

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密又は防護上の観点から
公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	工認-227 改 0
提出年月日	平成 30 年 4 月 24 日

日本原子力発電株式会社

東海第二発電所 本文

原子炉格納施設の基本設計方針

抜粋資料

4 原子炉格納施設の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設の共通項目である「1. 地盤等，2. 自然現象，3. 火災，4. 溢水等，5. 設備に対する要求（5.6 逆止め弁等，5.7 内燃機関の設計条件，5.8 電気設備の設計条件を除く。）」，6. その他」の基本設計方針については，原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設の共通項目である「1. 地盤等，2. 自然現象，3. 火災，4. 溢水等，5. 設備に対する要求（5.6 逆止め弁等，5.7 内燃機関の設計条件，5.8 電気設備の設計条件を除く。）」，6. その他」の基本設計方針については，原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉格納容器</p> <p>1.1 原子炉格納容器本体等</p> <p>原子炉格納施設は，設計基準対象施設として，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は，格納容器スプレイ冷却系と相まって原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し，これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる事故時の圧力，温度及び設計上想定された地震荷重に耐えるように設計する。</p> <p>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おける原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊及び伝播型破断を防止する設計とする。脆性破壊に対しては，鋼製部分は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」等に基づき，最低使用温度より17℃以上低い温度で試験を行い，規定値を満足した材料を使用する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材喪失事故が発生した場合でも，格納容器スプレイ冷却系の作動により，温度及び圧力を速やかに下げ，出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を原子炉格納容器の許容値以下に保ち，原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計する。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は，想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として，判定基準に適切な余裕係数を見込み，日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（J E A C 4 2 0 3）に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉格納容器</p> <p>1.1 原子炉格納容器本体等</p> <p>原子炉格納施設は，設計基準対象施設として，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は，格納容器スプレイ冷却系と相まって原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し，これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる事故時の圧力，温度及び設計上想定された地震荷重に耐えるように設計する。</p> <p>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おける原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊及び伝播型破断を防止する設計とする。脆性破壊に対しては，鋼製部分は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」等に基づき，最低使用温度より17℃以上低い温度で試験を行い，規定値を満足した材料を使用する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材喪失事故が発生した場合でも，格納容器スプレイ冷却系の作動により，温度及び圧力を速やかに下げ，出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を原子炉格納容器の許容値以下に保ち，原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計する。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は，想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として，判定基準に適切な余裕係数を見込み，日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（J E A C 4 2 0 3）に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。</p> <p>原子炉格納施設の原子炉格納容器は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが，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（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，代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱，代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水），残留熱除去系（サブプレッション・プール</p>

変 更 前	変 更 後
<p>1.2 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡するか、又は格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、原子炉冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測配管のような特殊な細管を除いて、原則として格納容器の内側に1個、外側に1個の自動隔離弁を可能な限り格納容器に近接した箇所には設ける設計とする。</p> <p>ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管、又は格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、格納容器内で水封が維持され、かつ、格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故の格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の外側又は内側に少なくとも1個の自動隔離弁を設け、自動隔離弁は格納容器に近接した箇所には設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。</p> <p>貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所には設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には、設置しない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する配管には、圧力開放板を設けない設計とする。</p> <p>設計基準事故の収束に必要な非常用炉心冷却系、可燃性ガス濃度制御系、不活性ガス系及び原子炉格納容器スプレイ冷却系で原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は、自動隔離弁を設けない設計とする。</p> <p>ただし、原則遠隔操作が可能であり、事故時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。</p>	<p>冷却系) 復旧後のサブプレッション・プール水の除熱、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、格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水、格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水により、原子炉格納容器内の限界圧力(最高使用圧力の2倍の圧力)及び限界温度(200℃)以下となるように設計とする。また、原子炉格納容器本体及び貫通部等の閉じ込め機能は、限界圧力(最高使用圧力の2倍の圧力)及び限界温度(200℃)において、損なわない設計とする。</p> <p>1.2 原子炉格納容器隔離弁</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって、特に隔離弁を設けない場合には、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制される等、隔離弁を設置したのと同等の隔離機能を有するように設計する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管について隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁の設置等流出量抑制対策を講じる設計とする。</p> <p>隔離弁は、閉止後駆動動力源の喪失によっても閉止状態が維持され隔離機能が喪失しない設計とする。また、隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。</p> <p>隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3)に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、隔離弁は作動試験ができる設計とする。</p>	
<p>2. 原子炉建屋</p> <p>2.1 原子炉建屋原子炉棟等</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋原子炉棟を設置する。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟は、原子炉格納容器を収納する建屋であって、内部を負圧に保つことにより、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあってもこれが発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。</p>	<p>2. 原子炉建屋</p> <p>2.1 原子炉建屋原子炉棟等</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋原子炉棟を設置する。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟は、原子炉格納容器を収納する建屋であって、内部を負圧に保つことにより、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあってもこれが発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。</p> <p>原子炉建屋は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。</p>
<p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>3.1 真空破壊装置</p> <p>真空破壊装置は、原子炉冷却材喪失事故後、ドライウェル内蒸気の凝縮が進み、ドライウェル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より下ると、真空破壊装置が自動的に働き、サブプレッション・プールのドライウェルへの逆流、あるいはドライウェルの破損を防止する設計とする。</p>	<p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>3.1 真空破壊装置</p> <p>真空破壊装置は、原子炉冷却材喪失事故後、ドライウェル内蒸気の凝縮が進み、ドライウェル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より下ると、真空破壊装置が自動的に働き、サブプレッション・プールのドライウェルへの逆流、あるいはドライウェルの破損を防止する設計とする。</p> <p>真空破壊装置は、想定される重大事故等時において、ドライウェル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に圧力差により自動的に働き、サブプレッション・チェンバのプール水逆流並びにドライウェルとサブプレッション・チェンバの差圧によるダイヤフラム・フロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止できる設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
<p>3.2 格納容器安全設備</p> <p>3.2.1 格納容器スプレイ冷却系</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（安全施設に係るものに限る。）として、格納容器スプレイ冷却系を設ける。</p> <p>格納容器スプレイ冷却系は、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定した場合でも、放出されるエネルギーによる設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力、温度が最高使用圧力、最高使用温度を超えないようにし、かつ、原子炉格納容器の内圧を速やかに下げて低く維持することにより、放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。</p> <p>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、設計基準事故時において、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>格納容器スプレイ冷却系の仕様は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>格納容器スプレイ冷却系の作動を確認するため、発電用原子炉の運転中にテストラインによる残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）の作動試験及び吐出弁の作動試験ができる設計とする。</p>	<p>3.2 格納容器安全設備</p> <p>3.2.1 格納容器スプレイ冷却系</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（安全施設に係るものに限る。）として、格納容器スプレイ冷却系を設ける。</p> <p>格納容器スプレイ冷却系は、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定した場合でも、放出されるエネルギーによる設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力、温度が最高使用圧力、最高使用温度を超えないようにし、かつ、原子炉格納容器の内圧を速やかに下げて低く維持することにより、放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。</p> <p>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、設計基準事故時において、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>格納容器スプレイ冷却系の仕様は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>格納容器スプレイ冷却系の作動を確認するため、発電用原子炉の運転中にテストラインによる残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）の作動試験及び吐出弁の作動試験ができる設計とする。</p> <p>単一設計とする格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）のスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）については、想定される最も過酷な単一故障の条件としても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。静的機器の単一故障としてスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）の全周破断を仮定しても、残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統をサブプレッション・プール冷却モードで運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、設計基準事故対処設備が健全な場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備（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）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サブプレッション・プールによる原子炉格納容器内の除熱機能が健全な場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱）として、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、残留熱除去系熱交換器を介してサブプレッション・プール水を除熱し、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドよりドライウェルス内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイ可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納</p>

変 更 前	変 更 後
<p>3.2.2 サプレッション・プール冷却系</p> <p>残留熱除去系 2 系統にて 1 系統をドライウエルスプレイ、もう 1 系統をサブプレッション・プール冷却モードで運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。</p>	<p>容器スプレイ冷却系) 復旧後の原子炉格納容器内の除熱) を設ける。</p> <p>代替循環冷却系を構成する残留熱除去系ポンプは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備として設計する。</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系によるサポート系の故障により、残留熱除去系(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)が原子炉格納容器内の除熱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(格納容器スプレイ冷却系)復旧後の原子炉格納容器内の除熱)として、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格納容器内にあるスプレイヘッドより、ドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイ可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備として重大事故等対処設備(残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)復旧後の原子炉格納容器内の除熱)を設ける。</p> <p>代替循環冷却系を構成する残留熱除去系ポンプは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備であるため、多様性、位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、多様性、位置的分散の設計方針は適用しない。</p> <p>3.2.2 サプレッション・プール冷却系</p> <p>残留熱除去系 2 系統にて 1 系統をドライウエルスプレイ、もう 1 系統をサブプレッション・プール冷却モードで運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、設計基準事故対処設備が健全な場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備(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)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サブプレッション・プールによる原子炉格納容器内の除熱機能が健全な場合の重大事故等対処設備(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)として、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、残留熱除去系熱交換器によりサブプレッション・プール水を除熱し、残留熱除去系を介して、サブプレッション・プールに戻す設計とする。</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)によりサブプレッション・プール水の除熱ができず、サブプレッション・プール水温度指示値が <input type="text"/>℃以上、又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が <input type="text"/>℃以上に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合の重大事故等対処設備(代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱)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及び残留熱除去系</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>海水ポンプ又は緊急用海水ポンプを使用する。</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱）を設ける。</p> <p>全交流動力電源喪失等によるサポート系の故障により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱）として、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・プール水を除熱可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱）を設ける。</p> <p>3.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系</p> <p>(1) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却）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（格納容器スプレイ冷却系）の残留熱除去系ポンプの故障により、原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却）として、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B系を介して、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドよりドライウェル内にスプレイ可能な設計とする。</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可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備として重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱）を設ける。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを使用する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却は、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ポンプを使用する原子炉格納容器内の除熱に対して多様性を有する設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>レッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプを使用する原子炉格納容器内の除熱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代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、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に対して多様性を有する設計とする。また、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプを使用する原子炉格納容器内の除熱に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設け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>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>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格納容器スプレイ配管は、接続口から残留熱除去系A系配管及び残留熱除去系B系配管との合流点までを独立した系統とすることで、残留熱除去系ポンプを使用する格納容器スプレイ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>3.2.4 代替循環冷却系</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として重大事故等対処設備（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱、代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱）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の故障により原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱）としてサブプレッション・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、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッダから原子炉格納容器内へスプレイ可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため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原子炉格納容器内の除熱）を設ける。</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可能な設計とする。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱は、代替循環冷却系ポンプの電源を常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>残留熱除去系ポンプを使用する原子炉格納容器内の除熱に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。</p> <p>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で、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱は、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を独立した系統とすることで、残留熱除去系ポンプを使用する格納容器スプレイ冷却系配管に対して可能な限り独立性を有する設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備として、代替循環冷却系は、M a r k - II 型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重化設計とし、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器等で構成するとともに、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てサブプレッション・プール水を冷却し、原子炉圧力容器又はサブプレッション・チェンバへ注水若しくは原子炉格納容器内へスプレイ可能であり、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内のドライウェルへスプレイされた水とともに、格納容器ベント管を経て、サブプレッション・プールに戻ることで循環する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、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>熔融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に、熔融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水）を設ける。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として代替循環冷却系ポンプ、サブプレッション・プール、残留熱除去系熱交換器及び緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水ポンプを使用する代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができる設計とする。</p> <p>なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時にできる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水については、「5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 5.7 代替循環冷却系 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。</p> <p>3.2.5 格納容器下部注水系</p> <p>(1) 常設低圧代替注水系ポンプによるペDESTAL（ドライウェル部）への注水</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するための設備として重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水）を設ける。</p> <p>また、溶融炉心が原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に落下するまでに、原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水量を蓄水し、落下した溶融炉心の冷却が可能な設計とする。なお、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水と合わせて、溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合にペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水）として、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、低圧代替注水系及び格納容器下部注水系を介して、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に注水することで溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水量を蓄水するとともに落下した溶融炉心の冷却が可能な設計とする。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>コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）へと落下した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制する設計とする。ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制するため、コリウムシールドは、寸法が高さ約 <input type="text"/> m、厚さ約 <input type="text"/> m、材質が <input type="text"/> 個数が1個の設計とする。</p> <p>(2) 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るペDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <p>原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するための設備として重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水）を設ける。</p> <p>また、溶融炉心が原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に落下するまでに、原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水量を蓄水し、落下した溶融炉心の冷却が可能な設計とする。なお、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水と合わせて、溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合にペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水）として、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、低圧代替注水系及び格納容器下部注水系を介して、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に注水することで溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水量を蓄水するとともに落下した溶融炉心の冷却が可能な設計とする。</p> <p>また、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、低圧代替注水系及び格納容器下部注水系を介して、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に注水することで溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水量を蓄水するとともに落下した溶融炉心の冷却が可能な設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、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使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>コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）へと落下した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制可能な設計とする。ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制するため、コリウムシールドは、寸法が高さ約 <input type="text"/> m、厚さ約 <input type="text"/> m、材質が <input type="text"/>、個数が1個の設計とする。</p> <p>3.2.6 原子炉隔離時冷却系</p> <p>溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に、溶融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するための設備として重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水）を設ける。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができる設計とする。</p> <p>なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入が同時にできる設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水については、「5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 5.2 原子炉隔離時冷却系 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>却するための設備」に示す。</p> <p>3.2.7 高压代替注水系</p> <p>溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に、溶融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するための設備として重大事故等対処設備（高压代替注水系による原子炉圧力容器への注水）を設ける。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として常設高压代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する高压代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができる設計とする。</p> <p>なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時にできる設計とする。</p> <p>高压代替注水系による原子炉圧力容器への注水については、「5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 5.5 高压代替注水系 原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。</p> <p>3.2.8 低压代替注水系</p> <p>溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に、溶融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（低压代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水、低压代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水）を設ける。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として常設低压代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する低压代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができる設計とする。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時にできる設計とする。</p> <p>低压代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水については、「5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 5.6 低压代替注水系 原子炉冷却材圧力バウンダリ低压時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備（低压代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水）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、西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽を使用する設計とする。</p> <p>なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時にできる設計とする。</p> <p>低压代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水については、「5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 5.6 低压代替注水系 原子炉冷却材圧力バウンダリ低压時に発電用原子炉を</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>冷却するための設備」に示す。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを使用する格納容器下部注水系（常設）によるベDESTAL（ドライウェル部）への注水は、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独立した電源供給ラインから給電することにより駆動することができる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水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駆動とすることで、電動駆動の常設低圧代替注水系ポンプに対して多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は、弁駆動部にハンドルを設け現場での人力操作を可能とすることで、電動駆動に対し多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源は、それぞれ代替淡水貯槽と代替淡水源とすることで、異なる水源を有する設計とする。</p> <p>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、屋外の保管場所に分散して保管する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と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によるベDESTAL（ドライウェル部）への注水配管は、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによるベDESTAL（ドライウェル部）への注水配管との合流点までを独立した設計とすることで可能な限り独立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個所に設置する設計とする。</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、格納容器下部注水系（常設）と格納容器下部注水系（可搬型）が同時にその機能が損なわれないよう、互いの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>3.2.9 ほう酸水注入系</p> <p>溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に、溶融炉心の原子炉格納容器下部のベDESTAL（ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入）を設ける。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部のベDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備としてほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用するほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入ができる設計とする。</p> <p>なお、この場合は、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水のいずれかによる原子炉圧力容器への注水を同時にできる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に関する設備については、「原子炉冷却系</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>統施設 5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 5.4 ほう酸水注入系 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に示す。</p> <p>3.2.10 原子炉建屋放水設備</p> <p>(1) 大気への拡散抑制及び航空機燃料火災対応</p> <p>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）を設ける。</p> <p>放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を使用し、放水砲を、ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と接続し、原子炉建屋原子炉棟屋上へ放水が可能な設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋原子炉棟屋上に向けて放水が可能な設計とする。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の燃料は、可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための放水設備（航空機燃料火災への泡消火）として、放水砲を、ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と接続し、泡消火薬剤と混合しながら原子炉建屋周辺へ放水が可能な設計とする。</p> <p>(2) 海洋への拡散抑制</p> <p>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として重大事故等対処設備（海洋への放射性物質の拡散抑制）を設ける。</p> <p>放水砲による放水を実施した場合の重大事故等対処設備（海洋への放射性物質の拡散抑制）として、汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出するまでに通る排水路に設置された雨水排水路集水桝 9 箇所及び放水路 3 箇所の計 12 箇所に設置が可能な設計とする。</p> <p>汚濁防止膜は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要幅に対して汚濁防止膜を二重に計 2 本設置することとし、雨水排水路集水桝 9 箇所の設置場所に計 18 本及び放水路 3 箇所の設置場所に計 6 本の合計 24 本使用する設計とする。また、予備については保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、破れ等の破損時の予備用として各設置場所に対して 2 本の計 24 本を保管することとし、予備を含めた保有数として設置場所 12 箇所分の合計 48 本を保管する。</p> <p>3.2.11 水源</p> <p>(1) 重大事故等の収束に必要な水源</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</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>た原子炉格納容器内の冷却、代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水、代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給、サブプレッション・プールを水源とした原子炉格納容器内の除熱、サブプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱、西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却、西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給、西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水、海を水源とした原子炉格納容器内の冷却、海を水源とした原子炉格納容器下部への注水、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>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための設備として重大事故等対処設備（海を水源とした航空機燃料火災への泡消火）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>重大事故等により、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために使用する格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備として以下の設備を使用する。</p> <p>フィルタ装置用スクラビング水の補給するための設備として西側淡水貯水設備、可搬型代替注水中型ポンプ、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、ホースをフィルタ装置用スクラビング水の補給ラインに接続することにより、淡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>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の補給するための水源である西側淡水貯水設備が使用できない場合の水源として代替淡水源である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可搬型代替注水大型ポンプは、ホースをフィルタ装置用スクラビング水の補給ラインに接続することにより、淡水の補給が可能な設計とする。</p> <p>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>格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水に使用する可搬型代替注水中型ポンプ及びフィルタ装置用スクラビング水の補給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。</p> <p>格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水に使用する可搬型代替注水大型ポンプ及びフィルタ装置用スクラビング水の補給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>

変 更 前	変 更 後
<p>3.3 放射性物質濃度制御設備</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質</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>格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部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>(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、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の補給手段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、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の補給手段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>3.3 放射性物質濃度制御設備</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質</p>

変 更 前	変 更 後
<p>が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋ガス処理系並びに格納容器スプレイ冷却系を設置する。</p> <p>3.3.1 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>原子炉建屋ガス処理系は非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系から構成され、非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン等からなり、非常用ガス再循環系は、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス再循環系フィルタトレイン等からなり、放射性物質の放出を伴う事故時には非常用ガス処理系で原子炉建屋内を負圧に保ちながら、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質について非常用ガス再循環系を通して除去し、非常用ガス処理系を通して、さらに放射性物質を除去低減できる設計とする。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系から構成し、原子炉冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系を構成する非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のうち、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインのよう素除去効率及びガス処理設備の処理容量は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p>	<p>が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋ガス処理系並びに格納容器スプレイ冷却系を設置する。</p> <p>3.3.1 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>原子炉建屋ガス処理系は非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系から構成され、非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン等からなり、非常用ガス再循環系は、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス再循環系フィルタトレイン等からなり、放射性物質の放出を伴う事故時には非常用ガス処理系で原子炉建屋内を負圧に保ちながら、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質について非常用ガス再循環系を通して除去し、非常用ガス処理系を通して、さらに放射性物質を除去低減できる設計とする。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系から構成し、原子炉冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系を構成する非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のうち、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインのよう素除去効率及びガス処理設備の処理容量は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部については、当該設備に要求される格納容器又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障として、最も過酷な条件になる配管の全周破断を想定する。</p> <p>この故障においては、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。</p> <p>安全上支障のない期間については、設計基準事故時に、配管の全周破断に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクが設置（変更）許可を受けた「環境への放射性物質の異常な放出」の判断基準を十分満足しており、また、修復作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、2日間とする。</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素等を含む気体を排出し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を可燃限界未満に低減することで水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するとともに、放射性物質を低減するための設備として水素排出設備（原子炉建屋ガス処理系による水素排出）を設ける。</p> <p>水素排出設備（原子炉建屋ガス処理系による水素排出）として、原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系フィルタユニット及び非常用ガス再循環系フィルタユニットを使用する設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
<p>3.3.2 格納容器スプレイ系</p> <p>格納容器スプレイ冷却系は、原子炉冷却材喪失事故後、サブプレッション・チェンバ内のプール水をドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p> <p>3.4 可燃性ガス濃度制御設備</p> <p>3.4.1 可燃性ガス濃度制御系</p> <p>原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生するおそれのある水素あるいは酸素の反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設け、不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素ガスを充てんすることとあいまって、燃焼限界に達しないための制限値である水素濃度 4 vol%以下あるいは酸素濃度 5 vol%以下に維持できる設計とする。</p> <p>3.5 原子炉格納容器調気設備</p> <p>3.5.1 不活性ガス系</p> <p>不活性ガス系は、あらかじめ原子炉格納容器内の空気を窒素ガスで置換しておく設計とする。</p>	<p>非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタユニット及び非常用ガス再循環系フィルタユニットにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止できる設計とする</p> <p>非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用電源設備の非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。</p> <p>3.3.2 格納容器スプレイ系</p> <p>格納容器スプレイ冷却系は、原子炉冷却材喪失事故後、サブプレッション・チェンバ内のプール水をドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p> <p>3.4 可燃性ガス濃度制御設備</p> <p>3.4.1 可燃性ガス濃度制御系</p> <p>原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生するおそれのある水素あるいは酸素の反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設け、不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素ガスを充てんすることとあいまって、燃焼限界に達しないための制限値である水素濃度 4 vol%以下あるいは酸素濃度 5 vol%以下に維持できる設計とする。</p> <p>3.4.2 水素濃度抑制系</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御する水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制）を設ける。</p> <p>水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制）として、静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした水素を触媒反応により酸素と再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止できる設計とする。</p> <p>3.5 原子炉格納容器調気設備</p> <p>3.5.1 不活性ガス系</p> <p>不活性ガス系は、あらかじめ原子炉格納容器内の空気を窒素ガスで置換しておく設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計と</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>する。</p> <p>3.5.2 窒素ガス代替注入系</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用後においても、可燃性ガスによる爆発及び格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内に不活性ガス（窒素）を供給できる設計とする。</p> <p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、重大事故等対処設備（可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化）を設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内を不活性化するための重大事故等対処設備として、可搬型窒素供給装置及び可搬型窒素供給装置用電源を使用する設計とする。</p> <p>可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置及び可搬型窒素供給装置用電源車で構成し、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。</p> <p>可搬型窒素供給装置のうち、可搬型窒素供給装置は、容量が約 200 Nm³/h/個であり、個数が 2 個（予備 2 個）とする。</p> <p>3.6 圧力逃がし装置</p> <p>3.6.1 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>(1) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の過圧破損防止</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備として、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、圧力開放板、移送ポンプ等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、フィルタ装置内のスクラビング水（水と薬液）、金属フィルタ及びよう素除去部により原子炉格納容器内雰囲気ガスの放射性物質を捕集できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、フィルタの構造及び機能の健全性を維持し、かつ、捕集した放射性よう素の再揮発を防止するために、捕集した放射性物質の崩壊熱等を考慮した設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、第一弁（S/C側）又は第一弁（D/W側）並びに第二弁又は第二弁バイパス弁の開操作により原子炉格納容器内雰囲気ガスの放射性物質をフィルタ装置で捕集した後、原</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>子炉格納容器内雰囲気ガスを大気放出し、第一弁（S/C側）又は第一弁（D/W側）の閉操作でその大気放出を停止することができる設計とする。</p> <p>本系統は、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、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、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、系統内に可燃性ガス（水素）が蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とするとともに、使用後においても不活性ガスで置換できるよう、可搬型窒素供給装置を用いて系統内に窒素を供給できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉とは共用しない。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、中央制御室のスイッチで操作が可能な設計とし、また、駆動源喪失時であっても人力により容易かつ確実に開閉操作が可能な遠隔人力操作機構を有する設計とする。</p> <p>系統内に設ける圧力開放板は、原子炉格納容器の隔離機能として使用せず、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動作する設計とし、格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）で待機する際の大気との隔壁として設置する。</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は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した場合、フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発することでスクラビング水位は徐々に低下することから、放射性物質除去性能維持のため可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置に水を供給できる設計とする。</p> <p>(2) 格納容器圧力逃がし装置による水素排出</p> <p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ放出するための設備として、以下の重大事故等対処設備（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出）を設ける。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、フィルタ装置により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、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に放出できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、排出経路での水素爆発を防止するため、通常待機時は系統内を窒素置換しておくことで、ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素によって、系統内が可燃領域に達することを防止する設計とする。また、ベント停止後にフィルタ装置内に蓄積した放射性物質による水の放射線分解等で発生する水素及び酸素によって、系統内が可燃領域に達することを防止するため、外部より不活性ガスを供給することにより系統内をバージすることが可能な設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、排出経路にフィルタ装置を設置することにより、排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。</p> <p>流路として、不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>フィルタ装置については、「3. 圧力低減設備その他の安全設備 3.6 圧力逃がし装置 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>4. 主要対象設備</p> <p>原子炉格納施設の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉格納施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>4. 主要対象設備</p> <p>原子炉格納施設の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉格納施設の主要設備リスト」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 原子炉格納施設の兼用設備リスト」に示す。</p>