

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	工認-226 改4
提出年月日	平成30年9月20日

日本原子力発電株式会社

東海第二発電所 本文

原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）（個別項目）の
基本設計方針

抜粋資料

変 更 前	変 更 後
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉冷却材</p> <p>原子炉冷却材は、通常運転時における圧力、温度及び放射線によって起こる最も厳しい条件において、核的性質として核反応断面積が核反応維持のために適切であり、熱水力的性質として冷却能力が適切であることを保持し、かつ、燃料体及び構造材の健全性を妨げることのない性質であり、通常運転時において放射線に対して化学的に安定であることを保持し得る設計とする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉冷却材</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>
<p>2. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>2.1 原子炉冷却材再循環系</p> <p>原子炉冷却材再循環系は、再循環系ポンプ及び原子炉圧力容器内部に設けられたジェットポンプにより、炉水を原子炉圧力容器内に循環させて、炉心から熱除去を行う。</p> <p>再循環系ポンプ全台が電源喪失した場合でも、燃料棒が十分な熱的余裕を有し、かつタービン・トリップ又は負荷遮断直後の原子炉出力を抑制できるように、原子炉冷却材再循環系は適切な慣性を有する設計とする。</p>	<p>2. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>
<p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>3.1 主蒸気系、復水給水系等</p> <p>炉心で発生した蒸気は、原子炉圧力容器内の気水分離器及び蒸気乾燥器を経た後、主蒸気管で蒸気タービンに導く設計とする。</p> <p>なお、主蒸気管には、逃がし安全弁及び主蒸気隔離弁を取り付ける。</p> <p>蒸気タービンを出た蒸気は主復水器で復水する。復水は復水ポンプ、復水脱塩装置、給水加熱器を通り、給水ポンプにより発電用原子炉に戻す設計とする。主蒸気管には、タービンバイパス系を設け、蒸気を主復水器へバイパスできる設計とする。</p> <p>復水給水系には復水中の核分裂生成物及び腐食生成物を除去するために復水脱塩装置を設け、高純度の給水を発電用原子炉へ供給できるようにする。また、5 段の低圧給水加熱器及び 1 段の高圧給水加熱器を設け、発電用原子炉への適切な給水温度を確保できる設計とする。</p> <p>タービンバイパス系は、原子炉起動時、停止時、通常運転時及び過渡状態において、原子炉蒸気を直接主復水器に導き、原子炉定格蒸気流量の約 25 % を処理できる設計とする。</p> <p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる荷重に耐える設計とする。</p> <p>設計における衝撃荷重として、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重を考慮するとともに、反応度が炉心に投入されることにより原子炉冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破損に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。）を考慮した設計とする。</p>	<p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>3.1 主蒸気系、復水給水系等</p> <p>炉心で発生した蒸気は、原子炉圧力容器内の気水分離器及び蒸気乾燥器を経た後、主蒸気管で蒸気タービンに導く設計とする。</p> <p>なお、主蒸気管には、逃がし安全弁及び主蒸気隔離弁を取り付ける。</p> <p>蒸気タービンを出た蒸気は主復水器で復水する。復水は復水ポンプ、復水脱塩装置、給水加熱器を通り、給水ポンプにより発電用原子炉に戻す設計とする。主蒸気管には、タービンバイパス系を設け、蒸気を主復水器へバイパスできる設計とする。</p> <p>復水給水系には復水中の核分裂生成物及び腐食生成物を除去するために復水脱塩装置を設け、高純度の給水を発電用原子炉へ供給できるようにする。また、5 段の低圧給水加熱器及び 1 段の高圧給水加熱器を設け、発電用原子炉への適切な給水温度を確保できる設計とする。</p> <p>タービンバイパス系は、原子炉起動時、停止時、通常運転時及び過渡状態において、原子炉蒸気を直接主復水器に導き、原子炉定格蒸気流量の約 25 % を処理できる設計とする。</p> <p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる荷重に耐える設計とする。</p> <p>設計における衝撃荷重として、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重を考慮するとともに、反応度が炉心に投入されることにより原子炉冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破損に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。）を考慮した設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
<p>原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）</p> <p>(2) 原子炉冷却系を構成する機器及び配管（主蒸気管及び給水管のうち原子炉側からみて第二隔離弁を含むまでの範囲）</p> <p>(3) 接続配管</p> <p>(一) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(二) 通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(三) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものうち、(二)以外のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(四) 通常時開及び原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時開、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、以下に述べる事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。通常運転時において、出力運転中、圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を一定の値以下に抑える等の配慮をする。</p> <p>タービントリップ、主蒸気隔離弁閉止等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設けること、また逃がし安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍の圧力(9.48 MPa)を超えない設計とする。</p> <p>設計基準事故時のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性がある制御棒落下事象については、「原子炉出力ペリオド短」、「中性子束高」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設け、制御棒落下速度リミッタ、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、設計基準事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器の材料は、耐食性を考慮して選定する。</p> <p>3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって、原子炉冷却材の流出を制限するために配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切に隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>なお、原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁の対象は、以下のとおりとする。</p> <p>(一) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(二) 通常時開又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を対象とする。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）</p> <p>(2) 原子炉冷却系を構成する機器及び配管（主蒸気管及び給水管のうち原子炉側からみて第二隔離弁を含むまでの範囲）</p> <p>(3) 接続配管</p> <p>(一) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(二) 通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(三) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものうち、(二)以外のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(四) 通常時開及び原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時開、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、以下に述べる事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。通常運転時において、出力運転中、圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を一定の値以下に抑える等の配慮をする。</p> <p>タービントリップ、主蒸気隔離弁閉止等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設けること、また逃がし安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍の圧力(9.48 MPa)を超えない設計とする。</p> <p>設計基準事故時のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性がある制御棒落下事象については、「原子炉出力ペリオド短」、「中性子束高」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設け、制御棒落下速度リミッタ、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、設計基準事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器の材料は、耐食性を考慮して選定する。</p> <p>3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって、原子炉冷却材の流出を制限するために配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切に隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>なお、原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁の対象は、以下のとおりとする。</p> <p>(一) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(二) 通常時開又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p>

変 更 前	変 更 後
<p>(三) 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を対象とする。</p> <p>(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等も、発電用原子炉側からみて第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時旋錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。</p> <p>なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に旋錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当することから、発電用原子炉側からみて第一隔離弁を対象とする。</p> <p>3.4 逃がし安全弁の機能</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>逃がし安全弁は、アクチュエータ作動の逃がし弁機能及びバネ作動の安全弁機能を有し、蒸気をサブプレッション・チェンバのプール水中に導き、原子炉冷却系統の過度の圧力上昇を防止できる設計とする。</p> <p>自動減圧系は、中小破断の原子炉冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサブプレッション・チェンバへ逃がし原子炉圧力をすみやかに低下させて低圧炉心スプレイ系あるいは低圧注水系による注水を早期に可能とし、燃料被覆材の大破損を防止しジルコニウム-水反応を無視しうる程度に抑えることができる設計とする。</p>	<p>(三) 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を対象とする。</p> <p>(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等も、発電用原子炉側からみて第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時旋錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。</p> <p>なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に旋錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当することから、発電用原子炉側からみて第一隔離弁を対象とする。</p> <p>3.4 逃がし安全弁の機能</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>逃がし安全弁は、アクチュエータ作動の逃がし弁機能及びバネ作動の安全弁機能を有し、蒸気をサブプレッション・チェンバのプール水中に導き、原子炉冷却系統の過度の圧力上昇を防止できる設計とする。</p> <p>自動減圧系は、中小破断の原子炉冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサブプレッション・チェンバへ逃がし原子炉圧力をすみやかに低下させて低圧炉心スプレイ系あるいは低圧注水系による注水を早期に可能とし、燃料被覆材の大破損を防止しジルコニウム-水反応を無視しうる程度に抑えることができる設計とする。</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に必要な重大事故等対処設備として、逃がし安全弁(安全弁機能)を使用する。</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として、逃がし安全弁を設ける設計とする。</p> <p>逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサブプレッション・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>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサブプレッション・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>(2) 多様性、位置的分散等</p> <p>逃がし安全弁(安全弁機能)は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独</p>

変 更 前	変 更 後
<p>3.4.1 逃がし安全弁の容量</p> <p>逃がし安全弁は、ベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放する他、外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素圧力を供給して弁を強制的に開放することができるものを使用し、サブプレッション・チェンバからの背圧変動が逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。なお、逃がし安全弁は、18 個設置する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁の排気は、排気管によりサブプレッション・チェンバ内のプール水面下に導き凝縮する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上を有する設計とする。なお、容量は運転時の異常な過度変化時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p>	<p>立性並びに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、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>(3) 環境条件等</p> <p>逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンペの容量の設定も含めて、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>3.4.1 逃がし安全弁の容量</p> <p>逃がし安全弁は、ベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放する他、外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素圧力を供給して弁を強制的に開放することができるものを使用し、サブプレッション・チェンバからの背圧変動が逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。なお、逃がし安全弁は、18 個設置する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁の排気は、排気管によりサブプレッション・チェンバ内のプール水面下に導き凝縮する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上を有する設計とする。なお、容量は運転時の異常な過度変化時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>3.4.2 過渡時自動減圧機能</p> <p>(1) 系統構成</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として、逃がし安全弁を作動させる過渡時自動減圧機能を設ける設計とする。</p> <p>逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、過渡時自動減圧機能からの信号により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサブプレッション・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>3.4.3 逃がし安全弁（操作対象弁）の機能回復</p> <p>(1) 系統構成</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、非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系を使用できる設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
<p>4. 残留熱除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの加熱・冷却速度の制限値（55 °C/h）を超えないように制限できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、サブプレッション・プール水温度を所定の温度以下に冷却できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系は、使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。残留熱除去系熱交換器で除去した熱は、残留熱除去系海水系を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p>	<p>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、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用できる設計とする。</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、可搬型代替直流電源設備は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、緊急用電源切替盤を切り替えることにより、逃がし安全弁（7個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。</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、逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、逃がし安全弁（2個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、可搬型代替直流電源設備により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>3.4.4 原子炉冷却材の漏えい量抑制</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。</p>
<p>4. 残留熱除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの加熱・冷却速度の制限値（55 °C/h）を超えないように制限できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、サブプレッション・プール水温度を所定の温度以下に冷却できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系は、使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。残留熱除去系熱交換器で除去した熱は、残留熱除去系海水系を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p>	<p>4. 残留熱除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの加熱・冷却速度の制限値（55 °C/h）を超えないように制限できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、サブプレッション・プール水温度を所定の温度以下に冷却できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系は、使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。残留熱除去系熱交換器で除去した熱は、残留熱除去系海水系を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>インターフェイスシステムLOCA発生時の重大事故等対処設備として、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系注入弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。</p> <p>なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系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系注入弁は、重大事故等対処設備として使用することから、重大事故等対処設備としての設計を行う。</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として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用できる場合は、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が使用できる場合は、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉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（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧できる設計とする。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。本システムに使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散等</p> <p>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、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに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、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>4.2 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>(1) 系統構成</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として、格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>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）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 13.4 kg/s（1 Pd において））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、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5 mSv 以下であることを確認しており、格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態において p H13 以上）に維持する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置はサブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保する設計とするとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で 2 個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、原子炉格納容器が負圧とならないよう、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用を保安規定に定めて管理する。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規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔人力操作機構（個数 4）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設ける圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽から、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置にスクラビング水を補給できる設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>(2) 多様性，位置的分散等</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は，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レーション・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>格納容器圧力逃がし装置は，排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構を用いた人力による遠隔操作若しくは操作ハンドルを用いた人力による操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサブレーション・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>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に，圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し，原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水系と異なる区画に設置することで，残留熱除去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位置的分散を図った設計とする。</p> <p>(3) 独立性</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は，除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって，残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>4.3 耐圧強化ベント系</p> <p>(1) 系統構成</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として，耐圧強化ベント系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として，耐圧強化ベント系は，格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで，原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は，炉心損傷前に使用するため，排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。</p> <p>耐圧強化ベント系は，使用する際に弁により他の系統・機器と隔離することにより，悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系は，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系の使用に際しては，代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用を保安規定に定めて管理する。仮に，原子炉格納容器内にスプレイをする場合に</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は電動弁とし、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により操作が可能な設計とする。</p> <p>第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）については、遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とし、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系の系統設計流量は48000 kg/h（1 Pdにおいて）であり、サブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエ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長期的にも溶融炉心及び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、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5 mSv以下であることを確認しており、耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系の流路として、設計基準対象施設である非常用ガス処理系排気筒を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散等</p> <p>耐圧強化ベント系は、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>耐圧強化ベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構を用いた人力による遠隔操作若しくは操作ハンドルを用いた人力による操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（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>耐圧強化ベント系は原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水系と異なる区画に設置することで、残留熱除去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位置的分散を図った設計とする。</p> <p>(3) 独立性</p> <p>耐圧強化ベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>4.4 水源、代替水源供給設備</p> <p>4.4.1 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な水の量を供給するために必要な重大事故等対処設備として、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備及びサブプレッション・チェンバを重大事故等の収束に必要な水源として設ける設計とする。</p> <p>また、これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として淡水タンク（多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）を設ける設計とする。</p> <p>代替淡水貯槽を水源として重大事故等の対応を実施する際には、西側淡水貯水設備を代替淡水源とし、西側淡水貯水設備を水源として重大事故等の対応を実施する際には、代替淡水貯槽を代替淡水源とする。また、淡水が枯渇した場合に、海を水源として利用できる設計とする。</p> <p>代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、想定される重大事故等時において、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置へのスクラビング水補給の水源として使用できる設計とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ（容量 3400 m³、個数 1）は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の水源として使用できる設計とする。</p> <p>代替淡水源である淡水タンク（多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）は、想定される重大事故等時において、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源であるとともに、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置へのスクラビング水補給の水源として使用できる設計とする。</p> <p>海は、想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源として利用できる設計とする。</p> <p>4.4.2 代替水源供給設備</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備及び海を利用するために必要な設備として、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを設ける設計とする。</p> <p>重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水中型ポンプは、代替淡水源である西側淡水貯水設備、淡水タンク（多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を、可搬型代替注水大型ポンプは、淡水タンク（多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。</p> <p>また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>海水を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。</p> <p>重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水源である代替淡水貯槽、淡水タンク（多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。</p> <p>また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ海水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプは、海水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>代替水源及び代替淡水源からの移送ルートを確認するとともに、可搬型のホース、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプについては、複数箇所に分散して保管する。</p>
<p>5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備であって、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び自動減圧系から構成する。これらの各系統は、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに、サプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内に注水し、又は原子炉蒸気をサプレッション・チェンバのプール水中に逃がし原子炉圧力を速やかに低下させるなどにより、炉心を冷却し、燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とするとともに、燃料の過熱による燃料被覆材の大破損を防ぎ、さらにこれにともなうジルコニウムと水との反応を無視しうる程度におさえ、著しく多量の水素を生じない設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備は、設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価条件を満足する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備のうち、サプレッション・チェンバのプール水を水源とする非常用炉心冷却系のポンプは、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備のうち、復水貯蔵タンクを水源とする非常用炉心冷却系のポンプは、復水貯蔵タンクの圧力及び温度により最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p>	<p>5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備であって、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び自動減圧系から構成する。これらの各系統は、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに、サプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内に注水し、又は原子炉蒸気をサプレッション・チェンバのプール水中に逃がし原子炉圧力を速やかに低下させるなどにより、炉心を冷却し、燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とするとともに、燃料の過熱による燃料被覆材の大破損を防ぎ、さらにこれにともなうジルコニウムと水との反応を無視しうる程度におさえ、著しく多量の水素を生じない設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備は、設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価条件を満足する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち、サプレッション・チェンバのプール水を水源とする非常用炉心冷却系のポンプは、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時又は重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備のうち、復水貯蔵タンクを水源とする非常用炉心冷却系のポンプは、復水貯蔵タンクの圧力及び温度により最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち、ほう酸水貯蔵タンク、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、SA用海水ピットを水源とする非常用炉心冷却系のポンプは、ほう酸水貯蔵タンク、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、SA用海水ピットの圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
<p>自動減圧系を除く非常用炉心冷却設備については、作動性を確認するため、発電用原子炉の運転中に、テスト・ラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とするとともに、弁については単体で閉閉試験ができる設計とする。</p> <p>自動減圧系については、発電用原子炉の運転中に逃がし安全弁の駆動用窒素供給圧力の確認を行うことで、非常用炉心冷却設備の能力の維持状況を確認できる設計とする。なお、発電用原子炉停止中に、逃がし安全弁の作動試験ができる設計とする。</p> <p>5.1 高圧炉心スプレイ系及び低圧炉心スプレイ系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、原子炉冷却材圧力バウンダリの配管の小破断から最大破断に至るまでの全ての破断に対して専用の非常用電源を有している電動機駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を炉心上部より炉心へスプレイして燃料の過熱を防止する設計とする。</p> <p>低圧炉心スプレイ系は、再循環回路配管の完全破断のような原子炉冷却材喪失時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を炉心上部より炉心にスプレイして、燃料の過熱を防止する設計とする。</p>	<p>自動減圧系を除く非常用炉心冷却設備については、作動性を確認するため、発電用原子炉の運転中に、テスト・ラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とするとともに、弁については単体で閉閉試験ができる設計とする。</p> <p>自動減圧系については、発電用原子炉の運転中に逃がし安全弁の駆動用窒素供給圧力の確認を行うことで、非常用炉心冷却設備の能力の維持状況を確認できる設計とする。なお、発電用原子炉停止中に、逃がし安全弁の作動試験ができる設計とする。</p> <p>5.1 高圧炉心スプレイ系及び低圧炉心スプレイ系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、原子炉冷却材圧力バウンダリの配管の小破断から最大破断に至るまでの全ての破断に対して専用の非常用電源を有している電動機駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を炉心上部より炉心へスプレイして燃料の過熱を防止する設計とする。</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として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用できる設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>低圧炉心スプレイ系は、再循環回路配管の完全破断のような原子炉冷却材喪失時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を炉心上部より炉心にスプレイして、燃料の過熱を防止する設計とする。</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として、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低圧炉心スプレイ系が使用できる場合は、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。</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起動できない場合の重大事故等対処設備として常設代替交流電源設備を使用し、低圧炉心スプレイ系を復旧できる設計とする。低圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、低圧炉心スプレイ系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へスプレイすることで炉心を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。</p> <p>低圧炉心スプレイ系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時の重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ系注入弁及び低圧炉心スプレイ系注入弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>なお、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系注入弁及び低圧炉心スプレイ系注入弁は、重大事故等対処設備として使用することから、重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散等</p> <p>高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・チェンバは、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、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに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、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>5.2 原子炉隔離時冷却系</p> <p>(1) 系統構成</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として、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が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備として、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できる設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器及び炉心支持構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p>

変 更 前	変 更 後
<p>5.3 低圧注水系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）は、炉心スプレイ系とは独立して、再循環回路の完全破断のような原子炉冷却材喪失時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を炉心内に注水し、炉心を水浸けにすることにより、燃料の過熱を防止する設計とする。</p>	<p>(2) 多様性、位置的分散等</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプは、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、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに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、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>5.3 低圧注水系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）は、炉心スプレイ系とは独立して、再循環回路の完全破断のような原子炉冷却材喪失時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を炉心内に注水し、炉心を水浸けにすることにより、燃料の過熱を防止する設計とする。</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として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）が使用できる場合は、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。</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）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（低圧注水系）を復旧できる設計とする。残留熱除去系（低圧注水系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散等</p> <p>残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは、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、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに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、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>5.4 ほう酸水注入系</p> <p>(1) 系統構成</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、事象進展抑制のための設備として、ほう酸水注入系を設ける設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高压注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水を原子炉压力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物及び原子炉压力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>5.5 高压代替注水系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>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冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備として、高压代替注水系を設ける設計とする。また、設計基準事故対処設備である高压炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高压代替注水系を起動できない場合に、高压代替注水系を現場操作により起動できる設計とする。</p> <p>高压炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高压代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を高压炉心スプレイ系等を経由して、原子炉压力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>高压代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。</p> <p>高压代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。</p> <p>高压代替注水系の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器及び炉心支持構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>5.6 低压代替注水系</p> <p>5.6.1 低压代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低压の状態であって、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として、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の低压代替注水系（常設）を設ける設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合並びに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）及び低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の機能が喪失した場合及び発電用原子炉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（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散等</p> <p>低圧代替注水系（常設）は、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動することで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、原子炉建屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(3) 独立性</p> <p>低圧代替注水系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p> 低圧代替注水系（常設）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有する設計とする。 </p> <p> これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。また、これらの多様性及び位置的分散によって、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。 </p> <p> 5.6.2 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 </p> <p> (1) 系統構成 </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、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として、低圧代替注水系（可搬型）を設ける設計とする。 </p> <p> 残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合並びに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）及び低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列2台）により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。 </p> <p> 炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列2台）により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。 </p> <p> 発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の機能が喪失した場合及び発電用原子炉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（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列2台）により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。 </p> <p> 低圧代替注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 </p> <p> 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。 </p>

変 更 前	変 更 後
	<p>低圧代替注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散等</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、サプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系並びに代替淡水貯槽を水源とする低圧代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。また、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、サプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋及び常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ並びに常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>(3) 独立性</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。また、これらの多様性及び位置的分散によって、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>5.7 代替循環冷却系</p> <p>(1) 系統構成</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として、炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合の重大事故等対処設備として代替循環冷却系を設ける設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合の重大事故等対処設備として代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>代替循環冷却系の流路として、設計基準対象施設である残留熱除去系ポンプ、原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>5.8 水源、代替水源供給設備</p> <p>5.8.1 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な水の量を供給するために必要な重大事故等対処設備として、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、サブプレッション・チェンバ及びびほう酸水貯蔵タンクを重大事故等の収束に必要な水源として設ける設計とする。</p> <p>また、これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として淡水タンク（多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）を設ける設計とする。</p> <p>代替淡水貯槽を水源として重大事故等の対応を実施する際には、西側淡水貯水設備を代替淡水源とし、西側淡水貯水設備を水源として重大事故等の対応を実施する際には、代替淡水貯槽を代替淡水源とする。また、淡水が枯渇した場合に、海を水源として利用できる設計とする。</p> <p>代替淡水貯槽は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の水源として使用できる設計とする。</p> <p>西側淡水貯水設備は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）の水源として使用できる設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>サブプレッション・チェンバ（容量 3400 m³、個数 1）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高压代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高压炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の水源として使用できる設計とする。</p> <p>ほう酸水貯蔵タンクは、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として使用できる設計とする。</p> <p>代替淡水源である淡水タンク（多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）は、想定される重大事故等時において、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源として使用できる設計とする。</p> <p>海は、想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）の水源として利用できる設計とする。</p> <p>5.8.2 代替水源供給設備</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な設備及び海を利用するために必要な設備として、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを設ける設計とする。</p> <p>重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水中型ポンプは、代替淡水源である西側淡水貯水設備、淡水タンク（多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を、可搬型代替注水大型ポンプは、淡水タンク（多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。</p> <p>また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、海水を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。</p> <p>重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水源である代替淡水貯槽、淡水タンク（多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。</p> <p>また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ海水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプは、海水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>代替水源及び代替淡水源からの移送ルートを確認するとともに、可搬型のホース、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプについては、複数箇所に分散して保管する。</p>
<p>6. 原子炉冷却材補給設備</p> <p>6.1 原子炉隔離時冷却系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に原子炉水位を維持するため、発電用原子炉で発生する蒸気の一部を用いたタービン駆動のポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に補給し水位を維持できる設計とする。</p> <p>また、原子炉冷却材喪失事故に至らない原子炉冷却材圧力バウンダリからの小さな漏えい及び原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する小口径配管の破断又は小さな機器の損傷による冷却材の漏えいに対し、補給する能力を有する設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、短時間の全交流動力電源喪失時においても、炉心を冷却する機能を有する設計とする。</p>	<p>6. 原子炉冷却材補給設備</p> <p>6.1 原子炉隔離時冷却系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に原子炉水位を維持するため、発電用原子炉で発生する蒸気の一部を用いたタービン駆動のポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に補給し水位を維持できる設計とする。</p> <p>また、原子炉冷却材喪失事故に至らない原子炉冷却材圧力バウンダリからの小さな漏えい及び原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する小口径配管の破断又は小さな機器の損傷による冷却材の漏えいに対し、補給する能力を有する設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、炉心を冷却する機能を有する設計とする。</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時の重大事故等対処設備として、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。</p> <p>なお、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁は、重大事故等対処設備として使用することから、重大事故等対処設備としての設計を行う。</p>
<p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 残留熱除去系海水系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である残留熱除去系海水系は、発電用原子炉停止時に残留熱除去系により除去された原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。</p> <p>また、津波又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水系は、残留熱除去系海水系ポンプを設置し残留熱除去系熱交換器に冷却用海水を供給することにより、非常時に動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも、残留熱除去設備、非常炉心冷却設備等の機器から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。</p>	<p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 残留熱除去系海水系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である残留熱除去系海水系は、発電用原子炉停止時に残留熱除去系により除去された原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を、常設代替交流電源設備から電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時を除いて、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。</p> <p>また、津波、溢水又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水系は、残留熱除去系海水系ポンプを設置し残留熱除去系熱交換器に冷却用海水を供給することにより、非常時に動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも、残留熱除去設備、非常炉心冷却設備等の機器から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
	<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、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及び原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用できる設計とする。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散等</p> <p>残留熱除去系海水系ポンプ及び残留熱除去系海水系ストレーナは、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、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに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、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>7.2 緊急用海水系</p> <p>(1) 系統構成</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として、緊急用海水系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、緊急用海水系は、サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、緊急用海水ポンプにて残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>緊急用海水系は、緊急用海水ポンプにて非常用取水設備であるSA用海水ピット取水塔、海水引込み管、SA用海水ピット、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンピットを通じて海水を取水し、緊急用海水ポンプ出口に設置される緊急用海水系ストレーナにより異物を除去し、残留熱除去系熱交換器又は代替燃料プール冷却系熱交換器に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器又は代替燃料プール冷却系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散等</p> <p>緊急用海水系は、残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。また、緊急用海水系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。</p> <p>緊急用海水系は、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンピット内に設置することにより、海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>(3) 独立性 緊急用海水系は、電源の多様性及び機器の位置的分散により、残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。</p>
<p>8. 原子炉冷却材浄化設備 8.1 原子炉冷却材浄化系 (1) 系統構成 原子炉冷却材浄化系は、原子炉冷却材の純度を高く保つために設置するもので、原子炉冷却材再循環系配管から冷却材を一部取り出し、原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器によって浄化脱塩して給水系へ戻すことにより、原子炉冷却材中の不純物及び放射性物質の濃度を発電用原子炉施設の運転に支障を及ぼさない値以下に保つことができる設計とする。 放射性物質を含む原子炉冷却材を、原子炉起動時、停止時及び高温待機時において、原子炉冷却系統外に排出する場合は、原子炉冷却材浄化系により原子炉冷却材を浄化して、液体廃棄物処理系へ導く設計とする。</p>	<p>8. 原子炉冷却材浄化設備 変更なし</p>
<p>9. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えいを監視する装置 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいに対して、格納容器床ドレン流量、格納容器機器ドレン流量及び原子炉格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射能の測定により検出する装置を設ける設計とする。 このうち、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいに対しては、格納容器床ドレン流量により1時間以内に0.23 m³/hの漏えい量を検出する能力を有する設計とするとともに、自動的に中央制御室に警報を発信する設計とする。また、測定値は、中央制御室に指示する設計とする。 格納容器床ドレン流量計は、格納容器床ドレンサンプから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへのドレン配管に設ける設計とする。 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは、格納容器床ドレンサンプへ流入した後、原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへのドレン配管を通ることにより、格納容器床ドレン流量計にて検出できる設計とする。 格納容器床ドレン流量計が故障した場合は、これと同等の機能を有するドライウェルエアークーラードレン流量計及び核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタにより、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいを検知可能な設計とする。</p>	<p>9. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えいを監視する装置 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいに対して、格納容器床ドレン流量、格納容器機器ドレン流量及び原子炉格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射能の測定により検出する装置を設ける設計とする。 このうち、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいに対しては、格納容器床ドレン流量により1時間以内に0.23 m³/hの漏えい量を検出する能力を有する設計とするとともに、自動的に中央制御室に警報を発信する設計とする。また、測定値は、中央制御室に指示する設計とする。 格納容器床ドレン流量計は、格納容器床ドレンサンプから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへのドレン配管に設ける設計とする。 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは、格納容器床ドレンサンプへ流入した後、導入管及び原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへのドレン配管を通ることにより、格納容器床ドレン流量計にて検出できる設計とする。 格納容器床ドレンサンプの水位は、通常運転中ドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水が流入することで、常時導入管高さ（1 m）に維持可能な設計とする。格納容器床ドレンサンプの水位が低下していると想定される場合には、水張りを実施することで、常時導入管高さ（1 m）に維持可能な設計とする。 また、格納容器床ドレンサンプ水位維持を確認することを保安規定に定めて管理する。 格納容器床ドレン流量計が故障した場合は、これと同等の機能を有するドライウェルエアークーラードレン流量計及び核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタにより、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいを検知可能な設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
<p>10. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統，原子炉冷却材浄化系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に係る容器，管，ポンプ及び弁は，原子炉冷却材の循環，沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。</p>	<p>10. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統，原子炉冷却材浄化系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に係る容器，管，ポンプ及び弁は，原子炉冷却材の循環，沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。</p> <p>管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものに関する流体振動評価は，日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S 0 1 2）の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。</p> <p>温度差のある流体の混合等で生じる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は，日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（J S M E S 0 1 7）の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。</p>
<p>11. 主要対象設備</p> <p>原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の対象となる主要な設備について，「表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>11. 主要対象設備</p> <p>原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の対象となる主要な設備について，「表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については，「表 2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト」に示す。</p>