

| | |
|------------------|------------|
| 東海第二発電所 工事計画審査資料 | |
| 資料番号 | 工認-226 改0 |
| 提出年月日 | 平成30年4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、再循環回路の再循環ポンプ及び原子炉压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、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>2.1 原子炉冷却材再循環系</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、压力容器内の気水分離器及び乾燥器を経た後、主蒸気管でタービンに導く設計とする。</p> <p>主蒸気管には、主蒸気逃がし安全弁及び隔離弁を取り付ける。タービンを出た蒸気は復水器で復水する。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、蒸気を復水器へバイパスできる設計とする。</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負荷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材圧力バウンダリ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>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) 原子炉压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) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管（一次冷却材設備系配管及び弁）</p> <p>(3) 接続配管</p> <p>（一）通常時開及び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>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 style="text-align: right;">変更なし</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負荷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材圧力バウンダリ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>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) 原子炉压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) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管（一次冷却材設備系配管及び弁）</p> <p>(3) 接続配管</p> <p>（一）通常時開及び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> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|---|---|
| <p>(三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものうち、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(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。</p> <p>なお、通常時閉、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)に該当するものとする。</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」等による原子炉スクラムのような安全保護回路を設け、また主蒸気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である8.62MPaの1.1倍の圧力9.48MPaを超えない設計とする。</p> <p>設計基準事故時において、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ものとして、制御棒落下がある。これについては「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、制御棒値ミニマイザなどの対策とあいまって、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とならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の喪失を停止させるため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離弁を設ける設計とする。</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等は、耐食性を有する材料を使用する。</p> <p>また、材料選定に加え、保安規定に基づき、水質管理を行うとともに原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を定めて管理することにより、材料の健全性を維持する。</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とならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、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、適切な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) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、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) 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、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) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものうち、(二)以外のものは、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(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。</p> <p>なお、通常時閉、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)に該当するものとする。</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」等による原子炉スクラムのような安全保護回路を設け、また主蒸気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である8.62MPaの1.1倍の圧力9.48MPaを超えない設計とする。</p> <p>設計基準事故時において、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ものとして、制御棒落下がある。これについては「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、制御棒値ミニマイザなどの対策とあいまって、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とならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の喪失を停止させるため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離弁を設ける設計とする。</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等は、耐食性を有する材料を使用する。</p> <p>また、材料選定に加え、保安規定に基づき、水質管理を行うとともに原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を定めて管理することにより、材料の健全性を維持する。</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とならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、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、適切な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) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、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) 通常時閉及び事故時閉となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは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) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、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、原子炉側からみた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。</p> <p>上記において、通常時閉、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）に該当するものとする。ことから、原子炉側からみた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>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ほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素を供給して弁を強制的に開放することによりサブプレッション・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。</p> <p>逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却系の過度の圧力上昇を抑えるため、圧力の上昇に伴いスプリングに打勝って自動開放されることにより、原子炉冷却系の最も過酷な圧力変化となる発電機負荷遮断時にタービンバイパス弁が作動しない場合の蒸気流量以上とすることにより原子炉圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えないように設計する。</p> <p>なお、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>(三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものうち、(二)以外のものは、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、原子炉側からみた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。</p> <p>上記において、通常時閉、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）に該当するものとする。ことから、原子炉側からみた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>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ほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素を供給して弁を強制的に開放することによりサブプレッション・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。</p> <p>逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却系の過度の圧力上昇を抑えるため、圧力の上昇に伴いスプリングに打勝って自動開放されることにより、原子炉冷却系の最も過酷な圧力変化となる発電機負荷遮断時にタービンバイパス弁が作動しない場合の蒸気流量以上とすることにより原子炉圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えないように設計する。</p> <p>なお、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>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を減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）が故障により原子炉の自動での減圧ができない場合を想定した原子炉減圧の自動化のための設備として、重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）及び逃がし安全弁の手動操作による原子炉減圧のための設備として重大事故等対処設備（手動による原子炉減圧）を設ける。</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（原子炉減圧の自動化）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）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> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|-------|---|
| | <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）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>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。</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）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>(2) 環境条件等</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）は、重大事故等時においても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非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ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。また、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、重大事故等時においても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非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ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。また、操作は、中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>3.4.3 逃がし安全弁（自動減圧機能）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（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>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> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|-------|---|
| | <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>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>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。</p> <p>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である緊急用 125V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、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。</p> <p>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である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車は、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。</p> <p>(2) 環境条件等</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、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。また、操作は、中央制御室で可能な設計とする。</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箇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>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> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|---|---|
| <p>4. 残留除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>通常の停止操作の場合において、残留熱除去系は、燃料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、設計条件を超えずに残留熱を除去し、さらにその後原子炉停止時冷却系で残留熱及び炉心の崩壊熱を除去できる設計とする。</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℃/h) を超えないように制限できる設計とする。</p> | <p>4. 残留除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>通常の停止操作の場合において、残留熱除去系は、燃料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、設計条件を超えずに残留熱を除去し、さらにその後原子炉停止時冷却系で残留熱及び炉心の崩壊熱を除去できる設計とする。</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℃/h) を超えないように制限できる設計とする。</p> <p>設計基準事故対処設備の機能が健全な場合において、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>残留熱除去系ポンプによる残留熱除去機能が健全な場合において、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。</p> <p>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。</p> <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。</p> <p>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が可能な設計とする。</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が可能な設計とする。</p> <p>残留熱除去系熱交換器は、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナで構成する緊急用海水系により冷却できる設計とする。</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及び緊急用海水系による除熱) を設ける。</p> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|-------|--|
| | <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設計とする。</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）については、「5 原子炉格納施設 第2章 3. 圧力低減設備その他の安全設備 3.2.2 サプレッション・プール冷却系 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。</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設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）については、「5 原子炉格納施設 第2章 3. 圧力低減設備その他の安全設備 3.2.1 格納容器スプレイ冷却系 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。</p> <p>(2) インターフェイスシステムLOCA時の隔離</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箇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箇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>インターフェイスシステムLOCA隔離弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。</p> <p>インターフェイスシステムLOCA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。また、操作は、設置場所での可能な設計とする。</p> <p>4.2 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>残留熱除去系ポンプの故障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（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が可能な設計とする。</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、遠隔人力操作機構による現場操作については、「5 原子炉格納施設 第2章 3. 圧力低減設備その他の安全設備 3.6.1 格納容器圧力逃がし</p> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|-------|---|
| | <p>装置「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>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が可能な設計とする。</p> <p>4.3 耐圧強化ベント系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>残留熱除去系ポンプの故障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（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が可能な設計とする。</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が可能な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が可能な設計とする。</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エル側のいずれからも排気が可能な設計とする。</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、ドライウエルからの排気では、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、水没の悪影響を受けない設計とする。</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が、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>(2) 多様性、位置的分散</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の輸送が可能な設計とすることで、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> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|---|---|
| | <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、常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧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>5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</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、低圧注水系及び自動減圧系から構成され、冷却材喪失事故等が起こったときは、サブプレッション・プールの水又は復水貯蔵タンクの水を発電用原子炉に注入し、又は原子炉蒸気をサブプレッション・プールの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、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>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る設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却系は、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サブプレッション・プール水を水源とする設計基準事故対処設備のポンプは、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は「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、予想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その他原子炉注水設備のサブプレッション・プールを水源とする非常用炉心冷却系のポンプは、設計基準事故時に想定される最も厳しい吸込水頭を仮定した場合でも、十分性能を発揮できる設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却系の作動性を確認するためテスト・ラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とする。弁については、単体で開閉試験ができる設計とする。</p> | <p>5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>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、低圧注水系及び自動減圧系から構成され、冷却材喪失事故等が起こったときは、サブプレッション・プールの水又は復水貯蔵タンクの水を発電用原子炉に注入し、又は原子炉蒸気をサブプレッション・プールの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、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>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る設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却系は、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サブプレッション・プール水を水源とする設計基準事故対処設備のポンプは、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は「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、予想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その他原子炉注水設備のサブプレッション・プールを水源とする非常用炉心冷却系のポンプは、設計基準事故時に想定される最も厳しい吸込水頭を仮定した場合でも、十分性能を発揮できる設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却系の作動性を確認するためテスト・ラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とする。弁については、単体で開閉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>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（高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）を設ける。</p> <p>設計基準事故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、サブプレッション・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。また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。</p> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|-------|--|
| | <p>サブプレッション・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が可能な設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、高圧炉心スプレイ系の配管及び弁を使用することから、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>設計基準事故対処設備が健全な場合において、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）を設ける。</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）として低圧炉心スプレイ系ポンプ、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が可能な設計とする。</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（低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水）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。</p> <p>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>5.2 原子炉隔離時冷却系</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重大事故等対処設備（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）を設ける。</p> <p>設計基準事故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。また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。</p> <p>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へ注水が可能な設計とする。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压力容器で発生する蒸気にて駆動が可能な設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、蒸気系の流路として主蒸気系及び原子炉隔離時冷却系の配管及び弁を使用することから、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>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の蓄電池の枯渇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。また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。</p> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|-------|--|
| | <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、運転継続が可能な設計とする。</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の蓄電池の枯渇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。また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。</p> <p>緊急用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間、運転継続が可能な設計とする。</p> <p>5.3 低圧注水系</p> <p>設計基準事故対処設備が健全な場合において、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）を設ける。</p> <p>残留熱除去系ポンプ及びサブプレッション・プールによる原子炉冷却機能が健全な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、サブプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。</p> <p>サブプレッション・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、サブプレッション・プール水を冷却し、原子炉へ注水が可能な設計とする。</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去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（残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水）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。</p> <p>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、原子炉へ注水が可能な設計とする。</p> <p>5.4 ほう酸水注入系</p> <p>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> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|-------|---|
| | <p>高圧炉心スプレイ系ポンプの故障又は全交流動力電源喪失時において、常設高圧代替注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプによる原子炉水位の維持ができない場合の重大事故等の進展抑制のため、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。また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。</p> <p>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へ注水することで、重大事故等の進展抑制が可能な設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系の配管及び弁を使用することから、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 高圧代替注水系</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）を設ける。</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ブプレッション・プールを使用する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。</p> <p>サブプレッション・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、原子炉へ注水が可能な設計とする。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が可能な設計とする。</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>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>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 125V 系蓄電池から給電が可能な設計とする。</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が可能な設計とする。</p> <p>全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源喪失により、高圧注水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）として、サブプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプは、中央制御室からの遠隔操作によって起動し、高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。</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であって、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。また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷</p> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|-------|--|
| | <p>却するために必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。</p> <p>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が可能な設計とする。</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継続が可能な設計とする。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>5.6 低圧代替注水系</p> <p>5.6.1 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>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>設計基準事故対処設備である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故等対処設備（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が可能な設計とする。</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が可能な設計とする。</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）を設ける。</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、「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>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）による原子炉注水）を設ける。</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、「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>(2) 多様性、位置的分散</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉注水は、常設代替高圧電源装置置場に設置する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、原子炉建屋付属棟に設置する非常用ディーゼル発電機から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す</p> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|-------|---|
| | <p>る原子炉への注水に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）の電動弁は、ハンドルを設け手動操作を可能とすることで、常設代替高圧電源装置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。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉注水は、代替淡水貯槽を水源とすることで、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及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する原子炉注水に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプは、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に対して位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプは冷却水を不要（自然冷却）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。</p> <p>(3) 独立性</p> <p>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可能な限り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>設計基準事故対処設備である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故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）として、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備、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>西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプは、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、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が可能な設計とする。</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、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、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が可能な設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、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より海も利用可能な設計とする。</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て駆動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給油が可能な設計とする。</p> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|-------|--|
| | <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（可搬型）による残存溶融炉心の冷却）を設ける。</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（淡水／海水））は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水と同じ。</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。</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、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>(2) 多様性、位置的分散</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプを使用する低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）は、可搬型代替注水中型ポンプを空冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで、電動駆動の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレィ系ポンプに対して多様性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプを使用する低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）は、西側淡水貯水設備を水源とすることで、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉への注水及びサプレッション・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ィ系ポンプを使用する原子炉への注水に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプを使用する低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）は、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駆動とすることで、電動駆動の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレィ系ポンプに対して多様性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプを使用する低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）は、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ィ系ポンプを使用する原子炉への注水に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設け手動操作を可能とすることで、常設代替高圧電源装置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。</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、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、低圧炉心スプレィ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>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>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使用する低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）の配管は、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</p> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|-------|---|
| | <p>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可能な限り独立性を有する設計とする。</p> <p>5.7 代替循環冷却系</p> <p>(1) 系統構成</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（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）を設ける。</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、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。</p> <p>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。</p> <p>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、残留熱除去系を介してサブプレッション・プール水を原子炉圧力容器へ注水することにより、残存溶融炉心の冷却が可能な設計とする。</p> <p>残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は、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。</p> <p>代替循環冷却系ポンプは、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が可能な設計とする。</p> <p>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。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散</p> <p>代替循環冷却系ポンプを使用する代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却は、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から給電する残留熱除去系ポンプを使用する原子炉注水に対して多様性を有する設計とする。また、代替循環冷却系ポンプは、冷却水を不要（自然冷却）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>代替循環冷却系の電動弁は、ハンドルを設け手動操作を可能とすることで、常設代替高圧電源装置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。</p> <p>代替循環冷却系ポンプは、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に設置することによって、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>(3) 独立性</p> <p>代替循環冷却系ポンプを使用する残存溶融炉心の冷却の配管は、残留熱除去系熱交換器の出口配管の分岐点から、残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系ポンプを使用する系統に対して可能な限り独立性を有する設計とする。</p> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|-------|--|
| | <p>5.8 水源</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>重大事故等の収束に必要な水の供給設備として重大事故等対処設備（代替淡水貯槽を水源とした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、サブプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水、サブプレッション・プールを水源とした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、西側淡水貯水設備を水源とした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、海を水源とした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、海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保、海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への熱輸送、海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送、海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保、海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水、ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入、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る代替淡水貯槽への補給（淡水/海水）及び可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水/海水）を設ける。</p> <p>代替水源からの移送ルートを確認し、ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散</p> <p>原子炉圧力容器への注水に使用する可搬型代替注水中型ポンプの水源である西側淡水貯水設備は、設計基準事故対処設備の水源であるサブプレッション・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して異なる系統の水源として設計する。</p> <p>西側淡水貯水設備は、原子炉建屋原子炉棟外に設置することにより、原子炉格納容器内のサブプレッション・プール及び原子炉建屋原子炉棟内のほう酸水貯蔵タンクと位置的分散を図る設計とする。原子炉圧力容器への注水に使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源である代替淡水貯槽は、設計基準事故対処設備の水源であるサブプレッション・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して異なる系統の水源として設計する。</p> <p>代替淡水貯槽は、原子炉建屋原子炉棟外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することにより、原子炉格納容器内のサブプレッション・プール及び原子炉建屋原子炉棟内のほう酸水貯蔵タンクと位置的分散を図る設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器への注水に使用する可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは、屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設計基準事故対処設備の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と、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>5.8.2 代替水源供給設備</p> <p>重大事故等時の代替淡水源としては、西側淡水貯水設備に対しては代替淡水貯槽及び淡水タンクを確保し、代替淡水貯槽に対しては西側淡水貯水設備及び淡水タンクを確保する。また、海を水源として</p> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|---|--|
| | <p>使用可能な設計とする。</p> <p>代替水源からの移送ルートを確認し、ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。</p> <p>重大事故等により、原子炉圧力容器への注水の水源となる代替淡水貯槽の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（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る代替淡水貯槽への補給（淡水／海水））として可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び代替淡水源である西側淡水貯水設備又は淡水タンクを使用する。また、海水を代替淡水貯槽へ補給する場合は、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを使用する。</p> <p>西側淡水貯水設備、淡水タンク又はS A用海水ピットを水源とする可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプは、ホースを介して代替淡水貯槽へ淡水又は海水の補給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、ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等により、原子炉圧力容器への注水の水源となる西側淡水貯水設備の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水））として可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び代替淡水源である代替淡水貯槽又は淡水タンクを使用する。また、海水を西側淡水貯水設備へ補給する場合は、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを使用する。</p> <p>代替淡水貯槽、淡水タンク又はS A用海水ピットを水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、ホースを介して西側淡水貯水設備へ淡水又は海水を補給可能な設計とする。</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>原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後、何らかの原因で復水・給水が停止した場合等に、主蒸気を用いたタービン駆動ポンプにより、サブプレッション・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ように設計する。</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 style="text-align: center;">変更なし</p> |
| <p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 原子炉補機冷却系及び残留熱除去系海水系</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原子炉補機冷却系及び残留熱除去系海水系は、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する熱を最終的な熱の逃がし場である海に放出できる設計とする。</p> | <p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 原子炉補機冷却系及び残留熱除去系海水系</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原子炉補機冷却系及び残留熱除去系海水系は、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する熱を最終的な熱の逃がし場である海に放出できる設計とする。</p> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|---|--|
| <p>また、原子炉停止時に、残留熱除去系及び原子炉停止時冷却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崩壊熱その他の残留熱及び重要安全施設において原子炉機器から発生した熱を最終的な熱の逃がし場へ輸送が可能な設計とする。</p> | <p>また、発電用原子炉停止時に、残留熱除去系及び原子炉停止時冷却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崩壊熱その他の残留熱及び重要安全施設において原子炉機器から発生した熱を、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へ輸送が可能な設計とする。</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可能な設計とする。</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、取水路及び取水ビット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可能な設計とする。</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>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が可能な設計とする。</p> <p>7.2 緊急用海水系</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>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SA用海水ビット、海水引込み管、SA用海水ビット取水塔、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプビット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が可能な設計とする。</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が可能な設計とする。</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等対処設備（緊急用海水系による除熱）として、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用海水ビット、海水引込み管、SA用海水ビット取水塔、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプビットを通じて取水した海水を取水し、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、原子炉圧力容器又はサブプレッション・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可能な設計とする。</p> <p>SA用海水ビット、海水引込み管、SA用海水ビット取水塔、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプビットを重大事故等対処設備として使用し、必要な海水を確保できる設計とする。</p> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|--|--|
| | <p>(2) 多様性, 位置的分散</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>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 SA 用海水ピット, 海水引込み管, SA 用海水ピット取水塔, 緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを通じて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及び代替燃料プール冷却系熱交換器に供給可能な設計とする。</p> <p>残留熱除去系海水系が機能喪失している場合は, 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設計とする。</p> |
| <p>8. 原子炉冷却材浄化設備</p> <p>8.1 原子炉冷却材浄化系</p> <p>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, 再循環回路から冷却材を一部バイパスし, フィルタ脱塩装置によって浄化脱塩することにより, 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。</p> <p>原子炉起動時, 停止時及び高温待機時において, 放射性物質を含む原子炉冷却材を一次冷却材設備外に排出する場合に, 原子炉冷却材浄化系は, 原子炉冷却材を浄化して, 液体廃棄物処理系導く設計とする。</p> | <p>8. 原子炉冷却材浄化設備</p> <p>8.1 原子炉冷却材浄化系</p> <p style="text-align: right;">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</p> <p>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, 格納容器床ドレン流量, 格納容器機器ドレン流量及び格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射能の測定を検出する装置を設ける設計とする。</p> <p>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, 格納容器床ドレン流量, 格納容器機器ドレン流量及び格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定により約 3.8 L/min (約 0.23 m³/h) の漏えいを 1 時間以内に検出できる設計とする。</p> <p>測定値は, 指示するとともに, 原子炉冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す設計とする。</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</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p> |
| <p>10. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>燃料体及び炉心支持構造物並びに原子炉冷却系統に係る容器, 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>流体振動による損傷防止は, 設計時に以下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>・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 O 1 2) による。</p> | <p>10. 流体振動等による損傷の防止</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p> |

| 変 更 前 | 変 更 後 |
|--|--|
| <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、設計時に日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(J S M E S O 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 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 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。 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> |