

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>5.4.1 概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、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。</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概略系統図を第5.4.1図から第5.4.4図に示す。</p> <p>5.4.2 設計方針</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、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。</p> <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"> <li>・高圧注入ポンプ</li> </ul>	<p>5.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>5.7.1 概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、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ける。</p> <p>また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系については、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系については、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第5.7-1図から第5.7-4図に示す。</p> <p>5.7.2 設計方針</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却するための設備として、以下の対策及び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時及び所内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並びに監視及び制御）を設ける。</p> <p>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。</p> <p>(1) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 高圧代替注水系による原子炉注水</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等により、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、原子炉圧力容器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蓄電池から給電可能な設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>記載適正化。</p> <p>既設設備使用の明示。</p> <p>先行BWRとの整合。 同上。</p> <p>これ以降は「原子炉」又は「原子炉圧力容器」という。 設備の相違。 (先行BWRとの整合)</p> <p>設備の相違。 (先行BWRとの整合)</p> <p>設備の相違。 (先行BWRとの整合)</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>・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> <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>(2) サポート系故障時に用いる設備</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。具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設高圧代替注水系ポンプ</li> <li>・サブプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）</li> <li>・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）</li> <li>・可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）</li> <li>・緊急用直流 125V 蓄電池（10.2 代替電源設備）</li> </ul> <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) 現場手動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（現場手動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、高圧代替注水系の蒸気系電動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。これらにより、高圧代替注水が必要な期間にわたって運転が継続できる設計とする。蒸気系電動弁の現場での人力操作は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"> <li>・常設高圧代替注水系ポンプ</li> <li>・サブプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）</li> </ul> <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) 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時及び所内常設直流電源喪失時の原子炉の冷却</p> <p>(a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>全交流動力電源喪失時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」</p>	<p>備考</p> <p>設備の相違。                      (先行 BWR との整合)</p> <p>設備の相違。                      (先行 BWR との整合)</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><b>a. タービン動補助給水ポンプの機能回復</b></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"> <li>・タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）</li> <li>・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁</li> </ul> <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>b. 電動補助給水ポンプの機能回復</b></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>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備）</li> </ul> <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>と同じである。</p> <p><b>(b) 現場手動操作による高圧代替注水系起動</b></p> <p>全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源系統が喪失し、さらに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（現場手動操作による高圧代替注水系起動）は「5.7.2 (1) a. (b) 現場手動操作による高圧代替注水系起動」と同じである。</p> <p><b>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</b></p> <p><b>(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</b></p> <p>全交流動力電源喪失時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、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、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用し可搬型代替低圧電源車に燃料を補給することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段が整うまでの間、原子炉隔離時冷却系を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"> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>・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）</li> <li>・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）</li> <li>・可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）</li> <li>・可搬型整流器（10.2 代替電源設備）</li> <li>・可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備）</li> <li>・タンクローリ（10.2 代替電源設備）</li> </ul> <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>備考</p> <p>設備の相違。              （先行BWR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>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"> <li>・主蒸気逃がし弁</li> </ul>	<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>常設所内直流電源系統が喪失した場合の高圧注水のための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、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、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用し、可搬型代替低圧電源車へ燃料を補給することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段が整うまでの間、原子炉隔離時冷却系を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"> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>・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）</li> <li>・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）</li> <li>・可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）</li> <li>・可搬型整流器（10.2 代替電源設備）</li> <li>・可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備）</li> <li>・タンクローリ（10.2 代替電源設備）</li> </ul> <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) 原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系による原子炉注水</p> <p>a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</p> <p>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ブプレッション・プールを使用する。</p> <p>サブプレッション・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、原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。原子炉隔離時冷却系ポンプ</p>	<p>設備の相違。</p> <p>（先行BWR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> <p>DB設備によるSA対処。</p> <p>（先行BWRとの整合。ただし「設計基準拡張」は削除）</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>(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は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"> <li>・加圧器水位 (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備))</li> <li>・蒸気発生器広域水位 (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備))</li> </ul>	<p>は、蒸気タービン駆動のポンプを原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>・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)</li> </ul> <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>b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水</b></p> <p>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（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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用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圧力容器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より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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧炉心スプレイ系ポンプ</li> <li>・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)</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ</li> </ul> <p>その他、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプの流路として、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を使用する。</p> <p>設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として使用する。</p> <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は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（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位を使用する。</p> <p>原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）は原子炉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（SA）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圧力容器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>備考</p> <p>設備の相違。              (先行BWRとの整合)</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
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器狭域水位（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））</li> <li>・ 補助給水流量（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））</li> <li>・ 復水タンク水位（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））</li> </ul> <p style="margin-top: 20px;">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>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"> <li>・ 原子炉水位（広帯域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））</li> <li>・ 原子炉水位（燃料域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））</li> <li>・ 原子炉水位（S A広帯域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））</li> <li>・ 原子炉水位（S A燃料域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））</li> <li>・ サプレッション・プール水位（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））</li> <li>・ 原子炉圧力（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））</li> <li>・ 原子炉圧力（S A）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））</li> <li>・ 高压代替注水系系統流量（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））</li> </ul> <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>常設高压代替注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高压炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉圧力容器への高压注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合の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圧力容器に注水することで、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」と同じである。</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"> <li>・ ほう酸水注入ポンプ（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）</li> <li>・ ほう酸水貯蔵タンク（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）</li> <li>・ 常設代替高压電源装置（10.2 代替電源設備）</li> <li>・ 可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）</li> <li>・ 可搬型整流器（10.2 代替電源設備）</li> <li>・ 可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備）</li> <li>・ タンクローリ（10.2 代替電源設備）</li> </ul> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ、高压炉心スプレイ系ポンプ、ほう酸水注入ポンプ、サプレッション・プール及び原子炉圧力容器は、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</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>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>多様性、位置的分散等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となる水の供給設備」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蓄電池、可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器、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>原子炉水位計（広帯域）、原子炉水位計（燃料域）、原子炉水位計（S A広帯域）、原子炉水位計（S A燃料域）、原子炉圧力計、原子炉圧力計（S A）、高圧代替注水系系統流量計及びサプレッション・プール水位計は、「6.5 計装設備（重大事故等対処設備）」に示す。</p> <p>ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクについては、「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>5.7.2.1 多様性及び位置的分散</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>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・プールから原子炉圧力容器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独立した設計とする。また、サプレッション・プールから原子炉圧力容器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独立した設計とする。</p> <p>常設高圧代替注水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していることから、原子炉隔離時冷却系側の蒸気配管で蒸気流出が継続するような不具合（原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁が開状態から動作不能になった場合や、配管機能が喪失した場合）が発生した場合においても、原子炉隔離時冷却系S A蒸気止め弁を閉操作することで、常設高圧代替注水系ポンプ側へ十分な蒸気が供給できる設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>東二は、サプレッション・プールを水源としているため多様性なし</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</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>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>5.4.2.2 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。                      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。                      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。                      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。                      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>5.4.2.3 容量等                      基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。                      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</p>	<p>高圧代替注水系の蒸気系電動弁については、原子炉隔離時冷却系の電動弁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蓄電池により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、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冷却水を自己冷却とすることで、自己冷却である原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプにより冷却する高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。</p> <p>5.7.2.2 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。                      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、通常待機時の隔離された状態から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。                      原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却に使用する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。                      高圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールは、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>5.7.2.3 容量等                      基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。                      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。                      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</p>	<p>備考</p> <p>設備の相違。                      (先行BWRとの整合)</p> <p>設備の相違。                      (先行BWRとの整合)</p> <p>設備の相違。                      (先行BWRとの整合)</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>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>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。</p> <p>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。</p> <p>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ンプ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</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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として使用するサブプレッション・プールは、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>ほう酸水注入ポンプの流量及びほう酸水貯蔵タンクの容量については、「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」で示す。</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、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及びほう酸水注入ポンプは、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>常設高圧代替注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及びほう酸水注入ポンプは、中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>また、中央制御室からの操作により常設高圧代替注水ポンプを起動できない場合に現場で操作する弁は、操作場所の放射線量が高くなならないよう考慮した場所に設置する設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>設備の相違。                      （先行BWRとの整合）</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>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</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及びサブプレッション・プールを使用した常設高圧代替注水系による原子炉注水を行う系統は、中央制御室のスイッチ操作により確実に起動できる設計とする。また、高圧代替注水系を中央制御室から操作ができない場合であっても、現場にて弁を人力で操作することにより高圧代替注水系を運転可能な設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ、サブプレッション・プールを使用した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使用できる設計とする。原子炉隔離時冷却系ポンプは中央制御室のスイッチ操作で起動可能な設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>設備の相違。                      （先行BWRとの整合）</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>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                      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                      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>5.7.3 主要設備及び仕様                      原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に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 試験及び検査                      基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」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し、分解が可能な設計とする。</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、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し、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、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し、分解が可能な設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>設備の相違。                      （先行BWRとの整合）</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>主蒸気逃がし弁は、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 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧注入系</li> <li>・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</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</li> <li>・重大事故等の収束に必要な水の供給設備</li> </ul> <table border="1"> <tr><td>型 式</td><td>うず巻式</td></tr> <tr><td>台 数</td><td>2</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 320m<sup>3</sup>/h（1台当たり）</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>16.7MPa [gage]</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>150℃</td></tr> <tr><td>揚 程</td><td>約 960m</td></tr> <tr><td>接液部材料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(2) 加圧器逃がし弁 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・1次冷却設備（通常運転時等）</li> <li>・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</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</li> <li>・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</li> </ul> <table border="1"> <tr><td>型 式</td><td>空気作動式</td></tr> <tr><td>個 数</td><td>2</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>17.16MPa [gage] 約 19.6MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>360℃ 約 365℃（重大事故等時における使用時の値）</td></tr> <tr><td>吹出容量</td><td>約 95t/h（1個当たり）</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(3) 燃料取替用水タンク 兼用する設備は以下のとおり。</p>	型 式	うず巻式	台 数	2	容 量	約 320m <sup>3</sup> /h（1台当たり）	最高使用圧力	16.7MPa [gage]	最高使用温度	150℃	揚 程	約 960m	接液部材料	ステンレス鋼	型 式	空気作動式	個 数	2	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）	最高使用温度	360℃ 約 365℃（重大事故等時における使用時の値）	吹出容量	約 95t/h（1個当たり）	材 料	ステンレス鋼	<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の主要仕様</p> <p>(1) 常設高圧代替注水系ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</li> </ul> <table border="1"> <tr><td>型 式</td><td>うず巻形</td></tr> <tr><td>個 数</td><td>1</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 136m<sup>3</sup>/h</td></tr> <tr><td>全 揚 程</td><td>約 882m</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>10.35MPa [gage]</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>120℃</td></tr> </table> <p>(2) 原子炉隔離時冷却系ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</li> </ul> <p>主要仕様については、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に示す。</p> <p>(3) 高圧炉心スプレイ系ポンプ 主要仕様については、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。</p> <p>(4) サプレッション・プール 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</li> <li>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</li> <li>・原子炉格納容器内の冷却等のための設備</li> <li>・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</li> <li>・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</li> <li>・重大事故等の収束に必要な水の供給設備</li> </ul> <p>主要仕様については、「9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に示す。</p>	型 式	うず巻形	個 数	1	容 量	約 136m <sup>3</sup> /h	全 揚 程	約 882m	最高使用圧力	10.35MPa [gage]	最高使用温度	120℃	
型 式	うず巻式																																							
台 数	2																																							
容 量	約 320m <sup>3</sup> /h（1台当たり）																																							
最高使用圧力	16.7MPa [gage]																																							
最高使用温度	150℃																																							
揚 程	約 960m																																							
接液部材料	ステンレス鋼																																							
型 式	空気作動式																																							
個 数	2																																							
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）																																							
最高使用温度	360℃ 約 365℃（重大事故等時における使用時の値）																																							
吹出容量	約 95t/h（1個当たり）																																							
材 料	ステンレス鋼																																							
型 式	うず巻形																																							
個 数	1																																							
容 量	約 136m <sup>3</sup> /h																																							
全 揚 程	約 882m																																							
最高使用圧力	10.35MPa [gage]																																							
最高使用温度	120℃																																							

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																																				
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入系</li> <li>・ 低圧注入系</li> <li>・ 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</li> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</li> <li>・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</li> <li>・ 原子炉格納容器スプレイ設備</li> <li>・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</li> <li>・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</li> <li>・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</li> <li>・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</li> <li>・ 火災防護設備</li> </ul> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr><td style="width: 10%;">型 式</td><td>たて置円筒型</td></tr> <tr><td>基 数</td><td>1</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 2,100m<sup>3</sup></td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>大気圧</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>95℃</td></tr> <tr><td>ほう素濃度</td><td>3,100ppm 以上</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> <tr><td>設 置 高 さ</td><td>EL. 0.0m</td></tr> <tr><td>距 離</td><td>約 70m（3号炉心より）</td></tr> </table> <p>(4) 蓄圧タンク 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蓄圧注入系</li> <li>・ 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</li> </ul> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr><td style="width: 10%;">型 式</td><td>たて置円筒型</td></tr> <tr><td>基 数</td><td>4</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 38m<sup>3</sup>（1基当たり）</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>4.9MPa [gage]</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>150℃</td></tr> <tr><td>加圧ガス圧力</td><td>約 4.4MPa [gage]</td></tr> <tr><td>運 転 温 度</td><td>約 49℃</td></tr> <tr><td>ほう素濃度</td><td>3,100ppm 以上</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>炭素鋼（ステンレス内張り）</td></tr> </table>	型 式	たて置円筒型	基 数	1	容 量	約 2,100m <sup>3</sup>	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）	型 式	たて置円筒型	基 数	4	容 量	約 38m <sup>3</sup> （1基当たり）	最高使用圧力	4.9MPa [gage]	最高使用温度	150℃	加圧ガス圧力	約 4.4MPa [gage]	運 転 温 度	約 49℃	ほう素濃度	3,100ppm 以上	材 料	炭素鋼（ステンレス内張り）	<p>(5) ほう酸水注入ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</li> <li>・ 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</li> <li>・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</li> </ul> <p>主要仕様については、「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>(6) ほう酸水貯蔵タンク 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</li> <li>・ 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</li> <li>・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</li> </ul> <p>主要仕様については、「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>	
型 式	たて置円筒型																																					
基 数	1																																					
容 量	約 2,100m <sup>3</sup>																																					
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）																																					
型 式	たて置円筒型																																					
基 数	4																																					
容 量	約 38m <sup>3</sup> （1基当たり）																																					
最高使用圧力	4.9MPa [gage]																																					
最高使用温度	150℃																																					
加圧ガス圧力	約 4.4MPa [gage]																																					
運 転 温 度	約 49℃																																					
ほう素濃度	3,100ppm 以上																																					
材 料	炭素鋼（ステンレス内張り）																																					

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																										
<p>(5) 蓄圧タンク出口弁 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・蓄圧注入系</li> <li>・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</li> </ul> <table border="0"> <tr> <td>型 式</td> <td>電気交流作動式</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>17.16MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>150℃</td> </tr> <tr> <td>材 料</td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> </table> <p>(6) 余熱除去ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・余熱除去設備</li> <li>・低圧注入系</li> <li>・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</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</li> <li>・重大事故等の収束に必要な水の供給設備</li> </ul> <table border="0"> <tr> <td>型 式</td> <td>うず巻式</td> </tr> <tr> <td>台 数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>容 量</td> <td>約 680m<sup>3</sup>/h (1台当たり) (余熱除去運転時)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>約 1,020m<sup>3</sup>/h (1台当たり) (安全注入時及び再循環時)</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>4.5MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>200℃</td> </tr> <tr> <td>揚 程</td> <td>約 107m (余熱除去運転時) 約 91m (安全注入時及び再循環時)</td> </tr> <tr> <td>本 体 材 料</td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> </table> <p>(7) 余熱除去冷却器 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・余熱除去設備</li> <li>・低圧注入系</li> <li>・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</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</li> <li>・重大事故等の収束に必要な水の供給設備</li> </ul>	型 式	電気交流作動式	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	型 式	うず巻式	台 数	2	容 量	約 680m <sup>3</sup> /h (1台当たり) (余熱除去運転時)		約 1,020m <sup>3</sup> /h (1台当たり) (安全注入時及び再循環時)	最高使用圧力	4.5MPa [gage]	最高使用温度	200℃	揚 程	約 107m (余熱除去運転時) 約 91m (安全注入時及び再循環時)	本 体 材 料	ステンレス鋼		
型 式	電気交流作動式																											
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																											
型 式	うず巻式																											
台 数	2																											
容 量	約 680m <sup>3</sup> /h (1台当たり) (余熱除去運転時)																											
	約 1,020m <sup>3</sup> /h (1台当たり) (安全注入時及び再循環時)																											
最高使用圧力	4.5MPa [gage]																											
最高使用温度	200℃																											
揚 程	約 107m (余熱除去運転時) 約 91m (安全注入時及び再循環時)																											
本 体 材 料	ステンレス鋼																											



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																								
<table border="0"> <tr><td>型式</td><td>横置U字管式</td></tr> <tr><td>基数</td><td>2</td></tr> <tr><td>伝熱量</td><td>約 10.8MW（1基当たり）</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td></td></tr> <tr><td>管側</td><td>4.5MPa [gage]</td></tr> <tr><td>胴側</td><td>1.4MPa [gage]</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td></td></tr> <tr><td>管側</td><td>200℃</td></tr> <tr><td>胴側</td><td>95℃</td></tr> <tr><td>材料</td><td></td></tr> <tr><td>管側</td><td>ステンレス鋼</td></tr> <tr><td>胴側</td><td>炭素鋼</td></tr> </table>	型式	横置U字管式	基数	2	伝熱量	約 10.8MW（1基当たり）	最高使用圧力		管側	4.5MPa [gage]	胴側	1.4MPa [gage]	最高使用温度		管側	200℃	胴側	95℃	材料		管側	ステンレス鋼	胴側	炭素鋼		
型式	横置U字管式																									
基数	2																									
伝熱量	約 10.8MW（1基当たり）																									
最高使用圧力																										
管側	4.5MPa [gage]																									
胴側	1.4MPa [gage]																									
最高使用温度																										
管側	200℃																									
胴側	95℃																									
材料																										
管側	ステンレス鋼																									
胴側	炭素鋼																									
<p>(8) タービン動補助給水ポンプ                      兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</li> <li>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</li> <li>・給水設備</li> <li>・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</li> </ul> <table border="0"> <tr><td>型式</td><td>うず巻式（蒸気加減弁付）</td></tr> <tr><td>台数</td><td>1</td></tr> <tr><td>容量</td><td>約 250m<sup>3</sup>/h</td></tr> <tr><td>揚程</td><td>約 950m</td></tr> <tr><td>本体材料</td><td>合金鋼</td></tr> </table>	型式	うず巻式（蒸気加減弁付）	台数	1	容量	約 250m <sup>3</sup> /h	揚程	約 950m	本体材料	合金鋼																
型式	うず巻式（蒸気加減弁付）																									
台数	1																									
容量	約 250m <sup>3</sup> /h																									
揚程	約 950m																									
本体材料	合金鋼																									
<p>(9) タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁                      兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</li> <li>・給水設備</li> </ul> <table border="0"> <tr><td>型式</td><td>電気直流作動式</td></tr> <tr><td>個数</td><td>2</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>8.17MPa [gage]</td></tr> <tr><td></td><td>約 8.8MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）</td></tr> </table>	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）																		
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）																									

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
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		
(10) 復水タンク		
兼用する設備は以下のとおり。		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・2次系補給水設備</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器内の冷却等のための設備</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</li> </ul>		
型 式 たて置円筒型		
基 数 1		
容 量 約 1,200m <sup>3</sup>		
本体材料 炭素鋼		
設置高さ EL. +11.3m		
距 離 約 40m（3号炉心より）		
(11) 蒸気発生器		
兼用する設備は以下のとおり。		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次冷却設備(通常運転時等)</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次冷却設備(重大事故等時)</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</li> </ul>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</li> </ul>		
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）		

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
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 4,870m <sup>2</sup> (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		
胴部外形			
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。			
<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</li> <li>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</li> <li>・給水設備</li> <li>・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</li> </ul>			
型式	うず巻式		
台数	2		
容量	約 140m <sup>3</sup> /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		

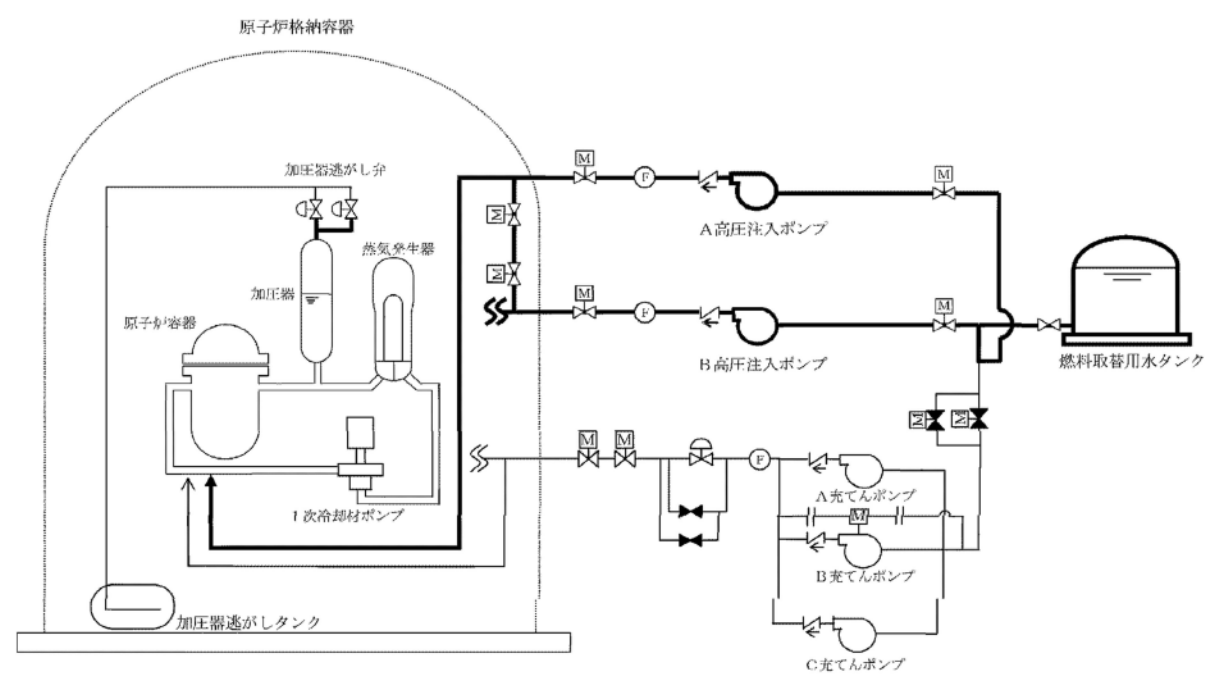
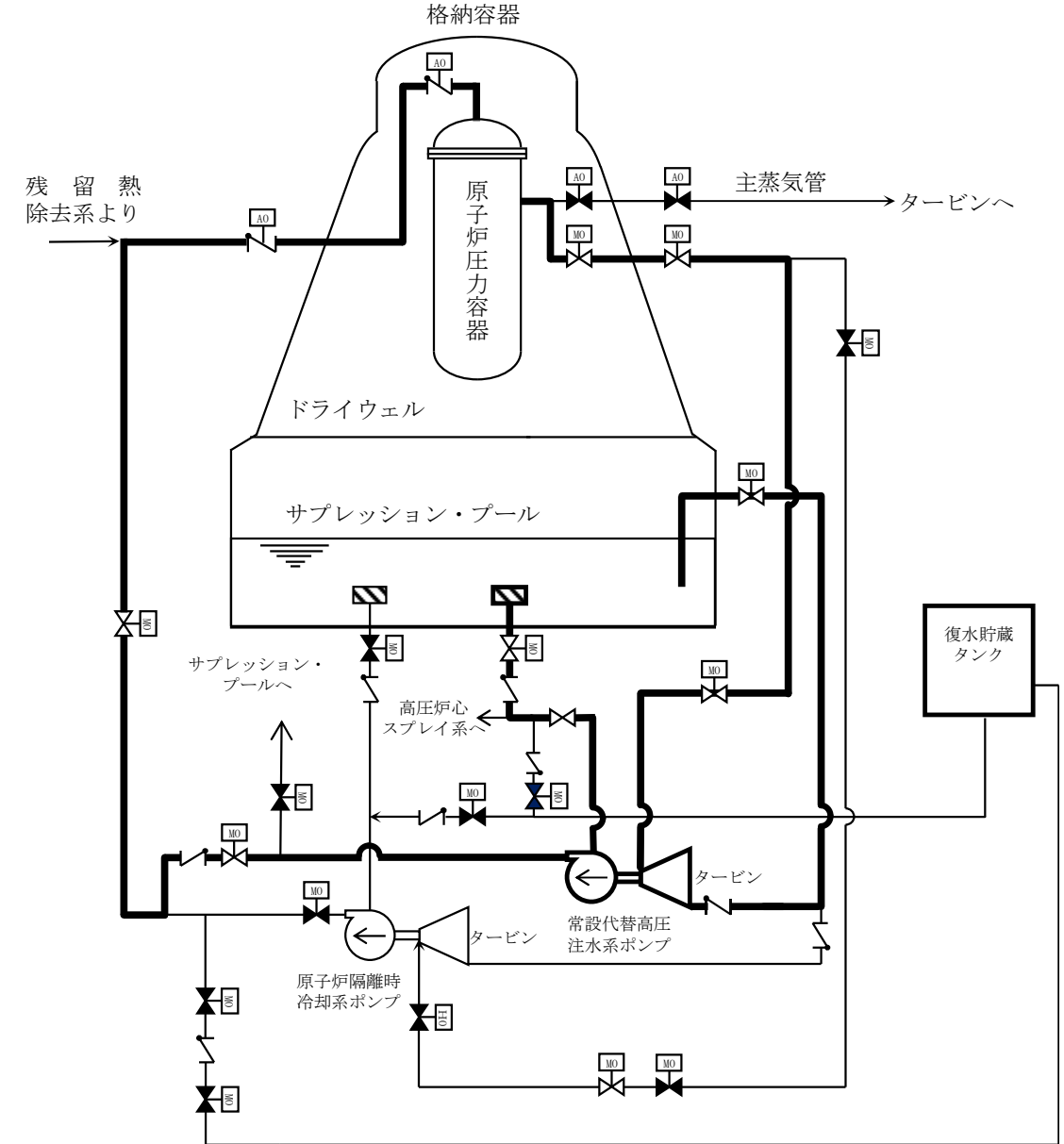


玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第45条】

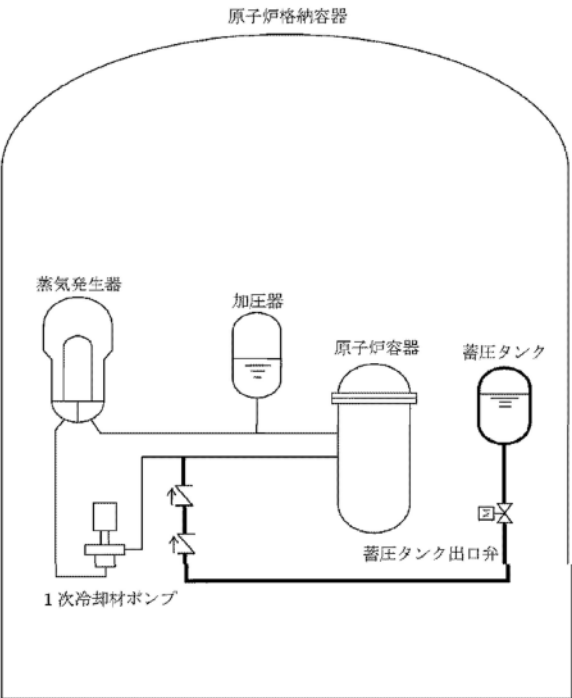
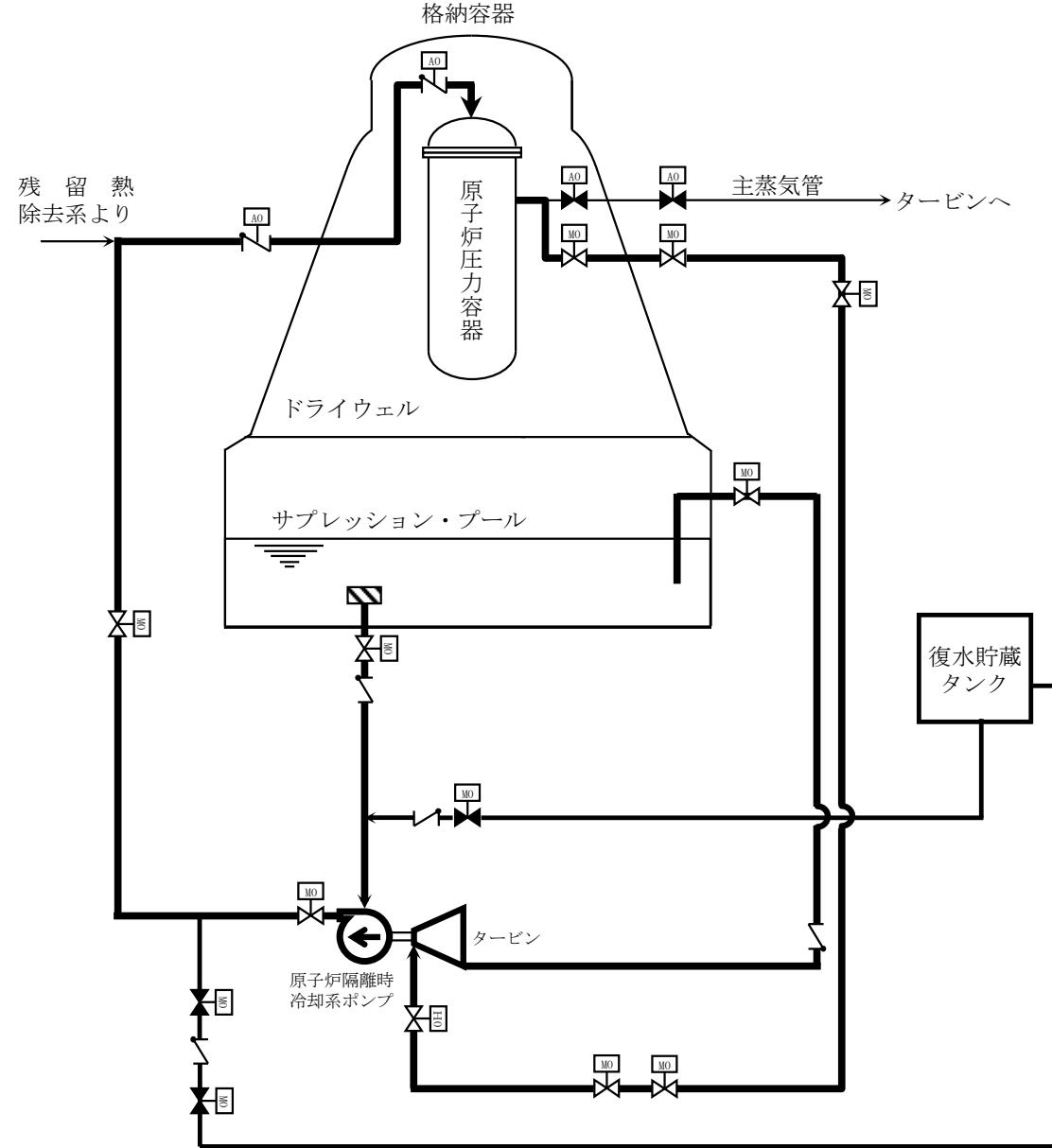
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>(13) 主蒸気逃がし弁                      兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</li> <li>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</li> <li>・主蒸気系統設備</li> <li>・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</li> </ul> <p>型 式                    空気作動式</p> <p>個 数                    4</p> <p>口 径                    6B</p> <p>容 量                    約 177t/h（1個当たり）</p> <p>最高使用圧力            8.17MPa [gage]</p> <p>                             約 8.8MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）</p> <p>最高使用温度            298℃</p> <p>                             約 349℃（重大事故等時における使用時の値）</p> <p>本 体 材 料              炭素鋼</p>		

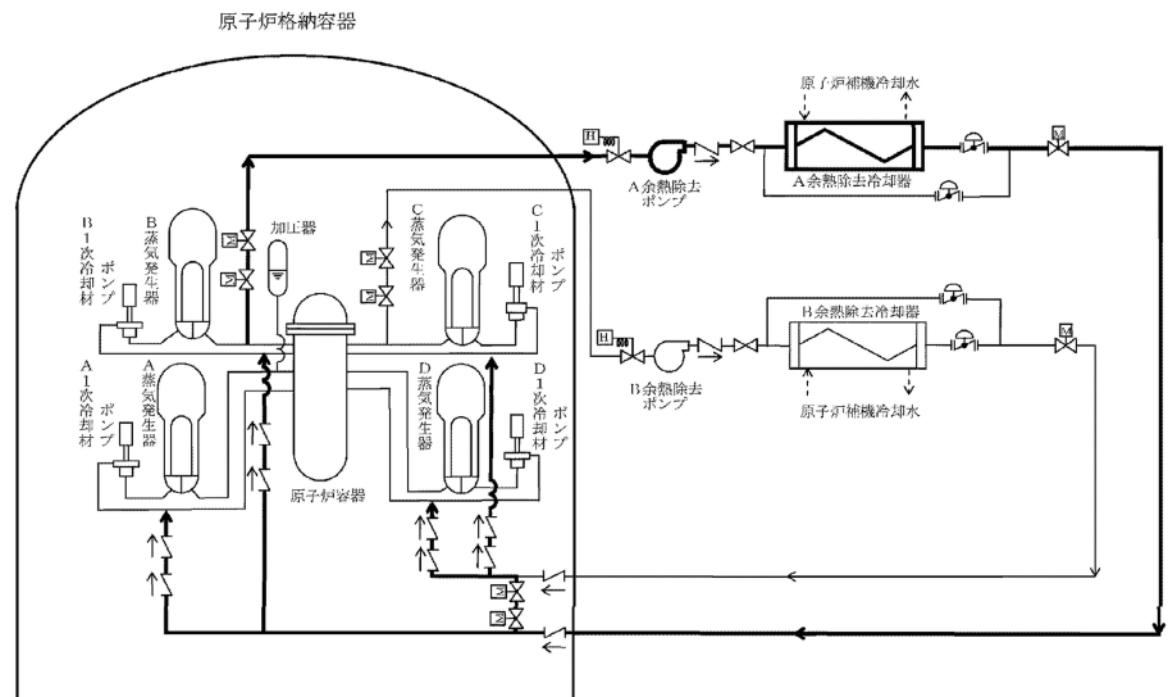
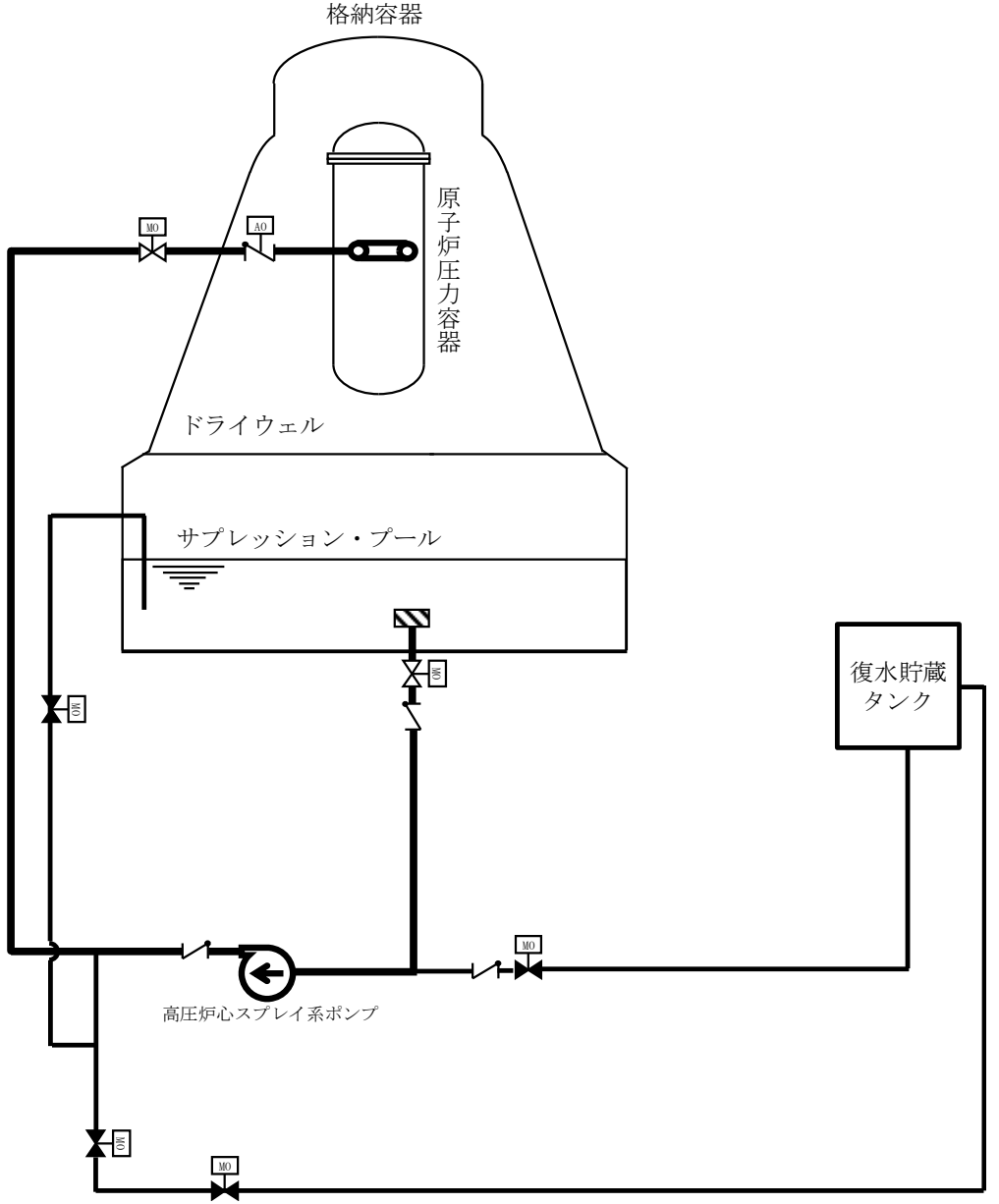
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3/4号炉	東海第二発電所	備考
 <p>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)</p>	 <p>第 5.7-1 図 高圧代替注水系系統概要図</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 data-bbox="207 1354 1172 1428">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>	 <p data-bbox="1617 1617 2181 1648">第5.7-2図 原子炉隔離時冷却系系統概要図</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>第 5.4.3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (3)              (1次系のフィードアンドブリード)</p>	 <p>第 5.7-3 図 高圧炉心スプレイ系系統概要図</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>第 5.4.4 図 原子炉冷却材圧力パ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>	<p>第 5.7-4 図 ほう酸水注入系系統概要図</p>	