系統図	－	－	
48-2 配置図	48-4 配置図	有	－	
48-3 試験・検査説明資料	48-5 系統図	有	－	
48-4 系統図	48-6 試験・検査	有	－	
48-5 容量設定根拠	48-7 容量設定根拠	有	－	
なし	48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について	－	－	
48-6 SAバウンダリ系統図(参考図)	48-9 SAバウンダリ系統図(参考図)	有	－	
48-7 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却について	－	無	否	PWR特有の設備。