

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0120_改1
提出年月日	2021年11月24日

補足-120 工事計画に係る補足説明資料（発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書）

東北電力株式会社

工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

工認添付書類	補足説明資料
VI-1-1-1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	補足-120-1 設計及び工事の計画添付書類における基本設計方針の抜粋について
	補足-120-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十号）」との整合性について

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0120-1_改2

補足-120-1 設計及び工事の計画添付書類における基本設計方針の

抜粋について

本資料は、「発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書」（以下「説明書」という。）のうち「発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性」（以下「本文（五号）説明書」）に記載する工事計画認可申請書の基本設計方針（以下「基本設計方針」という。）を示すものである。

本基本設計方針を本文（五号）説明書に記載する方法を以下に示す。

- ・本文（五号）説明書に記載した基本設計方針は囲み線にて明示する。
- ・本文（五号）説明書に記載していない基本設計方針については、発電用原子炉の設置の許可に抵触するものではないことを示すため、その理由を記載する。記載例は表1による。

表1 基本設計方針を本文（五号）説明書に記載しない理由の記載例

基本設計方針の内容	理由の記載例
概要の記載	本記載は概要であるため、記載しない。
技術基準要求のみであり、設置許可要求事項でない記載	「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。
設備リストに対する記載	本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。
急傾斜地に対する記載	女川原子力発電所第2号機は急傾斜地崩壊危険区域には該当しない。
熱遮蔽材に対する記載	女川原子力発電所第2号機は、熱遮蔽材を施設しないため、記載しない。

1. 原子炉本体の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉本体の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 設備に対する要求 (4.5 安全弁等, 4.6 逆止め弁, 4.7 内燃機関の設計条件, 4.8 電気設備の設計条件を除く。), 5. 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>原子炉本体の共通項目である「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 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 炉心等</p> <p>燃料体（燃料要素及びその他の部品を含む。）は、設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とする。</p> <p>燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は、通常運転時における原子炉運転状態に対応した圧力、温度条件、燃料使用期間中の燃焼度、中性子照射量及び水質の組み合わせのうち想定される最も厳しい条件において、耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質及び強度のうち必要な物理的性質並びに、耐食性、水素吸収特性及び化学的安定性のうち必要な化学的性質を保持し得る材料を使用する。</p> <p>燃料体は炉心支持構造物で支持され、その荷重は原子炉压力容器に伝えられる設計とする。</p> <p>燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とする。また、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じない設計とする。</p> <p>炉心支持構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重及び地震力に加え、熱応力の荷重に耐える設計とする。</p> <p>炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護装置の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 炉心等</p> <p>変更なし</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>炉心部は燃料体、制御棒及び炉心支持構造物からなり、上下端が半球状の円筒形鋼製圧力容器に収容される。原子炉圧力容器の外側には、遮蔽壁を設置する。</p> <p>燃料体（燃料要素を除く。）、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、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おいて、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。</p> <p>なお、熱遮蔽材は設けない設計とする。</p>		<p>女川原子力発電所第2号機は、熱遮蔽材を施設しないため、記載しない。</p>
<p>2. 原子炉圧力容器</p> <p>2.1 原子炉圧力容器本体</p> <p>原子炉圧力容器の原子炉冷却材圧力バウンダリに係る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2章 個別項目 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ」に基づく設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器は、円筒形の胴部に半球形の下鏡を付した鋼製容器に、半球形の鋼製上部ふたをボルト締めする構造であり、再循環水出口ノズル、再循環水入口ノズル、主蒸気出口ノズル、給水ノズル等を取り付ける設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の流路は、原子炉再循環ポンプにより、再循環水入口ノズルから原子炉圧力容器内に導かれ、ジェットポンプによりチャンネルボックスが形成した原子炉冷却材の流路を炉心の下方から上方向に流れ、主蒸気出口ノズルから出る設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器の支持方法は、原子炉圧力容器支持スカートで下端を固定し、原子炉圧力容器スタビライザによって水平方向に支持する設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器は最低使用温度を10℃に設定し、関連温度（初期）を-35℃以下に設定することで、脆性破壊が生じない設計とする。</p> <p>中性子照射脆化の影響を受ける原子炉圧力容器にあっては、日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（J E A C 4 2 0 6）に基づき、適切な破壊じん性を有する設計とする。</p> <p>チャンネルボックスは、制御棒をガイドし、燃料集合体を保護する設計とする。</p>	<p>2. 原子炉圧力容器</p> <p>変更なし</p>	<p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.2 監視試験片</p> <p>1 メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受ける原子炉圧力容器は、当該容器が想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、施設時に適用された告示「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）」を満足し、機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数の監視試験片を原子炉圧力容器内部に挿入することにより、照射の影響を確認できる設計とする。</p> <p>監視試験片は、適用可能な日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」（J E A C 4 2 0 1）により、取り出し及び監視試験を実施する。</p>		
<p>3. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>燃料体、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器は、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>3. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>変更なし</p>	
<p>4. 主要対象設備</p> <p>原子炉本体の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉本体の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>4. 主要対象設備</p> <p>原子炉本体の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉本体の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 設備に対する要求 (4.5 安全弁等, 4.6 逆止め弁, 4.7 内燃機関の設計条件, 4.8 電気設備の設計条件を除く。), 5. 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>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵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 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 燃料取扱設備</p> <p>1.1 燃料取扱設備の基本方針</p> <p>燃料体等の取扱設備は、燃料交換機（第1, 2号機共用（以下同じ。)), 原子炉建屋クレーン（第1, 2号機共用（以下同じ。))及び燃料チャンネル着脱機（第1, 2号機共用（以下同じ。))で構成し、新燃料を原子炉建屋原子炉棟に搬入してから原子炉建屋原子炉棟外へ搬出するまで、燃料体等を安全に取り扱うことができる設計とする。</p> <p>新燃料は、原子炉建屋原子炉棟内に設ける新燃料貯蔵庫から原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機を介して使用済燃料プール（第1, 2号機共用（以下同じ。))に移し、燃料交換機により炉心に挿入できる設計とする。</p> <p>また、燃料の取替えは、原子炉上部の原子炉ウェルに水を張り、水中で燃料交換機を用いて行うことができる設計とする。</p> <p>使用済燃料は、遮蔽に必要な水深を確保した状態で、燃料交換機により水中移送し、原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラック（第1, 2号機共用（以下同じ。))に貯蔵できる設計とする。</p> <p>使用済燃料の発電所外への搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。</p> <p>また、使用済燃料輸送容器に収納された使用済燃料を発電所外へ搬出する場合には、キャスクピット（第1, 2号機共用）で使用済燃料輸送容器に収納し、キャスク洗浄ピット（第1, 2号機共用）で使用済燃料輸送容器の除染を行い発電所外へ搬出する。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 燃料取扱設備</p> <p>1.1 燃料取扱設備の基本方針</p> <p>燃料体等の取扱設備は、燃料交換機（第1, 2号機共用（以下同じ。)), 原子炉建屋クレーン（第1, 2号機共用（以下同じ。))及び燃料チャンネル着脱機（第1, 2号機共用（以下同じ。))で構成し、新燃料を原子炉建屋原子炉棟に搬入してから原子炉建屋原子炉棟外へ搬出するまで、燃料体等を安全に取り扱うことができる設計とする。</p> <p>新燃料は、原子炉建屋原子炉棟内に設ける新燃料貯蔵庫から原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機を介して使用済燃料プール（設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用（以下同じ。))に移し、燃料交換機により炉心に挿入できる設計とする。</p> <p>また、燃料の取替えは、原子炉上部の原子炉ウェルに水を張り、水中で燃料交換機を用いて行うことができる設計とする。</p> <p>使用済燃料は、遮蔽に必要な水深を確保した状態で、燃料交換機により水中移送し、原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラック（設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用（以下同じ。))に貯蔵できる設計とする。</p> <p>使用済燃料の発電所外への搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。</p> <p>また、使用済燃料輸送容器に収納された使用済燃料を発電所外へ搬出する場合には、キャスクピット（第1, 2号機共用）で使用済燃料輸送容器に収納し、キャスク洗浄ピット（第1, 2号機共用）で使用済燃料輸送容器の除染を行い発電所外へ搬出する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>燃料交換機及び燃料チャンネル着脱機は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とし、燃料体等の検査等を行う際に水面に近づいた状態であっても、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる設計とする。</p> <p>原子炉建屋クレーンは、未臨界性を確保した容器に収納して吊り上げる場合を除き、燃料体等を取り扱う場合は、一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。</p> <p>燃料交換機は、燃料体等の炉心から使用済燃料プールへの移送操作、使用済燃料プールから炉心への移送操作又は使用済燃料輸送容器への収納操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が溶融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。</p> <p>燃料チャンネル着脱機は、燃料体等の検査等のための昇降操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が溶融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。</p> <p>原子炉建屋クレーンは、フック部の外れ止めを有し、使用済燃料輸送容器等を取り扱う主巻フックは、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープを二重化することにより、燃料体等の重量物取り扱い中に落下を防止できる設計とする。</p> <p>なお、ワイヤロープ及びフックは、それぞれ「クレーン構造規格」、「クレーン等安全規則」の規定を満たす安全率を有する設計とする。</p> <p>燃料交換機の燃料つかみ具は、昇降を安全かつ確実に行うため、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープの二重化、フック部の外れ止めを有し、グラップルヘッドには機械的インターロックを設ける設計とする。</p> <p>燃料チャンネル着脱機は、下限リミットスイッチによるインターロック及び燃料体等を上部で保持する固定具により燃料体等の使用済燃料プール床面への落下を防止できる設計とする。</p> <p>燃料交換機は、燃料体等の取り扱い中に過荷重となった場合に上昇を阻止するインターロックを設けるとともに荷重監視を行うことにより、過荷重による燃料体等の落下を防止できる設計とする。</p> <p>燃料交換機は、地震時にも転倒することがないように、走行レール及び横行レール頭</p>	<p>燃料交換機及び燃料チャンネル着脱機は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とし、燃料体等の検査等を行う際に水面に近づいた状態であっても、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる設計とする。</p> <p>原子炉建屋クレーンは、未臨界性を確保した容器に収納して吊り上げる場合を除き、燃料体等を取り扱う場合は、一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。</p> <p>燃料交換機は、燃料体等の炉心から使用済燃料プールへの移送操作、使用済燃料プールから炉心への移送操作又は使用済燃料輸送容器への収納操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が溶融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。</p> <p>燃料チャンネル着脱機は、燃料体等の検査等のための昇降操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が溶融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。</p> <p>原子炉建屋クレーンは、フック部の外れ止めを有し、使用済燃料輸送容器等を取り扱う主巻フックは、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープを二重化することにより、燃料体等の重量物取り扱い中に落下を防止できる設計とする。</p> <p>また、想定される使用済燃料プール内への落下物によって使用済燃料プール内の燃料体等が破損しないことを計算により確認する。</p> <p>なお、ワイヤロープ及びフックは、それぞれ「クレーン構造規格」、「クレーン等安全規則」の規定を満たす安全率を有する設計とする。</p> <p>燃料交換機の燃料つかみ具は、昇降を安全かつ確実に行うため、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープの二重化、フック部の外れ止めを有し、グラップルヘッドには機械的インターロックを設ける設計とする。</p> <p>燃料チャンネル着脱機は、下限リミットスイッチによるインターロック及び燃料体等を上部で保持する固定具により燃料体等の使用済燃料プール床面への落下を防止できる設計とする。</p> <p>燃料交換機は、燃料体等の取り扱い中に過荷重となった場合に上昇を阻止するインターロックを設けるとともに荷重監視を行うことにより、過荷重による燃料体等の落下を防止できる設計とする。</p> <p>燃料交換機は、地震時にも転倒することがないように、走行レール及び横行レール頭</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>部を抱き込む構造をした転倒防止装置を設ける。</p> <p>原子炉建屋クレーンは、地震時にも転倒することがないように走行方向及び横行方向に対して、クレーン本体等の浮上り量を考慮し、脱線防止ラグを設けることで、クレーン本体等の車輪がレール上から落下しない設計とする。</p> <p>また、原子炉建屋クレーンは、使用済燃料輸送容器等の重量物を吊った状態では、使用済燃料貯蔵ラック上を走行できないようにインターロックを設ける設計とする。</p> <p>使用済燃料を収納する使用済燃料輸送容器（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）は、取り扱い中における衝撃、熱、その他の容器に加わる負荷に耐え、容易かつ安全に取り扱うことができる設計とする。また、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、き裂、破損等が生じない設計とする。</p> <p>更に、理論的若しくは適切な試験等により所定の機能を満足できる設計とする。</p> <p>使用済燃料輸送容器（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）は、内部に使用済燃料が収納された場合に、放射線障害を防止するため、その容器表面の線量当量率が2mSv/h以下及び容器表面から1m離れた位置における線量当量率が100μSv/h以下となるよう、収納される使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行うことができる設計とする。</p> <p>燃料交換機の燃料つかみ具は空気作動式とし、燃料体等をつかんだ状態で圧縮空気が喪失した場合にも、つかんだ状態を保持し、燃料体等が外れない設計とする。</p> <p>燃料交換機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機は、動力電源喪失時に電磁ブレーキによる保持機能により、燃料体等の落下を防止できる設計とする。</p> <p>1.2 設備の共用</p> <p>燃料交換機及び原子炉建屋クレーンは、第1号機と共用するが、第1号機の使用済燃料、輸送容器等の吊り荷重を考慮した設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>部を抱き込む構造をした転倒防止装置を設ける。</p> <p>原子炉建屋クレーンは、地震時にも転倒することがないように走行方向及び横行方向に対して、クレーン本体等の浮上り量を考慮し、脱線防止ラグを設けることで、クレーン本体等の車輪がレール上から落下しない設計とする。</p> <p>また、原子炉建屋クレーンは、使用済燃料輸送容器等の重量物を吊った状態では、使用済燃料貯蔵ラック上を走行できないようにインターロックを設ける設計とする。</p> <p>使用済燃料を収納する使用済燃料輸送容器（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）は、取り扱い中における衝撃、熱、その他の容器に加わる負荷に耐え、容易かつ安全に取り扱うことができる設計とする。また、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、き裂、破損等が生じない設計とする。</p> <p>更に、理論的若しくは適切な試験等により所定の機能を満足できる設計とする。</p> <p>使用済燃料輸送容器（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）は、内部に使用済燃料が収納された場合に、放射線障害を防止するため、その容器表面の線量当量率が2mSv/h以下及び容器表面から1m離れた位置における線量当量率が100μSv/h以下となるよう、収納される使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行うことができる設計とする。</p> <p>燃料交換機の燃料つかみ具は空気作動式とし、燃料体等をつかんだ状態で圧縮空気が喪失した場合にも、つかんだ状態を保持し、燃料体等が外れない設計とする。</p> <p>燃料交換機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機は、動力電源喪失時に電磁ブレーキによる保持機能により、燃料体等の落下を防止できる設計とする。</p> <p>1.2 設備の共用</p> <p>燃料交換機及び原子炉建屋クレーンは、第1号機と共用するが、第1号機の使用済燃料、輸送容器等の吊り荷重を考慮した設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	
<p>2. 燃料貯蔵設備</p> <p>2.1 燃料貯蔵設備の基本方針</p> <p>燃料体等を貯蔵する設備として、新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールを設ける設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫は、通常時の燃料取替を考慮し、適切な貯蔵能力を有し、全炉心燃料の約</p>	<p>2. 燃料貯蔵設備</p> <p>2.1 燃料貯蔵設備の基本方針</p> <p>燃料体等を貯蔵する設備として、新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールを設ける設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫は、通常時の燃料取替を考慮し、適切な貯蔵能力を有し、全炉心燃料の約</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>40%を収納できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールは、第2号機の全炉心燃料の約400%相当分貯蔵が可能であり、更に放射化された機器等の貯蔵及び取り扱いができるスペースを確保した設計とする。なお、通常運転中、全炉心の燃料体等を貯蔵できる容量を確保できる設計とする。</p> <p>燃料体等の貯蔵設備は、燃料取扱者以外の者がみだりに立ち入らないよう、フェンス等により立ち入りを制限できる設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫は、原子炉建屋原子炉棟内の独立した区画に設け、新燃料を新燃料貯蔵ラックで貯蔵できる設計とする。新燃料貯蔵庫は、鉄筋コンクリート構造とし、想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。新燃料は、堅固な構造のラックに垂直に入れ、乾燥状態で保管し、新燃料貯蔵庫には水が充満するのを防止するための排水口を設ける設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫に設置する新燃料貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために必要な燃料間距離を保持し、たとえ新燃料を貯蔵容量最大で貯蔵した状態で、万一新燃料貯蔵庫が水で満たされるといふ厳しい状態を仮定しても、実効増倍率を0.95以下に保つ設計とする。</p> <p>使用済燃料プールは、原子炉建屋原子炉棟内に設け、燃料体等を水中の使用済燃料貯蔵ラックに垂直に一体ずつ入れて貯蔵する。使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料体等を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ使用済燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールは、鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽であり、使用済燃料プールからの放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造とする。</p> <p>使用済燃料プール内の壁面及び底部は、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに、燃料体等の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保することにより、燃料体等から</p>	<p>約40%を収納できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールは、第2号機の全炉心燃料の約400%相当分貯蔵が可能であり、更に放射化された機器等の貯蔵及び取り扱いができるスペースを確保した設計とする。なお、通常運転中、全炉心の燃料体等を貯蔵できる容量を確保できる設計とする。</p> <p>燃料体等の貯蔵設備は、燃料取扱者以外の者がみだりに立ち入らないよう、フェンス等により立ち入りを制限できる設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫は、原子炉建屋原子炉棟内の独立した区画に設け、新燃料を新燃料貯蔵ラックで貯蔵できる設計とする。新燃料貯蔵庫は、鉄筋コンクリート構造とし、想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。新燃料は、堅固な構造のラックに垂直に入れ、乾燥状態で保管し、新燃料貯蔵庫には水が充満するのを防止するための排水口を設ける設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫に設置する新燃料貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために必要な燃料間距離を保持し、たとえ新燃料を貯蔵容量最大で貯蔵した状態で、万一新燃料貯蔵庫が水で満たされるといふ厳しい状態を仮定しても、実効増倍率を0.95以下に保つ設計とする。</p> <p>使用済燃料プールは、原子炉建屋原子炉棟内に設け、燃料体等を水中の使用済燃料貯蔵ラックに垂直に一体ずつ入れて貯蔵する。使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料体等を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ使用済燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールは、鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽であり、使用済燃料プールからの放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造とする。</p> <p>使用済燃料プール内の壁面及び底部は、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに、燃料体等の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保することにより、燃料体等から</p>	<p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>の放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、放射線業務従事者の被ばくを低減する設計とする。</p> <p>万一、使用済燃料プールからの水の漏えいが発生し、かつ、使用済燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッションチェンバのプール水を補給できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールは、内面をステンレス鋼内張りに施設することにより、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下により機能を失うような損傷が生じない設計とする。</p> <p>燃料体等の落下に関しては、模擬燃料体の気中落下試験（以下「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても使用済燃料プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張りを施設する設計とする。</p>	<p>の放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、放射線業務従事者の被ばくを低減する設計とする。</p> <p>万一、使用済燃料プールからの水の漏えいが発生し、かつ、使用済燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッションチェンバのプール水を補給できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールは、内面をステンレス鋼内張りに施設することにより、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下及び重量物の落下により機能を失うような損傷が生じない設計とする。</p> <p>燃料体等の落下に関しては、模擬燃料体の気中落下試験（以下「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても使用済燃料プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張りを施設する設計とする。なお、使用済燃料輸送容器に使用済燃料を収納する場合などは、落下試験での落下高さを超えるため、水の浮力を考慮することにより落下試験時の落下エネルギーを下回ることを確認する。</p> <p>重量物の落下に関しては、使用済燃料プール周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下時のエネルギーを評価し、落下試験時の燃料体等の落下エネルギー以上となる設備等に対しては、以下のとおり適切な落下防止対策を施し、使用済燃料プールの機能を維持する設計とする。</p> <p>使用済燃料プールからの離隔を確保できる重量物については、使用済燃料プールへ落下するおそれがないよう、転倒等を仮定しても使用済燃料プールに届かない距離に設置する。また、転倒防止のため床面や壁面へ固定する設計とする。</p> <p>原子炉建屋クレーンは、使用済燃料貯蔵ラック上を使用済燃料輸送容器等重量物を吊った状態で走行及び横行できないように可動範囲を制限するインターロックを設ける設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟の屋根を支持する屋根トラスは、基準地震動S_sに対する発生応力が終局耐力を超えず、使用済燃料プール内に落下しない設計とする。また、屋根については鋼板（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造とし、地震による剥落のない構造とする。また、燃料取替床の床面より上部を構成する壁は、鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、燃料取替床の床面より下部の耐震壁と合わせて基準地震動S_sに対して使用済燃料プール内に落下しない設計とする。</p> <p>燃料交換機及び原子炉建屋クレーンは、基準地震動S_sによる地震荷重に対し、燃料</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>使用済燃料は、使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵するが、使用済燃料貯蔵ラックに収納できないような破損燃料体が生じた場合は、使用済燃料プール水の放射能汚染拡大を防ぐため、使用済燃料プール内の制御棒・破損燃料貯蔵ラックに収納できる設計とする。</p> <p>使用済燃料を貯蔵する乾式キャスクは保有しない。</p> <p>2.2 設備の共用</p> <p>使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックは、第1号機と共用することで、第1号機の使用済燃料を第2号機の使用済燃料プールに貯蔵することが可能な設計としている。</p>	<p>交換機本体及び原子炉建屋クレーン本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、使用済燃料プールへの落下物とならない設計とする。</p> <p>燃料交換機本体及び原子炉建屋クレーン本体の健全性評価においては、想定される使用条件において評価が保守的になるよう吊荷の条件を考慮し、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。</p> <p>燃料交換機の転倒落下防止評価においては、走行レール及び横行レール頭部を抱き込む構造をした燃料交換機の脱線防止装置について、想定される使用条件において評価が保守的になるよう吊荷の条件を考慮し、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。</p> <p>燃料交換機の走行レール及び横行レールの健全性評価においては、想定される使用条件において、地震時の発生応力が許容応力以下となる設計とする。</p> <p>原子炉建屋クレーンの転倒落下防止評価においては、走行方向及び横行方向に浮上り代を設けた構造をした原子炉建屋クレーンの脱線防止ラグについて、想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールからの離隔を確保できないその他の重量物については、基準地震動 S_s を考慮しても、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とすることで、使用済燃料プールへの落下物とならない設計とする。</p> <p>使用済燃料は、使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵するが、使用済燃料貯蔵ラックに収納できないような破損燃料体が生じた場合は、使用済燃料プール水の放射能汚染拡大を防ぐため、使用済燃料プール内の制御棒・破損燃料貯蔵ラックに収納できる設計とする。</p> <p>地震時における使用済燃料プールの健全性確保のため、使用済燃料プールに設置されている制御棒貯蔵ハンガに制御棒を保管する場合は、北側の制御棒貯蔵ハンガは6本掛け9列のうち4本5列の使用に制限する運用、南側の制御棒貯蔵ハンガは使用しない運用とするとともに、その旨を保安規定に定めて管理する。</p> <p>使用済燃料を貯蔵する乾式キャスク（兼用キャスクを含む。）は保有しない。</p> <p>2.2 設備の共用</p> <p>使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックは、第1号機と共用することで、第1号機の使用済燃料を第2号機の使用済燃料プールに貯蔵することが可能な設計としている。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>設備容量の範囲内で運用することにより、燃料プール冷却浄化系の冷却能力が不足しないようにすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>設備容量の範囲内で運用することにより、燃料プール冷却浄化系の冷却能力が不足しないようにすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	
<p>3. 計測装置等</p> <p>使用済燃料プールの水温を計測する装置として燃料貯蔵プール水温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、燃料貯蔵プール水温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は計測結果を記録できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールの水温の著しい上昇又は使用済燃料プールの水位の著しい低下の場合に、これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（使用済燃料プール水温高又は使用済燃料プール水位低）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p>	<p>3. 計測装置等</p> <p>使用済燃料プールの水温を計測する装置として燃料貯蔵プール水温度、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度及び使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、燃料貯蔵プール水温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールの水位を計測するための装置として燃料貯蔵プール水位、燃料プールライナドレン漏えい及び使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、燃料貯蔵プール水位の記録はプロセス計算機から帳票として出力し保存できる設計とする。</p> <p>燃料貯蔵プール水温度、燃料貯蔵プール水位及び使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）は、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源系からの電源供給により、使用済燃料プールの水温及び水位を計測することができる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールの水温の著しい上昇又は使用済燃料プールの水位の著しい低下の場合に、これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（使用済燃料プール水温高又は使用済燃料プール水位低）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に使用済燃料プールの監視設備として、使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）を設け、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。また、計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プール監視カメラ（個数1）は、想定される重大事故等時において使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。</p> <p>また、使用済燃料プール監視カメラは、カメラと一体の冷却装置により冷却することで、耐環境性向上を図る設計とする。</p> <p>使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）は、所内常設蓄電式直流電源設備、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給電が可能であり、使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール監視カメラは、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給電が可能である設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、使用済燃料プールの監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置する設計とする。</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」の「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置」に示す重大事故等対処設備の他、使用済燃料プール監視カメラ（個数1）とする。</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合に、代替パラメータにより推定ができる設計とする。</p> <p>また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）を明確にするとともに、パラメータの計測が困難となった場合の代替パラメータによる推定等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。</p> <p>使用済燃料プールの監視で想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは、計測又は監視できる設計とする。また、計測結果は中央制御室に指示又は表示し、記録できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 伝送装置にて電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、代替電源設備と</p>	<p>記載しない理由</p> <p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>して常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p>また，代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合，特に重要なパラメータとして，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置については，温度及び水位に係るものについて，乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，流量（注水量）の計測用として測定時の故障を想定した予備1個を含む1セット26個（予備26個（緊急時対策建屋に保管））（計測制御系統施設のうち「2.4 電源喪失時の計測」の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「3. 計測装置等」の設備として兼用）により計測できる設計とし，これらを保管する設計とする。</p> <p>なお，可搬型計測器による計測においては，計測対象の設定を行う際の考え方として，同一の物理量について，複数のパラメータがある場合は，いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p>	
<p>4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>4.1 燃料プール冷却浄化系</p> <p>使用済燃料プールは，燃料プール冷却浄化系ポンプ（第1，2号機共用（以下同じ。）），燃料プール冷却浄化系熱交換器（第1，2号機共用（以下同じ。）），燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器（第1，2号機共用（以下同じ。））等で構成する燃料プール冷却浄化系を設け，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いて，使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに，使用済燃料プール水を浄化できる設計とする。</p> <p>また，補給水ラインを設け，使用済燃料プール水の補給が可能な設計とする。</p> <p>更に，全炉心燃料を使用済燃料プールに取り出した場合や燃料プール冷却浄化系での使用済燃料プールの冷却ができない場合は，残留熱除去系を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去した熱は，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）を経て，最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。</p>	<p>4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>4.1 燃料プール冷却浄化系</p> <p>使用済燃料プールは，燃料プール冷却浄化系ポンプ（設計基準対象施設としてのみ第1，2号機共用（以下同じ。）），燃料プール冷却浄化系熱交換器（設計基準対象施設としてのみ第1，2号機共用（以下同じ。）），燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器（第1，2号機共用（以下同じ。））等で構成する燃料プール冷却浄化系を設け，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いて，使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに，使用済燃料プール水を浄化できる設計とする。</p> <p>また，補給水ラインを設け，使用済燃料プール水の補給が可能な設計とする。</p> <p>更に，全炉心燃料を使用済燃料プールに取り出した場合や燃料プール冷却浄化系での使用済燃料プールの冷却ができない場合は，残留熱除去系を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去した熱は，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）を経て，最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として，燃料プール冷却浄化系を設ける設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系は，使用済燃料プールの水を燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器等を経由して循環させることで，使用済燃料プールを冷却できる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系は，非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1403 268 2436 342">冷却海水系を含む。)が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却水系を用いて、使用済燃料プールを除熱できる設計とする。</p> <p data-bbox="1403 401 2436 611">燃料プール冷却浄化系で使用する原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ(タイプI)により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去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 data-bbox="1403 669 2436 793">燃料プール冷却浄化系の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック及び制御棒・破損燃料貯蔵ラック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 data-bbox="1359 852 1688 877">4.2 燃料プール代替注水系</p> <p data-bbox="1403 894 2436 1060">使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備として、燃料プール代替注水系を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1119 2436 1329">使用済燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール冷却浄化系配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、原子炉建屋原子炉棟における線量率が放射線被ばくを管理する上で定めた線量率を満足できるよう、漏えいの継続を防止し、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水位を維持するため、燃料プール冷却浄化系戻り配管上部にサイフォンブレイク孔を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1388 2436 1461">サイフォンブレイク孔は、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び誤操作等によりその機能を喪失することのない設計とする。</p> <p data-bbox="1389 1478 2294 1503">4.2.1 燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水</p> <p data-bbox="1403 1520 2436 1824">残留熱除去系(燃料プール水の冷却)及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失若しくは残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プール代替注水系(常設配管)を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1883 2436 1911">燃料プール代替注水系(常設配管)は、大容量送水ポンプ(タイプI)により、代</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2430 342">替淡水源の水を燃料プール代替注水系配管等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 405 2430 520">燃料プール代替注水系（常設配管）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプ I）により海を利用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 583 2430 741">また、使用済燃料プールは、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において、燃料プール代替注水系（常設配管）による冷却及び水位確保により使用済燃料プールの機能を維持し、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 804 2430 877">大容量送水ポンプ（タイプ I）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 data-bbox="1457 940 2430 1056">大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1119 2430 1192">燃料プール代替注水系（常設配管）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））により行う設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1255 2430 1602">なお、ホース延長回収車は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.3 燃料プールスプレイ系」、「4.4 放射性物質拡散抑制系」、原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」、「5.6 低圧代替注水系」、「5.10.2 代替水源移送系」、「7.3 原子炉補機代替冷却水系」、原子炉格納施設のうち「3.2.2 原子炉格納容器下部注水系」、「3.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系」、「3.2.6 低圧代替注水系」、「3.3.4 放射性物質拡散抑制系」、「3.3.5 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）」、「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」、「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備と兼用する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1665 2430 1822">燃料プール代替注水系（常設配管）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック及び制御棒・破損燃料貯蔵ラック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 data-bbox="1389 1885 2264 1915">4.2.2 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2427 569"> 残留熱除去系（燃料プール水の冷却）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失若しくは残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プール代替注水系（可搬型）を設ける設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 625 2427 747"> 燃料プール代替注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により代替淡水源の水をホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 804 2427 926"> 燃料プール代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプ I）により海を利用できる設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 982 2427 1150"> また、使用済燃料プールは、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において、燃料プール代替注水系（可搬型）による冷却及び水位確保により使用済燃料プールの機能を維持し、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 1207 2427 1283"> 大容量送水ポンプ（タイプ I）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 data-bbox="1457 1339 2427 1461"> 大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 1476 2427 1551"> 燃料プール代替注水系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））により行う設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 1608 2427 1906"> なお、ホース延長回収車は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.3 燃料プールスプレイ系」、「4.4 放射性物質拡散抑制系」、原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」、「5.6 低圧代替注水系」、「5.10.2 代替水源移送系」、「7.3 原子炉補機代替冷却水系」、原子炉格納施設のうち「3.2.2 原子炉格納容器下部注水系」、「3.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系」、「3.2.6 低圧代替注水系」、「3.3.4 放射性物質拡散抑制系」、「3.3.5 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）」、「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」、 </p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2356 300">「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備と兼用する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 359 2430 520">燃料プール代替注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック及び制御棒・破損燃料貯蔵ラック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 data-bbox="1359 583 1688 615">4.3 燃料プールのスプレイ系</p> <p data-bbox="1403 625 2430 787">使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備として燃料プールのスプレイ系を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1389 850 2341 882">4.3.1 燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ</p> <p data-bbox="1457 892 2430 1108">使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料プール内の燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、燃料プールのスプレイ系（常設配管）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1161 2430 1423">燃料プールのスプレイ系（常設配管）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を燃料プールのスプレイ系配管等を経由してスプレイノズルから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう、使用済燃料プール内燃料体等の上部全面に向けてスプレイし、使用済燃料プール内燃料体等からの崩壊熱による蒸散量を上回る量をスプレイできる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1434 2430 1596">使用済燃料プールは、燃料プールのスプレイ系（常設配管）にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないように配慮したラック形状及び燃料配置において、いかなる一様な水密度であっても実効増倍率は不確定性を含めて0.95以下で臨界を防止できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1654 2430 1780">燃料プールのスプレイ系（常設配管）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により海を利用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1833 2430 1911">大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 310 2433 478">燃料プールスプレイ系（常設配管）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.3 燃料プールスプレイ系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p data-bbox="1457 533 2433 701">燃料プールスプレイ系（常設配管）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック及び制御棒・破損燃料貯蔵ラック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 data-bbox="1389 758 2318 789">4.3.2 燃料プールスプレイ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレイ</p> <p data-bbox="1457 804 2433 1014">使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料プール内の燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、燃料プールスプレイ系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1071 2433 1329">燃料プールスプレイ系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水をホース等を経由してスプレイノズルから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう使用済燃料プール内燃料体等の上部全面に向けてスプレイし、使用済燃料プール内燃料体等からの崩壊熱による蒸散量を上回る量をスプレイできる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1386 2433 1554">使用済燃料プールは、燃料プールスプレイ系（可搬型）にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないように配慮したラック形状及び燃料配置において、いかなる一様な水密度であっても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1610 2433 1736">燃料プールスプレイ系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプ I）により海を利用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1793 2433 1871">大容量送水ポンプ（タイプ I）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	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2427 436">燃料プールスプレイ系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.3 燃料プールスプレイ系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p data-bbox="1457 491 2427 659">燃料プールスプレイ系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック及び制御棒・破損燃料貯蔵ラック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 data-bbox="1359 720 1685 747">4.4 放射性物質拡散抑制系</p> <p data-bbox="1389 764 1685 791">4.4.1 大気への拡散抑制</p> <p data-bbox="1457 808 2427 976">使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位の異常な低下により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、放水設備（大気への拡散抑制設備）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1031 2427 1157">放水設備（大気への拡散抑制設備）は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海水を取水し、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水することにより、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1211 2427 1289">大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1306 2427 1474">放水設備（大気への拡散抑制設備）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.4 放射性物質拡散抑制系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p data-bbox="1389 1528 1685 1556">4.4.2 海洋への拡散抑制</p> <p data-bbox="1457 1572 2427 1698">使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1753 2427 1921">海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）は、シルトフェンス（原子炉格納施設のうち「3.3.4 放射性物質拡散抑制系」の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.4 放射性物質拡散抑制系」の設備として兼用）で構成する。シルトフェンスは、汚染水</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>4.2 使用済燃料プールの水質維持</p> <p>使用済燃料プールは、使用済燃料からの崩壊熱を燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去して使用済燃料プール水を冷却するとともに、燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがないよう、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器で使用済燃料プール水をろ過脱塩して、使用済燃料プール、原子炉ウエル及び蒸気乾燥器・気水分離器ピット水の純度、透明度を維持できる設計とする。</p> <p>4.3 使用済燃料プール接続配管</p> <p>使用済燃料プール水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない設計とし、使用済燃料プールに接続された配管には逆止弁を設け、配管が破損しても、サイフォン効果により、使用済燃料プール水が継続的に流出しない設計とする。</p>	<p>が発電所から海洋に流出する4箇所（南側排水路排水柵、タービン補機放水ピット、北側排水路排水柵及び取水口）に設置できる設計とする。</p> <p>シルトフェンスは、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、各設置場所に必要な幅に対してシルトフェンスを二重に設置することとし、南側排水路排水柵に1本1組（高さ約5m、幅約5m）として計2本、タービン補機放水ピットに1本1組（高さ約7m、幅約5m）として計2本、北側排水路排水柵に1本1組（高さ約6m、幅約11m）として計2本及び取水口に3本1組（1本あたり高さ約12m、幅約20m）として計6本の合計12本使用する設計とする。また、予備については、破損時のバックアップとして、各設置場所に対して1組の合計6本を保管する。</p> <p>4.5 使用済燃料プールの水質維持</p> <p>使用済燃料プールは、使用済燃料からの崩壊熱を燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去して使用済燃料プール水を冷却するとともに、燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがないよう、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器で使用済燃料プール水をろ過脱塩して、使用済燃料プール、原子炉ウエル及び蒸気乾燥器・気水分離器ピット水の純度、透明度を維持できる設計とする。</p> <p>4.6 使用済燃料プール接続配管</p> <p>使用済燃料プール水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない設計とし、使用済燃料プールに接続された配管には逆止弁を設け、配管が破損しても、サイフォン効果により、使用済燃料プール水が継続的に流出しない設計とする。</p> <p>4.7 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>代替淡水源として淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）を設ける設計とする。</p> <p>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>代替淡水源である淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）は、想定される重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却又は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燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系（常設配管）及び燃料プールスプレイ系（可搬型）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、使用済燃料プールの冷却又は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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>4.4 設備の共用</p> <p>燃料プール冷却浄化系設備及び燃料プール冷却浄化系燃料プール注入逆止弁（G41-F019）（第1, 2号機共用）は、第1号機と共用することで、第1号機の使用済燃料を第2号機の使用済燃料プールに貯蔵することが可能な設計としている。設備容量の範囲内で運用することにより、燃料プール冷却浄化系の冷却能力が不足しないようにすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）の水源として、更に、放水設備（大気への拡散抑制設備）の水源として利用できる設計とする。</p> <p>4.8 設備の共用</p> <p>燃料プール冷却浄化系設備及び燃料プール冷却浄化系燃料プール注入逆止弁（G41-F019）（設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用）は、第1号機と共用することで、第1号機の使用済燃料を第2号機の使用済燃料プールに貯蔵することが可能な設計としている。設備容量の範囲内で運用することにより、燃料プール冷却浄化系の冷却能力が不足しないようにすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	
<p>5. 主要対象設備</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の対象となる主要な設備について、「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>5. 主要対象設備</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の対象となる主要な設備について、「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵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 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

3. 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く）の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<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>本記載は概要であるため,記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目 1. 地盤等</p>	<p>第1章 共通項目 1. 地盤等 1.1 地盤</p> <p>設計基準対象施設のうち,地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設(以下「耐震重要施設」という。)の建物・構築物,津波防護機能を有する施設(以下「津波防護施設」という。),浸水防止機能を有する設備(以下「浸水防止設備」という。)及び敷地における津波監視機能を有する設備(以下「津波監視設備」という。)並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物について,若しくは,重大事故等対処施設のうち,常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。)については,自重や運転時の荷重等に加え,その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動(設置(変更)許可を受けた基準地震動S_s(以下「基準地震動S_s」という。))による地震力が作用した場合においても,接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</p> <p>また,上記に加え,基準地震動S_sによる地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しない地盤として,設置(変更)許可を受けた地盤に設置する。設置(変更)許可を受けた地盤のうち改良地盤については,設置(変更)許可後の施工を含むことを踏まえ,所定の物性値が確保されていることを施工時の品質管理で確認する。</p> <p>ここで,建物・構築物とは,建物,構築物及び土木構造物(屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物)の総称とする。</p> <p>また,屋外重要土木構造物とは,耐震安全上重要な機器・配管系及び設備の間接支持機能又は非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。</p> <p>設計基準対象施設のうち,耐震重要施設以外の建物・構築物については,自重や運転時の荷重等に加え,地震により発生するおそれがある安全機能の喪失(地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。)及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から,各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度(以下「耐震重要度」という。)に応じた,Sクラス,Bクラス又はCクラスの分類(以下「耐震重要度分類」という。)の各クラスに応じて算定する地震</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1403 266 2436 478">力が作用した場合、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、自重や運転時の荷重等に加え、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</p> <p data-bbox="1403 533 2436 884">設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能、若しくは、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</p> <p data-bbox="1403 938 2436 1108">設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</p> <p data-bbox="1403 1163 2436 1514">設計基準対象施設のうち、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）の地盤、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物の地盤の接地圧に対する支持力の許容限界について、自重や運転時の荷重等と基準地震動S_sによる地震力との組合せにより算定される接地圧が、安全上適切と認められる規格、基準等による地盤の極限支持力度に対して妥当な余裕を有することを確認する。</p> <p data-bbox="1403 1568 2436 1738">また、上記の設計基準対象施設にあつては、自重や運転時の荷重等と設置（変更）許可を受けた弾性設計用地震動S_d（以下「弾性設計用地震動S_d」という。）による地震力又は静的地震力との組合せにより算定される接地圧について、安全上適切と認められる規格、基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。</p> <p data-bbox="1403 1793 2436 1911">屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の地盤においては、自重や運転時の荷重等と基準地震動S_sによる地震力との組合せにより算定される接地圧が、安全上適切</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>1.1 急傾斜地の崩壊の防止</p> <p>「急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律」に基づき指定された急傾斜地崩壊危険区域でない地域に設備を施設する。</p>	<p>と認められる規格、基準等による地盤の極限支持力度に対して適切な余裕を有することを確認する。</p> <p>設計基準対象施設のうち、Bクラス及びCクラスの施設の地盤、若しくは、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物及び機器・配管系の地盤においては、自重や運転時の荷重等と、静的地震力及び動的地震力（Bクラスの共振影響検討に係るもの又はBクラスの施設の機能を代替する常設重大事故防止設備の共振影響検討に係るもの）との組合せにより算定される接地圧に対して、安全上適切と認められる規格、基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。</p> <p>1.2 急傾斜地の崩壊の防止</p> <p>「急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律」に基づき指定された急傾斜地崩壊危険区域でない地域に設備を施設する。</p>	<p>記載しない理由</p> <p>女川原子力発電所第2号機は急傾斜地崩壊危険区域には該当しない。</p>
<p>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p>2.1.1 耐震設計</p> <p>(1) 耐震設計の基本方針</p> <p>耐震設計は、以下の項目に従って行う。</p> <p>a. 設計基準対象施設のうち、耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震（設置（変更）許可を受けた基準地震動（以下「基準地震動」という。）による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>b. 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を</p>	<p>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p>2.1.1 耐震設計</p> <p>(1) 耐震設計の基本方針</p> <p>耐震設計は、以下の項目に従って行う。</p> <p>a. 設計基準対象施設のうち、耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震（基準地震動S_s）による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。）は、基準地震動S_sによる地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。</p> <p>b. 設計基準対象施設は、耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。</p>	<p>記載しない理由</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>含む。)及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度(以下「耐震重要度」という。)に応じて、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類(以下「耐震重要度分類」という。)し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。</p>	<p>重大事故等対処施設については、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。)、常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。)、常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。)及び可搬型重大事故等対処設備に分類する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設と常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動S_sによる地震力を適用するものとする。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの)が設置される重大事故等対処施設は、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。</p> <p>常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの)が設置される重大事故等対処施設と常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動S_sによる地震力を適用するものとする。</p> <p>なお、特定重大事故等対処施設に該当する施設は本申請の対象外である。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>c. 建物・構築物とは、建物、構築物及び土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）の総称とする。</p> <p>また、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能又は非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。</p> <p>d. Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。</p> <p>建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。</p> <p>機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない、また、動的機器等については、基準地震動による応答に対してその設備に要求される機能を保持する設計とする。</p> <p>また、設置（変更）許可を受けた弾性設計用地震動（以下「弾性設計用地震動」という。）による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p>	<p>c. Sクラスの施設（e.に記載のものうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）は、基準地震動S_sによる地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。</p> <p>建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。</p> <p>機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない、また、動的機器等については、基準地震動S_sによる応答に対してその設備に要求される機能を保持する設計とする。なお、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行い、既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>また、弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>建物・構築物については、発生する応力に対して、「建築基準法」等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動S_sによる地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。</p> <p>建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。</p> <p>機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>e. Sクラスの施設について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。</p> <p>f. 屋外重要土木構造物は、基準地震動による地震力に対して、構造物全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。</p> <p>g. Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。 また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。</p>	<p>ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない、また、動的機器等については、基準地震動S_sによる応答に対して、その設備に要求される機能を保持する設計とする。なお、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行い、既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>d. Sクラスの施設（e.に記載のものうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。 また、基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dによる地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dによる地震力は水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>e. 屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物は、基準地震動S_sによる地震力に対して、構造物全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物は、基準地震動S_sによる地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>f. Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。 また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動S_dに2分の1を乗じたものとする。なお、当該地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p>	<p>Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、上記に示す、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、上記に示す、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>g. 耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設が、それ以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）の波及的影響によって、その安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p> <p>h. 可搬型重大事故等対処設備については、地震による周辺斜面の崩壊等の影響を受けないように「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。</p> <p>i. 緊急時対策所の耐震設計の基本方針については、「(6) 緊急時対策所」に示す。</p> <p>j. 耐震重要施設については、液状化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、液状化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状を考慮した場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、適切な対策を講ずる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(2) 耐震重要度分類</p> <p>a. 耐震重要度分類</p> <p>設計基準対象施設の耐震重要度を以下のとおり分類する。</p> <p>(a) Sクラスの施設</p> <p>地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいものであり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 ・使用済燃料を貯蔵するための施設 ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設 ・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設 ・放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設 <p>(b) Bクラスの施設</p> <p>安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設であり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設 ・放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第2条第2項第6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。） 	<p>(2) 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備の分類</p> <p>a. 耐震重要度分類</p> <p>設計基準対象施設の耐震重要度を以下のとおり分類する。</p> <p>(a) Sクラスの施設</p> <p>地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいものであり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 ・使用済燃料を貯蔵するための施設 ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設 ・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設 ・放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設 ・津波防護施設及び浸水防止設備 ・津波監視設備 <p>(b) Bクラスの施設</p> <p>安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設であり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設 ・放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第2条第2項第6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。） 	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設</p> <p>・使用済燃料を冷却するための施設</p> <p>・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設</p> <p>(c) Cクラスの施設</p> <p>Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設である。</p> <p>上記に基づく耐震重要度分類を第2.1.1表に示す。</p> <p>なお、同表には当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動及び波及的影響を考慮すべき施設に適用する地震動についても併記する。</p>	<p>・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設</p> <p>・使用済燃料を冷却するための施設</p> <p>・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設</p> <p>(c) Cクラスの施設</p> <p>Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設である。</p> <p>上記に基づく耐震重要度分類を第2.1.1表に示す。</p> <p>なお、同表には当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動及び波及的影響を考慮すべき施設に適用する地震動についても併記する。</p> <p>b. 重大事故等対処施設の設備分類</p> <p>重大事故等対処設備について、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、以下の設備分類に応じて設計する。</p> <p>(a) 常設重大事故防止設備</p> <p>重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>イ. 常設耐震重要重大事故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの</p> <p>ロ. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備であって、イ.以外のもの</p> <p>(b) 常設重大事故緩和設備</p> <p>重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>(c) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）</p> <p>設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する(a)以外の常設のもの</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(3) 地震力の算定方法 耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。</p> <p>a. 静的地震力 設計基準対象施設に適用する静的地震力は、Sクラスの施設、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力係数C_i及び震度に基づき算定する。</p> <p>(a) 建物・構築物 水平地震力は、地震層せん断力係数C_iに、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、更に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。</p> <p>Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0</p> <p>ここで、地震層せん断力係数C_iは、標準せん断力係数C_0を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。</p> <p>また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数C_iに乘じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、Sクラス、Bクラス及びCクラスともに</p>	<p>(d) 常設重大事故緩和設備（設計基準拡張） 設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する(b)以外の常設のもの</p> <p>(e) 可搬型重大事故等対処設備 重大事故等対処設備であって可搬型のもの</p> <p>重大事故等対処設備のうち、耐震評価を行う主要設備の設備分類について、第2.1.2表に示す。</p> <p>(3) 地震力の算定方法 耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。</p> <p>a. 静的地震力 設計基準対象施設に適用する静的地震力は、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力係数C_i及び震度に基づき算定する。</p> <p>重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設に、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力を、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設に、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力を、それぞれ適用する。</p> <p>(a) 建物・構築物 水平地震力は、地震層せん断力係数C_iに、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、更に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。</p> <p>Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0</p> <p>ここで、地震層せん断力係数C_iは、標準せん断力係数C_0を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。</p> <p>また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数C_iに乘じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、Sクラス、Bクラス及びCクラスともに</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数C_0は1.0以上とする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定するものとする。</p> <p>ただし、土木建造物の静的地震力は、安全上適切と認められる規格及び基準を参考に、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>静的地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数C_1に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>b. 動的地震力</p> <p>設計基準対象施設については、動的地震力は、Sクラスの施設、屋外重要土木構造物及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。</p> <p>Sクラスの施設については、基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を適用する。</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動から定める入力地震動の振幅を2分の1にしたものによる地震力を適用する。</p> <p>屋外重要土木構造物については、基準地震動による地震力を適用する。</p>	<p>1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数C_0は1.0以上とする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定するものとする。</p> <p>ただし、土木建造物の静的地震力は、安全上適切と認められる規格及び基準を参考に、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>静的地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数C_1に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>上記(a)及び(b)の標準せん断力係数C_0等の割増し係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設、公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。</p> <p>b. 動的地震力</p> <p>設計基準対象施設については、動的地震力は、Sクラスの施設、屋外重要土木構造物及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。</p> <p>Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）については、基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dから定める入力地震動を適用する。</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動S_dから定める入力地震動の振幅を2分の1にしたものによる地震力を適用する。</p> <p>屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物については、基準地震動S_sによる地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動S_sによる地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、Bクラスの施設の機能を代替する共振のおそれのある施設、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(a) 入力地震動</p> <p>原子炉格納施設設置位置周辺は、地質調査の結果によれば、約 1.4km/s の S 波速度を持つ堅硬な岩盤が十分な広がりをもって存在することが確認されており、建物・構築物はこの堅硬な岩盤に支持させる。</p> <p>敷地周辺には中生界ジュラ系の砂岩、頁岩等が広く分布し、原子炉建屋の設置レベルにもこの岩盤が分布していることから、解放基盤表面は、この岩盤が分布する原子炉建屋の設置位置 O.P. -14.1m に設定する。</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動及び弾性設計用地震動を基に、対象建物・構築物の地盤の非線形特性等の条件を適切に考慮した上で、必要に応じ 2 次元 FEM 解析、1 次元波動論又は 1 次元地盤応答解析により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。</p> <p>また、設計基準対象施設における耐震 B クラスの建物・構築物のうち共振のおそれがあり、動的解析が必要なものに対しては、弾性設計用地震動に 2 分の 1 を乗じたものを用いる。</p>	<p>うち、当該設備が属する耐震重要度分類が B クラスで共振のおそれのある施設については、共振のおそれのある B クラスの施設に適用する地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、基準地震動 S_s による地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の既往評価を適用できる基本構造と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化した上で地震応答解析、加振試験等を実施する。</p> <p>動的解析においては、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。</p> <p>動的地震力は水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。動的地震力の水平 2 方向及び鉛直方向の組合せについては、水平 1 方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた既往の耐震計算への影響の可能性のある施設・設備を抽出し、3次元応答性状の可能性も考慮したうえで既往の方法を用いた耐震性に及ぼす影響を評価する。</p> <p>(a) 入力地震動</p> <p>原子炉格納施設設置位置周辺は、地質調査の結果によれば、約 1.4km/s の S 波速度を持つ堅硬な岩盤が十分な広がりをもって存在することが確認されており、建物・構築物はこの堅硬な岩盤に支持させる。</p> <p>敷地周辺には中生界ジュラ系の砂岩、頁岩等が広く分布し、原子炉建屋の設置レベルにもこの岩盤が分布していることから、解放基盤表面は、この岩盤が分布する原子炉建屋の設置位置 O.P. -14.1m に設定する。</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d を基に、対象建物・構築物の地盤の非線形特性等の条件を適切に考慮した上で、必要に応じ 2 次元 FEM 解析、1 次元波動論又は 1 次元地盤応答解析により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。</p> <p>また、設計基準対象施設における耐震 B クラスの建物・構築物及び重大事故等対処施設における耐震 B クラスの施設の機能を代替する常設重大事故防止設備又は当該設備が属する耐震重要度分類が B クラスの常設重大事故防止設備（設</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(b) 地震応答解析</p> <p>イ. 動的解析法</p> <p>(イ) 建物・構築物</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮の上、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。動的解析は、時刻歴応答解析法又は線形解析に適用可能な周波数応答解析法による。</p> <p>建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。</p> <p>動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数は、基礎版の平面形状、基礎側面と地盤の接触状況、地盤の剛性等を考慮して定める。設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。</p>	<p>計基準拡張) が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物のうち共振のおそれがあり、動的解析が必要なものに対しては、弾性設計用地震動 S d に 2 分の 1 を乗じたものを用いる。</p> <p>(b) 地震応答解析</p> <p>イ. 動的解析法</p> <p>(イ) 建物・構築物</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮の上、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。動的解析は、時刻歴応答解析法又は線形解析に適用可能な周波数応答解析法による。</p> <p>建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。</p> <p>動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数は、基礎版の平面形状、基礎側面と地盤の接触状況、地盤の剛性等を考慮して定める。設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。</p> <p>地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は、振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部のひずみレベルを考慮して定める。</p> <p>基準地震動 S s 及び弾性設計用地震動 S d に対する応答解析において、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、実験等の結果に基づき、該当する建物部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。</p> <p>また、S クラスの施設を支持する建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための動的解析において、施設を支持する建物・構築物の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。</p> <p>応答解析に用いる材料定数については、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。なお、平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震等の地震やコンクリートの乾燥収縮によるひび割れ等に伴う初期剛性の低下については、観測記録や試験データなどから適切に応答解析モデルへ反映し、保守性を確認した上で適用する。屋外重要土木構造</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(ロ) 機器・配管系</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮の上、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格及び基準又は試験等の結果に基づき設定する。なお、原子炉本体の基礎の構造強度は、鋼板のみで地震力に耐える設計とする。</p>	<p>物については、平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震等の地震に起因する構造上問題となるひび割れが認められないこと及び地中構造物である屋外重要土木構造物に対する支配的な地震時荷重である土圧は、ひび割れ等に起因する初期剛性低下を考慮しない方が保守的な評価となる。したがって、屋外重要土木構造物については、初期剛性低下を考慮しないが、必要に応じて機器・配管系の設計用地震力に及ぼす影響を検討する。さらに、材料のばらつきによる変動が建物・構築物の振動性状や応答性状に及ぼす影響として考慮すべき要因を選定した上で、選定された要因を考慮した動的解析により設計用地震力を設定する。</p> <p>建物・構築物の動的解析にて、地震時の地盤の有効応力の変化に応じた影響を考慮する場合は、有効応力解析を実施する。有効応力解析に用いる液状化強度特性は、敷地の原地盤における代表性及び網羅性を踏まえた上で実施した液状化強度試験結果に基づき、保守性を考慮して設定する。</p> <p>原子炉建屋については、3次元 FEM 解析等から、建物・構築物の 3次元応答性状及びそれによる機器・配管系への影響を評価する。</p> <p>動的解析に用いる解析モデルは、地震観測網により得られた観測記録により振動性状の把握を行い、解析モデルの妥当性の確認を行う。</p> <p>屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物の動的解析は、構造物と地盤の相互作用を考慮できる連成系の地震応答解析手法とし、地盤及び構造物の地震時における非線形挙動の有無や程度に応じて、線形、等価線形又は非線形解析のいずれかにて行う。</p> <p>地震力については、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせで算定する。</p> <p>(ロ) 機器・配管系</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮の上、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格及び基準又は試験等の結果に基づき設定する。ここで、原子炉本体の基礎については、鋼板とコンクリートの複合構造物として、より現実に近い適正な地震応答解析を実施する観点から、コンクリートの剛性変化を適切に考慮した復元力特性を設定する。復元力特性の設定に当たっては、既往の知見や実物の原子炉本体の基礎を模擬した試験体による加力試験結果を踏まえて、妥当性、</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう質点系モデル、有限要素モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>また、時刻歴応答解析法及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮する。スペクトルモーダル解析法には地盤物性等のばらつきを考慮した床応答曲線を用いる。</p> <p>配管系については、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する観点又は既往研究の知見を取り入れ実機の挙動を模擬する観点で、建物・構築物の剛性、地盤物性のばらつきへの配慮をしつつ時刻歴応答解析法を用いる等、解析対象とする現象、対象設備の振動特性・構造特性等を考慮し適切に選定する。</p> <p>また、設備の3次元的な広がりを踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用い、水平2方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。</p> <p>剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて構造強度評価に用いる地震力を算定する。</p> <p>c. 設計用減衰定数</p> <p>地震応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、設備の種類、構造等により適切に選定するとともに、試験等で妥当性を確認した値も用いる。</p> <p>なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。</p> <p>(4) 荷重の組合せと許容限界</p> <p>耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。</p>	<p>適用性を確認するとともに、設定における不確実性や保守性を考慮し、機器・配管系の設計用地震力を設定する。なお、原子炉本体の基礎の構造強度は、鋼板のみで地震力に耐える設計とする。</p> <p>機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう質点系モデル、有限要素モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>また、時刻歴応答解析法及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮する。スペクトルモーダル解析法には地盤物性等のばらつきを考慮した床応答曲線を用いる。</p> <p>配管系については、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する観点又は既往研究の知見を取り入れ実機の挙動を模擬する観点で、建物・構築物の剛性、地盤物性のばらつきへの配慮をしつつ時刻歴応答解析法を用いる等、解析対象とする現象、対象設備の振動特性・構造特性等を考慮し適切に選定する。</p> <p>また、設備の3次元的な広がりを踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用い、水平2方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。</p> <p>剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて構造強度評価に用いる地震力を算定する。</p> <p>c. 設計用減衰定数</p> <p>地震応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、設備の種類、構造等により適切に選定するとともに、試験等で妥当性を確認した値も用いる。</p> <p>なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。</p> <p>また、地盤と屋外重要土木建造物の連成系地震応答解析モデルの減衰定数については、地中建造物としての特徴、同モデルの振動特性を考慮して適切に設定する。</p> <p>(4) 荷重の組合せと許容限界</p> <p>耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>a. 耐震設計上考慮する状態 地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(a) 建物・構築物 設計基準対象施設については以下のイ.～ハ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 運転時の状態 発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常自然条件下におかれている状態。 ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。</p> <p>ロ. 設計基準事故時の状態 発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態。</p> <p>ハ. 設計用自然条件 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風、積雪）。</p> <p>(b) 機器・配管系 設計基準対象施設については以下のイ.～ニ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 通常運転時の状態 発電用原子炉の起動、停止、出力運転、高温待機、燃料取替等が計画的又は頻繁に行われた場合であって運転条件が所定の制限値以内にある運転状態。</p> <p>ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態 通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生じるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態 発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。</p> <p>ニ. 設計用自然条件 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風、積雪）。</p>	<p>a. 耐震設計上考慮する状態 地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(a) 建物・構築物 設計基準対象施設については以下のイ.～ハ.の状態、重大事故等対処施設については以下のイ.～ニ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 運転時の状態 発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常自然条件下におかれている状態。 ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。</p> <p>ロ. 設計基準事故時の状態 発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態。</p> <p>ハ. 設計用自然条件 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風、積雪）。</p> <p>ニ. 重大事故等時の状態 発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態。</p> <p>(b) 機器・配管系 設計基準対象施設については以下のイ.～ニ.の状態、重大事故等対処施設については以下のイ.～ホ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 通常運転時の状態 発電用原子炉の起動、停止、出力運転、高温待機、燃料取替等が計画的又は頻繁に行われた場合であって運転条件が所定の制限値以内にある運転状態。</p> <p>ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態 通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生じるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態 発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。</p> <p>ニ. 設計用自然条件 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風、積雪）。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>b. 荷重の種類</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ.～ニ.の荷重とする。</p> <p>イ. 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重，すなわち固定荷重，積載荷重，土圧，水圧及び通常的气象条件による荷重</p> <p>ロ. 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ. 地震力，風荷重，積雪荷重</p> <p>ただし，運転時の状態及び設計基準事故時の状態での荷重には，機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし，地震力には，地震時土圧，機器・配管系からの反力，スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>設計基準対象施設については，以下のイ.～ニ.の荷重とする。</p> <p>イ. 通常運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ. 地震力，風荷重，積雪荷重</p> <p>c. 荷重の組合せ</p> <p>地震と組み合わせる荷重については，以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物については，常時作用している荷重及び運転時（通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時）の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p>	<p>ホ. 重大事故時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が，重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で，重大事故等対処施設の機能を必要とする状態。</p> <p>b. 荷重の種類</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ.～ニ.の荷重，重大事故等対処施設については以下のイ.～ホ.の荷重とする。</p> <p>イ. 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重，すなわち固定荷重，積載荷重，土圧，水圧及び通常的气象条件による荷重</p> <p>ロ. 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ. 地震力，風荷重，積雪荷重</p> <p>ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ただし，運転時の状態，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には，機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし，地震力には，地震時土圧，機器・配管系からの反力，スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>設計基準対象施設については，以下のイ.～ニ.の荷重，重大事故等対処施設については以下のイ.～ホ.の荷重とする。</p> <p>イ. 通常運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ. 地震力，風荷重，積雪荷重</p> <p>ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>c. 荷重の組合せ</p> <p>地震と組み合わせる荷重については，「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している風及び積雪による荷重を考慮し，以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物（(c)に記載のものを除く。）</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については，常時作用してい</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>ロ. Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p>	<p>る荷重及び運転時（通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時）の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力とを組み合わせる。^{*1, *2}</p> <p>ハ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。</p> <p>ニ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力（基準地震動S_s又は弾性設計用地震動S_dによる地震力）と組み合わせる。この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案の上設定する。なお、継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせ、その状態から更に長期的に継続する事象による荷重と基準地震動S_sによる地震力を組み合わせる。なお、格納容器破損モードの評価シナリオのうち、原子炉压力容器が破損する評価シナリオについては、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており、本来は機能を期待できる高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）又は低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>ハ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>(b) 機器・配管系 イ. Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p>	<p>注水系ポンプ) による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能であることから荷重条件として考慮しない。</p> <p>また、その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。</p> <p>ホ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>*1: Sクラスの建物・構築物の設計基準事故の状態での施設に作用する荷重については、(b) 機器・配管系の考え方に沿った下記の2つの考え方に基づき検討した結果として後者を踏まえ、施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力とを組み合わせることとしている。この考え方は、JEAG 4601における建物・構築物の荷重の組合せの記載とも整合している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重は、その事故事象の継続時間との関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。 ・常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。 <p>*2: 原子炉格納容器バウンダリを構成する施設については、異常時圧力の最大値と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせる。</p> <p>(b) 機器・配管系 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>ロ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p>	<p>ロ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。</p> <p>ニ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。^{*3}</p> <p>ホ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力（基準地震動S_s又は弾性設計用地震動S_dによる地震力）と組み合わせる。この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案の上設定する。なお、継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ、重大事故等時の状態で作用する荷重と地震力（基準地震動S_s又は弾性設計用地震動S_dによる地震力）との組合せについては、以下を基本設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせ、その状態から更に長期的に継続する事象による荷</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>ニ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p>	<p>重と基準地震動S_sによる地震力とを組み合わせる。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせ、その状態から更に長期的に継続する事象による荷重と基準地震動S_sによる地震力とを組み合わせる。</p> <p>なお、格納容器破損モードの評価シナリオのうち、原子炉圧力容器が破損する評価シナリオについては、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており、本来は機能を期待できる高压代替注水系、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）又は低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水系ポンプ）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能であることから荷重条件として考慮しない。</p> <p>その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動S_sによる地震力とを組み合わせる。</p> <p>ヘ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>ト. 炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能の確認においては、通常運転時の状態で燃料被覆管に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって燃料被覆管に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>*3：原子炉格納容器バウンダリを構成する設備については、異常時圧力最大値と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせる。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物</p> <p>イ. 津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動S_sによる地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. 浸水防止設備及び津波監視設備については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動S_sによる地震力とを組み合</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>d. 許容限界</p> <p>各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準、試験等で妥当性が確認されている値を用いる。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>「建築基準法」等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(ロ) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとする(評価項目はせん断ひずみ、応力等)。</p> <p>なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。</p>	<p>わせる。</p> <p>なお、上記(c)イ., ロ.については、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動S_sによる地震力と津波による荷重の組合せを考慮する。また、津波以外による荷重については、「b. 荷重の種類」に準じるものとする。</p> <p>(d) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>動的地震力については、水平2方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせ算定するものとする。</p> <p>d. 許容限界</p> <p>各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準、試験等で妥当性が確認されている値を用いる。</p> <p>(a) 建物・構築物((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの)又は常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物(へ.に記載のものを除く。)</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>「建築基準法」等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ただし、冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ(原子炉格納容器バウンダリを構成する設備における長期的荷重との組合せを除く。)に対しては、下記イ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動S_sによる地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとする(評価項目はせん断ひずみ、応力等)。</p> <p>なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、初期剛性の低下の要因として考えられる平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震等の地震やコンクリートの乾燥収縮によるひび割れ等が鉄筋コンクリート造耐震壁の変形能力及び終局耐力に影響を与えないことを確認していることから、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>ロ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物（へ.及びト.に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.(イ)による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ハ. 耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物（へ.及びト.に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.(ロ)を適用するほか、耐震重要度分類の異なる施設がそれを支持する建物・構築物の変形等に対して、その支持機能を損なわないものとする。</p> <p>当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は、支持される施設に適用される地震動とする。</p> <p>ニ. 建物・構築物の保有水平耐力（へ.及びト.に記載のものを除く。）</p> <p>建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度分類に応じた安全余裕を有しているものとする。</p> <p>ホ. 気密性、止水性、遮蔽性、通水機能、貯水機能を考慮する施設</p> <p>構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性、通水機能、貯水機能が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものとする。</p> <p>へ. 屋外重要土木構造物</p> <p>(イ) 静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とす</p>	<p>ロ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物（へ.及びト.に記載のものを除く。）</p> <p>並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（ト.に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.(イ)による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ハ. 耐震重要度分類の異なる施設又は設備分類の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物（へ.及びト.に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.(ロ)を適用するほか、耐震重要度分類の異なる施設又は設備分類の異なる重大事故等対処施設がそれを支持する建物・構築物の変形等に対して、その支持機能を損なわないものとする。</p> <p>当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は、支持される施設に適用される地震動とする。</p> <p>ニ. 建物・構築物の保有水平耐力（へ.及びト.に記載のものを除く。）</p> <p>建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度分類又は重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類に応じた安全余裕を有しているものとする。</p> <p>ここでは、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、上記における重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類をSクラスとする。</p> <p>ホ. 気密性、止水性、遮蔽性、通水機能、貯水機能を考慮する施設</p> <p>構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性、通水機能、貯水機能が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものとする。</p> <p>へ. 屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物</p> <p>(イ) 静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とす</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>る。</p> <p>(ロ) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界 構造部材の曲げについては限界層間変形角，許容応力度等，構造部材のせん断についてはせん断耐力，許容応力度を許容限界とする。 なお，限界層間変形角，限界ひずみ，降伏曲げモーメント及びせん断耐力，限界せん断ひずみの許容限界に対しては妥当な安全余裕を持たせることとし，それぞれの安全余裕については，各施設の機能要求等を踏まえ設定する。</p> <p>ト. その他の土木構造物</p> <p>安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(b) 機器・配管系 イ. Sクラスの機器・配管系 (イ) 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界 応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるものとする（評価項目は応力等）。</p> <p>(ロ) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界 塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように応力，荷重等を制限する値を許容限界とする。 また，地震時又は地震後に動的機能又は電氣的機能が要求される機器については，基準地震動による応答に対して，実証試験等により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。</p>	<p>る。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界 構造部材の曲げについては限界層間変形角，限界ひずみ，降伏曲げモーメント又は許容応力度，構造部材のせん断についてはせん断耐力，許容応力度又は限界せん断ひずみを許容限界とする。 なお，限界層間変形角，限界ひずみ，降伏曲げモーメント及びせん断耐力，限界せん断ひずみの許容限界に対しては妥当な安全余裕を持たせることとし，それぞれの安全余裕については，各施設の機能要求等を踏まえ設定する。</p> <p>ト. その他の土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(b) 機器・配管系（(c)に記載のものを除く。） イ. Sクラスの機器・配管系 (イ) 弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界 応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるものとする（評価項目は応力等）。 ただし，冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリ及び非常用炉心冷却設備等における長期的荷重との組合せを除く。）に対しては，下記イ. (ロ) に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界 塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように応力，荷重等を制限する値を許容限界とする。 また，地震時又は地震後に動的機能又は電氣的機能が要求される機器については，基準地震動 S_s による応答に対して，実証試験等により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。</p> <p>ロ. 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>ロ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態にとどまることとする（評価項目は応力等）。</p> <p>ハ. チャンネルボックス</p> <p>チャンネルボックスは、地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の原子炉冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生ずることにより制御棒の挿入が阻害されないものとする。</p> <p>ニ. 主蒸気逃がし安全弁排気管及び主蒸気系（主蒸気第二隔離弁から主蒸気止め弁まで）</p> <p>主蒸気逃がし安全弁排気管は基準地震動に対して、主蒸気系（主蒸気第二隔離弁から主蒸気止め弁まで）は弾性設計用地震動に対してイ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p>	<p>設の機器・配管系</p> <p>イ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>ただし、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備及び非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動 S d と設計基準事故時の状態における長期的荷重との組合せに対する許容限界は、イ.(イ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>ハ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類 B クラス又は C クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態にとどまることとする（評価項目は応力等）。</p> <p>ニ. チャンネルボックス</p> <p>チャンネルボックスは、地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の原子炉冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生ずることにより制御棒の挿入が阻害されないものとする。</p> <p>ホ. 燃料被覆管</p> <p>炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能についての許容限界は、以下のとおりとする。</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動 S d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態にとどまることとする。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S s による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないこととする。</p> <p>ヘ. 主蒸気逃がし安全弁排気管及び主蒸気系（主蒸気第二隔離弁から主蒸気止め弁まで）</p> <p>主蒸気逃がし安全弁排気管は基準地震動 S s に対して、主蒸気系（主蒸気第二隔離弁から主蒸気止め弁まで）は弾性設計用地震動 S d に対してイ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物</p> <p>津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物については、当該</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1507 268 2427 436">施設及び建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）及び安定性について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）が保持できるものとする（評価項目はせん断ひずみ、応力等）。</p> <p data-bbox="1507 447 2427 527">浸水防止設備及び津波監視設備については、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できるものとする。</p> <p data-bbox="1418 583 1745 615">(5) 設計における留意事項</p> <p data-bbox="1448 632 1635 663">a. 波及的影響</p> <p data-bbox="1478 674 2427 926">耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設（以下「上位クラス施設」という。）は、下位クラス施設の波及的影響によって、その安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p> <p data-bbox="1478 936 2427 1146">波及的影響については、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用して評価を行う。なお、地震動又は地震力の選定に当たっては、施設の配置状況、使用時間等を踏まえて適切に設定する。また、波及的影響においては水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合に影響を及ぼす可能性のある施設、設備を選定し評価する。</p> <p data-bbox="1507 1157 2398 1188">波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討等を行う。</p> <p data-bbox="1478 1199 2427 1283">ここで、下位クラス施設とは、上位クラス施設以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）をいう。</p> <p data-bbox="1478 1293 2427 1377">波及的影響を防止するよう現場を維持するため、機器設置時の配慮事項等を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1478 1388 2427 1472">耐震重要施設に対する波及的影響については、以下に示す(a)～(d)の4つの事項から検討を行う。</p> <p data-bbox="1478 1482 2427 1566">なお、原子力発電所の地震被害情報等から新たに検討すべき事項が抽出された場合には、これを追加する。</p> <p data-bbox="1478 1577 2427 1915">常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設に対する波及的影響については、以下に示す(a)～(d)の4つの事項について「耐震重要施設」を「常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設」に、「安全機能」を「重大事故等に対処するために必要な機能」に読み替えて適用す</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>る。</p> <p>(a) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響</p> <p>イ. 不等沈下 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、不等沈下による耐震重要施設の安全機能への影響。</p> <p>ロ. 相対変位 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、下位クラス施設と耐震重要施設の相対変位による耐震重要施設の安全機能への影響。</p> <p>(b) 耐震重要施設と下位クラス施設との接続部における相互影響 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、耐震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷による耐震重要施設の安全機能への影響。</p> <p>(c) 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、建屋内の下位クラス施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設の安全機能への影響。</p> <p>(d) 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、建屋外の下位クラス施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設の安全機能への影響。</p> <p>b. 主要施設への地下水の影響 防潮堤下部の改良地盤及び置換コンクリートにより山から海に向かう地下水の流れが遮断され、敷地内の地下水位が地表面付近まで上昇するおそれがあることを踏まえ、原子炉建屋、制御建屋及び第3号機海水熱交換器建屋に作用する揚圧力の低減及び周辺の土木構造物等に生じる液状化影響の低減を目的とし、地下水位を一定の範囲に保持するために、原子炉建屋・制御建屋エリア及び第3号機海水熱交換器建屋エリアに地下水位低下設備を各エリア2系統設置する。 耐震評価において、地下水位の影響を受ける施設及びアクセスルートについて、地下水位低下設備の効果が及ぶ範囲（O.P.+14.8m盤）においては、その機能を考慮した設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。なお、地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては、自然水位より保守的に設定した水位又は地表</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1478 266 2133 298">面にて設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。</p> <p data-bbox="1478 310 2430 432">地下水位低下設備は、ドレーン、接続桝、揚水井戸、蓋、揚水ポンプ、配管、水位計、制御盤、電源（非常用ディーゼル発電機）、電源盤及び電路により系統を構成する。</p> <p data-bbox="1478 491 2430 613">地下水位低下設備は、ドレーン及び接続桝により揚水井戸に地下水を集水し、揚水ポンプ（容量 375m³/h/個、揚程 52m、原動機出力 110kW/個）により、揚水ポンプに接続された配管を通して地下水を屋外排水路へ排水する。</p> <p data-bbox="1478 625 2430 747">揚水ポンプは、地下水の最大流入量を排水可能な容量を有する設計とし、設備の信頼性向上のため 100%容量のポンプを 1 系統当たり 2 個（計 8 個）設置し、集水した地下水を排水できる設計とする。</p> <p data-bbox="1478 806 2430 928">配管上端部には仮設ホース等を接続するための接続口を設置し、屋外排水路の排水異常により地表面での滞水が確認された場合に、揚水ポンプにより汲み上げた地下水を仮設ホース等を通じて排水可能なものとする。</p> <p data-bbox="1478 987 2430 1285">地下水位低下設備は、1 系統当たり 3 個（計 12 個）設置した水位計からの水位信号を用いて、2 out of 3 論理により揚水ポンプの自動起動及び自動停止を行うことで、揚水井戸の水位を自動で制御できる設計とする。また、各系統の水位を、原子炉建屋及び中央制御室に設置した制御盤から監視可能な設計とする。水位や設備の異常時には、これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（水位低又は高、水位高高、電源喪失、揚水ポンプ故障）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯、ブザー鳴動により運転員に通報できる設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1297 2430 1419">制御盤は、2 系統の独立した設備を 1 系統当たり現場及び中央制御室に 1 面ずつ設置し、原子炉建屋・制御建屋エリア及び第 3 号機海水熱交換器建屋エリアのそれぞれ 1 系統の設備ごとに、監視・制御可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1478 2430 1650">地下水位低下設備は、電源盤（容量 296kVA）、及び電路を設置し、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機から設備に必要な電力を供給できる設計とする。また、全交流動力電源喪失となった場合は常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から設備に必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1663 2430 1785">電源盤は、2 系統の独立した設備を 1 系統当たり 1 面ずつ設置し、原子炉建屋・制御建屋エリア及び第 3 号機海水熱交換器建屋エリアのそれぞれ 1 系統の設備ごとに電力を供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1843 2430 1911">揚水ポンプ、配管及び水位計は揚水井戸内に設置し、揚水井戸により支持するとともに、揚水井戸上部に蓋を設置することで、外部事象の影響を受けない設計</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>とする。</p> <p>地下水位低下設備は、地震時及び地震後を含む、原子力発電所の供用期間の全ての状態（通常運転時（起動時、停止時含む）、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時）において機能維持を可能とするため、基準地震動S_sによる地震力に対して機能維持する設計とする。</p> <p>また、「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」第十二条第2項に基づき、地下水位低下設備を設置する原子炉建屋・制御建屋エリア及び第3号機海水熱交換器建屋エリアの各エリアで、多重性及び独立性を備える設計とするとともに、外部事象等による機能喪失要因に対し機能維持する設計とする。</p> <p>さらに、プラント供用期間中において発生を想定する大規模損壊時の対応も考慮する。</p> <p>地下水位低下設備の機能喪失が発生した場合を想定し、復旧措置に必要な資機材として、原子炉建屋・制御建屋エリア及び第3号機海水熱交換器建屋エリアにおける全ての地下水位低下設備の機能喪失を考慮し、予備品及び可搬ポンプ（個数3、容量114m³/h/個（計342m³/h））を搭載した可搬ポンプユニット（個数2）を配備する。</p> <p>予備品は、復旧措置にあたり機器の交換が必要な場合に備え、各エリアを1系統復旧できる数量を配備する。</p> <p>可搬ポンプユニットは、各エリアの排水機能の維持を可能とする配備数とし、高台の堅固な地盤に外部事象を考慮して分散配置する。</p> <p>地下水位低下設備は、保安規定において運転上の制限を設定し、地下水位を一定の範囲に保持できない場合又はそのおそれがある場合には、可搬ポンプユニットによる水位低下措置を速やかに開始するとともに、原子炉を停止する。</p> <p>屋外排水路の排水異常により、地表面での滞水が確認された場合は、仮設ホース等の対応を行い、排水経路の確保を行う。</p> <p>また、地下水位低下設備の復旧措置及び屋外排水路の排水異常時の措置に的確かつ柔軟に対処できるように、地下水位低下設備の復旧措置及び屋外排水路の排水異常時の措置に係る資機材の配備、手順書及び体制の整備並びに教育訓練の実施方針を自然災害発生時等の体制の整備及び重大事故等発生時の体制の整備として、保安規定に定めた上で、社内規定に定める。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2427 436">地下水位低下設備の機能喪失を想定しても、地震時の液状化に伴う地中埋設構造物の浮上りに対して、アクセスルートの通行性を外部からの支援が可能となるまでの一定期間確保するとともに、アクセスルートの通行性に影響を与える場合は対策を講ずる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 489 2427 569">地下水位低下設備で汲み上げた地下水は、支線排水路、敷地の北側及び南側に設置した幹線排水路から構成される屋外排水路を通じて海へ排水する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 579 2427 884">敷地側集水ピットから海への排水経路を構成する北側幹線排水路流末部（敷地側集水ピット（北側）、北側排水路（防潮堤横断部）及び出口側集水ピット（北側））、南側幹線排水路流末部（敷地側集水ピット（南側）、南側排水路（防潮堤横断部）及び出口側集水ピット（南側））については、基準地震動S_sに対し機能維持することにより、排水経路を確保する。また、地震時においては、敷地の形状又は仮設ホース等の取り付けにより、各揚水井戸配管出口から敷地側集水ピットまでの排水経路を確保する。</p> <p data-bbox="1418 940 1635 968">(6) 緊急時対策所</p> <p data-bbox="1457 982 2427 1062">緊急時対策所については、基準地震動S_sによる地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1073 2427 1241">緊急時対策所を設置する緊急時対策建屋については、耐震構造とし、基準地震動S_sによる地震力に対して、遮蔽性能を確保する。また、緊急時対策所の居住性を確保するため、基準地震動S_sによる地震力に対して、緊急時対策所の換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保する。</p> <p data-bbox="1457 1251 2427 1331">さらに、施設全体の更なる安全性を確保するため、基準地震動S_sによる地震力との組合せに対して、短期許容応力度以内に収める設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1341 2427 1467">なお、地震力の算定方法及び荷重の組合せと許容限界については、「2.1.1 (3) 地震力の算定方法」及び「2.1.1 (4) 荷重の組合せと許容限界」に示す建物・構築物及び機器・配管系のものを適用する。</p> <p data-bbox="1389 1524 2000 1551">2.1.2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p> <p data-bbox="1457 1566 2427 1776">耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動S_sによる地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。</p> <p data-bbox="1359 1839 1685 1866">2.2 津波による損傷の防止</p> <p data-bbox="1427 1881 2427 1915">原子炉冷却系統施設の津波による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施</p>	<p data-bbox="2555 222 2742 249">記載しない理由</p> <p data-bbox="2451 1881 2864 1915">本記載は概要であるため、記載し</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.2 外部からの衝撃による損傷の防止</p> <p>設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち自然現象による損傷の防止において、発電所敷地で想定される風（台風）、凍結、積雪、落雷及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他、供用中における運転管理等の運用上の適切な措置を講じる。</p> <p>設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち人為による損傷の防止において、発電所敷地又はその周辺において想定される電磁的障害により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（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）に対してその安全性が損なわれないよう、防護措置又は対象とする発生源から一定の距離を置くことによる適切な措置を講じる。</p> <p>想定される人為事象のうち、飛来物（航空機落下）については、防護設計の可否を判断する基準を超えないことを評価して設置（変更）許可を受けている。工事計画認可申請時に、設置（変更）許可申請時から、防護設計の可否を判断する基準を超えるような航空路の変更がないことを確認していることから、設計基準対象施設に対して防護措置その他適切な措置を講じる必要はない。</p>	<p>設の基本設計方針に基づく設計とする。</p> <p>2.3 外部からの衝撃による損傷の防止</p> <p>設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち自然現象による損傷の防止において、発電所敷地で想定される風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又は地震及び津波を含む自然現象の組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他、供用中における運転管理等の運用上の適切な措置を講じる。</p> <p>地震及び津波を含む自然現象の組合せについて、火山については積雪と風（台風）、基準地震動 S_s については積雪、基準津波については弾性設計用地震動 S_d と積雪の荷重を、施設の形状及び配置に応じて考慮する。</p> <p>地震、津波と風（台風）の組合せについても、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮する。</p> <p>組み合わせる積雪深の大きさは、発電所の最寄りの気象官署である石巻特別地域気象観測所で観測された月最深積雪の最大値である 43cm とし、風速の大きさは「建築基準法」を準用して基準風速 30m/s とする。</p> <p>組み合わせる積雪深は、地震及び津波と組み合わせる場合は、「建築基準法」に定められた平均的な積雪荷重を与えるための係数 0.35 を考慮する。</p> <p>設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち人為による損傷の防止において、発電所敷地又はその周辺において想定される爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害により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（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）に対してその安全性が損なわれないよう、防護措置又は対象とする発生源から一定の距離を置くことによる適切な措置を講じる。</p> <p>想定される人為事象のうち、飛来物（航空機落下）については、防護設計の可否を判断する基準を超えないことを評価して設置（変更）許可を受けている。工事計画認可申請時に、設置（変更）許可申請時から、防護設計の可否を判断する基準を超えるような航空路の変更がないことを確認していることから、設計基準対象施設に対して防護措置その他適切な措置を講じる必要はない。</p> <p>なお、定期的に航空路の変更状況を確認し、防護措置の可否を判断することを保安規</p>	<p>ない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1403 266 1665 296">定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1403 359 2427 478">航空機落下及び爆発以外に起因する飛来物については、発電所周辺の社会環境からみて、発生源が設計基準対象施設から一定の距離が確保されており、設計基準対象施設が安全性を損なうおそれがないため、防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。</p> <p data-bbox="1403 537 2427 657">また、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対する防護措置には、設計基準対象施設が安全性を損なわないために必要な設計基準対象施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。</p> <p data-bbox="1403 716 2427 879">重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止において、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対して、「5.1.2 多様性、位置的分散等」及び「5.1.5 環境条件等」の基本設計方針に基づき、必要な機能が損なわれることがないように、防護措置その他の適切な措置を講じる。</p> <p data-bbox="1403 938 2427 1058">設計基準対象施設又は重大事故等対処設備に対して講じる防護措置として設置する施設は、その設置状況並びに防護する施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備分類に応じた地震力に対し構造強度を確保し、外部からの衝撃を考慮した設計とする。</p> <p data-bbox="1389 1117 1902 1146">2.3.1 外部からの衝撃より防護すべき施設</p> <p data-bbox="1457 1163 2427 1644">設計基準対象施設が外部からの衝撃によりその安全性を損なうことがないように、外部からの衝撃より防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されているクラス1、クラス2及び安全評価上その機能に期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器（以下「外部事象防護対象施設」という。）とする。また、外部事象防護対象施設の防護設計については、外部からの衝撃により外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼすおそれのある外部事象防護対象施設以外の施設についても考慮する。さらに、重大事故等対処設備についても、重大事故防止設備が、設計基準事故対処設備並びに使用済燃料貯蔵槽（使用済燃料プール）の冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と同時に必要な機能が損なわれることがないように、外部からの衝撃より防護すべき施設に含める。</p> <p data-bbox="1457 1703 2427 1866">上記以外の設計基準対象施設については、機能を維持すること若しくは損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、その安全性を損なわない設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.2.1 設計基準事故時に生じる荷重との組合せ</p> <p>科学的技術的知見を踏まえ、安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、特に自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃は設計基準事故時に生じる荷重と重なり合わない設計とする。</p> <p>2.2.2 設計方針</p> <p>自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に係る設計方針に基づき設計する。</p> <p>(1) 自然現象</p>	<p>2.3.2 設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重との組合せ</p> <p>科学的技術的知見を踏まえ、外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち、特に自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器は、建屋内に設置すること、又は可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管すること等により、当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃が設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重と重なり合わない設計とする。</p> <p>具体的には、建屋内に設置される外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備については、建屋によって自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を防止することにより、設計基準事故又は重大事故等が発生した場合でも、自然現象（地震及び津波を除く。）による影響を受けない設計とする。</p> <p>屋外に設置されている外部事象防護対象施設については、設計基準事故が発生した場合でも、機器の運転圧力や温度等が変わらないため、設計基準事故時荷重が発生するものではなく、自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃と重なることはない。</p> <p>屋外に設置される重大事故等対処設備について、竜巻に対しては位置的分散を考慮した配置とするなど、重大事故等が発生した場合でも、重大事故等時の荷重と自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃を同時に考慮する必要のない設計とする。</p> <p>したがって、自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃と設計基準事故又は重大事故等時の荷重は重なることのない設計とする。</p> <p>2.3.3 設計方針</p> <p>外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は、以下の自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に係る設計方針に基づき設計する。</p> <p>自然現象（地震及び津波を除く。）のうち森林火災、人為事象のうち爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両及び有毒ガスの設計方針については「c. 外部火災」の設計方針に基づき設計する。</p> <p>なお、危険物を搭載した車両については、近隣工場等の火災及び有毒ガスの中で取り扱う。</p> <p>(1) 自然現象</p> <p>a. 竜巻</p> <p>外部事象防護対象施設は、竜巻防護に係る設計時に、設置（変更）許可を受けた</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>最大風速 100m/s の竜巻（以下「設計竜巻」という。）が発生した場合について竜巻より防護すべき施設に作用する荷重を設定し、外部事象防護対象施設が安全機能を損なわないよう、それぞれの施設の設置状況等を考慮して影響評価を実施し、外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがある場合は、影響に応じた防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>また、重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>さらに、外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設の影響及び竜巻の随件事象による影響について考慮した設計とする。</p> <p>なお、定期的に新知見の確認を行い、新知見が得られた場合に評価を行うことを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(a) 影響評価における荷重の設定</p> <p>構造強度評価においては、風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに竜巻以外の荷重を適切に組み合わせた設計荷重を設定する。</p> <p>風圧力による荷重及び気圧差による荷重としては、設計竜巻の特性値に基づいて設定する。</p> <p>飛来物の衝撃荷重としては、設置（変更）許可を受けた設計飛来物である鋼製材（長さ 4.2m×幅 0.3m×高さ 0.2m、質量 135kg、飛来時の水平速度 46.6m/s、飛来時の鉛直速度 16.7～34.7m/s）よりも運動エネルギー又は貫通力が大きな重大事故等対処設備、資機材等は設置場所及び障害物の有無を考慮し、固縛、固定又は外部事象防護対象施設等からの離隔を実施すること、並びに車両については入構管理及び退避を実施することにより飛来物とならない措置を講じることから、設計飛来物が衝突する場合の荷重を設定することを基本とする。さらに、設計飛来物に加えて、竜巻の影響を考慮する施設の設置状況その他環境状況を考慮し、評価に用いる飛来物の衝突による荷重を設定する。</p> <p>なお、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物である鋼製材よりも大きな重大事故等対処設備、資機材等については、その保管場所、設置場所及び障害物の有無を考慮し、外部事象防護対象施設、飛来物の衝突により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわないよう設置する防護措置（以下「防護対策施設」という。）及び外部事象防護対象施設を内包する施設に衝突し、外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性がある場合には、固縛、固定又</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>は外部事象防護対象施設等からの離隔によって、浮き上がり又は横滑りにより外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼすような飛来物とならない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備、資機材等の固縛、固定又は外部事象防護対象施設からの離隔を実施すること、並びに車両については、入構管理及び退避を実施することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(b) 竜巻に対する影響評価及び竜巻防護対策</p> <p>屋外の外部事象防護対象施設は、安全機能を損なわないよう、設計荷重に対して外部事象防護対象施設の構造強度評価を実施し、要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。</p> <p>屋内の外部事象防護対象施設については、設計荷重に対して安全機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設を内包する施設により防護する設計とすることを基本とし、外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設及び建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の外部事象防護対象施設は、加わるおそれがある設計荷重に対して外部事象防護対象施設の構造強度評価を実施し、安全機能を損なわないよう、要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。</p> <p>外部事象防護対象施設の安全機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を考慮した配置とすることにより、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計とする。</p> <p>また、屋外の重大事故等対処設備は、その保管場所及び設置場所を考慮し、外部事象防護対象施設及び防護対策施設に衝突し、外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性がある場合には、浮き上がり若しくは横滑りを拘束することにより、飛来物とならない設計とする。ただし、浮き上がり又は横滑りを拘束する車両の重大事故等対処設備のうち、地震時の移動等を考慮して地震後の機能を維持する設備は、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう、余長を有する固縛で拘束する。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように、重大事故等対処設備を内包する施設により防護する設計とすることを基本とする。</p> <p>防護措置として設置する防護対策施設としては、竜巻防護ネット(ネット(金</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>網部) (硬鋼線材：線径φ4mm, 網目寸法 50mm 及び 40mm), 防護板 (炭素鋼：板厚 8mm 以上) 及び支持部材により構成する。) 及び竜巻防護鋼板 (防護鋼板 (炭素鋼：板厚 8mm 以上) 及び架構により構成する。) を設置し, 内包する外部事象防護対象施設の機能を損なわないよう, 外部事象防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が外部事象防護対象施設に衝突することを防止する設計とする。防護対策施設は, 地震時において外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備を内包する施設については, 設計荷重に対する構造強度評価を実施し, 内包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備の機能を損なわないよう, 飛来物が内包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備に衝突することを防止可能な設計とすることを基本とする。飛来物が内包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備に衝突し, その機能を損なうおそれがある場合には, 防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>また, 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は, 設計荷重により, 機械的及び機能的な波及的影響により機能を損なわない設計とする。外部事象防護対象施設に対して, 重大事故等対処設備を含めて機械的な影響を及ぼす可能性がある施設は, 設計荷重に対し, 当該施設の倒壊, 損壊等により外部事象防護対象施設に損傷を与えない設計とする。当該施設が機能喪失に陥った場合に外部事象防護対象施設も機能喪失させる機能的影響を及ぼす可能性がある施設は, 設計荷重に対し, 必要な機能を維持する設計とすることを基本とする。</p> <p>海水ポンプ室門型クレーンは, 竜巻の襲来が予測される場合には, クレーン作業を中止し, 外部事象防護対象施設に影響を及ぼさない停留位置へ固定を行う運用等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>竜巻随件事象を考慮する施設は, 過去の竜巻被害の状況及び発電所における施設の配置から竜巻の随件事象として想定される火災, 溢水及び外部電源喪失による影響を考慮し, 竜巻の随件事象に対する影響評価を実施し, 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備に竜巻による随件事象の影響を及ぼさない設計とする。竜巻随伴による火災に対しては, 火災による損傷の防止における想定に包絡される設計とする。また, 竜巻随伴による溢水に対しては, 溢水による損傷の防止における溢水量の想定に包絡される設計とする。さらに, 竜巻随伴による外部電源喪失に対しては, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能な設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>b. 火山</p> <p>外部事象防護対象施設は、発電所の運用期間中において発電所の安全性に影響を及ぼし得る火山事象として設置（変更）許可を受けた降下火砕物の特性を設定し、その降下火砕物が発生した場合においても、外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお、定期的に新知見の確認を行い、新知見が得られた場合に評価することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(a) 防護設計における降下火砕物の特性の設定</p> <p>設計に用いる降下火砕物は、設置（変更）許可を受けた層厚 15cm、粒径 2mm 以下、密度 0.7g/cm³（乾燥状態）～1.5g/cm³（湿潤状態）と設定する。</p> <p>(b) 降下火砕物に対する防護対策</p> <p>降下火砕物の影響を考慮する施設は、降下火砕物による「直接的影響」及び「間接的影響」に対して、以下の適切な防護措置を講じることで安全機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>イ. 直接的影響に対する設計方針</p> <p>(イ) 構造物への荷重</p> <p>外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設について、降下火砕物が堆積しやすい構造を有する場合には荷重による影響を考慮する。</p> <p>これらの施設については、降下火砕物を除去することにより、降下火砕物による荷重並びに火山と組み合わせる積雪及び風（台風）の荷重を短期的な荷重として考慮し、機能を損なうおそれがないよう構造健全性を維持する設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物が長期的に堆積しないよう当該施設に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備については、降下火砕物による短期的な荷重により機能を損なわないように、降下火砕物による組合せを考慮した荷重に対し安全裕度を有する建屋内に設置する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1558 310 2433 478">屋外の重大事故等対処設備については、降下火砕物による荷重により機能を損なわないように、降下火砕物を適宜除去することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p data-bbox="1558 489 2433 615">なお、降下火砕物により必要な機能を損なうおそれがないよう屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1507 667 1638 699">(ロ) 閉塞</p> <p data-bbox="1549 716 1795 747">i. 水循環系の閉塞</p> <p data-bbox="1581 758 2433 968">外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物の粒径に対し十分な流路幅を設けることにより、水循環系の狭隘部が閉塞しない設計とする。</p> <p data-bbox="1549 1031 2300 1062">ii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞）</p> <p data-bbox="1581 1073 2433 1377">外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、吸気口上流側の外気取入口にルーバを設置し、下側から吸い込む構造とすることにより、降下火砕物が流路に侵入しにくい設計とする。排気筒及び非常用ガス処理系（屋外配管）は、排気筒の排気により降下火砕物を侵入し難くすることで排気流路が閉塞しない設計とする。</p> <p data-bbox="1581 1430 2433 1692">また、外気を取り入れる非常用換気空調系（外気取入口）及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の空気の流路にそれぞれバグフィルタを設置することにより、フィルタメッシュより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とし、更に降下火砕物がフィルタに付着した場合でも取替え又は清掃が可能な構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</p> <p data-bbox="1581 1703 2433 1818">非常用ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関は、フィルタを通過した小さな粒径の降下火砕物が侵入した場合でも、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</p> <p data-bbox="1608 1881 2433 1913">非常用換気空調系（外気取入口）以外の降下火砕物を含む空気の流路</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>となる換気系、電気系及び計測制御系の施設についても、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造、又は降下火砕物が侵入した場合でも、降下火砕物により流路が閉塞しない設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物により閉塞しないよう外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は事故時運転モードへ切替えることを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ハ) 摩耗</p> <p>i. 水循環系の内部における摩耗</p> <p>外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設の内における摩耗については、主要な降下火砕物は砂と同等又は砂より硬度が低くもろいことから、摩耗による影響は小さい。また当該施設については、定期的な内部点検及び日常保守管理により、状況に応じて補修が可能であり、摩耗により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>ii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（摩耗）</p> <p>外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、降下火砕物を含む空気を取り込みかつ摺動部を有する換気系、電気系及び計測制御系の施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造とすること又は摩耗しにくい材料を使用することにより、摩耗しにくい設計とする。</p> <p>なお、摩耗が進展しないようバグフィルタの取替え又は清掃すること等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ニ) 腐食</p> <p>i. 構造物の化学的影響（腐食）</p> <p>外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>なお、長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1584 310 2430 432">屋内の重大事故等対処設備については、降下火砕物による短期的な腐食により機能を損なわないように、耐食性のある塗装を実施した建屋内に設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1584 489 2430 657">屋外の重大事故等対処設備については、降下火砕物を適宜除去することにより、降下火砕物による腐食に対して、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p data-bbox="1584 667 2430 789">なお、降下火砕物により腐食の影響が生じないよう、屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1546 850 1961 877">ii. 水循環系の化学的影響（腐食）</p> <p data-bbox="1584 892 2430 1104">外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装等を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p data-bbox="1584 1115 2430 1192">なお、長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1546 1255 2303 1283">iii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する化学的影響（腐食）</p> <p data-bbox="1584 1297 2430 1509">外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる換気系、電気系及び計測制御系の施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p data-bbox="1584 1520 2430 1598">なお、長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1507 1661 1849 1688">(ホ) 発電所周辺の大気汚染</p> <p data-bbox="1555 1703 2430 1871">外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、中央制御室換気空調系については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、バグフィルタを設置することにより、降下火砕物が中央制御室に侵入しにくい設計とする。</p> <p data-bbox="1584 1881 2430 1913">また、中央制御室換気空調系については、外気取入ダンパの閉止及び事</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1558 268 2436 390">故時運転モードとすることにより、中央制御室内への降下火砕物の侵入を防止する。さらに外気取入遮断時において、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施し、室内の居住性を確保する設計とする。</p> <p data-bbox="1558 401 2436 478">なお、降下火砕物による中央制御室の大気汚染を防止するよう事故時運転モードへの切替え等を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1507 537 1685 569">(へ) 絶縁低下</p> <p data-bbox="1558 579 2436 837">外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、空気を取り込む機構を有する電気系及び計測制御系の盤については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、計測制御用電源設備（無停電電源装置）及び非常用所内電気設備（所内低圧系統）の設置場所の非常用換気空調系にバグフィルタを設置することにより、降下火砕物が侵入しにくい設計とする。</p> <p data-bbox="1558 848 2436 970">なお、降下火砕物による電気系及び計測制御系の盤の絶縁低下を防止するようバグフィルタの取替え又は清掃することを保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1495 1031 1902 1062">ロ. 間接的影響に対する設計方針</p> <p data-bbox="1531 1073 2436 1331">降下火砕物による間接的影響である長期（7日間）の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないようにするために、7日間の電源供給が継続できるよう、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の燃料を貯蔵するための軽油タンク及び燃料を移送するための燃料移送ポンプ等を降下火砕物の影響を受けないよう設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1392 1605 1423">c. 外部火災</p> <p data-bbox="1484 1434 2436 1556">想定される外部火災において、火災源を発電所敷地内及び敷地外に設定し外部事象防護対象施設に係る温度や距離を算出し、それらによる影響評価を行い、最も厳しい火災が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</p> <p data-bbox="1484 1566 2436 1644">外部事象防護対象施設は、防火帯の設置、離隔距離の確保、建屋による防護によって、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p data-bbox="1484 1654 2436 1824">重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、防火帯により防護することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p data-bbox="1507 1835 2436 1866">外部火災の影響については、定期的な評価の実施を保安規定に定めて管理する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>(a) 防火帯幅の設定に対する設計方針</p> <p>自然現象として想定される森林火災については森林火災シミュレーション解析コードを用いて求めた最大火線強度 (4,428kW/m) から設定し、設置 (変更) 許可を受けた防火帯 (約 20m) を敷地内に設ける設計とする。</p> <p>また、防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とする。</p> <p>(b) 発電所敷地内の火災・爆発源に対する設計方針</p> <p>火災・爆発源として、森林火災、発電所敷地内に設置する屋外の危険物タンク、危険物貯蔵所、常時危険物を貯蔵する一般取扱所及び危険物を内包する貯蔵設備以外の設備 (以下「危険物貯蔵施設等」という。) の火災・爆発、航空機墜落による火災及び敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による火災が同時に発生した場合の重畳火災を想定し、火災源からの外部事象防護対象施設への熱影響を評価する。</p> <p>なお、発電所敷地内には屋外で爆発する可能性のある設備を設置していないことからガス爆発によって評価対象施設の安全機能が損なわれることはない。</p> <p>外部事象防護対象施設の評価条件を以下のように設定し、評価する。評価結果より火災源ごとに輻射強度、燃焼継続時間等を求め、外部事象防護対象施設を内包する建屋 (垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所) の表面温度が許容温度 (200℃) となる危険距離及び屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度 (排気筒の表面温度 325℃並びに復水貯蔵タンクの貯留水を使用する補給水系の系統最高使用温度 66℃並びに原子炉補機冷却海水ポンプの冷却空気温度を上部軸受の機能維持に必要な 40℃及び下部軸受の機能維持に必要な 55℃並びに高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの冷却空気温度を上部軸受及び下部軸受の機能維持に必要な温度である 55℃) となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計、又は建屋表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を算出し、その温度が許容温度を満足する設計とする。</p> <p>・森林火災については、発電所周辺の植生を確認し、作成した植生データ等を基に求めた防火帯の外縁 (火災側) における火災輻射発散度 (建屋及び復水貯蔵タンク評価においては 477kW/m²、排気筒評価においては 367kW/m²、その他評価においては 408kW/m²) を用いて危険距離を求め評価する。</p> <p>・発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災については、貯蔵量等を勘案して火災源ごとに建屋表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め、評価する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>また、燃料補充用のタンクローリ火災が発生した場合の影響については、燃料補充時は監視人が立会を実施することを保安規定に定めて管理し、万一の火災発生時は速やかに消火活動が可能とすることにより、外部事象防護対象施設に影響がない設計とする。</p> <p>・航空機墜落による火災については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成21・06・25原院第1号(平成21年6月30日原子力安全・保安院一部改正))により墜落確率が10^{-7}(回/炉・年)となる面積及び離隔距離を算出し、外部事象防護対象施設への影響が最も厳しくなる地点で火災が起こることを想定し、建屋表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め、評価する。</p> <p>・敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落火災の重畳については、各々の火災の評価条件により算出した輻射強度、燃焼継続時間等により、外部事象防護対象施設の受熱面に対し、最も厳しい条件となる火災源と外部事象防護対象施設を選定し、建屋表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め評価する。</p> <p>(c) 発電所敷地外の火災・爆発源に対する設計方針</p> <p>発電所敷地外での火災・爆発源に対して、必要な離隔距離を確保することで、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>・発電所敷地外10km以内の範囲において、火災により発電用原子炉施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設は存在しないため、火災による発電用原子炉施設への影響については考慮しない。</p> <p>・発電所敷地外半径10km以内の産業施設、燃料輸送車両及び漂流船舶の火災については、外部事象防護対象施設を内包する建屋(垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所)の表面温度が許容温度となる危険距離及び屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。</p> <p>なお、漂流船舶の火災については、発電所敷地外半径10kmを主要航路とする船舶が存在しないことから、発電所内の港湾施設に入港する船舶の中で燃料の積載量が最大である船舶の火災を想定する。</p> <p>・発電所敷地外半径10km以内の産業施設、燃料輸送車両及び漂流船舶の爆発については、ガス爆発の爆風圧が0.01MPaとなる危険限界距離を算出し、その危険限界距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。また、ガス爆発による容器破損時に破片の最大飛散距離を算出し、最大飛散距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。</p> <p>なお、漂流船舶の爆発については、爆発のおそれがある船舶が発電所敷地</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1531 268 2430 342">外半径 10km 以内を航行していないため、船舶の爆発による発電用原子炉施設への影響については考慮しない。</p> <p data-bbox="1472 405 2000 432">(d) 二次的影響（ばい煙）に対する設計方針</p> <p data-bbox="1507 447 2430 569">屋外に開口しており空気の流路となる設備及び換気空調系統に対し、ばい煙の侵入を防止するため、適切な防護対策を講じることで外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p data-bbox="1492 583 1685 611">イ. 換気空調系</p> <p data-bbox="1531 625 2430 699">外部火災によるばい煙が発生した場合には、侵入を防止するためフィルタを設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1531 762 2430 884">なお、室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために、ばい煙の侵入を防止するよう外気取入ダンパの閉止及び事故時運転モードへの切替えによる外気の遮断を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1492 940 1715 968">ロ. 安全保護装置</p> <p data-bbox="1531 982 2430 1104">外部事象防護対象施設のうち空調系統にて空調管理されており間接的に外気と接する安全保護装置盤については、フィルタを設置することによりばい煙が侵入しにくい設計とする。</p> <p data-bbox="1492 1167 2430 1194">ハ. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）</p> <p data-bbox="1555 1209 2430 1331">非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）については、フィルタを設置することによりばい煙が侵入しにくい設計とする。</p> <p data-bbox="1531 1346 2430 1419">また、ばい煙が侵入したとしてもばい煙が流路に溜まりにくい構造とし、ばい煙により閉塞しない設計とする。</p> <p data-bbox="1492 1482 2383 1509">ニ. 原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ</p> <p data-bbox="1531 1524 2430 1646">原子炉補機冷却海水ポンプ用電動機及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ用電動機については、モータ部を全閉構造とすることにより、ばい煙により閉塞しない設計とする。</p> <p data-bbox="1531 1661 2430 1782">原子炉補機冷却海水ポンプ用電動機の空気冷却部は、ばい煙が侵入した場合においてもばい煙が流路に溜まりにくい構造とし、ばい煙により閉塞しない設計とする。</p> <p data-bbox="1472 1839 1843 1866">(e) 有毒ガスに対する設計方針</p> <p data-bbox="1531 1881 2430 1915">外部火災起因を含む有毒ガスが発生した場合には、中央制御室内に滞在する</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>a. 風（台風） 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，風荷重を「建築基準法」に基づき設定し，安全機能を有する構築物，系統及び機器及びそれらの施設を内包する建屋の構造健全性を確保することで，その安全性を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>b. 凍結 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，凍結に対して，最低気温を考慮し，建屋内への設置又は屋外機器で凍結のおそれのあるものは凍結防止対策を行う設計とする。</p> <p>c. 降水 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，降水による浸水に対して，観測記録を上回る排水能力を有する構内排水路を設けて海域へ排水を行う設計とする。 降水による荷重に対して，排水口及び構内排水路による海域への排水により，安全機能を有する構築物，系統及び機器は及びそれらの施設を内包する建屋の構造健全性を確保することで，その安全性を損なうおそれがない設計とする。</p>	<p>人員の環境劣化を防止するために設置した外気取入ダンパを閉止し，中央制御室内の空気を事故時運転モードへ切替えの実施及び必要に応じ中央制御室以外の空調ファンを停止することにより，有毒ガスの侵入を防止する設計とする。</p> <p>なお，外気取入ダンパの閉止及び事故時運転モードへ切替えによる外気の遮断及び空調ファンの停止による外気流入の抑制を保安規定に定めて管理する。 主要道路，鉄道線路，一般航路及び石油コンビナート施設は離隔距離を確保することで事故等による火災に伴う発電所への有毒ガスの影響がない設計とする。</p> <p>d. 風（台風） 外部事象防護対象施設は，風荷重を「建築基準法」に基づき設定し，外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設を内包する建屋の構造健全性を確保することで，外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 重大事故等対処設備は，建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，環境条件等を考慮することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>e. 凍結 外部事象防護対象施設は，設計基準温度による凍結に対して，屋内施設については換気空調系により環境温度を維持し，屋外施設については保温等の凍結防止対策を必要に応じて行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。 重大事故等対処設備は，建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，環境条件等を考慮することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>f. 降水 外部事象防護対象施設は，降水による浸水に対して，設計基準降水量を上回る排水能力を有する構内排水路による海域への排水及び建屋止水処置を行う設計とする。 降水による荷重に対して，排水口及び構内排水路による海域への排水により，外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設を内包する建屋の構造健全性を確保することで，外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 重大事故等対処設備は，建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，環</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>d. 積雪 安全機能を有する構造物, 系統及び機器は, 積雪荷重を発電所の最寄りの気象官署である石巻特別地域気象観測所の観測記録により設定し, 安全機能を有する構造物, 系統及び機器及びそれらの施設を内包する建屋の構造健全性を確保することで, その安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>e. 落雷 安全機能を有する構造物, 系統及び機器は, 発電所の雷害防止対策として, 「建築基準法」に基づき原子炉建屋等への避雷針の設置を行うとともに, 雷サージに対して, 接地網の敷設による接地抵抗の低減等及び安全保護装置への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行う設計とする。</p> <p>f. 生物学的事象 安全機能を有する構造物, 系統及び機器は, 生物学的事象に対して, 海生生物であるクラゲ等の発生を考慮して除塵装置及び海水ストレーナを設置し, 必要に応じて塵芥を除去する設計とする。また, 小動物の侵入に対して, 屋内施設は建屋止水処置により, 屋外施設は, 端子箱貫通部の閉止処置を行う設計とする。</p> <p>g. 高潮 安全機能を有する構築物, 系統及び機器は, 高潮の影響を受けない敷地高さ (O.P. +3.5m) 以上に設置することにより, 高潮により影響を受けることがない設</p>	<p>境条件等を考慮することにより, 設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>g. 積雪 外部事象防護対象施設は, 発電所の最寄りの気象官署である石巻特別地域気象観測所の観測記録に基づき設定した設計基準積雪量による積雪荷重に対して, 機械的強度を有すること, また, 閉塞に対して, 非常用換気空調系の給排気口を設計基準積雪量より高所に設置することにより, 安全機能を損なわない設計とする。 重大事故等対処設備は, 建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに, 環境条件等を考慮すること, 及び除雪の実施により, 設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。 なお, 除雪を適宜実施することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>h. 落雷 外部事象防護対象施設は, 発電所の雷害防止対策として, 原子炉建屋等への避雷針の設置を行うとともに, 設計基準電流値による雷サージに対して, 接地網の敷設による接地抵抗の低減等及び安全保護装置への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行うことにより, 安全機能を損なわない設計とする。 重大事故等対処設備は, 建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに, 必要に応じて避雷設備又は接地設備により防護することにより, 設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>i. 生物学的事象 外部事象防護対象施設は, 生物学的事象に対して, 海生生物であるクラゲ等の発生を考慮して除塵装置及び海水ストレーナを設置し, 必要に応じて塵芥を除去する設計とする。また, 小動物の侵入に対して, 屋内施設は建屋止水処置等により, 屋外施設は, 端子箱貫通部の閉止処置を行うことにより, 安全機能を損なわない設計とする。 重大事故等対処設備は, 生物学的事象に対して, 小動物の侵入を防止し, 海生生物に対して, 侵入を防止する又は予備を有することにより, 設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>j. 高潮 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備 (非常用取水設備を除く。) は, 高潮の影響を受けない敷地高さ (O.P. +3.5m) 以上に設置することにより, 高潮に</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>計とする。</p> <p>(2) 人為事象</p> <p>a. 電磁的障害 安全機能を有する構造物，系統及び機器は，電磁波の侵入を防止する設計とする。</p>	<p>より影響を受けることがない設計とする。</p> <p>(2) 人為事象</p> <p>a. 船舶の衝突 外部事象防護対象施設は，航路からの離隔距離を確保すること，小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも，防波堤等に衝突して止まること及び呑み口が広く，取水性を損なわないことから，船舶の衝突により安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は，航路からの離隔距離を確保すること，小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも，防波堤等に衝突して止まること及び設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置することにより，船舶の衝突により取水性を損なわない設計とする。</p> <p>b. 電磁的障害 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち電磁波に対する考慮が必要な機器は，電磁波によりその機能を損なうことがないように，ラインフィルタや絶縁回路の設置，又は鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により，電磁波の侵入を防止する設計とする。</p> <p>c. 航空機の墜落 重大事故等対処設備は，建屋内に設置するか，又は屋外において設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。</p>	
<p>3. 火災</p> <p>3.1 火災による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の火災による損傷の防止の基本設計方針については，火災防護設備の基本設計方針に基づく設計とする。</p>	<p>3. 火災</p> <p>3.1 火災による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の火災による損傷の防止の基本設計方針については，火災防護設備の基本設計方針に基づく設計とする。</p>	<p>本記載は概要であるため，記載しない。</p>
<p>—</p>	<p>4. 溢水等</p> <p>4.1 溢水等による損傷の防止 原子炉冷却系統の溢水等による損傷の防止の基本設計方針については，浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。</p>	<p>本記載は概要であるため，記載しない。</p>
<p>4. 設備に対する要求</p> <p>4.1 安全設備及び設計基準対象施設</p> <p>4.1.1 通常運転時の一般要求</p> <p>(1) 設計基準対象施設の機能 設計基準対象施設は，通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定</p>	<p>5. 設備に対する要求</p> <p>5.1 安全設備，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5.1.1 通常運転時の一般要求</p> <p>(1) 設計基準対象施設の機能 設計基準対象施設は，通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>(2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置 設計基準対象施設は、通常運転時において、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管、ポンプ、弁その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合においては、系統外に漏えいさせることなく、各建屋等に設けられた機器ドレン、床ドレン等のサンプ又はタンクに収集し、液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。</p> <p>4.1.2 多様性、位置的分散等 (1) 多重性又は多様性及び独立性 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、当該系統を構成する機器に「(2) 単一故障」にて記載する単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できるよう、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とし、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とする。</p>	<p>的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>(2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置 設計基準対象施設は、通常運転時において、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管、ポンプ、弁その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合においては、系統外に漏えいさせることなく、各建屋等に設けられた機器ドレン、床ドレン等のサンプ又はタンクに収集し、液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。</p> <p>5.1.2 多様性、位置的分散等 (1) 多重性又は多様性及び独立性 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、当該系統を構成する機器に「(2) 単一故障」にて記載する単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できるよう、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とし、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、共通要因として、環境条件、自然現象、発電所敷地又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（以下「人為事象」という。）、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。</p> <p>発電所敷地で想定される自然現象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を選定する。 自然現象の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。</p> <p>人為事象として、飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2430 390">原子炉建屋，制御建屋，緊急用電気品建屋及び緊急時対策建屋（以下「建屋等」という。）については，地震，津波，火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 443 2430 527">重大事故緩和設備についても，共通要因の特性を踏まえ，可能な限り多様性を確保し，位置的分散を図ることを考慮する。</p> <p data-bbox="1457 579 1792 611">a. 常設重大事故等対処設備</p> <p data-bbox="1457 621 2430 1062">常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備並びに使用済燃料貯蔵槽（使用済燃料プール）の冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，共通要因の特性を踏まえ，可能な限り多様性，独立性，位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。ただし，常設重大事故防止設備のうち，計装設備について，重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合に当該パラメータを推定するために必要なパラメータは，異なる物理量又は測定原理とする等，重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータに対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とするとともに，可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1115 2430 1377">環境条件に対しては，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風），凍結，降水，積雪及び電磁的障害に対して常設重大事故防止設備は，環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1430 2430 1556">常設重大事故防止設備は，「1. 地盤等」に基づく地盤に設置するとともに，地震，津波及び火災に対して，「2.1 地震による損傷の防止」，「2.2 津波による損傷の防止」及び「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1608 2430 1692">溢水に対しては，可能な限り多様性を有し，位置的分散を図ることで，想定する溢水水位に対して同時に機能を損なうことのない設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1745 2430 1871">地震，津波，溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように，可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。</p> <p>落雷に対して常設代替交流電源設備は、避雷設備等により防護する設計とする。</p> <p>生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備を除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。</p> <p>飛来物（航空機落下）に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。</p> <p>常設重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り上記を考慮して多様性、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油及び冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計、又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。</p> <p>b. 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、その他の自然現象又は故意に</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1478 268 2436 390">よる大型航空機の衝突その他のテロリズム，設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1478 447 2436 615">環境条件に対しては，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。</p> <p data-bbox="1478 672 2436 751">可搬型重大事故等対処設備は，風（台風），凍結，降水，積雪及び電磁的障害に対しては，環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p data-bbox="1478 808 2436 1060">地震に対して，屋内の可搬型重大事故等対処設備は，「1. 地盤等」に基づく地盤に設置された建屋等内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は，転倒しないことを確認する，又は必要により固縛等の処置をするとともに，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化又は揺すり込みによる不等沈下，傾斜及び浮き上がり，地盤支持力の不足，地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1077 2436 1157">地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は，「2.1 地震による損傷の防止」及び「2.2 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1213 2436 1293">火災に対して可搬型重大事故等対処設備は，「3.1 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。</p> <p data-bbox="1478 1350 2436 1518">重大事故等対処設備に期待する機能については，溢水影響を受けて設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないよう，被水及び蒸気影響に対しては可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り，没水の影響に対しては溢水水位を考慮した位置に設置又は保管する。</p> <p data-bbox="1478 1575 2436 1743">地震，津波，溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1799 2436 1921">風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物的事象，森林火災，爆発，近隣工場等の火災，危険物を搭載した車両，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，可搬型重大事故等対処設備は，外部からの衝撃による損</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1478 262 2433 436">傷の防止が図られた建屋等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1478 441 2433 527">クラゲ等の海生生物の影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1478 575 2433 661">高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1478 665 2433 837">飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1478 886 2433 1108">屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋等から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1157 2433 1379">サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油及び冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、水源についても可能な限り、異なる水源を用いる設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1428 2237 1465">c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口</p> <p data-bbox="1478 1470 2433 1602">原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1650 2433 1913">環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計するとともに、接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置又は建屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）、凍結、降水、積雪及び電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し、機能が損なわれな</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(2) 単一故障</p> <p>安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。</p>	<p>い設計とする。</p> <p>地震に対して接続口は、「1. 地盤等」に基づく地盤上の建屋内又は建屋面に複数箇所設置する。</p> <p>地震、津波及び火災に対して接続口は、「2.1 地震による損傷の防止」、「2.2 津波による損傷の防止」及び「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>溢水に対して接続口は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対しては、接続口は、建屋内及び建屋面の適切に隔離した隣接しない位置に複数箇所設置する。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置又は建屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置する。</p> <p>生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して、屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>高潮に対して接続口は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。</p> <p>また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける設計とする。同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量を確保し、状況に応じて、それぞれの系統に必要な容量を同時に供給できる設計とする。</p> <p>(2) 単一故障</p> <p>安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。</p> <p>短期間と長期間の境界は24時間とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>4.1.3 悪影響防止等</p> <p>(1) 飛来物による損傷の防止</p> <p>設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策等を行うとともに、原子力委員会原子炉安全審査会「タービンミサイル評価について」により、タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が10^{-7}回/炉・年以下となることを確認する。</p> <p>高温高压の配管については、材料選定、強度設計に十分な考慮を払う。さらに、安全性を高めるために、原子炉格納容器内で想定される配管破断が生じた場合、破断口からの原子炉冷却材流出によるジェット噴流による力に耐える設計とする。また、ジェット反力によるホイッピングで原子炉格納容器が損傷しないよう配置上の考慮を払うとともに、レストレイント等の配管ホイッピング防止対策を設ける設計とする。</p> <p>また、その他の高速回転機器が損壊し、飛散物とならないように保護装置を設けること等によりオーバースピードとならない設計とする。</p> <p>損傷防止措置を行う場合、想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとる設計とし、又は飛散物の飛散方向を考慮し、配置上の配慮又は多重性を考慮した設計とする。</p> <p>(2) 共用</p>	<p>ただし、非常用ガス処理系の配管の一部及び非常用ガス処理系フィルタ装置、中央制御室換気空調系のダクトの一部及び中央制御室再循環フィルタ装置並びに残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）のドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバースプレイ管については、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器であるが、単一設計とするため、個別に設計を行う。</p> <p>5.1.3 悪影響防止等</p> <p>(1) 飛来物による損傷の防止</p> <p>設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策等を行うとともに、原子力委員会原子炉安全審査会「タービンミサイル評価について」により、タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が10^{-7}回/炉・年以下となることを確認する。</p> <p>高温高压の配管については、材料選定、強度設計に十分な考慮を払う。さらに、安全性を高めるために、原子炉格納容器内で想定される配管破断が生じた場合、破断口からの原子炉冷却材流出によるジェット噴流による力に耐える設計とする。また、ジェット反力によるホイッピングで原子炉格納容器が損傷しないよう配置上の考慮を払うとともに、レストレイント等の配管ホイッピング防止対策を設ける設計とする。</p> <p>また、その他の高速回転機器が損壊し、飛散物とならないように保護装置を設けること等によりオーバースピードとならない設計とする。</p> <p>損傷防止措置を行う場合、想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとる設計とし、又は飛散物の飛散方向を考慮し、配置上の配慮又は多重性を考慮した設計とする。</p> <p>(2) 共用</p> <p>重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用することを考慮する。</p> <p>なお、発電用原子炉施設間で共用する重要安全施設はないことから、共用することを考慮する必要はない。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>安全施設を発電用原子炉施設間で共用する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>安全施設（重要安全施設を除く。）を共用する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p> <p>(3) 相互接続</p> <p>重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、相互に接続することを考慮する。</p> <p>なお、発電用原子炉施設間で相互に接続する重要安全施設はないことから、相互に接続することを考慮する必要はない。</p> <p>安全施設（重要安全施設を除く。）を相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>(4) 悪影響防止</p> <p>重大事故等対処設備は、発電用原子炉施設（他号機を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>放水砲については、建屋への放水により、当該設備の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、重大事故等対処設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1451 262 1926 296">設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p data-bbox="1386 359 1555 388">5.1.4 容量等</p> <p data-bbox="1415 403 1768 432">(1) 常設重大事故等対処設備</p> <p data-bbox="1451 447 2430 611">常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。</p> <p data-bbox="1451 669 2430 747">「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量、蓄電池容量、計装設備の計測範囲、作動信号の設定値等とする。</p> <p data-bbox="1451 762 2430 926">常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等の仕様と同仕様の設計とする。</p> <p data-bbox="1451 984 2430 1148">常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1451 1207 2430 1329">常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1415 1388 1792 1417">(2) 可搬型重大事故等対処設備</p> <p data-bbox="1451 1432 2430 1554">可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。</p> <p data-bbox="1451 1612 2430 1690">「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、発電機容量、蓄電池容量、ポンベ容量、計測器の計測範囲等とする。</p> <p data-bbox="1451 1749 2430 1871">可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計するとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>4.1.4 環境条件等</p> <p>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、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想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p>	<p>可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばくの低減が図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり2セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。</p> <p>また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する高圧窒素ガスボンベ、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池等は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。</p> <p>上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。</p> <p>5.1.5 環境条件等</p> <p>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、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想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、自然現象による影響、人為事象の影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（原子炉冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。</p> <p>荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象による荷重を考慮する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重</p> <p>安全施設は、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おける環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重を考慮しても、安全機能を発揮できる設計とする。</p>	<p>自然現象について、重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、風（台風）、凍結、降水及び積雪を選定する。これらの事象のうち、凍結及び降水については、屋外の天候による影響として考慮する。</p> <p>自然現象による荷重の組合せについては、地震、風（台風）及び積雪の影響を考慮する。</p> <p>これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）又は保管する場所に応じて、「(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重」に示すように設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重</p> <p>安全施設は、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おける環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重を考慮しても、安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備は、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。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計するとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止又は固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>原子炉建屋付属棟内、制御建屋内（中央制御室を含む。）、緊急用電気品建屋（地下階）内及び緊急時対策建屋内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計するとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止又は固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>原子炉格納容器内の安全施設は、設計基準事故等時に想定される圧力、温度等に対して、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>安全施設において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</p> <p>(2) 海水を通水する系統への影響 海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設は、耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。</p>	<p>インターフェイスシステム LOCA 時、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故又は主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。</p> <p>特に、使用済燃料プール監視カメラは、使用済燃料プールに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、カメラと一体の冷却装置により冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。</p> <p>屋外及び緊急用電気品建屋（地上階）の重大事故等対処設備は、重大事故等時ににおける屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>また、地震、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとる。</p> <p>積雪の影響については、必要により除雪の措置を講じることを保安規定に定めて管理する。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一、使用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるよう、位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等に対して、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</p> <p>(2) 海水を通水する系統への影響 海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する設計とする。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(3) 電磁的障害 電磁的障害に対しては、安全施設は、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が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</p> <p>(4) 周辺機器等からの悪影響 安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに人為事象による他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。</p> <p>(5) 設置場所における放射線の影響 安全施設の設置場所は、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が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠</p>	<p>また、使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。</p> <p>原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への海水の影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>(3) 電磁的障害 電磁的障害に対しては、安全施設は、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が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。 人為事象のうち重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する電磁的障害に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等時においても電磁波により機能を損なわない設計とする。</p> <p>(4) 周辺機器等からの悪影響 安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに人為事象による他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。 重大事故等対処設備は、事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。 溢水に対しては、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。 地震による荷重を含む耐震設計については、「2.1 地震による損傷の防止」に、火災防護については、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とし、それらの事象による波及的影響により重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p> <p>(5) 設置場所における放射線の影響 安全施設の設置場所は、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が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>隔で操作可能，又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>(6) 冷却材の性状 原子炉冷却材を内包する安全施設は，水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。 安全施設は，系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては，ストレーナ等を設置することにより，その機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>4.1.5 操作性及び試験・検査性</p>	<p>遠隔で操作可能，又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように，放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定，当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所で操作可能な設計，放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計，又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように，放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定，当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により，当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。</p> <p>(6) 冷却材の性状 原子炉冷却材を内包する安全施設は，水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。 安全施設及び重大事故等対処設備は，系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては，ストレーナ等を設置することにより，その機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>5.1.6 操作性及び試験・検査性 (1) 操作性の確保 重大事故等対処設備は，手順書の整備，訓練・教育により，想定される重大事故等が発生した場合においても，確実に操作でき，設置変更許可申請書「十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」ハ で考慮した要員数と想定時間内で，アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。これらの運用に係る体制，管理等については，保安規定に定めて管理する。 重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため，重大事故等時の環境条件を考慮し，操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は，操作する全ての設備に対し，十分な操作空間を確保するとともに，確実な操作ができるよう，必要に応じて操作足場を設置する。また，防護具，可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2430 527">現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、運搬、設置が確実にできるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し、輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1457 579 2430 705">現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。</p> <p data-bbox="1457 758 2294 793">現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1457 846 2430 972">現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、使用する設備に応じて接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1024 2430 1150">また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1203 2430 1287">想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1339 2430 1465">重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1518 2430 1822">可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。高圧窒素ガスポンプ、空気ポンプ、タンクローリ等については、各々専用の接続方式を用いる。また、同一ポンプを接続する配管は口径を統一することにより、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。</p> <p data-bbox="1457 1875 2430 1911">想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を移</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1451 268 2430 342">動・運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。</p> <p data-bbox="1451 359 2430 478">屋外及び屋内において、アクセスルートは、自然現象、人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p data-bbox="1451 537 2430 657">屋外及び屋内アクセスルートに影響を与えるおそれがある自然事象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を選定する。</p> <p data-bbox="1451 716 2430 919">屋外及び屋内アクセスルートに対する人為事象については、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p data-bbox="1451 978 2430 1052">船舶の衝突に対しては、カーテンウォールにより船舶の侵入が阻害されることからアクセスルートへの影響はない。</p> <p data-bbox="1451 1110 2430 1184">電磁的障害に対しては、道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はない。</p> <p data-bbox="1451 1243 2430 1509">屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び敷地斜面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なブルドーザ（台数1（予備1））及びバックホウ（台数1（予備1））を保管、使用する。</p> <p data-bbox="1451 1568 2430 1688">また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p data-bbox="1451 1747 2430 1820">津波の影響については、基準津波に対し余裕を考慮した高さの防潮堤及び防潮壁で防護することにより、複数のアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p data-bbox="1451 1879 2430 1911">また、高潮に対しては、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(1) 試験・検査性</p> <p>設計基準対象施設は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造とし、そのために必要な配置、空間等を備えた設計とする。</p>	<p>保する設計とする。</p> <p>森林火災については、通行への影響を受けない距離にアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、人為事象のうち飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両及び有毒ガスに対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。</p> <p>屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び敷地斜面のすべり崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、可搬型重大事故等対処設備の運搬に必要な幅員を確認することにより通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策の実施、迂回又は砕石による段差箇所の仮復旧により対処する設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、自然現象のうち、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については常時スタッドレスタイヤを装着することにより、並びに急勾配の箇所のすべり止め材配備及びすべり止め舗装を施すことにより通行性を確保できる設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートは、自然現象として選定する津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮による影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートは、人為事象として選定する飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートの設定に当たっては、油内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮するとともに、迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。</p> <p>(2) 試験・検査性</p> <p>設計基準対象施設は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造とし、そのために必要な配置、空間等を備えた設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>設計基準対象施設は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。</p> <p>4.2 材料及び構造等</p> <p>設計基準対象施設（圧縮機，補助ボイラー，蒸気タービン（発電用のものに限る。），発電機，変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器，管，ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は，施設時において，各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし，その際，日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E 設計・建設規格）等に従い設計する。</p>	<p>重大事故等対処設備は，健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検，試験又は検査を実施できるよう，機能・性能の確認，漏えいの有無の確認，分解点検等ができる構造とし，そのために必要な配置，空間等を備えた設計とする。また，接近性を考慮して必要な空間等を備え，構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は，使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え，保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は，原則系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については，テストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。また，悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するものは，他の系統と独立して機能・性能確認が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は，発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き，運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また，多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては，各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。</p> <p>代替電源設備は，電気系統の重要な部分として，適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。</p> <p>構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は，原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし，機能・性能確認，各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより，分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>5.2 材料及び構造等</p> <p>設計基準対象施設（圧縮機，補助ボイラー，蒸気タービン（発電用のものに限る。），発電機，変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処設備に属する容器，管，ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は，施設時において，各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし，その際，日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E 設計・建設規格）等に従い設計する。</p> <p>ただし，重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 2 支持構造物の材料及び構造であつて，以下によらない場合は，当該機器及び支持構造物が，その設計上要求される強</p>	<p>「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」の要求事項であり，「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」の要求事項でないため，記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>なお、各機器等のクラス区分の適用については、別紙「主要設備リスト」による。</p> <p>4.2.1 材料について</p> <p>(1) 機械的強度及び化学的成分</p> <p>a. クラス 1 機器，クラス 1 支持構造物及び炉心支持構造物は，その使用される圧力，温度，水質，放射線，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分（使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む。）を有する材料を使用する。</p> <p>b. クラス 2 機器，クラス 2 支持構造物，クラス 3 機器及びクラス 4 管は，その使用される圧力，温度，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>c. 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物は，その使用される圧力，温度，湿度，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>d. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ，低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは，その使用される圧力，温度，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>(2) 破壊じん性</p> <p>a. クラス 1 容器は，当該容器が使用される圧力，温度，放射線，荷重その他の使用条件に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また，破壊じん性は，寸法，材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>原子炉圧力容器については，原子炉圧力容器の脆性破壊を防止するため，中性子照射脆化の影響を考慮した最低試験温度を確認し，適切な破壊じん性を維持できるように，原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを保安規定に定めて管理する。</p>	<p>度を確保できるよう J S M E 設計・建設規格を参考に同等以上の性能を有することを確認する。</p> <p>また，重大事故等クラス 3 機器であって，完成品は，以下によらず，「消防法」に基づく技術上の規格等一般産業品の規格及び基準に適合していることを確認し，使用環境及び使用条件に対して，要求される強度を確保できる設計とする。</p> <p>重大事故等クラス 2 容器及び重大事故等クラス 2 管のうち主要な耐圧部の溶接部の耐圧試験は，母材と同等の方法，同じ試験圧力にて実施する。</p> <p>なお，各機器等のクラス区分の適用については，別紙「主要設備リスト」による。</p> <p>5.2.1 材料について</p> <p>(1) 機械的強度及び化学的成分</p> <p>a. クラス 1 機器，クラス 1 支持構造物及び炉心支持構造物は，その使用される圧力，温度，水質，放射線，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分（使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む。）を有する材料を使用する。</p> <p>b. クラス 2 機器，クラス 2 支持構造物，クラス 3 機器，クラス 4 管，重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 2 支持構造物は，その使用される圧力，温度，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>c. 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物は，その使用される圧力，温度，湿度，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>d. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ，低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは，その使用される圧力，温度，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>e. 重大事故等クラス 3 機器は，その使用される圧力，温度，荷重その他の使用条件に対して日本産業規格等に適合した適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>(2) 破壊じん性</p> <p>a. クラス 1 容器は，当該容器が使用される圧力，温度，放射線，荷重その他の使用条件に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また，破壊じん性は，寸法，材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>原子炉圧力容器については，原子炉圧力容器の脆性破壊を防止するため，中性子照射脆化の影響を考慮した最低試験温度を確認し，適切な破壊じん性を維持できるように，原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを保安規定に定めて管理する。</p>	<p>「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」の要求事項であり，「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」の要求事項でないため，記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>b. クラス 1 機器 (クラス 1 容器を除く。), クラス 1 支持構造物 (クラス 1 管及びクラス 1 弁を支持するものを除く。), クラス 2 機器, クラス 3 機器 (工学的安全施設に属するものに限る。), 原子炉格納容器, 原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は, その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また, 破壊じん性は, 寸法, 材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>c. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ, 低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは, その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また, 破壊じん性は, 寸法, 材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>(3) 非破壊試験 クラス 1 機器, クラス 1 支持構造物 (棒及びボルトに限る。), クラス 2 機器 (鋳造品に限る。) 及び炉心支持構造物に使用する材料は, 非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。</p> <p>4.2.2 構造及び強度について (1) 延性破断の防止 a. クラス 1 機器, クラス 2 機器, クラス 3 機器, 原子炉格納容器及び炉心支持構造物は, 最高使用圧力, 最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態 (以下「設計上定める条件」という。) において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。 b. クラス 1 支持構造物及び原子炉格納容器支持構造物は, 運転状態 I 及び運転状態 II において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。 c. クラス 1 支持構造物であって, クラス 1 容器に溶接により取り付けられ, その</p>	<p>b. クラス 1 機器 (クラス 1 容器を除く。), クラス 1 支持構造物 (クラス 1 管及びクラス 1 弁を支持するものを除く。), クラス 2 機器, クラス 3 機器 (工学的安全施設に属するものに限る。), 原子炉格納容器, 原子炉格納容器支持構造物, 炉心支持構造物及び重大事故等クラス 2 機器は, その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また, 破壊じん性は, 寸法, 材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>重大事故等クラス 2 機器のうち, 原子炉圧力容器については, 重大事故等時における温度, 放射線, 荷重その他の使用条件に対して損傷するおそれがない設計とする。</p> <p>c. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ, 低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは, その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また, 破壊じん性は, 寸法, 材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>(3) 非破壊試験 クラス 1 機器, クラス 1 支持構造物 (棒及びボルトに限る。), クラス 2 機器 (鋳造品に限る。), 炉心支持構造物及び重大事故等クラス 2 機器 (鋳造品に限る。) に使用する材料は, 非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。</p> <p>5.2.2 構造及び強度について (1) 延性破断の防止 a. クラス 1 機器, クラス 2 機器, クラス 3 機器, 原子炉格納容器, 炉心支持構造物, 重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器は, 最高使用圧力, 最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態 (以下「設計上定める条件」という。) において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。 b. クラス 1 支持構造物及び原子炉格納容器支持構造物は, 運転状態 I 及び運転状態 II において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。 c. クラス 1 支持構造物であって, クラス 1 容器に溶接により取り付けられ, その</p>	<p>「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」の要求事項であり, 「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」の要求事項でないため, 記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり, 「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」の要求事項でないため, 記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり, 「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」の要求事項でないため, 記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものは、b.にかかわらず、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>d. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1弁、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物にあつては、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>e. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。</p> <p>f. クラス4管は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性変形を生じない設計とする。</p> <p>g. クラス1容器（ボルトその他の固定用金具、オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1支持構造物（クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）及び原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）は、試験状態において、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>h. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ、低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ及び運転状態Ⅳ（異物付着による差圧を考慮）において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>i. クラス2支持構造物であつて、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、延性破断が生じない設計とする。</p> <p>(2) 進行性変形による破壊の防止</p> <p>クラス1容器（ボルトその他の固定用金具を除く。）、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</p>	<p>損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものは、b.にかかわらず、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>d. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1弁、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物にあつては、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>e. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。</p> <p>f. クラス4管は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性変形を生じない設計とする。</p> <p>g. クラス1容器（ボルトその他の固定用金具、オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1支持構造物（クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）及び原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）は、試験状態において、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>h. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ、低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ及び運転状態Ⅳ（異物付着による差圧を考慮）において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>i. クラス2支持構造物であつて、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、延性破断が生じない設計とする。</p> <p>j. 重大事故等クラス2支持構造物であつて、重大事故等クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものは、設計上定める条件において、延性破断が生じない設計とする。</p> <p>(2) 進行性変形による破壊の防止</p> <p>クラス1容器（ボルトその他の固定用金具を除く。）、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</p>	<p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(3) 疲労破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器, クラス1管, クラス1弁(弁箱に限る。), クラス1支持構造物, クラス2管(伸縮継手を除く。), 原子炉格納容器(著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。), 原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は, 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて, 疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>b. クラス2機器, クラス3機器及び原子炉格納容器の伸縮継手は, 設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において, 疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>(4) 座屈による破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器(胴, 鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。), クラス1支持構造物, 原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は, 運転状態Ⅰ, 運転状態Ⅱ, 運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて, 座屈が生じない設計とする。</p> <p>b. クラス1容器(胴, 鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。)及びクラス1支持構造物(クラス1容器に溶接により取り付けられ, その損壊により, クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。)は, 試験状態において, 座屈が生じない設計とする。</p> <p>c. クラス1管, クラス2容器, クラス2管及びクラス3機器は, 設計上定める条件において, 座屈が生じない設計とする。</p> <p>d. 原子炉格納容器は, 設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて, 座屈が生じない設計とする。</p> <p>e. クラス2支持構造物であって, クラス2機器に溶接により取り付けられ, その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには, 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて, 座屈が生じないよう設計する。</p> <p>4.2.3 主要な耐圧部の溶接部(溶接金属部及び熱影響部をいう。)について クラス1容器, クラス1管, クラス2容器, クラス2管, クラス3容器, クラス3管, クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部は, 次のとおりとし, 使用前事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <p>・不連続で特異な形状でない設計とする。</p>	<p>(3) 疲労破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器, クラス1管, クラス1弁(弁箱に限る。), クラス1支持構造物, クラス2管(伸縮継手を除く。), 原子炉格納容器(著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。), 原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は, 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて, 疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>b. クラス2機器, クラス3機器, 原子炉格納容器, 重大事故等クラス2機器の伸縮継手及び重大事故等クラス2管(伸縮継手を除く。)は, 設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において, 疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>(4) 座屈による破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器(胴, 鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。), クラス1支持構造物, 原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は, 運転状態Ⅰ, 運転状態Ⅱ, 運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて, 座屈が生じない設計とする。</p> <p>b. クラス1容器(胴, 鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。)及びクラス1支持構造物(クラス1容器に溶接により取り付けられ, その損壊により, クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。)は, 試験状態において, 座屈が生じない設計とする。</p> <p>c. クラス1管, クラス2容器, クラス2管, クラス3機器, 重大事故等クラス2容器, 重大事故等クラス2管及び重大事故等クラス2支持構造物(重大事故等クラス2機器に溶接により取り付けられ, その損壊により重大事故等クラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。)は, 設計上定める条件において, 座屈が生じない設計とする。</p> <p>d. 原子炉格納容器は, 設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて, 座屈が生じない設計とする。</p> <p>e. クラス2支持構造物であって, クラス2機器に溶接により取り付けられ, その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには, 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて, 座屈が生じないよう設計する。</p> <p>5.2.3 主要な耐圧部の溶接部(溶接金属部及び熱影響部をいう。)について クラス1容器, クラス1管, クラス2容器, クラス2管, クラス3容器, クラス3管, クラス4管, 原子炉格納容器, 重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管のうち主要な耐圧部の溶接部は, 次のとおりとし, 使用前事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <p>・不連続で特異な形状でない設計とする。</p>	<p>しない。</p> <p>「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」の要求事項であり, 「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」の要求事項でないため, 記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり, 「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」の要求事項でないため, 記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり, 「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」の要求事項でないため, 記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>・溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。</p> <p>・適切な強度を有する設計とする。</p> <p>・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。</p> <p>4.3 使用中の亀裂等による破壊の防止</p> <p>クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>4.4 耐圧試験等</p> <p>(1) クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。</p> <p>a. 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生ずる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とする。ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であって原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とする。</p>	<p>・溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。</p> <p>・適切な強度を有する設計とする。</p> <p>・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。</p> <p>5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止</p> <p>クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物、炉心支持構造物、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物、炉心支持構造物、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>5.4 耐圧試験等</p> <p>(1) クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。</p> <p>a. 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生ずる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とする。ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であって原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とする。</p>	<p>則」の要求事項でないため、記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>b. 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とする。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。</p> <p>(2) 使用中のクラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器及びクラス 4 管は、通常運転時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（J S M E S N A 1）」等に従って実施する。</p> <p>(3) 原子炉格納容器は、最高使用圧力の 0.9 倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい率試験は、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）」等に従って行う。</p> <p>ただし、原子炉格納容器隔離弁の単一故障の考慮については、判定基準に適切な余裕係数を見込むか、内側隔離弁を開とし外側隔離弁を閉として試験を実施する。</p> <p>4.5 安全弁等 蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、</p>	<p>b. 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とする。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。</p> <p>(2) 重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器に属する機器は、施設時に、当該機器の使用時における圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。</p> <p>ただし、使用時における圧力で耐圧試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。</p> <p>重大事故等クラス 3 機器であって、「消防法」に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。</p> <p>(3) 使用中のクラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器及びクラス 4 管は、通常運転時における圧力で、使用中の重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器に属する機器は、当該機器の使用時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（J S M E S N A 1）」等に従って実施する。</p> <p>ただし、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器に属する機器は使用時における圧力で試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。</p> <p>重大事故等クラス 3 機器であって、「消防法」に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。</p> <p>(4) 原子炉格納容器は、最高使用圧力の 0.9 倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい率試験は、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）」等に従って行う。</p> <p>ただし、原子炉格納容器隔離弁の単一故障の考慮については、判定基準に適切な余裕係数を見込むか、内側隔離弁を開とし外側隔離弁を閉として試験を実施する。</p> <p>5.5 安全弁等 蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対</p>	<p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」(J S M E S N C 1) 及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (J S M E S N C 1-2001) 及び (J S M E S N C 1-2005) 【事例規格】過圧防護に関する規定 (N C-C C-0 0 1)」に適合するよう、以下のとおり設計する。</p> <p>なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示 (通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 (昭和 55 年通商産業省告示第 501 号) 」) の規定に適合する設計とする。</p> <p>安全弁及び逃がし弁 (以下「4.5 安全弁等」において「安全弁等」という。) は、確実に作動する構造を有する設計とする。</p> <p>安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造とする。</p> <p>安全弁等又は真空破壊弁の材料は、容器及び管の重要度に応じて適切な材料を使用する。</p> <p>設計基準対象施設に係る安全弁又は逃がし弁 (以下「4.5 安全弁等」において「安全弁」という。) のうち、補助作動装置付きの安全弁にあつては、当該補助作動装置が故障しても系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な吹出し容量が得られる構造とする。</p> <p>設計基準対象施設のうち減圧弁を有する管にあつて、その低圧側の設備が高圧側の圧力に耐えられる設計となっていないものうちクラス 1 管以外のものについては、減圧弁の低圧側の系統の健全性を維持するために必要な容量を持つ安全弁等を 1 個以上、減圧弁に接近して設置し、高圧側の圧力による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>なお、クラス 1 管には減圧弁を設置しない設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器、補助ボイラー及び原子炉格納容器を除く設計基準対象施設に属する容器又は管であつて、内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあつては、過圧防止に必要な容量を持つ安全弁等を 1 個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>安全弁等の入口側に破壊板を設ける場合は、当該容器の最高使用圧力以下で破壊し、破壊板の破壊により安全弁等の機能を損なわないよう設計する。</p>	<p>処施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」(J S M E S N C 1) 及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (J S M E S N C 1-2001) 及び (J S M E S N C 1-2005) 【事例規格】過圧防護に関する規定 (N C-C C-0 0 1)」に適合するよう、以下のとおり設計する。</p> <p>なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示 (通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 (昭和 55 年通商産業省告示第 501 号) 」) の規定に適合する設計とする。</p> <p>安全弁及び逃がし弁 (以下「5.5 安全弁等」において「安全弁等」という。) は、確実に作動する構造を有する設計とする。</p> <p>安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造とする。</p> <p>安全弁等又は真空破壊弁の材料は、容器及び管の重要度に応じて適切な材料を使用する。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に係る安全弁又は逃がし弁 (以下「5.5 安全弁等」において「安全弁」という。) のうち、補助作動装置付きの安全弁にあつては、当該補助作動装置が故障しても系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な吹出し容量が得られる構造とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設のうち減圧弁を有する管にあつて、その低圧側の設備が高圧側の圧力に耐えられる設計となっていないものうちクラス 1 管以外のものについては、減圧弁の低圧側の系統の健全性を維持するために必要な容量を持つ安全弁等を 1 個以上、減圧弁に接近して設置し、高圧側の圧力による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>なお、クラス 1 管には減圧弁を設置しない設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器、補助ボイラー及び原子炉格納容器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管であつて、内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあつては、過圧防止に必要な容量を持つ安全弁等を 1 個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>安全弁等の入口側に破壊板を設ける場合は、当該容器の最高使用圧力以下で破壊し、破壊板の破壊により安全弁等の機能を損なわないよう設計する。</p>	<p>属施設の技術基準に関する規則」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>設計基準対象施設に属する容器又は管に設置する安全弁等の出口側には、破壊板を設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設に属する容器として、液体炭酸ガス等の安全弁等の作動を不能にするおそれのある物質を内包する容器にあつては、容器の過圧防止に必要な容量を持つ破壊板を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。なお、容量は吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、容器の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>なお、容器と破壊板との間に連絡管は設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設に属する容器又は管に設置する安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設置する場合は、発電用原子炉の起動時及び運転中に止め弁が全開している事が確認できる設計とする。</p> <p>内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれがある設計基準対象施設に属する容器又は管については、適切な箇所に過圧防止に必要な容量以上となる真空破壊弁を1個以上設置し、負圧による容器又は管の損傷を防止する設計とする。</p> <p>設計基準対象施設のうち、流体に放射性物質を含む系統に設置する安全弁等、破壊板又は真空破壊弁は、放出される流体を、放射性廃棄物を一時的に貯蔵するタンクを介して廃棄物処理施設に導き、安全に処理することができる設計とする。</p> <p>4.6 逆止め弁</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物処理設備（排気筒並びに廃棄物貯蔵設備及び換気設備を除く。）へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設ける設計とし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まない流体側へ逆流することによる汚染拡大を防止する。</p> <p>ただし、上記において、放射性物質を含む流体と放射性物質を含まない流体を導く管が直接接続されていない場合又は十分な圧力差を有している場合は、逆流するおそれがないため、逆止め弁の設置を不要とする。</p> <p>4.7 内燃機関の設計条件</p> <p>4.7.1 設計基準対象施設</p> <p>設計基準対象施設に施設する内燃機関（以下「内燃機関」という。）は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設</p>	<p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管に設置する安全弁等の出口側には、破壊板を設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器として、液体炭酸ガス等の安全弁等の作動を不能にするおそれのある物質を内包する容器にあつては、容器の過圧防止に必要な容量を持つ破壊板を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。なお、容量は吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、容器の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>なお、容器と破壊板との間に連絡管は設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管に設置する安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設置する場合は、発電用原子炉の起動時及び運転中に止め弁が全開している事が確認できる設計とする。</p> <p>内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれがある設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管については、適切な箇所に過圧防止に必要な容量以上となる真空破壊弁を1個以上設置し、負圧による容器又は管の損傷を防止する設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設のうち、流体に放射性物質を含む系統に設置する安全弁等、破壊板又は真空破壊弁は、放出される流体を、放射性廃棄物を一時的に貯蔵するタンクを介して廃棄物処理施設に導き、安全に処理することができる設計とする。</p> <p>5.6 逆止め弁</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物処理設備（排気筒並びに廃棄物貯蔵設備及び換気設備を除く。）へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設ける設計とし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まない流体側へ逆流することによる汚染拡大を防止する。</p> <p>ただし、上記において、放射性物質を含む流体と放射性物質を含まない流体を導く管が直接接続されていない場合又は十分な圧力差を有している場合は、逆流するおそれがないため、逆止め弁の設置を不要とする。</p> <p>5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件</p> <p>5.7.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する内燃機関（以下「内燃機関」という。）及び重大事故等対処施設に施設するガスタービン（以下「ガスタービン」</p>	<p>記載しない理由</p> <p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり、「実用発電用</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>計とする。</p> <p>内燃機関の軸受は運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。</p> <p>内燃機関の耐圧部の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する耐圧部分に生じる応力は当該部分に使用する材料の許容応力以下となる設計とする。</p> <p>内燃機関を屋内その他酸素欠乏の発生のおそれのある場所に設置するときは、給排気部を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関は、その回転速度及び出力が負荷の変動により持続的に動揺することを防止する調速装置を設けるとともに、運転中に生じた過速度その他の異常による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に内燃機関を安全に停止させる非常調速装置その他の非常停止装置を設置する設計とする。</p> <p>内燃機関及びその附属設備であって過圧が生じるおそれのあるものには、適切な過圧防止装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関には、設備の損傷を防止するために、回転速度、潤滑油圧力及び潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関の附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設として、「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」の材料及び構造、安全弁等、耐圧試験等の規定を満たす設計とする。</p>	<p>という。)は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。</p> <p>ガスタービンは、ガスの温度が著しく上昇した場合に燃料の流入を自動的に遮断する装置が動作したときに達するガス温度に対して構造上十分な熱的強度を有する設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンの軸受は運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。</p> <p>ガスタービンの危険速度は、調速装置により調整可能な最小の回転速度から非常調速装置が作動したときに達する回転速度までの間に発生しないように設計する。</p> <p>内燃機関及びガスタービンの耐圧部の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する耐圧部分に生じる応力は当該部分に使用する材料の許容応力以下となる設計とする。</p> <p>内燃機関を屋内その他酸素欠乏の発生のおそれのある場所に設置するときは、給排気部を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンは、その回転速度及び出力が負荷の変動により持続的に動揺することを防止する調速装置を設けるとともに、運転中に生じた過速度その他の異常による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に内燃機関及びガスタービンを安全に停止させる非常調速装置その他の非常停止装置を設置する設計とする。</p> <p>内燃機関及びその附属設備であって過圧が生じるおそれのあるものには、適切な過圧防止装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンには、設備の損傷を防止するために、回転速度、潤滑油圧力及び潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンの附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設として、「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」の材料及び構造、安全弁等、耐圧試験等の規定を満たす設計とする。</p> <p>5.7.2 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、流入する燃料を自動的に調整する調速装置及び軸受が異常な摩耗、変形及び過熱が生じないよう潤滑油装置を設ける設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、回転速度、潤滑油圧力及び潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、回転速度が著しく上昇した場合及び冷却水温度が著しく上昇した場合等に自動的に停止する設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の強度については、完成品として一般産業品規格で規定される温度試験等を実施し、定格負荷状態において十分な強度を有する設計とする。</p>	<p>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」の要求事項でないため、記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>4.8 電気設備の設計条件</p> <p>4.8.1 設計基準対象施設</p> <p>設計基準対象施設に施設する電気設備（以下「電気設備」という。）は、感電又は火災のおそれがないように接地し、充電部分に容易に接触できない設計とする。</p> <p>電気設備は、電路を絶縁し、電線等が接続部分において電気抵抗を増加させないように端子台等により接続するほか、期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備における電路に施設する電気機械器具は、期待される使用状態において発生する熱に耐えるものとし、高圧又は特別高圧の電気機械器具については、可燃性の物と隔離する設計とする。</p> <p>電気設備は、電流が安全かつ確実に大地に通じることができるよう、適切な箇所に接地を施す設計とする。</p> <p>電気設備における高圧の電路と低圧の電路とを結合する変圧器には、適切な箇所に接地を施し、変圧器により特別高圧の電路に結合される高圧の電路には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、電路の必要な箇所に過電流遮断器又は地絡遮断器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、他の電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。</p> <p>電気設備のうち高圧又は特別高圧の電気機械器具及び母線等は、取扱者以外の者が容易に立ち入るおそれがないよう発電所にフェンス等を設ける設計とする。</p> <p>電気設備における架空電線は、接触又は誘導作用による感電のおそれがなく、かつ、交通に支障を及ぼすおそれがない高さに施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、他の電線等を損傷するおそれがなく、かつ、接触又は断線によって生じる混触による感電又は火災のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備のうちガス絶縁機器は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、使用する絶縁ガスは可燃性、腐食性及び有毒性のない設計とする。</p> <p>電気設備のうち開閉器又は断路器に使用する圧縮空気装置は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、圧力が上昇した場合に最高使用圧力に到達する前に圧力を低下させ、空気タンクの圧力が低下した場合に圧力を自動的に回復できる機能を有し、空気タンクは耐食性を有する設計とする。</p> <p>電気設備のうち水素冷却式発電機は、水素の漏えい又は空気の混入のおそれがな</p>	<p>5.8 電気設備の設計条件</p> <p>5.8.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する電気設備（以下「電気設備」という。）は、感電又は火災のおそれがないように接地し、充電部分に容易に接触できない設計とする。</p> <p>電気設備は、電路を絶縁し、電線等が接続部分において電気抵抗を増加させないように端子台等により接続するほか、期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備における電路に施設する電気機械器具は、期待される使用状態において発生する熱に耐えるものとし、高圧又は特別高圧の電気機械器具については、可燃性の物と隔離する設計とする。</p> <p>電気設備は、電流が安全かつ確実に大地に通じることができるよう、適切な箇所に接地を施す設計とする。</p> <p>電気設備における高圧の電路と低圧の電路とを結合する変圧器には、適切な箇所に接地を施し、変圧器により特別高圧の電路に結合される高圧の電路には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、電路の必要な箇所に過電流遮断器又は地絡遮断器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、他の電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。</p> <p>電気設備のうち高圧又は特別高圧の電気機械器具及び母線等は、取扱者以外の者が容易に立ち入るおそれがないよう発電所にフェンス等を設ける設計とする。</p> <p>電気設備における架空電線は、接触又は誘導作用による感電のおそれがなく、かつ、交通に支障を及ぼすおそれがない高さに施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、他の電線等を損傷するおそれがなく、かつ、接触又は断線によって生じる混触による感電又は火災のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備のうちガス絶縁機器は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、使用する絶縁ガスは可燃性、腐食性及び有毒性のない設計とする。</p> <p>電気設備のうち開閉器又は断路器に使用する圧縮空気装置は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、圧力が上昇した場合に最高使用圧力に到達する前に圧力を低下させ、空気タンクの圧力が低下した場合に圧力を自動的に回復できる機能を有し、空気タンクは耐食性を有する設計とする。</p> <p>電気設備のうち水素冷却式発電機は、水素の漏えい又は空気の混入のおそれがな</p>	<p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>く、水素が大気圧で爆発する場合に生じる圧力に耐える強度を有し、異常を早期に検知し警報する機能を有する設計とする。</p> <p>電気設備のうち水素冷却式発電機は、軸封部から漏えいした水素を外部に放出でき、発電機内への水素の導入及び発電機内からの水素の外部への放出が安全にできる設計とする。</p> <p>電気設備のうち発電機又は特別高圧の変圧器には、異常が生じた場合に自動的にこれを電路から遮断する装置を施設する設計とする。</p> <p>電気設備のうち発電機及び変圧器等は、短絡電流により生じる機械的衝撃に耐え、発電機の回転する部分については非常調速装置及びその他の非常停止装置が動作して達する速度に対し耐える設計とする。</p> <p>また、蒸気タービンに接続する発電機は、軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。</p> <p>電気設備においては、運転に必要な知識及び技能を有する者が発電所構内に常時駐在し、異常を早期に発見できる設計とする。</p> <p>電気設備において、発電所の架空電線引込口及び引出口又はこれに近接する箇所には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、機械的衝撃又は火災等により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備において、電力保安通信設備に使用する無線通信用アンテナを施設する支持物の材料及び構造は、風圧荷重を考慮し、倒壊により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。</p>	<p>く、水素が大気圧で爆発する場合に生じる圧力に耐える強度を有し、異常を早期に検知し警報する機能を有する設計とする。</p> <p>電気設備のうち水素冷却式発電機は、軸封部から漏えいした水素を外部に放出でき、発電機内への水素の導入及び発電機内からの水素の外部への放出が安全にできる設計とする。</p> <p>電気設備のうち発電機又は特別高圧の変圧器には、異常が生じた場合に自動的にこれを電路から遮断する装置を施設する設計とする。</p> <p>電気設備のうち発電機及び変圧器等は、短絡電流により生じる機械的衝撃に耐え、発電機の回転する部分については非常調速装置及びその他の非常停止装置が動作して達する速度に対し耐える設計とする。</p> <p>また、蒸気タービンに接続する発電機は、軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。</p> <p>電気設備においては、運転に必要な知識及び技能を有する者が発電所構内に常時駐在し、異常を早期に発見できる設計とする。</p> <p>電気設備において、発電所の架空電線引込口及び引出口又はこれに近接する箇所には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、機械的衝撃又は火災等により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備において、電力保安通信設備に使用する無線通信用アンテナを施設する支持物の材料及び構造は、風圧荷重を考慮し、倒壊により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>5.8.2 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型の非常用発電装置の発電機は、電氣的・機械的に十分な性能を持つ絶縁巻線を使用し、耐熱性及び耐湿性を考慮した絶縁処理を施す設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の発電機は、電源電圧の著しく低下した場合及び過電流が発生した場合等に自動的に停止する設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の発電機は、定格出力のもとで1時間運転し、安定した運転が維持されることを確認した設備とする。</p>	<p>記載しない理由</p> <p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>5. その他</p> <p>5.1 立ち入りの防止</p> <p>発電所には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設け、かつ、管理区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>保全区域と管理区域以外の場所との境界には、他の場所と区別するため、壁、柵、塀等の保全区域を明らかにするための設備を設ける設計、又は保全区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>発電所には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設ける設計、又は周辺監視区域である旨を表示する設計とする（ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合は除く。）。</p> <p>管理区域、保全区域及び周辺監視区域における立ち入りの防止については、保安規定に基づき、その措置を実施する。</p> <p>5.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止</p> <p>発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、その区域を人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造の壁等の障壁によって区画して、巡視、監視等を行うことにより、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。</p> <p>また、探知施設を設け、警報、映像等を集中監視するとともに、核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。</p> <p>さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。</p> <p>これらの対策については、核物質防護規定に定めて管理する。</p>	<p>6. その他</p> <p>6.1 立ち入りの防止</p> <p>発電所には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設け、かつ、管理区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>保全区域と管理区域以外の場所との境界には、他の場所と区別するため、壁、柵、塀等の保全区域を明らかにするための設備を設ける設計、又は保全区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>発電所には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設ける設計、又は周辺監視区域である旨を表示する設計とする（ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合は除く。）。</p> <p>管理区域、保全区域及び周辺監視区域における立ち入りの防止については、保安規定に基づき、その措置を実施する。</p> <p>6.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止</p> <p>発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、その区域を人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造の壁等の障壁によって区画して、巡視、監視等を行うことにより、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。</p> <p>また、探知施設を設け、警報、映像等を集中監視するとともに、核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。</p> <p>さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件其他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、持込み点検を行うことができる設計とする。</p> <p>不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。</p> <p>これらの対策については、核物質防護規定に定めて管理する。</p>	<p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>5.3 安全避難通路等</p> <p>発電用原子炉施設には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路（「第2号機設備」、「第1号機設備、第1, 2, 3号機共用」及び「第1号機設備、第1, 2号機共用」）及び照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明として、非常用ディーゼル発電機又は灯具に内蔵した蓄電池により電力を供給できる非常灯（「第2号機設備」、「第1号機設備、第1, 2, 3号機共用」及び「第1号機設備、第1, 2号機共用」）及び誘導灯（「第2号機設備」、「第1号機設備、第1, 2, 3号機共用」及び「第1号機設備、第1, 2号機共用」）を設置し、安全に避難できる設計とする。</p>	<p>6.3 安全避難通路等</p> <p>発電用原子炉施設には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路（「第2号機設備」、「第1号機設備、第1, 2, 3号機共用」及び「第1号機設備、第1, 2号機共用」）及び照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明として、非常用ディーゼル発電機又は灯具に内蔵した蓄電池により電力を供給できる非常灯（「第2号機設備」、「第1号機設備、第1, 2, 3号機共用」及び「第1号機設備、第1, 2号機共用」）及び誘導灯（「第2号機設備」、「第1号機設備、第1, 2, 3号機共用」及び「第1号機設備、第1, 2号機共用」）を設置し、安全に避難できる設計とする。</p> <p>設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、非常用照明、直流照明兼非常用照明及び直流照明を設置する設計とする。</p> <p>非常用照明は非常用高圧母線又は非常用低圧母線、直流照明兼非常用照明は非常用低圧母線及び125V蓄電池、並びに直流照明は125V蓄電池に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とする。</p> <p>直流照明兼非常用照明及び直流照明は、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、点灯可能な設計とする。</p> <p>設計基準事故が発生した場合に用いる可搬型の作業用照明として、内蔵電池を備える可搬型照明（懐中電灯、ランタンタイプLEDライト及びヘッドライト（ヘルメット装着用））を配備する設計とする。</p> <p>可搬型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））は全交流動力電源喪失時における緊急時対策所内の可搬型照明保管場所への移動時の照度を確保するために、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員が持参し、作業開始前に準備可能なように事務建屋に配備する設計とする。</p> <p>可搬型照明（ランタンタイプLEDライト及びヘッドライト（ヘルメット装着用））は全交流動力電源喪失時における緊急時対策所内の照度を確保するために、事故対応時に発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員が滞在する緊急時対策所に配備する設計とする。</p> <p>上記以外の設計基準事故に対応するための操作が必要な場所には、作業用照明を設置することにより作業が可能であるが、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には、初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室に配備する可搬型照明（懐中電灯、ランタンタイプLEDライト及びヘッドライト（ヘルメット装着</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>5.4 放射性物質による汚染の防止</p> <p>放射性物質により汚染されるおそれがある、人が頻繁に出入りする管理区域内の床面、人が触れるおそれがある高さまでの壁面、手摺、梯子の表面は、平滑にし、放射性物質による汚染を除去し易い設計とする。</p> <p>人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する除染設備を施設し、放射性物質を除去できる設計とする。除染設備の排水は、床ドレン・化学廃液系で処理する設計とする。</p>	<p>用)) を使用する設計とする。</p> <p>6.4 放射性物質による汚染の防止</p> <p>放射性物質により汚染されるおそれがある、人が頻繁に出入りする管理区域内の床面、人が触れるおそれがある高さまでの壁面、手摺、梯子の表面は、平滑にし、放射性物質による汚染を除去し易い設計とする。</p> <p>人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する除染設備を施設し、放射性物質を除去できる設計とする。除染設備の排水は、床ドレン・化学廃液系で処理する設計とする。</p>	<p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<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する設計とする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉冷却材</p> <p>変更なし</p>	
<p>2. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>2.1 原子炉再循環系</p> <p>原子炉再循環系は、原子炉再循環ポンプ及び原子炉圧力容器内に設けられたジェットポンプにより、原子炉冷却材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>原子炉再循環ポンプの1台が急速停止又は電源喪失の場合でも、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>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、主蒸気逃がし安全弁及び主蒸気隔離弁を取り付ける設計とする。</p> <p>蒸気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、復水浄化系及び給水加熱器を通り、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浄化系を設け、高純度の給水を発電用原子炉へ供給できる設計とする。また、4段の低圧給水加熱器及び2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負荷に耐える設計とする。</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、主蒸気逃がし安全弁及び主蒸気隔離弁を取り付ける設計とする。</p> <p>蒸気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、復水浄化系及び給水加熱器を通り、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浄化系を設け、高純度の給水を発電用原子炉へ供給できる設計とする。また、4段の低圧給水加熱器及び2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負荷に耐える設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>設計における衝撃荷重として、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>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発電用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) 通常時閉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) 通常時閉及び冷却材喪失時開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>(四) 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、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(二)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。</p>	<p>設計における衝撃荷重として、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>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発電用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閉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、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(四) 通常時閉及び冷却材喪失時開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、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。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>通常運転時において出力運転中，原子炉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，主蒸気隔離弁閉鎖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装置を設けること，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，「原子炉周期（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装置を設け，制御棒落下速度リミッタ，制御棒価値ミマイザなどの対策と相まって，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) 通常時閉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>(三) 通常時閉及び冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も，発電</p>	<p>通常運転時において出力運転中，原子炉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，主蒸気隔離弁閉鎖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装置を設けること，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，「原子炉周期（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装置を設け，制御棒落下速度リミッタ，制御棒価値ミマイザなどの対策と相まって，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閉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>(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) 通常時閉及び冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も，発電</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>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>(四) 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、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(二)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 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>3.4.1 系統構成</p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、バネ式安全弁に、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、排気はサプレッションチェンバのプール水面下に導き、原子炉冷却系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、中小破断の冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサプレッションチェンバのプール水中へ逃がし、原子炉圧力を速やかに低下させて、残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系による注水を可能とし、炉心冷却を行うことができる設計とする。</p>	<p>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、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 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>3.4.1 系統構成</p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、バネ式安全弁に、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、排気はサプレッションチェンバのプール水面下に導き、原子炉冷却系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、中小破断の冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサプレッションチェンバのプール水中へ逃がし、原子炉圧力を速やかに低下させて、残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系による注水を可能とし、炉心冷却を行う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、主蒸気逃がし安全弁を設ける設計とする。</p> <p>主蒸気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、主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ又は主蒸気逃がし安全弁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、主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ又は主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能</p>	<p>記載しない理由</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.4.2 主蒸気逃がし安全弁の容量</p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、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主蒸気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、主蒸気逃がし安全弁は、11 個設置する設計とする。</p> <p>主蒸気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のプール水面下に導き凝縮する設計とする。</p> <p>主蒸気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。</p> <p>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>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>3.4.2 環境条件等</p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、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高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベ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>3.4.3 主蒸気逃がし安全弁の容量</p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、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主蒸気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、主蒸気逃がし安全弁は、11 個設置する設計とする。</p> <p>主蒸気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のプール水面下に導き凝縮する設計とする。</p> <p>主蒸気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。</p> <p>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>3.4.4 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）</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、主蒸気逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を設ける設計とする。</p> <p>主蒸気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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 478">て、主蒸気逃がし安全弁は、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）からの信号により、主蒸気逃がし安全弁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 data-bbox="1389 537 1849 569">3.4.5 主蒸気逃がし安全弁の機能回復</p> <p data-bbox="1457 579 2436 747">原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失した場合においても、高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系を使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 806 2436 932">原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし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主蒸気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 data-bbox="1457 991 2436 1201">原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし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、主蒸気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、125V直流電源切替盤を切り替えることにより、主蒸気逃がし安全弁（11個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1260 2436 1470">原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、主蒸気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、主蒸気逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、主蒸気逃がし安全弁（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 data-bbox="1457 1528 2436 1696">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、主蒸気逃がし安全弁は、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 data-bbox="1457 1755 2436 1923">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、主蒸気逃がし安全弁は、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蓄電式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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>3.4.6 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、主蒸気逃がし安全弁は、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>4.1.1 低圧注水モード</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）は、大破断の冷却材喪失事故時には低圧炉心スプレイ系及び高圧炉心スプレイ系と連携して、中小破断の冷却材喪失事故時には高圧炉心スプレイ系あるいは自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有し、非常用交流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直接炉心シュラウド内に注水する設計とする。</p> <p>4.1.2 原子炉停止時冷却モード</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>4. 残留熱除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系</p> <p>4.1.1 低圧注水モード</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）は、大破断の冷却材喪失事故時には低圧炉心スプレイ系及び高圧炉心スプレイ系と連携して、中小破断の冷却材喪失事故時には高圧炉心スプレイ系あるいは自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有し、非常用交流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直接炉心シュラウド内に注水する設計とする。</p> <p>4.1.2 原子炉停止時冷却モード</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>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（原子炉停止時冷却モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）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（原子炉停止時冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）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原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>4.1.3 格納容器スプレイ冷却モード</p> <p>(1) 系統構成</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として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、冷却材喪失事故時に、サブプレッションチェンバ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り、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>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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>（原子炉停止時冷却モード）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（原子炉停止時冷却モード）を復旧できる設計とする。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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、原子炉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。本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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（原子炉停止時冷却モード）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>4.1.3 格納容器スプレイ冷却モード</p> <p>(1) 系統構成</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として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、冷却材喪失事故時に、サブプレッションチェンバ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り、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>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>残留熱除去設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに原子炉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>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去系ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。</p> <p>4.1.4 サプレッションプール水冷却モード (1) 系統構成 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、サブプレッションチェンバの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>残留熱除去設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに原子炉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>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去系ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。</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、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モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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>4.1.4 サプレッションプール水冷却モード (1) 系統構成 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、サブプレッションチェンバの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>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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>4.1.5 燃料プール冷却</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、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）を経て、最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。</p>	<p>において、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水冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の流路として、設計基準対処施設である原子炉格納容器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（サブプレッションプール水冷却モード）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>4.1.5 燃料プール冷却</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、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）を経て、最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。</p> <p>4.2 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p>4.2.1 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、原子炉格納容器フィルタ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、原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、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原子炉格納容器調気系等を経由して、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屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 10.0kg/s (1Pd 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低減しつつ、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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 310 2436 478">原子炉格納容器フィルタ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5mSv 以下であることを確認しており、原子炉格納容器フィルタベント系はこの評価条件を満足する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 533 2436 701">フィルタ装置は3台を並列に設置し、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バ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態において pH13 以上）に維持する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 756 2436 1016">原子炉格納容器フィルタベント系は、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とともに有効燃料棒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熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1071 2436 1331">原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬型窒素ガス供給系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）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バイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して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 data-bbox="1457 1386 2436 1507">可搬型窒素ガス供給系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1520 2436 1600">可搬型窒素ガス供給装置は、車両内に搭載された可搬型窒素ガス供給装置発電設備により給電できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1654 2436 1915">原子炉格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で2個設置（ベント用非常用ガス処理系側隔離弁（T48-F020）と格納容器排気非常用ガス処理系側止め弁（T48-F045）（原子炉格納施設のうち「3.6.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）、ベント用換気空調系側隔離弁（T48-F021）</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>と格納容器排気換気空調系側止め弁 (T48-F046) (原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用), 原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁 (T48-F043) (原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用) と原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管止め弁 (T48-F044) (原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用)) し, 原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・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>原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては, 原子炉格納容器が負圧とならないよう, 原子炉格納容器代替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を停止する運用を保安規定に定めて管理する。原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に再度, 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>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は, 遠隔手動弁操作設備 (個数 4) (原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用) 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, 可搬型代替交流電源設備, 所内常設蓄電式直流電源設備, 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>系統内に設けるフィルタ装置出口側ラプチャディスクは, 原子炉格納容器フィルタベント系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>原子炉格納容器フィルタベント系は, 代替淡水源から, 大容量送水ポンプ (タイプ I) によりフィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作設備の操作場所は, 原子炉建屋付属棟内とし, サプレッションチェンバメント用出口隔離弁 (T48-F022) の操作を行う原子炉建屋地下 1 階及びドライ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>ウェルベント用出口隔離弁（T48-F019）の操作を行う原子炉建屋地上 1 階に遮蔽体（遠隔手動弁操作設備遮蔽（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）（以下同じ。）を設置し、放射線防護を考慮した設計とする。遠隔手動弁操作設備遮蔽は、炉心の著しい損傷時においても、原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁操作ができるよう、どちらの遮蔽体においても鉛厚さ 2mm の遮蔽厚さを有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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>4.2.2 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、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、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、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による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔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（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器、原子炉建屋付属棟内の原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと異なる区画に設置することで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 1849 296">位置的分散を図った設計とする。</p> <p data-bbox="1457 354 2436 478">原子炉格納容器フィルタベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1359 537 1641 569">4.3 耐圧強化ベント系</p> <p data-bbox="1389 583 1590 615">4.3.1 系統構成</p> <p data-bbox="1457 625 2436 793">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 data-bbox="1457 852 2436 1104">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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、排気筒を通して原子炉建屋外に放出（系統設計流量 10.0kg/s（1Pd において））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げ場である大気へ輸送できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1119 2436 1245">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 data-bbox="1457 1255 2436 1329">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 data-bbox="1457 1388 2436 1461">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 data-bbox="1457 1476 2436 1686">耐圧強化ベント系の使用に際しては、原子炉格納容器代替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を停止する運用を保安規定に定めて管理する。耐圧強化ベント系の使用後に再度、原子炉格納容器内にスプレイを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 data-bbox="1457 1745 2436 1913">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のうち電動弁（直流）（ドライウェルベント用出口隔離弁（T48-F019）及びサブプレッションチェンバベント用出口隔離弁（T48-F022））は所内常設蓄電式直流電源設備、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による操作が可能な設計とする。また、排</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（交流）（原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁（T48-F043）（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.3 耐圧強化ベント系」の設備として兼用）及び原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管止め弁（T48-F044）（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.3 耐圧強化ベント系」の設備として兼用））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る操作が可能な設計とする。</p> <p>電動弁（直流）については、遠隔手動弁操作設備（個数2）（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.3 耐圧強化ベント系」の設備として兼用）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>耐圧強化ベント系はサブプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、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、ドライウェル側からの排気では、ドライウェルの床面からの高さを確保するとともに有効燃料棒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熔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5mSv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排気筒及び原子炉格納容器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>4.3.2 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散</p> <p>耐圧強化ベント系は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（直流）は、所内</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1454 264 2436 611">常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備若しくは可搬型代替直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手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作が可能な設計とし、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（交流）は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操作ハンドルを用いた人力による操作が可能な設計とすることで、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（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1454 667 2436 926">耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器、原子炉建屋付属棟内の原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと異なる区画に設置することで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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 data-bbox="1454 982 2436 1104">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、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1359 1163 1849 1192">4.4 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p data-bbox="1403 1207 2436 1419">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、発電用原子炉施設には、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、サ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 data-bbox="1403 1476 2436 1556">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貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1612 2436 1780">サプレッションチェンバ（容量 2800m³、個数 1）は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の水源として使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1837 2436 1913">代替淡水源である淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器フィルタベント系への水補給の水源として使用できる設</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	計とする。	
<p>5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>5.1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の機能</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（低圧注水モード）及び自動減圧系から構成する。</p> <p>これらの各系統は、冷却材喪失事故等が起こったときに、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内に注水し、又は原子炉蒸気をサブ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、燃料被覆管の温度が燃料材の熔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管の大破損を防ぎ、さらにこれに伴うジルコニウムと水との反応を無視しうる程度に抑え、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又は残留熱除去設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉圧力容器へ注水するために運転するポンプは、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、原子炉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して原子炉圧力容器へ注水するために運転するポンプは、復水貯蔵タンク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>	<p>5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>5.1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の機能</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（低圧注水モード）及び自動減圧系から構成する。</p> <p>これらの各系統は、冷却材喪失事故等が起こったときに、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内に注水し、又は原子炉蒸気をサブ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、燃料被覆管の温度が燃料材の熔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管の大破損を防ぎ、さらにこれに伴うジルコニウムと水との反応を無視しうる程度に抑え、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又は残留熱除去設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉圧力容器へ注水するために運転するポンプは、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、原子炉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その他原子炉注水設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉圧力容器へ注水するために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉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、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して原子炉圧力容器へ注水するために運転するポンプは、復水貯蔵タンク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	記載しない理由
<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開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主蒸気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、主蒸気逃がし安全弁の作動試験ができる設計とする。</p> <p>5.2 高圧炉心スプレイ系</p> <p>5.2.1 系統構成</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、大破断の冷却材喪失事故時には低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）と連携し、中小破断の冷却材喪失事故時には単独で炉心を冷却する機能を有し、非常用交流電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプにより、復水貯蔵タンクの水又はサプレッションチェンバのプール水を炉心上部に取付けられた高圧炉心スプレイスパーチャのノズルから炉心にスプレイする設計とする。</p>	<p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち、復水貯蔵タンク、ほう酸水注入系貯蔵タンク、淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）又は海を水源として原子炉压力容器へ注水するために運転するポンプは、復水貯蔵タンク、ほう酸水注入系貯蔵タンク、淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）又は海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> <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開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主蒸気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、主蒸気逃がし安全弁の作動試験ができる設計とする。</p> <p>5.2 高圧炉心スプレイ系</p> <p>5.2.1 系統構成</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、大破断の冷却材喪失事故時には低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）と連携し、中小破断の冷却材喪失事故時には単独で炉心を冷却する機能を有し、非常用交流電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプにより、復水貯蔵タンクの水又はサプレッションチェンバのプール水を炉心上部に取付けられた高圧炉心スプレイスパーチャのノズルから炉心にスプレイする設計とする。</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（設計基準拡張）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>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隔離弁（E22-F003）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高圧炉心スプレイ系注入隔離弁（E22-F003）を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>また、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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>5.3 低圧炉心スプレイ系</p> <p>5.3.1 系統構成</p> <p>低圧炉心スプレイ系は、大破断の冷却材喪失事故時には残留熱除去系（低圧注水モード）及び高圧炉心スプレイ系と連携して、中小破断の冷却材喪失事故時には高圧炉心スプレイ系あるいは自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有し、非常用交流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、炉心上部に取付けられた低圧炉心スプレイスパージャのノズルから炉心にスプレイする設計とする。</p>	<p>炉建屋ブローアウトパネル（設置枚数 1、開放差圧 4.4kPa）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設のうち「5.2 高圧炉心スプレイ系」の設備として兼用）は、高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p>5.2.2 多様性、位置的分散等</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、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 低圧炉心スプレイ系</p> <p>5.3.1 系統構成</p> <p>低圧炉心スプレイ系は、大破断の冷却材喪失事故時には残留熱除去系（低圧注水モード）及び高圧炉心スプレイ系と連携して、中小破断の冷却材喪失事故時には高圧炉心スプレイ系あるいは自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有し、非常用交流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、炉心上部に取付けられた低圧炉心スプレイスパージャのノズルから炉心にスプレイする設計とする。</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（設計基準拡張）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原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2374 296">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 data-bbox="1389 359 1745 390">5.3.2 多様性、位置的分散等</p> <p data-bbox="1457 401 2433 611"> 低圧炉心スプレイ系は、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 data-bbox="1365 674 1614 705">5.4 高圧代替注水系</p> <p data-bbox="1403 716 2433 835"> 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、高圧代替注水系を設ける設計とする。 </p> <p data-bbox="1403 846 2433 1014"> また、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、高圧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 data-bbox="1403 1073 2433 1241"> 高圧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、高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンクの水を高圧炉心スプレイ系等を経由して、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 data-bbox="1403 1299 2433 1467"> 高圧代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とし、所内常設蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合でも、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 data-bbox="1403 1526 2433 1915"> 高圧代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、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原子炉隔離時冷却系蒸気供給ライン分離弁（E51-F082）（原子炉冷却系統施設のうち「5.5 原子炉隔離時冷却系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「5.4 高圧代替注水系」の設備として兼用）、高圧代替注水系注入弁（E61-F003）、高圧代替注水系タービン止め弁（E61-F050）及び燃料プール補給水系ポンプ吸込弁（P15-F001）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 </p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1403 264 2160 296">置は現場にハンドルを設置することで容易に行える設計とする。</p> <p data-bbox="1403 354 2436 478"> 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、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 data-bbox="1359 537 1665 569">5.5 原子炉隔離時冷却系</p> <p data-bbox="1389 583 1590 615">5.5.1 系統構成</p> <p data-bbox="1454 625 2436 793"> 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（設計基準拡張）として使用できる設計とする。 </p> <p data-bbox="1454 850 2436 1108"> 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、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、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 data-bbox="1454 1165 2436 1780"> 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、現場で原子炉隔離時冷却系注入弁（E51-F003）、原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気ライン第二隔離弁（E51-F008）（原子炉冷却系統施設のうち「6.1 原子炉隔離時冷却系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「5.5 原子炉隔離時冷却系」の設備として兼用）、原子炉隔離時冷却系タービン止め弁（E51-F009）、原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁（E51-F017）、原子炉隔離時冷却系蒸気供給ライン分離弁（E51-F082）（原子炉冷却系統施設のうち「5.4 高压代替注水系」の設備と兼用）、原子炉隔離時冷却系真空タンクドレン弁（E51-F536）及び高压代替注水系蒸気供給ライン分離弁（E61-F064）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復水貯蔵タンクの水を原子炉压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 低压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、人力による措置は現場にハンドルを設置することで容易に行える設計とする。 </p> <p data-bbox="1454 1837 2436 1915"> 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蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直 </p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2433 390">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、可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直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 data-bbox="1457 401 2433 569">原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直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復水貯蔵タンクの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 data-bbox="1457 625 2433 747">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、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 data-bbox="1389 804 1745 835">5.5.2 多様性、位置的分散等</p> <p data-bbox="1457 846 2433 1062">原子炉隔離時冷却系は、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 data-bbox="1389 1119 1611 1150">5.6 低圧代替注水系</p> <p data-bbox="1389 1161 2205 1192">5.6.1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水</p> <p data-bbox="1457 1203 2433 1419">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、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圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1476 2433 1776">残留熱除去系（低圧注水モード）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原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）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）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンク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 data-bbox="1457 1833 2433 1915">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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2436 390"> 大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由して原子炉压力容器へ注水することで原子炉压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 data-bbox="1457 447 2436 747"> 発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去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 data-bbox="1457 804 2436 972"> 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、非常用交流電源設備に加えて、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。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 1029 2436 1197"> 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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 data-bbox="1389 1253 2332 1283"> 5.6.2 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水 </p> <p data-bbox="1457 1297 2436 1507"> 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、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圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）を設ける設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 1564 2436 1864"> 残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレー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原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレー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）（直流駆動低圧注水系ポンプ）は、直流駆動低圧注水系ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を高圧炉心スプレー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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 478">直流駆動低圧注水系ポンプは、常設代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。なお、系統構成に必要な電動弁（交流）は、全交流動力電源が機能喪失した場合においても設置場所にて手動操作できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 533 2436 701">低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）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 data-bbox="1389 758 2006 789">5.6.3 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水</p> <p data-bbox="1457 804 2436 972">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 data-bbox="1457 1026 2436 1331">残留熱除去系（低圧注水モード）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原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）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、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉压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 data-bbox="1457 1386 2436 1600">炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉压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、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉压力容器に注水することで原子炉压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 data-bbox="1457 1654 2436 1915">発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉压力容器に注水することで炉心を</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 1745 296">冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 354 2436 478"> 低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により海を利用できる設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 535 2436 659"> 低圧代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、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 data-bbox="1457 716 2436 793"> 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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 data-bbox="1457 850 2436 1016"> 低圧代替注水系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数4（予備1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「5.6 低圧代替注水系」の設備として兼用）により行う設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 1073 2436 1197"> 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 data-bbox="1389 1253 1982 1285">5.6.4 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散</p> <p data-bbox="1457 1299 2436 1644"> 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）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、復水移送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（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）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 data-bbox="1457 1659 2436 1915"> 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電動弁（交流）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）（復水移送ポンプ）の電動弁（交流）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	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 657"> <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式直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）（復水移送ポンプ）の電動弁（直流）は、125V 蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。さらに、常設代替直流電源設備からの給電も可能であり、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。</u> </p> <p data-bbox="1457 716 2436 835"> <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水貯蔵タンクを水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）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。</u> </p> <p data-bbox="1457 894 2436 1014"> <u>復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟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と異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u> </p> <p data-bbox="1457 1073 2436 1192"> <u>復水貯蔵タンクは、屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内のサ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。</u> </p> <p data-bbox="1457 1251 2436 1507"> <u>低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）は、残留熱除去系（低圧注水モード）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、直流駆動低圧注水系ポンプを常設代替直流電源設備からの給電により駆動することで、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ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水モード）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。</u> </p> <p data-bbox="1457 1566 2436 1908"> <u>低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）の電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直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）（直流駆動低圧注水系ポンプ）の電動弁（直流）は、125V 蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。さらに、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機</u> </p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2267 296">の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 354 2436 478"> 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）は、復水貯蔵タンクを水源とすることで、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）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 data-bbox="1457 535 2436 659"> 直流駆動低圧注水系ポンプは、原子炉建屋付属棟内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ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 data-bbox="1457 716 2436 840"> 復水貯蔵タンクは、屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の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 data-bbox="1457 896 2436 1150"> 低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）、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、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）、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 data-bbox="1457 1207 2436 1331"> 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。 </p> <p data-bbox="1457 1346 2436 1470"> 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 data-bbox="1457 1526 2436 1692"> 低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系並びに復水貯蔵タンク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。 </p> <p data-bbox="1457 1749 2436 1915"> 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉建屋から離れた屋外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、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び復水移送ポンプ並びに原子炉建屋付属棟内の直流駆動低圧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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 310 2433 388">大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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 data-bbox="1457 443 2433 611">低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（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との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 665 2433 791">低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）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、流路を独立することで独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 846 2433 1014">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）及び低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）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。</p> <p data-bbox="1362 1073 1611 1102">5.7 代替循環冷却系</p> <p data-bbox="1403 1115 2433 1241">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 data-bbox="1403 1295 2433 1505">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、代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系熱交換器にて冷却された、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系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 data-bbox="1403 1560 2433 1644">また、本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1698 2433 1782">代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に加えて、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 data-bbox="1403 1837 2433 1915">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熱交換器、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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1403 264 2436 296">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 data-bbox="1359 359 1614 386">5.8 ほう酸水注入系</p> <p data-bbox="1403 401 2436 478">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> <p data-bbox="1403 535 2436 701">高圧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圧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、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水を原子炉圧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 data-bbox="1403 758 2436 879">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 data-bbox="1359 940 1804 968">5.9 残留熱除去系（低圧注水モード）</p> <p data-bbox="1389 989 1590 1016">5.9.1 系統構成</p> <p data-bbox="1457 1031 2436 1192">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（低圧注水モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1249 2436 1646">全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）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（低圧注水モード）を復旧できる設計とする。残留熱除去系（低圧注水モード）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、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1703 2436 1864">残留熱除去系（低圧注水モード）の流路として、設計基準対象施設である残留熱除去系熱交換器、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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>5.9.2 多様性, 位置的分散等</p> <p>残留熱除去系(低圧注水モード)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>5.10 水源, 代替水源移送系</p> <p>5.10.1 重大事故等の収束に必要な水源</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, 発電用原子炉施設には, 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, 復水貯蔵タンク, サプレッションチェンバ及びほう酸水注入系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貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) を設ける設計とする。</p> <p>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>復水貯蔵タンクは, 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高圧代替注水系, 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 及び低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ) 並びに重大事故等対処設備 (設計基準拡張) である原子炉隔離時冷却系及び高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>サプレッションチェンバ (容量 2800m³, 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代替循環冷却系並びに重大事故等対処設備 (設計基準拡張) である高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の水源として使用できる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクは, 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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 432">代替淡水源である淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) は、想定される重大事故等時において、復水貯蔵タンク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) の水源として使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 443 2436 611">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、復水貯蔵タンク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 data-bbox="1389 669 1679 699">5.10.2 代替水源移送系</p> <p data-bbox="1457 716 2436 884">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、大容量送水ポンプ (タイプ I) 及び大容量送水ポンプ (タイプ II) を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1457 940 2436 1108">重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵タンクへ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ (タイプ I) は、代替淡水源である淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の淡水を補給水系等を経由して復水貯蔵タンクへ供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1165 2436 1287">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復水貯蔵タンクへ海水を供給するための重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ (タイプ I) は、海水を補給水系等を経由して復水貯蔵タンクへ供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1344 2436 1512">さらに、代替淡水源である淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の淡水が枯渇した場合に、海水を供給するための重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ (タイプ II) は、海水を淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) へ供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1568 2436 1648">大容量送水ポンプ (タイプ I) 及び大容量送水ポンプ (タイプ II) 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 data-bbox="1457 1705 2436 1827">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、大容量送水ポンプ (タイプ I) 及び大容量送水ポンプ (タイプ II) については、複数箇所に分散して保管する。</p> <p data-bbox="1457 1883 2436 1913">水源への水の供給に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車 (台数 4 (予備</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>1)) (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「5.10.2 代替水源移送系」の設備として兼用)により行う設計とする。</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、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、復水貯蔵タンクの水又はサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に注入し、水位を維持できる設計とする。</p> <p>また、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原子炉冷却材の漏えいに対し、原子炉冷却材を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>6.2 補給水系</p> <p>通常運転中の原子炉冷却系統への補給水、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の原子炉への注入水を貯留するため、復水貯蔵タンクを設置する設計とする。</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>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、復水貯蔵タンクの水又はサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に注入し、水位を維持できる設計とする。</p> <p>また、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原子炉冷却材の漏えいに対し、原子炉冷却材を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>6.2 補給水系</p> <p>通常運転中の原子炉冷却系統への補給水、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の原子炉への注入水を貯留するため、復水貯蔵タンクを設置する設計とする。</p>	
<p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）</p> <p>7.1.1 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原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）は、非常用炉心冷却系の区分に対応した3系統構成とすることにより、非常時に動的機器の単一故障及び外部電</p>	<p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）</p> <p>7.1.1 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原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）は、非常用炉心冷却系の区分に対応した3系統構成とすることにより、非常時に動的機器の単一故障及び外部電</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>源喪失を仮定した場合でも、非常用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>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）は、淡水ループである原子炉補機冷却水系と、海水系である原子炉補機冷却海水系から構成する設計とする。</p> <p>7.2 高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）</p> <p>7.2.1 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高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）は、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>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）は、非常用炉心冷却系の区分に対応した3系統構成とすることにより、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、非常用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>源喪失を仮定した場合でも、非常用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>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）は、淡水ループである原子炉補機冷却水系と、海水系である原子炉補機冷却海水系から構成する設計とする。</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、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又は原子炉格納容器下部の熔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原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>7.1.2 多様性、位置的分散等</p> <p>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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 高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）</p> <p>7.2.1 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高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）は、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>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）は、非常用炉心冷却系の区分に対応した3系統構成とすることにより、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、非常用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	記載しない理由
<p>高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）は、淡水ループである高圧炉心スプレイ補機冷却水系と、海水系である高圧炉心スプレイ補機冷却海水系から構成する設計とする。</p>	<p>高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）は、淡水ループである高圧炉心スプレイ補機冷却水系と、海水系である高圧炉心スプレイ補機冷却海水系から構成する設計とする。</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補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>7.2.2 多様性，位置的分散等</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）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>7.3 原子炉補機代替冷却水系</p> <p>7.3.1 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、原子炉補機代替冷却水系を設ける設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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、原子炉補機代替冷却水系は、サブ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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、十分な余裕を持って残留熱除去系等の機器で除去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>原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により取水口又は海水ポンプ室から海水を取水し、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水す</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 342">ることで、残留熱除去系熱交換器又は燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去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 data-bbox="1457 401 2436 478">原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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 data-bbox="1457 537 2436 699">原子炉補機代替冷却水系に使用するホースの敷設は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「7.3 原子炉補機代替冷却水系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p data-bbox="1457 758 2436 877">原子炉補機代替冷却水系の流路として、設計基準対象施設である残留熱除去系熱交換器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 data-bbox="1389 936 1982 968">7.3.2 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散</p> <p data-bbox="1457 982 2436 1283">原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉補機代替冷却水系は、原子炉格納容器フィルタベント系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 data-bbox="1457 1341 2436 1598">原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉建屋、海水ポンプ室及び排気筒から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器、耐圧強化ベント系及び原子炉格納容器フィルタベント系並びに屋外の原子炉補機冷却海水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 data-bbox="1457 1656 2436 1776">原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの接続口は、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を設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1835 2436 1913">原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機冷却海水系に対して</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>独立性を有するとともに、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットから原子炉補機冷却水系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却水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、原子炉補機代替冷却水系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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。</p> <p>7.4 重大事故等の収束に必要となる水源</p> <p>海は、想定される重大事故等時において、原子炉補機代替冷却水系の水源として利用できる設計とする。</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に設置するもので、原子炉再循環系配管及び原子炉圧力容器底部から原子炉冷却材を一部取り出し、原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器によって浄化脱塩して復水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。</p> <p>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</p> <p>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に対して、ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置、ドライウェル機器ドレンサンプ水位測定装置及び格納容器内ダスト放射線濃度測定装置を設ける設計とする。</p> <p>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、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置により、1時間以内に0.23m³/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。</p> <p>また、測定値は、中央制御室に指示する設計とする。</p> <p>ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置は、ドライウェル床ドレンサンプに設ける設計とする。</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>変更なし</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<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、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置にて検出できる設計とする。</p> <p>ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置が故障した場合は、これと同等の機能を有するドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置及び格納容器内ダスト放射線濃度測定装置により、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>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（原子炉停止時冷却モード）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>10. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>変更なし</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>	<p>本記載は，要目表対象を示したリストに関する記載であるため，記載しない。</p>

4. 蒸気タービンの基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>蒸気タービンの共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 設備に対する要求 (4.6 逆止め弁, 4.7 内燃機関の設計条件, 4.8 電気設備の設計条件を除く。), 5. 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>蒸気タービンの共通項目である「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, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 蒸気タービン</p> <p>設計基準対象施設に施設する蒸気タービン及び蒸気タービンの附属設備は, 想定される環境条件において, 材料に及ぼす化学的及び物理的影響を考慮した設計とする。</p> <p>また, 振動対策, 過速度対策等各種の保護装置及び監視制御装置により, 中央制御室及び現場において運転状態の監視を行い, 発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう, 以下の事項を考慮して設計する。</p> <p>1.1 蒸気タービン本体</p> <p>蒸気タービンの定格出力は, 復水器真空度 96.3kPa, 補給水率 0%において, 発電端で 825000kW となる設計とする。</p> <p>定格熱出力一定運転の実施においても, 蒸気タービン設備の保安が確保できるように 定格熱出力一定運転を考慮した設計とする。</p> <p>蒸気タービンは, 非常调速装置が作動したときに達する回転速度並びに蒸気タービンの起動時及び停止過程を含む運転中に主要な軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。</p> <p>また, 蒸気タービンの軸受は, 主油ポンプ, ターニング油ポンプ, 非常用油ポンプ等の軸受潤滑設備を設置することにより, 運転中の荷重を安定に支持でき, かつ, 異常な摩擦, 変形及び過熱が生じない設計とする。</p> <p>蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一軸上に結合したものの危険速度は, 速度調定率で定まる回転速度の範囲のうち最小の回転速度から, 非常调速装置が作動したときに達する回転速度までの間に発生しない設計とする。</p> <p>また, 蒸気タービン起動時の危険速度を通過する際には速やかに昇速できる設計とする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 蒸気タービン</p> <p>変更なし</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p data-bbox="290 262 344 300">る。</p> <p data-bbox="290 352 1323 432">蒸気タービン及びその附属設備の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力が当該部分に使用する材料の許容応力を超えない設計とする。</p> <p data-bbox="290 443 344 480">る。</p> <p data-bbox="290 533 1323 747">蒸気タービンには、その回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止する调速装置を設けるとともに、運転中に生じた過回転、発電機の内部故障、復水器真空低下、スラスト軸受の摩耗による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に蒸気タービンに流入する蒸気を自動的かつ速やかに遮断する非常调速装置及び保安装置を設置する。</p> <p data-bbox="290 758 1323 837">また、调速装置は、最大負荷を遮断した場合に達する回転速度を非常调速装置が作動する回転速度未満にする能力を有する設計とする。</p> <p data-bbox="290 848 1323 928">なお、過回転については定格回転速度の1.11倍を超えない回転数で非常调速装置が作動する設計とする。</p> <p data-bbox="290 980 1323 1152">蒸気タービン及びその附属設備であって、最高使用圧力を超える過圧が生ずるおそれのあるものにあつては、排気圧力の上昇時に過圧を防止することができる容量を有し、かつ、最高使用圧力以下で動作する大気放出板を設置し、その圧力を逃がすことができる設計とする。</p> <p data-bbox="290 1205 1323 1285">蒸気タービンには、設備の損傷を防止するため、以下の運転状態を計測する監視装置を設け、各部の状態を監視することができる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="308 1295 658 1333">(1) 蒸気タービンの回転速度 <li data-bbox="308 1344 1184 1381">(2) 主蒸気止め弁の前及び組合せ中間弁の前における蒸気の圧力及び温度 <li data-bbox="308 1392 658 1430">(3) 蒸気タービンの排気圧力 <li data-bbox="308 1440 949 1478">(4) 蒸気タービンの軸受の入口における潤滑油の圧力 <li data-bbox="308 1488 1184 1526">(5) 蒸気タービンの軸受の出口における潤滑油の温度又は軸受メタル温度 <li data-bbox="308 1537 581 1575">(6) 蒸気加減弁の開度 <li data-bbox="308 1585 685 1623">(7) 蒸気タービンの振動の振幅 <p data-bbox="290 1654 1323 1785">蒸気タービンは、振動を起こさないように十分配慮をはらうとともに、万一、振動が発生した場合にも振動監視装置により、警報を発するように設計する。また、運転中振動の振幅を自動的に記録できる設計とする。</p> <p data-bbox="290 1837 1323 1913">蒸気タービン及びその附属設備の構造設計において「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令及びその解釈」に規定のないものについては、信頼性が確認され十分な</p>		

変更前	変更後	記載しない理由
<p>実績のある設計方法、安全率等を用いるほか、最新知見を反映し、十分な安全性を持たせることにより保安が確保できる設計とする。</p> <p>復水器は、冷却水温度 15℃、タービン定格出力、大気圧 101kPa において真空度 96.3kPa を確保できる設計とする。</p> <p>1.2 蒸気タービンの附属設備</p> <p>ポンプを除く蒸気タービンの附属設備に属する容器及び管の耐圧部分に使用する材料は、想定される環境条件において、材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、安全な化学的成分及び機械的強度を有するものを使用する。</p> <p>また、蒸気タービンの附属設備のうち、主要な耐圧部の溶接部については、次のとおりとし、使用前事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <p>(1) 不連続で特異な形状でないものであること。</p> <p>(2) 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>(3) 適切な強度を有するものであること。</p> <p>(4) 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したものにより溶接したものであること。</p> <p>なお、主要な耐圧部の溶接部とは、蒸気タービンに係る蒸気だめ又は熱交換器のうち水用の容器又は管であって、最高使用温度 100℃未満のものについては、最高使用圧力 1960kPa、それ以外の容器については、最高使用圧力 98kPa、水用の管以外の管については、最高使用圧力 980kPa（長手継手の部分にあつては、490kPa）以上の圧力が加えられる部分について溶接を必要とするものをいう。また、蒸気タービンに係る外径 150mm 以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするものをいう。</p> <p>蒸気タービンの附属設備の機器仕様は、運転中に想定される最大の圧力・温度、必要な容量等を考慮した設計とする。</p>		
<p>2. 主要対象設備</p> <p>蒸気タービンの対象となる主要な設備について、「表 1 蒸気タービンの主要設備リスト」に示す。</p>	<p>2. 主要対象設備</p> <p>蒸気タービンの対象となる主要な設備について、「表 1 蒸気タービンの主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

5. 計測制御系統施設の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>計測制御系統施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 設備に対する要求 (4.7 内燃機関の設計条件, 4.8 電気設備の設計条件を除く。), 5. 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>計測制御系統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 (5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 計測制御系統施設</p> <p>1.1 反応度制御系統及び原子炉停止系統共通</p> <p>発電用原子炉施設には、制御棒の挿入位置を調節することによって反応度を制御する制御棒及び制御棒駆動系と、再循環流量を調整することによって反応度を制御する再循環流量制御系の独立した原理の異なる反応度制御系統を施設し、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>通常運転時の高温状態において、独立した原子炉停止系統である制御棒及び制御棒駆動系による制御棒の炉心への挿入並びにほう酸水注入系による原子炉冷却材中へのほう酸注入は、それぞれ発電用原子炉を臨界未満にでき、かつ、維持できる設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても、制御棒及び制御棒駆動系による制御棒の炉心への挿入により、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を臨界未満にでき、かつ、維持できる設計とする。</p> <p>設置(変更)許可を受けた冷却材喪失その他の設計基準事故時の評価において、制御棒及び制御棒駆動系は、原子炉スクラム信号によって、水圧制御ユニット(アキュムレータ)の圧力により制御棒を緊急挿入できる設計とするとともに、制御棒が確実に挿入され、炉心を臨界未満にでき、かつ、それを維持できる設計とする。</p> <p>制御棒及びほう酸水は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質、耐食性及び化学的安定性を保持する設計とする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 計測制御系統施設</p> <p>1.1 反応度制御系統及び原子炉停止系統共通</p> <p>発電用原子炉施設には、制御棒の挿入位置を調節することによって反応度を制御する制御棒及び制御棒駆動系と、再循環流量を調整することによって反応度を制御する再循環流量制御系の独立した原理の異なる反応度制御系統を施設し、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>通常運転時の高温状態において、独立した原子炉停止系統である制御棒及び制御棒駆動系による制御棒の炉心への挿入並びにほう酸水注入系による原子炉冷却材中へのほう酸注入は、それぞれ発電用原子炉を臨界未満にでき、かつ、維持できる設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても、制御棒及び制御棒駆動系による制御棒の炉心への挿入により、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を臨界未満にでき、かつ、維持できる設計とする。</p> <p>設置(変更)許可を受けた冷却材喪失その他の設計基準事故時の評価において、制御棒及び制御棒駆動系は、原子炉スクラム信号によって、水圧制御ユニット(アキュムレータ)の圧力により制御棒を緊急挿入できる設計とするとともに、制御棒が確実に挿入され、炉心を臨界未満にでき、かつ、それを維持できる設計とする。</p> <p>制御棒及びほう酸水は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質、耐食性及び化学的安定性を保持する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>1.2 制御棒及び制御棒駆動系</p> <p>制御棒は、最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれていて、その他の制御棒が全挿入の場合、高温状態及び低温状態において常に炉心を臨界未満にできる設計とする。また、発電用原子炉運転中に、完全に挿入されている制御棒を除く、他のいずれかの制御棒が動作不能となった場合は、動作可能な制御棒のうち最大反応度値を有する制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれた状態でも、他のすべての動作可能な制御棒により、高温状態及び低温状態において炉心を臨界未満に保持できることを評価確認し、確認できない場合には、発電用原子炉を停止するように保安規定に定めて管理する。</p> <p>反応度が大きく、かつ急激に投入される事象による影響を小さくするため、制御棒の落下速度を設置（変更）許可を受けた「制御棒落下」の評価で想定した落下速度に制御棒落下速度リミッタにより制限することで、制御棒引き抜きによる反応度添加率を抑制する。また、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の評価で想定した制御棒引抜き速度以下に制限するとともに、零出力ないし低出力においては、運転員の制御棒引抜き操作を規制する補助機能として、制御棒値ミニマイザを設けることで、引き抜く制御棒の最大反応度値を制限する。さらに中性子束高及び原子炉周期（ペリオド）短による原子炉スクラム信号を設ける設計とする。これらにより、想定される反応度投入事象発生時に燃料の最大エンタルピーや発電用原子炉圧力の上昇を低く抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の破損を生じさせない設計とする。なお、制御棒引抜き手順については、保安規定に定めて管理する。</p> <p>制御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、キセノン崩壊による反応度添加及び高温状態から低温状態までの反応度添加を制御し、低温状態で炉心を未臨界に移行して維持できる設計とする。</p> <p>制御棒は、十字形に組み合わせたステンレス鋼製の U 字形シースの中に中性子吸収材を収めたものであり、各制御棒は 4 体の燃料体の中央に、炉心全体にわたって一様に配置する設計とする。</p> <p>制御棒の下端には制御棒落下速度リミッタを設けるとともに、制御棒の駆動は、ピストン上部又は下部に駆動水を供給することにより、原子炉圧力容器底部から行う設計とする。</p> <p>通常駆動時は、制御棒駆動水ポンプにより加圧された駆動水で駆動し、原子炉緊急停止時は、各々の制御棒駆動機構ごとに設ける水圧制御ユニット（アキュムレータ）の高圧窒素により加圧された駆動水を供給することで制御棒を駆動する設計とする。</p>	<p>1.2 制御棒及び制御棒駆動系</p> <p>制御棒は、最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれていて、その他の制御棒が全挿入の場合、高温状態及び低温状態において常に炉心を臨界未満にできる設計とする。また、発電用原子炉運転中に、完全に挿入されている制御棒を除く、他のいずれかの制御棒が動作不能となった場合は、動作可能な制御棒のうち最大反応度値を有する制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれた状態でも、他のすべての動作可能な制御棒により、高温状態及び低温状態において炉心を臨界未満に保持できることを評価確認し、確認できない場合には、発電用原子炉を停止するように保安規定に定めて管理する。</p> <p>反応度が大きく、かつ急激に投入される事象による影響を小さくするため、制御棒の落下速度を設置（変更）許可を受けた「制御棒落下」の評価で想定した落下速度に制御棒落下速度リミッタにより制限することで、制御棒引き抜きによる反応度添加率を抑制する。また、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の評価で想定した制御棒引抜き速度以下に制限するとともに、零出力ないし低出力においては、運転員の制御棒引抜き操作を規制する補助機能として、制御棒値ミニマイザを設けることで、引き抜く制御棒の最大反応度値を制限する。さらに中性子束高及び原子炉周期（ペリオド）短による原子炉スクラム信号を設ける設計とする。これらにより、想定される反応度投入事象発生時に燃料の最大エンタルピーや発電用原子炉圧力の上昇を低く抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の破損を生じさせない設計とする。なお、制御棒引抜き手順については、保安規定に定めて管理する。</p> <p>制御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、キセノン崩壊による反応度添加及び高温状態から低温状態までの反応度添加を制御し、低温状態で炉心を未臨界に移行して維持できる設計とする。</p> <p>制御棒は、十字形に組み合わせたステンレス鋼製の U 字形シースの中に中性子吸収材を収めたものであり、各制御棒は 4 体の燃料体の中央に、炉心全体にわたって一様に配置する設計とする。</p> <p>制御棒の下端には制御棒落下速度リミッタを設けるとともに、制御棒の駆動は、ピストン上部又は下部に駆動水を供給することにより、原子炉圧力容器底部から行う設計とする。</p> <p>通常駆動時は、制御棒駆動水ポンプにより加圧された駆動水で駆動し、原子炉緊急停止時は、各々の制御棒駆動機構ごとに設ける水圧制御ユニット（アキュムレータ）の高圧窒素により加圧された駆動水を供給することで制御棒を駆動する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>原子炉冷却材の漏えいが生じた場合、その漏えい量が 10mm (3/8 インチ) 径の配管破断に相当する量以下の場合には制御棒駆動水ポンプで補給できる設計とする。</p> <p>制御棒駆動系は、発電用原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入時間が、発電用原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入できること、並びに通常運転時において制御棒の異常な引き抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える駆動速度で引き抜きできない設計とする。</p> <p>なお、設置（変更）許可を受けた仕様並びに運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価で設定した制御棒の挿入時間、並びに設置（変更）許可を受けた「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>制御棒は、原子炉モードスイッチ「停止」位置にある場合、原子炉モードスイッチ「燃料取替」位置にある場合で、燃料交換機が原子炉上部にあり、荷重状態のとき、原子炉モードスイッチ「燃料取替」位置にある場合で、引き抜かれている制御棒本数が 1 本のとき、原子炉モードスイッチ「燃料取替」位置にある場合で、スクラム排出容器水位高によるスクラム信号がバイパスされているとき、スクラム排出容器水位高による制御棒引抜阻止信号のあるとき、原子炉モードスイッチ「起動」位置にある場合で、起動領域モニタの指示高、指示低若しくは動作不能及び中間領域において原子炉周期が短のとき、原子炉モードスイッチ「運転」位置にある場合で、出力領域モニタの指示低又は動作不能のとき、出力領域モニタの指示高のとき、制御棒価値ミニマイザによる制御棒引抜阻止信号のあるとき、制御棒引抜監視装置からの制御棒引抜阻止信号のあるときは、引き抜きを阻止できる設計とする。</p> <p>制御棒駆動機構は、各制御棒に独立して設けられたラッチ付き水圧ピストン・シリンダ方式のものであり、インデックスチューブと駆動ピストン、コレット集合体等で構成され、制御棒の駆動動力源である制御棒駆動水ポンプによる水圧が喪失した場合においても、ラッチ機構により制御棒を現状位置に保持し、発電用原子炉の反応度を増加させる方向に作動させない設計とする。</p> <p>また、制御棒駆動機構と制御棒とはカップリングを介して容易に外れない構造とする。</p>	<p>原子炉冷却材の漏えいが生じた場合、その漏えい量が 10mm (3/8 インチ) 径の配管破断に相当する量以下の場合には制御棒駆動水ポンプで補給できる設計とする。</p> <p>制御棒駆動系は、発電用原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入時間が、発電用原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入できること、並びに通常運転時において制御棒の異常な引き抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える駆動速度で引き抜きできない設計とする。</p> <p>なお、設置（変更）許可を受けた仕様並びに運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価で設定した制御棒の挿入時間、並びに設置（変更）許可を受けた「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>制御棒は、原子炉モードスイッチ「停止」位置にある場合、原子炉モードスイッチ「燃料取替」位置にある場合で、燃料交換機が原子炉上部にあり、荷重状態のとき、原子炉モードスイッチ「燃料取替」位置にある場合で、引き抜かれている制御棒本数が 1 本のとき、原子炉モードスイッチ「燃料取替」位置にある場合で、スクラム排出容器水位高によるスクラム信号がバイパスされているとき、スクラム排出容器水位高による制御棒引抜阻止信号のあるとき、原子炉モードスイッチ「起動」位置にある場合で、起動領域モニタの指示高、指示低若しくは動作不能及び中間領域において原子炉周期が短のとき、原子炉モードスイッチ「運転」位置にある場合で、出力領域モニタの指示低又は動作不能のとき、出力領域モニタの指示高のとき、制御棒価値ミニマイザによる制御棒引抜阻止信号のあるとき、制御棒引抜監視装置からの制御棒引抜阻止信号のあるときは、引き抜きを阻止できる設計とする。</p> <p>制御棒駆動機構は、各制御棒に独立して設けられたラッチ付き水圧ピストン・シリンダ方式のものであり、インデックスチューブと駆動ピストン、コレット集合体等で構成され、制御棒の駆動動力源である制御棒駆動水ポンプによる水圧が喪失した場合においても、ラッチ機構により制御棒を現状位置に保持し、発電用原子炉の反応度を増加させる方向に作動させない設計とする。</p> <p>また、制御棒駆動機構と制御棒とはカップリングを介して容易に外れない構造とする。</p>	<p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>制御棒駆動系にあつては、制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、その他の炉心を構成するものを損壊しない設計とする。</p> <p>1.3 原子炉再循環流量制御系</p> <p>再循環流量は、静止型原子炉再循環ポンプ電源装置により電源周波数を変化させ、原子炉再循環ポンプ速度を調整することにより制御できる設計とする。</p> <p>また、タービン・トリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力を抑制するため、主蒸気止め弁閉又は蒸気加減弁急速閉の信号により、原子炉再循環ポンプ 2 台を同時にトリップする機能を設ける設計とする。</p> <p>1.4 ほう酸水注入系</p> <p>ほう酸水注入系は、制御棒挿入による原子炉停止が不能になった場合、手動で中性子を吸収するほう酸水（五ほう酸ナトリウム）を原子炉内に注入する設備であり、単独で定格出力運転中の発電用原子炉を高温状態及び低温状態において十分臨界未満に維持できるだけの反応度効果を持つ設計とする。</p>	<p>制御棒駆動系にあつては、制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、その他の炉心を構成するものを損壊しない設計とする。</p> <p>1.3 原子炉再循環流量制御系</p> <p>再循環流量は、静止型原子炉再循環ポンプ電源装置により電源周波数を変化させ、原子炉再循環ポンプ速度を調整することにより制御できる設計とする。</p> <p>また、タービン・トリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力を抑制するため、主蒸気止め弁閉又は蒸気加減弁急速閉の信号により、原子炉再循環ポンプ 2 台を同時にトリップする機能を設ける設計とする。</p> <p>1.4 ほう酸水注入系</p> <p>ほう酸水注入系は、制御棒挿入による原子炉停止が不能になった場合、手動で中性子を吸収するほう酸水（五ほう酸ナトリウム）を原子炉内に注入する設備であり、単独で定格出力運転中の発電用原子炉を高温状態及び低温状態において十分臨界未満に維持できるだけの反応度効果を持つ設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を設ける設計とする。</p> <p>原子炉保護系、制御棒、制御棒駆動機構又は水圧制御ユニットの機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。</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>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>1.5 原子炉圧力制御系</p> <p>圧力制御装置は、原子炉圧力を一定に保つように、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度を自動制御する設計とする。</p> <p>また、原子炉圧力が急上昇するような場合、タービンバイパス弁を開き、原子炉圧力の過度の上昇を防止する設計とする。</p> <p>圧力制御装置は主蒸気圧力とあらかじめ設定した圧力設定値とを比較し、圧力偏差信号を発信して、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度を制御することにより、負荷の変動その他の発電用原子炉の運転に伴う原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設計とする。</p> <p>1.6 原子炉給水制御系</p> <p>原子炉給水制御系は、原子炉水位を一定に保つようにするため、原子炉給水流量、主蒸気流量及び原子炉水位の信号を取り入れ、タービン駆動原子炉給水ポンプの速度を調整することなどにより原子炉給水流量を自動的に制御できる設計とする。</p>	<p>1.5 原子炉圧力制御系</p> <p>圧力制御装置は、原子炉圧力を一定に保つように、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度を自動制御する設計とする。</p> <p>また、原子炉圧力が急上昇するような場合、タービンバイパス弁を開き、原子炉圧力の過度の上昇を防止する設計とする。</p> <p>圧力制御装置は主蒸気圧力とあらかじめ設定した圧力設定値とを比較し、圧力偏差信号を発信して、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度を制御することにより、負荷の変動その他の発電用原子炉の運転に伴う原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設計とする。</p> <p>1.6 原子炉給水制御系</p> <p>原子炉給水制御系は、原子炉水位を一定に保つようにするため、原子炉給水流量、主蒸気流量及び原子炉水位の信号を取り入れ、タービン駆動原子炉給水ポンプの速度を調整することなどにより原子炉給水流量を自動的に制御できる設計とする。</p>	
<p>2. 計測装置等</p> <p>2.1 計測装置</p> <p>2.1.1 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時における計測</p> <p>計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できる設計とする。</p> <p>また、設計基準事故が発生した場合の状況把握及び対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるとともに、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても2種類以上監視又は推定できる設計とする。</p> <p>炉心における中性子束密度を計測するため、原子炉内に設置した検出器で起動領域、出力領域の2つの領域に分けて中性子束を計測できる設計とする。</p> <p>炉周期は起動領域モニタの計測結果を用いて演算できる設計とする。</p>	<p>2. 計測装置等</p> <p>2.1 計測装置</p> <p>2.1.1 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び重大事故等時における計測</p> <p>計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できる設計とする。</p> <p>また、設計基準事故が発生した場合の状況把握及び対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるとともに、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても2種類以上監視又は推定できる設計とする。</p> <p>炉心における中性子束密度を計測するため、原子炉内に設置した検出器で起動領域、出力領域の2つの領域に分けて中性子束を計測できる設計とする。</p> <p>炉周期は起動領域モニタの計測結果を用いて演算できる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 520"> <u>重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び酸素濃度、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視並びに水源の確保に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。</u> </p> <p data-bbox="1457 579 2436 1104"> <u>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他、原子炉圧力容器温度（個数5、計測範囲0～500℃）、フィルタ装置入口圧力（広帯域）（個数1、計測範囲-0.1～1MPa）、フィルタ装置出口圧力（広帯域）（個数1、計測範囲-0.1～1MPa）、フィルタ装置水位（広帯域）（個数3、計測範囲0～3650mm）、フィルタ装置水温度（個数3、計測範囲0～200℃）、フィルタ装置出口水素濃度（個数2、計測範囲0～30vol%のものを1個、計測範囲0～100vol%のものを1個）、原子炉補機冷却水系系統流量（個数2、計測範囲0～4000m³/h）、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量（個数2、計測範囲0～1500m³/h）及び静的触媒式水素再結合装置動作監視装置（個数8、計測範囲0～500℃）とする。</u> </p> <p data-bbox="1457 1163 2436 1598"> <u>発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとし、その補助パラメータのうち重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる 6-2F-1 母線電圧、6-2F-2 母線電圧、6-2C 母線電圧、6-2D 母線電圧、6-2H 母線電圧、4-2C 母線電圧、4-2D 母線電圧、125V 直流主母線 2A 電圧、125V 直流主母線 2B 電圧、125V 直流主母線 2A-1 電圧、125V 直流主母線 2B-1 電圧、250V 直流主母線電圧、HPCS125V 直流主母線電圧、高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力及び代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力を計測する装置は、重大事故等対処設備としての設計を行う。</u> </p> <p data-bbox="1389 1661 2059 1686"> 2.1.2 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の計測 </p> <p data-bbox="1457 1703 2436 1908"> <u>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、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を測定できる設備として、格納容器内水素濃度（D/W）、格納容器内水素濃度（S/C）、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度を設ける設計とする。</u> </p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 390">格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は、原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 443 2436 569">格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は、所内常設蓄電式直流電源設備、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給電が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1457 621 2436 926">格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置 (吸引ポンプ (個数 2, 容量 0.05L/min/個以上, 吐出圧力 0.2MPa), 排気ポンプ (個数 2, 容量 0.05L/min/個以上, 吐出圧力 0.854MPa 以上), サンプル冷却器 (個数 2, 伝熱面積 0.245m²/個以上), 酸素検出器冷却装置 (個数 2)) により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建屋原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 978 2436 1062">格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、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給電が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1115 2436 1199">なお、原子炉補機代替冷却水系から冷却水を供給することにより、サンプリングガスを冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1389 1251 2220 1283">2.1.3 原子炉格納容器フィルタベント系排出経路内の水素濃度の計測</p> <p data-bbox="1457 1293 2436 1419">原子炉格納容器フィルタベント系の排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度 (個数 2, 計測範囲 0～30vol% のものを 1 個, 計測範囲 0～100vol% のものを 1 個) を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1472 2436 1556">フィルタ装置出口水素濃度は、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給電が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1389 1608 2190 1640">2.1.4 原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度の計測</p> <p data-bbox="1457 1650 2436 1776">炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる監視設備として、原子炉建屋内水素濃度を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1829 2377 1871">原子炉建屋内水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.2 警報装置等</p> <p>設計基準対象施設は、発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合（中性子束、温度、圧力、流量、水位等のプロセス変数が異常値になった場合、工学的安全施設が作動した場合等）に、これらを確実に検出して自動的に警報（原子炉水位低又は高、原子炉圧力高、中性子束高等）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉並びに原子炉冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を正確、かつ迅速に把握できるようポンプの運転停止状態及び弁の開閉状態等を表示灯により監視できる設計とする。</p> <p>2.3 計測結果の表示、記録及び保存</p> <p>発電用原子炉の停止、炉心の冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視する</p>	<p>原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上 3 階及び原子炉建屋地下 2 階に設置するものについては、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及び所内常設蓄電式直流電源設備、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する。</p> <p>また、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上 1 階及び原子炉建屋地下 1 階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、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する。</p> <p>2.1.5 静的触媒式水素再結合装置の作動状態監視</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために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ための重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合装置動作監視装置を設ける設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合装置動作監視装置（個数 8、計測範囲 0～500℃、検出器種類 熱電対）は、静的触媒式水素再結合装置の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とし、重大事故等時において測定可能なよう耐環境性を有した熱電対を使用する。</p> <p>静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、所内常設蓄電式直流電源設備、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給電が可能な設計とする。</p> <p>2.2 警報装置等</p> <p>設計基準対象施設は、発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合（中性子束、温度、圧力、流量、水位等のプロセス変数が異常値になった場合、工学的安全施設が作動した場合等）に、これらを確実に検出して自動的に警報（原子炉水位低又は高、原子炉圧力高、中性子束高等）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉並びに原子炉冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を正確、かつ迅速に把握できるようポンプの運転停止状態及び弁の開閉状態等を表示灯により監視できる設計とする。</p> <p>2.3 計測結果の表示、記録及び保存</p> <p>発電用原子炉の停止、炉心の冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視する</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>ために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録できる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設として、炉心における中性子束密度を計測するための計測装置、原子炉冷却材の不純物の濃度を測定するための導電率を計測する装置、原子炉压力容器の入口及び出口における温度及び流量を計測するための給水温度、主蒸気温度、給水流量及び主蒸気流量を計測する装置、原子炉压力容器内の水位を計測するための原子炉水位（停止域、燃料域、広帯域及び狭帯域）を計測する装置並びに原子炉格納容器内の圧力、温度及び可燃性ガス濃度を計測するためのドライウェル圧力、圧力抑制室圧力、格納容器内温度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度を計測する装置を設け、これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録できる設計とする。</p> <p>制御棒の位置を計測する装置並びに原子炉压力容器の入口及び出口における圧力を計測するための給水圧力及び主蒸気圧力を計測する装置を設け、これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、記録はプロセス計算機から帳票として出力できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材の不純物の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録する。</p>	<p>ために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録し、保存できる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設として、炉心における中性子束密度を計測するための計測装置、原子炉冷却材の不純物の濃度を測定するための導電率を計測する装置、原子炉压力容器の入口及び出口における温度及び流量を計測するための給水温度、主蒸気温度、給水流量及び主蒸気流量を計測する装置、原子炉压力容器内の水位を計測するための原子炉水位（停止域、燃料域、広帯域及び狭帯域）を計測する装置並びに原子炉格納容器内の圧力、温度及び可燃性ガス濃度を計測するためのドライウェル圧力、圧力抑制室圧力、格納容器内温度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度を計測する装置を設け、これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録し、及び保存できる設計とする。</p> <p>制御棒の位置を計測する装置並びに原子炉压力容器の入口及び出口における圧力を計測するための給水圧力及び主蒸気圧力を計測する装置を設け、これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、記録はプロセス計算機から帳票として出力し保存できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材の不純物の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録し、及び保存する。</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。とともに、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量等のパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータにより推定ができる設計とする。</p> <p>また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にするとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。</p> <p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは、計測又は監視できる設計とする。また、計測結果は中央制御室</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>に指示又は表示し、記録できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS 伝送装置にて電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われ ないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>2.4 電源喪失時の計測</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器 (原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流量 (注水量) の計測用として測定時の故障を想定した予備 1 個を含む 1 セット 26 個 (予備 26 個 (緊急時対策建屋に保管))) (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「3. 計測装置等」の設備と兼用) により計測できる設計とし、これらを保管する設計とする。</p> <p>なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の設定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか 1 つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか 1 つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p>	
<p>3. 安全保護装置等</p> <p>3.1 安全保護装置</p> <p>3.1.1 安全保護装置の機能及び構成</p> <p>安全保護装置は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障を生じる場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉保護系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉保護系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設</p>	<p>3. 安全保護装置等</p> <p>3.1 安全保護装置</p> <p>3.1.1 安全保護装置の機能及び構成</p> <p>安全保護装置は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障を生じる場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉保護系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉保護系及び工学的安全施設を自動的に作動させる</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に対処し得る複数の原子炉スクラム信号及びその他の安全保護装置起動信号を設ける設計とする。</p> <p>なお、安全保護装置は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>安全保護装置を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。</p> <p>安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう物理的、電気的に分離し、独立性を確保する設計とする。</p> <p>また、各チャンネルの電源は、分離・独立した母線から供給する設計とする。</p> <p>安全保護装置は、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、フェイル・セーフとすることで発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。</p> <p>計測制御系統施設の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。</p> <p>また、運転条件に応じて作動設定値を変更できる設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は、設計基準事故時において不要な作動をしないようにできる設計とする。</p>	<p>設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に対処し得る複数の原子炉スクラム信号及びその他の安全保護装置起動信号を設ける設計とする。</p> <p>なお、安全保護装置は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>安全保護装置を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。</p> <p>安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう物理的、電気的に分離し、独立性を確保する設計とする。</p> <p>また、各チャンネルの電源は、分離・独立した母線から供給する設計とする。</p> <p>安全保護装置は、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、フェイル・セーフとすることで発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。</p> <p>計測制御系統施設の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。</p> <p>また、運転条件に応じて作動設定値を変更できる設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は、設計基準事故時において不要な作動をしないようにできる設計とする。</p> <p>3.1.2 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止</p> <p>安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作の防止並びに物理的及び</p>	<p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>電気的アクセスの制限を設け、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止する措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できる設計とする。</p> <p>安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止並びに物理的及び電気的アクセスの制限を設け、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止する措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できる設計とする。</p> <p>安全保護装置が収納された盤の施錠によりハードウェアを直接接続させない措置を実施すること及び安全保護装置のうち一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェア及びハードウェア回路は設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性確認を適切に行うことを保安規定に定め、不正アクセスを防止する。</p> <p>3.2 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を設ける設計とする。</p> <p>発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。</p> <p>また、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。</p> <p>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の流路として、設計基準対象施設である制御棒駆動水圧系の配管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>その他、設計基準対象施設である制御棒、制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットを重大事故等対処設備として使用できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>3.3 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を設ける設計とする。</p> <p>発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、原子炉再循環ポンプ2台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を抑制できる設計とする。</p> <p>また、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することにより、代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器を開放し、原子炉再循環ポンプを停止させることができる設計とする。</p> <p>3.4 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生した場合の重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、中性子束高及び原子炉水位低（レベル2）の信号により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止できる設計とする。</p> <p>原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止できる設計とする。</p> <p>また、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止させることができる設計とする。</p> <p>3.5 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）</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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.2 試験及び検査</p> <p>原子炉保護系は、原子炉運転中でも一度に1つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって、スクラムパイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる設計とする。</p> <p>工学的安全施設作動回路は、原子炉運転中でもテスト信号によって各々のチャンネル(検出器を含む)の試験を行うことができる設計とする。</p>	<p>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、主蒸気逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)を設ける設計とする。</p> <p>自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)は、原子炉水位低(レベル1)及び残留熱除去系ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、主蒸気逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。なお、11個の主蒸気逃がし安全弁のうち、2個がこの機能を有するとともに、自動減圧系との干渉及びリセットスイッチの操作判断の時間的余裕を考慮し、時間遅れを設ける設計とする。</p> <p>3.6 試験及び検査</p> <p>原子炉保護系は、原子炉運転中でも一度に1つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって、スクラムパイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる設計とする。</p> <p>工学的安全施設作動回路は、原子炉運転中でもテスト信号によって各々のチャンネル(検出器を含む)の試験を行うことができる設計とする。</p>	<p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>
<p>4. 通信連絡設備</p> <p>4.1 通信連絡設備(発電所内)</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その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示等の連絡を行うことができる設備として、警報装置及び通信連絡設備(発電所内)を設置又は保管する設計とする。</p>	<p>4. 通信連絡設備</p> <p>4.1 通信連絡設備(発電所内)</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その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる設備及び音声等により行うことができる設備として、警報装置及び通信連絡設備(発電所内)を設置又は保管する設計とする。</p> <p>警報装置として、十分な数量の送受信器(ページング)(警報装置を含む。)及び多様性を確保した通信連絡設備(発電所内)として、十分な数量の送受信器(ページング)(警報装置を含む。), 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS 端末及び FAX), 移動無線設備(固定型), 移動無線設備(車載型), 携行型通話装置, 無線連絡設備(固定型), 無線連絡設備(携帯型), 衛星電話設備(固定型)及び衛星電話設備(携帯型)を設置又は保管する設計とする。</p> <p>また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、安</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1403 264 2110 296">全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1403 352 2436 478">警報装置、通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）については、非常用所内電源又は無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1403 535 2436 793">重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所内）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するために必要な通信連絡設備（発電所内）として、必要な数量の衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）及び携行型通話装置を設置又は保管する設計とする。なお、可搬型については必要な数量に加え、故障を考慮した数量の予備を保管する。</p> <p data-bbox="1403 804 2243 835">衛星電話設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1403 892 2424 924">無線連絡設備（携帯型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1403 980 2083 1012">携行型通話装置は中央制御室内に保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1068 2436 1152">衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1209 2436 1335">緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ収集装置は、制御建屋内に設置し、SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置は、緊急時対策所内に設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1392 2436 1476">衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1530 2436 1614">中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、中央制御室待避所においても使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1671 2436 1829">中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である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 data-bbox="1403 1885 2436 1917">緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、非</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1403 264 2436 386">常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1403 443 2436 520">衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（携帯型）及び携行型通話装置は、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。</p> <p data-bbox="1403 533 2436 743">充電式電池を用いるものについては、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。</p> <p data-bbox="1403 800 2436 921">安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ収集装置は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である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 data-bbox="1403 934 2436 1102">安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送装置及びSPDS表示装置は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1159 2436 1369">重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）については、基準地震動S_sによる地震力に対し、地震時及び地震後においても通信連絡に係る機能を保持するため、固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する設計とする。</p> <p data-bbox="1359 1434 1730 1461">4.2 通信連絡設備（発電所外）</p> <p data-bbox="1403 1474 2436 1776">設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる通信連絡設備（発電所外）として、十分な数量の電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX及び衛星保安電話（固定型））、社内テレビ会議システム、局線加入電話設備（加入電話機及び加入FAX）、専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）を設置又は保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1833 2436 1911">また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備を設置する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1403 310 2436 388">通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した通信回線に接続する。</p> <p data-bbox="1403 443 2436 701">電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末、FAX 及び衛星保安電話（固定型））、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）、専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）、社内テレビ会議システム及びデータ伝送設備は、専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。また、これらの専用通信回線の容量は、通話及びデータ伝送に必要な容量に対し、十分な余裕を確保した設計とする。</p> <p data-bbox="1403 756 2436 879">通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、非常用所内電源又は無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1403 892 2436 1106">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その他の異常が発生した場合において、データ伝送設備は、基準地震動 S_s による地震力に対し、地震時及び地震後においても、緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送する機能を保持するため、固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1161 2436 1465">重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所外）として、必要な数量の衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）を設置又は保管する設計とする。なお、可搬型については必要な数量に加え、故障を考慮した数量の予備を保管する。</p> <p data-bbox="1403 1520 2243 1556">衛星電話設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1610 2436 1734">衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置する設計とする。統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）は、緊急時対策所内に設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1789 2436 1913">重大事故等が発生した場合において、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できる設備として、SPDS 伝送装置で構成するデータ伝送設備を緊急時対策所内に設置する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>衛星電話設備（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。</p> <p>また、中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）は、中央制御室待避所においても使用できる設計とする。</p> <p>中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である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>衛星電話設備（携帯型）は、充電式電池を使用する設計とする。</p> <p>充電式電池を用いるものについては、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより 7 日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。</p> <p>緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>データ伝送設備は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、基準地震動 S_s による地震力に対し、地震時及び地震後においても通信連絡に係る機能を保持するため、固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する設計とする。</p> <p>中央制御室内、中央制御室待避所内及び緊急時対策所内に設置する通信連絡設備のうち無線連絡設備、衛星電話設備、携行型通話装置、安全パラメータ表示システム（SPDS）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及びデータ伝送設備は、二以上の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>4.2 設備の共用</p> <p>通信連絡設備のうち電力保安通信用電話設備（固定電話機及びPHS 端末）（焼却炉建屋、固体廃棄物貯蔵所、サイトバンカ建屋及び予備変圧器配電盤室）（第1号機設備、第1、2、3号機共用）は、第1号機、第2号機及び第3号機で共用するが、各号機に係る通信・通話に必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>4.3 設備の共用</p> <p>通信連絡設備のうち電力保安通信用電話設備（固定電話機及びPHS 端末）（焼却炉建屋、固体廃棄物貯蔵所、サイトバンカ建屋及び予備変圧器配電盤室）（第1号機設備、第1、2、3号機共用）は、第1号機、第2号機及び第3号機で共用するが、各号機に係る通信・通話に必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	
<p>5. 制御用空気設備</p> <p>5.1 計装用圧縮空気系</p> <p>発電用原子炉の運転に必要な圧縮空気を供給する制御用空気設備として、計装用圧縮空気系を設ける設計とする。</p> <p>計装用圧縮空気系は、計装用圧縮空気系空気圧縮機、計装用圧縮空気系空気貯槽、除湿装置等で構成し、空気作動の弁、流量制御器等に圧縮空気を供給する設計とする。</p> <p>計装用圧縮空気系空気圧縮機が故障した場合でも、所内用圧縮空気系空気圧縮機によって、計装用圧縮空気系に圧縮空気を供給できる設計とする。</p> <p>所内用圧縮空気系は、所内用圧縮空気系空気圧縮機、所内用圧縮空気系空気貯槽等で構成し、空気貯槽を経て各負荷先へ圧縮空気を供給できる設計とする。</p>	<p>5. 制御用空気設備</p> <p>5.1 計装用圧縮空気系</p> <p>発電用原子炉の運転に必要な圧縮空気を供給する制御用空気設備として、計装用圧縮空気系を設ける設計とする。</p> <p>計装用圧縮空気系は、計装用圧縮空気系空気圧縮機、計装用圧縮空気系空気貯槽、除湿装置等で構成し、空気作動の弁、流量制御器等に圧縮空気を供給する設計とする。</p> <p>計装用圧縮空気系空気圧縮機が故障した場合でも、所内用圧縮空気系空気圧縮機によって、計装用圧縮空気系に圧縮空気を供給できる設計とする。</p> <p>所内用圧縮空気系は、所内用圧縮空気系空気圧縮機、所内用圧縮空気系空気貯槽等で構成し、空気貯槽を経て各負荷先へ圧縮空気を供給できる設計とする。</p> <p>5.2 高圧窒素ガス供給系</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、高圧窒素ガス供給系（非常用）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減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、高圧窒素ガス供給系（非常用）は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁（6個）の作動に必要な窒素を高圧窒素ガスポンベにより供給できる設計とする。</p> <p>高圧窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えが可能な設計とする。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）の流路として、設計基準対象施設である主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>5.3 代替高压窒素ガス供給系</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、代替高压窒素ガス供給系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減圧するための設備のうち、主蒸気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、代替高压窒素ガス供給系は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁のアクチュエータに高压窒素ガスポンベにより直接窒素を供給することで、主蒸気逃がし安全弁（4 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>高压窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で高压窒素ガスポンベの取替えが可能な設計とする。</p> <p>代替高压窒素ガス供給系の流路として、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁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>6. 主要対象設備</p> <p>計測制御系統施設の対象となる主要な設備について、「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>6. 主要対象設備</p> <p>計測制御系統施設の対象となる主要な設備について、「表 1 計測制御系統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 計測制御系統施設の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したりリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

6. 放射性廃棄物の廃棄施設の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 設備に対する要求 (4.7 内燃機関の設計条件, 4.8 電気設備の設計条件を除く。), 5. 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>放射性廃棄物の廃棄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 (5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 廃棄物貯蔵設備, 廃棄物処理設備等</p> <p>1.1 廃棄物貯蔵設備</p> <p>放射性廃棄物を貯蔵する設備の容量は、通常運転時に発生する放射性廃棄物の発生量と放射性廃棄物処理設備の処理能力、また、放射性廃棄物処理設備の稼働率を想定した設計とする。</p> <p>放射性廃棄物を貯蔵する設備は、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とする。また、崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。</p> <p>1.2 廃棄物処理設備</p> <p>放射性廃棄物を処理する設備は、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が、それぞれ、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた濃度限度以下となるように、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する設計とする。</p> <p>更に、発電所周辺の一般公衆の線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計とし、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足する設計とする。</p> <p>気体廃棄物処理系は、蒸気式空気抽出器排ガス中の水素と酸素とを結合させる排ガス再結合器、排ガス復水器、活性炭式希ガスホールドアップ塔等で構成し、排気は、放射性物質の濃度をモニタしつつ排気筒から放出する設計とする。</p> <p>活性炭式希ガスホールドアップ塔でキセノンを約18日間、クリプトンを約24時間保</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 廃棄物貯蔵設備, 廃棄物処理設備等</p> <p>1.1 廃棄物貯蔵設備</p> <p>放射性廃棄物を貯蔵する設備の容量は、通常運転時に発生する放射性廃棄物の発生量と放射性廃棄物処理設備の処理能力、また、放射性廃棄物処理設備の稼働率を想定した設計とする。</p> <p>放射性廃棄物を貯蔵する設備は、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とする。また、崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。</p> <p>1.2 廃棄物処理設備</p> <p>放射性廃棄物を処理する設備は、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が、それぞれ、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた濃度限度以下となるように、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する設計とする。</p> <p>更に、発電所周辺の一般公衆の線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計とし、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足する設計とする。</p> <p>気体廃棄物処理系は、蒸気式空気抽出器排ガス中の水素と酸素とを結合させる排ガス再結合器、排ガス復水器、活性炭式希ガスホールドアップ塔等で構成し、排気は、放射性物質の濃度をモニタしつつ排気筒から放出する設計とする。</p> <p>活性炭式希ガスホールドアップ塔でキセノンを約18日間、クリプトンを約24時間保</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>持する設計とする。</p> <p>液体廃棄物処理系は、液体廃棄物を分離収集し、廃液の性状に応じて、機器ドレン系、床ドレン・化学廃液系及びランドリドレン系（第1号機設備、第1,2号機共用）で処理する設計とする。</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を通常運転時において原子炉冷却系統外に排出する場合は、床ドレン・化学廃液系及び機器ドレン系のサンプを介して、液体廃棄物処理系へ導く設計とする。</p> <p>固体廃棄物処理系は、廃棄物の種類に応じて、濃縮廃液、使用済樹脂及び廃スラッジを固型化するプラスチック固化式固化装置（第1,2号機共用）、濃縮廃液を固型化するセメント固化式固化装置（第1号機設備、第1,2号機共用(以下同じ。))及び可燃性雑固体廃棄物、脱塩装置から発生する使用済樹脂及びランドリ廃スラッジを焼却する固体廃棄物焼却設備（第1号機設備、第1,2,3号機共用(以下同じ。))、並びに不燃性雑固体廃棄物を圧縮する減容装置（「第1号機設備、第1,2,3号機共用」、「第1,2,3号機共用」及び「第3号機設備、第1,2,3号機共用」(以下同じ。))及び固型化処理用減容機（第3号機設備、第1,2,3号機共用(以下同じ。))で処理する設計とする。</p> <p>サブプレッションチェンバの保守・点検のため、プール水の排水、貯留、返送を行うための設備として、サブプレッションプール水貯蔵系（一部第1,2号機共用(以下同じ。))を設置する。</p> <p>サブプレッションプール水貯蔵系を構成するサブプレッションプール水貯蔵タンク（第1,2号機共用(以下同じ。))は、サブプレッションチェンバ内のプール水を貯留するのに十分な容量を有する設計とする。</p> <p>また、サブプレッションプール水貯蔵タンクは、床ドレン・化学廃液系に導かれた廃液等を貯留することができる設計とする。</p> <p>放射性廃棄物を処理する設備は、放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する設備と区別し、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導かない設計とする。</p> <p>放射性廃棄物を処理する設備は、放射性廃棄物が漏えいし難い又は放射性廃棄物を処理する過程において散逸し難い構造とし、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。</p> <p>気体状の放射性廃棄物はフィルタを通し放射性物質の濃度を監視可能な排気筒等から放出する設計とする。</p> <p>また、フィルタは、放射性物質による汚染の除去又は交換に必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、取替えが容易な設計とする。</p>	<p>持する設計とする。</p> <p>液体廃棄物処理系は、液体廃棄物を分離収集し、廃液の性状に応じて、機器ドレン系、床ドレン・化学廃液系及びランドリドレン系（第1号機設備、第1,2号機共用）で処理する設計とする。</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を通常運転時において原子炉冷却系統外に排出する場合は、床ドレン・化学廃液系及び機器ドレン系のサンプを介して、液体廃棄物処理系へ導く設計とする。</p> <p>固体廃棄物処理系は、廃棄物の種類に応じて、濃縮廃液、使用済樹脂及び廃スラッジを固型化するプラスチック固化式固化装置（第1,2号機共用）、濃縮廃液を固型化するセメント固化式固化装置（第1号機設備、第1,2号機共用(以下同じ。))及び可燃性雑固体廃棄物、脱塩装置から発生する使用済樹脂及びランドリ廃スラッジを焼却する固体廃棄物焼却設備（第1号機設備、第1,2,3号機共用(以下同じ。))、並びに不燃性雑固体廃棄物を圧縮する減容装置（「第1号機設備、第1,2,3号機共用」、「第1,2,3号機共用」及び「第3号機設備、第1,2,3号機共用」(以下同じ。))及び固型化処理用減容機（第3号機設備、第1,2,3号機共用(以下同じ。))で処理する設計とする。</p> <p>放射性廃棄物を処理する設備は、放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する設備と区別し、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導かない設計とする。</p> <p>放射性廃棄物を処理する設備は、放射性廃棄物が漏えいし難い又は放射性廃棄物を処理する過程において散逸し難い構造とし、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。</p> <p>気体状の放射性廃棄物はフィルタを通し放射性物質の濃度を監視可能な排気筒等から放出する設計とする。</p> <p>また、フィルタは、放射性物質による汚染の除去又は交換に必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、取替えが容易な設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>流体状の放射性廃棄物は、管理区域内で処理することとし、流体状の放射性廃棄物を管理区域外において運搬するための容器は設置しない。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性の固体状の放射性廃棄物（放射エネルギーが科技庁告示第5号第3条第1号に規定するA₁値又はA₂値を超えるもの（除染等により線量低減ができるものは除く））を管理区域外において運搬するための固体廃棄物移送容器（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用（以下同じ。））は、容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じるおそれがない設計とする。</p> <p>また、固体廃棄物移送容器は、放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。</p> <p>固体廃棄物移送容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から1mの距離における線量当量率が「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」に定められた線量当量率を超えない設計とする。</p> <p>1.3 汚染拡大防止</p> <p>1.3.1 流体状の放射性廃棄物の漏えいし難い構造及び漏えいの拡大防止</p> <p>放射性液体廃棄物処理施設内部又は内包する放射性廃棄物の濃度が37Bq/cm³を超える放射性液体廃棄物貯蔵施設内部のうち、流体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分の漏えいし難い構造、漏えいの拡大防止、堰については、次のとおりとする。</p> <p>(1) 漏えいし難い構造</p> <p>全ての床面、適切な高さまでの壁面及びその両者の接合部は、耐水性を有する設計とし、流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造とする。また、その貫通部は堰の機能を失わない構造とする。</p> <p>(2) 漏えいの拡大防止</p> <p>床面は、床面の傾斜又は床面に設けられた溝の傾斜により流体状の放射性廃棄物が排液受け口に導かれる構造とし、かつ、気体状のものを除く流体状の放射性廃棄物を処理又は貯蔵する設備の周辺部には、堰又は堰と同様の効果を有するものを施設し、流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止する設計とする。</p>	<p>流体状の放射性廃棄物は、管理区域内で処理することとし、流体状の放射性廃棄物を管理区域外において運搬するための容器は設置しない。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性の固体状の放射性廃棄物（放射エネルギーが科技庁告示第5号第3条第1号に規定するA₁値又はA₂値を超えるもの（除染等により線量低減ができるものは除く））を管理区域外において運搬するための固体廃棄物移送容器（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用（以下同じ。））は、容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じるおそれがない設計とする。</p> <p>また、固体廃棄物移送容器は、放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。</p> <p>固体廃棄物移送容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から1mの距離における線量当量率が「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」に定められた線量当量率を超えない設計とする。</p> <p>1.3 汚染拡大防止</p> <p>1.3.1 流体状の放射性廃棄物の漏えいし難い構造及び漏えいの拡大防止</p> <p>放射性液体廃棄物処理施設内部又は内包する放射性廃棄物の濃度が37Bq/cm³を超える放射性液体廃棄物貯蔵施設内部のうち、流体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分の漏えいし難い構造、漏えいの拡大防止、堰については、次のとおりとする。</p> <p>(1) 漏えいし難い構造</p> <p>全ての床面、適切な高さまでの壁面及びその両者の接合部は、耐水性を有する設計とし、流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造とする。また、その貫通部は堰の機能を失わない構造とする。</p> <p>(2) 漏えいの拡大防止</p> <p>床面は、床面の傾斜又は床面に設けられた溝の傾斜により流体状の放射性廃棄物が排液受け口に導かれる構造とし、かつ、気体状のものを除く流体状の放射性廃棄物を処理又は貯蔵する設備の周辺部には、堰又は堰と同様の効果を有するものを施設し、流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(3) 放射性廃棄物処理施設に係る堰の施設 放射性廃棄物処理施設外に通じる出入口又はその周辺部には、堰を施設することにより、流体状の放射性廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止する設計とする。</p> <p>施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、処理する設備に係わる配管について、長さが当該設備に接続される配管の内径の 1/2、幅がその配管の肉厚の 1/2 の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大の漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止する設計とする。</p> <p>この場合の仮定は堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に 1 ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出機能を考慮する。床ドレンファンネルは、その機能が確実なものとなるように設計する。</p> <p>(4) 放射性廃棄物貯蔵施設に係る堰の施設 放射性廃棄物貯蔵施設外に通じる出入口又はその周辺部には、堰を施設することにより、流体状の放射性廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止する設計とする。</p> <p>漏えいの拡大を防止するための堰及び施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、開口を仮定する貯蔵設備が設置されている区画内の床ドレンファンネルの排出機能を考慮しないものとし、流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる能力をもつ設計とする。</p> <p>1.3.2 固体状の放射性廃棄物の汚染拡大防止 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される発電用原子炉施設は、固体状の放射性廃棄物をドラム缶に詰める、容器に入れる又はタンク内に貯蔵することによる汚染拡大防止措置を講じることにより、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。</p> <p>1.4 排水路 液体廃棄物処理設備、液体廃棄物貯蔵設備及びこれらに関連する施設を設ける建屋の床面下には、発電所外に管理されずに排出される排水が流れる排水路を施設しない設計とする。</p> <p>また、液体廃棄物処理設備、液体廃棄物貯蔵設備及びこれらに関連する施設を設ける建屋内部には発電所外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部を設けない設計とする。</p>	<p>(3) 放射性廃棄物処理施設に係る堰の施設 放射性廃棄物処理施設外に通じる出入口又はその周辺部には、堰を施設することにより、流体状の放射性廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止する設計とする。</p> <p>施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、処理する設備に係わる配管について、長さが当該設備に接続される配管の内径の 1/2、幅がその配管の肉厚の 1/2 の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大の漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止する設計とする。</p> <p>この場合の仮定は堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に 1 ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出機能を考慮する。床ドレンファンネルは、その機能が確実なものとなるように設計する。</p> <p>(4) 放射性廃棄物貯蔵施設に係る堰の施設 放射性廃棄物貯蔵施設外に通じる出入口又はその周辺部には、堰を施設することにより、流体状の放射性廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止する設計とする。</p> <p>漏えいの拡大を防止するための堰及び施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、開口を仮定する貯蔵設備が設置されている区画内の床ドレンファンネルの排出機能を考慮しないものとし、流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる能力をもつ設計とする。</p> <p>1.3.2 固体状の放射性廃棄物の汚染拡大防止 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される発電用原子炉施設は、固体状の放射性廃棄物をドラム缶に詰める、容器に入れる又はタンク内に貯蔵することによる汚染拡大防止措置を講じることにより、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。</p> <p>1.4 排水路 液体廃棄物処理設備、液体廃棄物貯蔵設備及びこれらに関連する施設を設ける建屋の床面下には、発電所外に管理されずに排出される排水が流れる排水路を施設しない設計とする。</p> <p>また、液体廃棄物処理設備、液体廃棄物貯蔵設備及びこれらに関連する施設を設ける建屋内部には発電所外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部を設けない設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>1.5 設備の共用</p> <p>プラスチック固化式固化装置は、第1号機及び第2号機で共用し、固体廃棄物貯蔵所（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、固体廃棄物焼却設備、サイトバンカ（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、雑固体廃棄物保管室（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）は、第1号機、第2号機及び第3号機で共用するが、放射性廃棄物の予想発生量に対して必要な処理容量又は貯蔵容量を考慮することで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>排気筒の支持構造物（第2, 3号機設備、第2, 3号機共用）は、第3号機と共用するが、支持機能を十分維持できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>サブプレッションプール水貯蔵系は、第1号機及び第2号機で共用するが、サブプレッションプール水貯蔵タンク（第1号機設備、第1, 2号機共用）及びサブプレッションプール水貯蔵タンク（第1, 2号機共用）を用いることで、第1号機又は第2号機のサブプレッションチェンバのプール水の最大容量を貯蔵でき、安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>1.5 設備の共用</p> <p>プラスチック固化式固化装置は、第1号機及び第2号機で共用し、固体廃棄物貯蔵所（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、固体廃棄物焼却設備、サイトバンカ（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、雑固体廃棄物保管室（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）は、第1号機、第2号機及び第3号機で共用するが、放射性廃棄物の予想発生量に対して必要な処理容量又は貯蔵容量を考慮することで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>なお、プラスチック固化式固化装置は休止しており、今後も使用しない。</p> <p>排気筒の支持構造物（第2, 3号機設備、第2, 3号機共用）は、第3号機と共用するが、支持機能を十分維持できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	
<p>2. 警報装置等</p> <p>流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合（床への漏えい又はそのおそれ（数滴程度の微少漏えいを除く。))を早期に検出するよう、タンクの水位、漏えい検知等によりこれらを確実に検出して自動的に警報（機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p> <p>また、タンク水位の検出器、インターロック等の適切な計測制御設備を設けることにより、漏えいの発生を防止できる設計とする。</p> <p>放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備に係る主要な機械又は器具の動作状態を正確、かつ迅速に把握できるようポンプの運転停止状態及び弁の開閉状態等を表示灯により監視できる設計とする。</p>	<p>2. 警報装置等</p> <p>変更なし</p>	
<p>3. 主要対象設備</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設の対象となる主要な設備については、「表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>3. 主要対象設備</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設の対象となる主要な設備については、「表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

7. 放射線管理施設の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>放射線管理施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 設備に対する要求 (4.5 安全弁等, 4.6 逆止め弁, 4.7 内燃機関の設計条件, 4.8 電気設備の設計条件を除く。), 5. 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>放射線管理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 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 放射線管理施設</p> <p>1.1 放射線管理用計測装置</p> <p>発電用原子炉施設には, 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おいて, 当該発電用原子炉施設における各系統の放射性物質の濃度, 管理区域内等の主要箇所の外部放射線に係る線量当量率等を監視, 測定するために, プロセスモニタリング設備, エリアモニタリング設備及び放射線サーベイ機器 (第1号機設備, 第1, 2, 3号機共用) を設ける設計とする。</p> <p>出入管理関係設備 (第1号機設備, 第1, 2号機共用) として, 放射線業務従事者及び一時立入者の出入管理, 汚染管理のための測定機器等を設ける設計とする。</p> <p>各系統の試料, 放射性廃棄物の放出管理用試料及び環境試料の化学分析並びに放射能測定を行うため, 化学分析室 (第1号機設備, 第1, 2号機共用), 放射能測定室 (第1号機設備, 第1, 2号機共用 (以下同じ。)) に測定機器を設ける設計とする。</p> <p>発電所外へ放出する放射性物質の濃度, 周辺監視区域境界付近の空間線量率等を監視するためにプロセスモニタリング設備, 固定式周辺モニタリング設備及び移動式周辺モニタリング設備を設ける設計とする。また, 風向, 風速その他の気象条件を測定するため, 環境測定装置を設ける設計とする。</p> <p>プロセスモニタリング設備, エリアモニタリング設備及び固定式周辺モニタリング設備については, 設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室に表示できる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設は, 発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失, 誤操作その他</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 放射線管理施設</p> <p>1.1 放射線管理用計測装置</p> <p>発電用原子炉施設には, 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おいて, 当該発電用原子炉施設における各系統の放射性物質の濃度, 管理区域内等の主要箇所の外部放射線に係る線量当量率等を監視, 測定するために, プロセスモニタリング設備, エリアモニタリング設備及び放射線サーベイ機器 (第1号機設備, 第1, 2, 3号機共用) を設ける設計とする。</p> <p>出入管理関係設備 (第1号機設備, 第1, 2号機共用) として, 放射線業務従事者及び一時立入者の出入管理, 汚染管理のための測定機器等を設ける設計とする。</p> <p>各系統の試料, 放射性廃棄物の放出管理用試料及び環境試料の化学分析並びに放射能測定を行うため, 化学分析室 (第1号機設備, 第1, 2号機共用), 放射能測定室 (第1号機設備, 第1, 2号機共用 (以下同じ。)) に測定機器を設ける設計とする。</p> <p>発電所外へ放出する放射性物質の濃度, 周辺監視区域境界付近の空間線量率等を監視するためにプロセスモニタリング設備, 固定式周辺モニタリング設備及び移動式周辺モニタリング設備を設ける設計とする。また, 風向, 風速その他の気象条件を測定するため, 環境測定装置を設ける設計とする。</p> <p>プロセスモニタリング設備, エリアモニタリング設備及び固定式周辺モニタリング設備については, 設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設は, 発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失, 誤操作その他</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合（原子炉建屋原子炉棟内の放射能レベルが設定値を超えた場合、主蒸気管又は蒸気式空気抽出器排ガス中の放射能レベルが設定値を超えた場合等）に、これらを確実に検出して自動的に警報（原子炉建屋放射能高、主蒸気管放射能高等）を発信する装置を設ける設計とする。</p> <p>排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率及び周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率が著しく上昇した場合に、これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（排気筒放射能高、エリア放射線モニタ放射能高及び周辺監視区域放射能高）を発信する装置を設ける設計とする。</p> <p>上記の警報を発信する装置は、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p>	<p>の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合（原子炉建屋原子炉棟内の放射能レベルが設定値を超えた場合、主蒸気管又は蒸気式空気抽出器排ガス中の放射能レベルが設定値を超えた場合等）に、これらを確実に検出して自動的に警報（原子炉建屋放射能高、主蒸気管放射能高等）を発信する装置を設ける設計とする。</p> <p>排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率及び周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率が著しく上昇した場合に、これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（排気筒放射能高、エリア放射線モニタ放射能高及び周辺監視区域放射能高）を発信する装置を設ける設計とする。</p> <p>上記の警報を発信する装置は、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために、移動式周辺モニタリング設備を保管する設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために、環境測定装置を保管する設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、原子炉格納容器内の放射線量率、最終ヒートシンクの確保及び使用済燃料プールの監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置する設計とする。</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表1 放射線管理施設の主要設備リスト」</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>1.1.1 プロセスモニタリング設備</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いて、原子炉格納容器内の放射性物質の濃度及び線量当量率、主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度、排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度、排水口近傍における排水中の放射性物質の濃度及び管理区域内において人が常</p>	<p>のプロセスモニタリング設備に示す重大事故等対処設備、エリアモニタリング設備のうち使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）とする。</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。ともに、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器の線量当量率等のパラメータの計測が困難となった場合に、代替パラメータにより推定ができる設計とする。</p> <p>また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）を明確にするとともに、パラメータの計測が困難となった場合の代替パラメータによる推定等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。</p> <p>原子炉格納容器内の放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは、計測又は監視できる設計とする。また、計測結果は中央制御室に指示又は表示し、記録できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 伝送装置にて電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われずとも帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p>1.1.1 プロセスモニタリング設備</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いて、原子炉格納容器内の放射性物質の濃度及び線量当量率、主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度、排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度、排水口近傍における排水中の放射性物質の濃度及び管理区域内において人が常</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所の線量当量率を計測するためのプロセスモニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材の放射性物質の濃度、排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度及び排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録する。</p> <p>放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がある排水路を施設しないことから、排水路の出口近傍における排水中の放射性物質の濃度を計測するための設備を設けない設計とする。</p> <p>プロセスモニタリング設備のうち、原子炉格納容器内の線量当量率を計測する格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) は、それぞれ多重性、独立性を確保した設計とする。</p> <p>1.1.2 エリアモニタリング設備</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、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録できる設計とする。</p>	<p>常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所の線量当量率を計測するためのプロセスモニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材の放射性物質の濃度、排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度及び排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録し、及び保存する。</p> <p>放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がある排水路を施設しないことから、排水路の出口近傍における排水中の放射性物質の濃度を計測するための設備を設けない設計とする。</p> <p>プロセスモニタリング設備のうち、原子炉格納容器内の線量当量率を計測する格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) は、それぞれ多重性、独立性を確保した設計とする。</p> <p>プロセスモニタリング設備のうち、原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ及び燃料取替エリア放射線モニタは、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源系からの電源供給により、線量当量率を計測することができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の排出経路における放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるよう、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設ける設計とする。</p> <p>フィルタ装置出口放射線モニタは、所内常設蓄電式直流電源設備、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給電が可能な設計とする。</p> <p>1.1.2 エリアモニタリング設備</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、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>エリアモニタリング設備のうち、燃料交換フロア放射線モニタは、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源系からの電源供給により、線量当量率を計測することができる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>1.1.3 固定式周辺モニタリング設備</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いて、周辺監視区域境界付近の空間線量率を監視及び測定するための固定式周辺モニタリング設備としてモニタリングポスト（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用（以下同じ。））を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録できる設計とする。</p> <p>周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度は、構内ダストモニタ（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用（以下同じ。））により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録できる設計とする。</p> <p>1.1.4 移動式周辺モニタリング設備</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いて、周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度を測定するための移動式周辺モニタリング設備とし</p>	<p>重大事故等時に使用済燃料プールの監視設備として、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）を設け、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。また、計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）は、所内常設蓄電式直流電源設備、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給電が可能な設計とする。</p> <p>緊急時対策所に設ける緊急時対策所可搬型エリアモニタは、重大事故等時に緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定し、計測結果を記録及び保存できる設計とする。</p> <p>1.1.3 固定式周辺モニタリング設備</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いて、周辺監視区域境界付近の空間線量率を監視及び測定するための固定式周辺モニタリング設備としてモニタリングポスト（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用（以下同じ。））を設け、計測結果を中央制御室で監視し、現場等で記録及び保存を行うことができる設計とする。また、緊急時対策所でも監視することができる設計とする。</p> <p>モニタリングポストは、外部電源が使用できない場合においても、非常用交流電源設備により、空間線量率を計測することができる設計とする。さらに、モニタリングポストは、専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とし、重大事故等が発生した場合には、非常用交流電源設備に加えて、代替電源設備である常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。</p> <p>モニタリングポストで計測したデータの伝送系は、モニタリングポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所建屋間において有線系回線及び無線系回線により多様性を有する設計とする。</p> <p>周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度は、構内ダストモニタ（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用（以下同じ。））により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>1.1.4 移動式周辺モニタリング設備</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いて、周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度を測定するための移動式周辺モニタリング設備とし</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>て、空気中の放射性粒子及び放射性よう素の濃度を測定するサンプラと測定器を備えた放射能観測車（第1号機設備，第1，2，3号機共用，屋外に保管（以下同じ。））を設け，測定結果を表示し，記録できる設計とする。ただし，放射能観測車による断続的な試料の分析は，従事者が計測結果を記録し，その記録を確認することをもって，これに代えるものとする。</p>	<p>して，空気中の放射性粒子及び放射性よう素の濃度を測定するサンプラと測定器を備えた放射能観測車（第1号機設備，第1，2，3号機共用，屋外に保管（以下同じ。））を設け，測定結果を表示し，記録し，及び保存することができる設計とする。ただし，放射能観測車による断続的な試料の分析は，従事者が計測結果を記録し，及びこれを保存し，その記録を確認することをもって，これに代えるものとする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中，水中，土壤中）及び放射線量を監視するための移動式周辺モニタリング設備として，γ線サーベイメータ，β線サーベイメータ，α線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータを設け，測定結果を記録し，保存できるように測定値を表示できる設計とし，可搬型ダスト・よう素サンプラ（個数2（予備1）），小型船舶（個数1（予備1））を保管する設計とする。</p> <p>放射能観測車のダスト・よう素サンプラ，放射性よう素測定装置又は放射性ダスト測定装置が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型ダスト・よう素サンプラ，γ線サーベイメータ及びβ線サーベイメータを設け，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録し，保存できるように測定値を表示できる設計とし，放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。</p> <p>モニタリングポストが機能喪失した場合にその機能を代替する移動式周辺モニタリング設備として，可搬型モニタリングポストを設け，重大事故等が発生した場合に，発電所敷地境界付近において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とする。</p> <p>可搬型モニタリングポストで測定した放射線量は，電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われず，必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>可搬型モニタリングポストは，モニタリングポストを代替し得る十分な個数を保管する設計とする。また，指示値は，衛星系回線により伝送し，緊急時対策所で可搬型モニタリングポストデータ処理装置にて監視できる設計とする。</p> <p>可搬型モニタリングポストは，重大事故等が発生した場合に，発電所海側及び緊急時対策建屋屋上において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とするとともに，緊急時対策所内へ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>1.1.5 環境測定装置</p> <p>放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の線量評価、一般気象データ収集及び発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための気象観測設備（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用（以下同じ。））を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、発電所敷地内における風向及び風速の計測結果を記録できる設計とする。</p> <p>1.1.6 設備の共用</p> <p>放射能測定室は、第1号機と共用するが、試料の分析等を行うために必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>焼却炉建屋排気口ダストモニタ（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、サイトバンカ建屋排気口放射線モニタ（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、液体廃棄物処理系排水放射線モニタ（第1, 2号機共用）、焼却炉建屋放射線モニタ（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）及びサイトバンカ建屋放射線モニタ（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）は、女川原子力発電所共用エリア又は設備における放射線量率等を測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損</p>	<p>の希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断に用いる設計とする。</p> <p>これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。</p> <p>1.1.5 環境測定装置</p> <p>放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の線量評価、一般気象データ収集及び発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための気象観測設備（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用（以下同じ。））を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、発電所敷地内における風向及び風速の計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として、代替気象観測設備（個数1（予備1））を保管する設計とする。</p> <p>気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、代替気象観測設備は、重大事故等が発生した場合に、発電所において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とする。</p> <p>代替気象観測設備の指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で代替気象観測設備データ処理装置にて監視できる設計とする。</p> <p>代替気象観測設備で測定した風向、風速その他の気象条件は、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われず、必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>1.1.6 設備の共用</p> <p>放射能測定室は、第1号機と共用するが、試料の分析等を行うために必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>焼却炉建屋排気口ダストモニタ（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、サイトバンカ建屋排気口放射線モニタ（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、液体廃棄物処理系排水放射線モニタ（第1, 2号機共用）、焼却炉建屋放射線モニタ（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）及びサイトバンカ建屋放射線モニタ（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）は、女川原子力発電所共用エリア又は設備における放射線量率等を測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>なわない設計とする。</p> <p>モニタリングポスト、構内ダストモニタ、放射能観測車及び気象観測設備は、女川原子力発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>なわない設計とする。</p> <p>モニタリングポスト、構内ダストモニタ、放射能観測車及び気象観測設備は、女川原子力発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	
<p>2. 換気設備、生体遮蔽装置等</p> <p>2.1 中央制御室の居住性を確保するための防護措置</p> <p>中央制御室は、冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり、必要な操作及び措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室しゃへい壁を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気空調系、中央制御室しゃへい壁、2 次しゃへい壁及び補助しゃへいの機能とあいまって、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づく被ばく評価により、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される 100mSv を下回る設計とする。</p> <p>また、運転員その他の従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス及び有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。</p>	<p>2. 換気設備、生体遮蔽装置等</p> <p>2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>中央制御室は、冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり、必要な操作及び措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室しゃへい壁を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気空調系、中央制御室しゃへい壁、2 次しゃへい壁及び補助しゃへいの機能とあいまって、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づく被ばく評価により、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される 100mSv を下回る設計とする。</p> <p>また、運転員その他の従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。</p> <p>運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室しゃへい壁を透過する放射線による線量、中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気空調系、中央制御室待避所加圧空気供給系、中央制御室しゃへい壁、中央制御室待避所遮蔽、2 次しゃへい壁及び補助しゃへいの機能とあいまって、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性に係る被ばく評価では、設計基準事故時の手法を参考にするとともに、炉心の著しい損傷が発生した場合に放出される放射性物質の種類、全交流動力電源喪失時の中央制御室換気空調系の起動遅れ等、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価条件を適切に考慮する。</p> <p>設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室内及び中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、計測制御系統施設の酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）を使用し、中央制御室内及び中央制御室待避所内の居住性を確保で</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>きる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時に、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避所を設け、中央制御室待避所には、遮蔽設備として、中央制御室待避所遮蔽を設ける。中央制御室待避所は、中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避所に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。</p> <p>差圧計（中央制御室待避所用）（個数1、計測範囲0～200Pa）により、中央制御室待避所と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納施設の非常用ガス処理系及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により、運転員の被ばくを低減できる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とし、身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。</p> <p>中央制御室及び中央制御室待避所内の区画の照明は、可搬型照明（SA）を使用し、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画の照明は、乾電池内蔵型照明を使用する。</p> <p>中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室再循環送風機は、非常用交流電源設備に加えて、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>非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、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>可搬型照明（SA）及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、全交流動力電源喪失時においても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>重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、2次しゃへい壁、補助しゃへい、緊急時対策所換気空調系、緊急</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.2 換気設備</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いて、放射線障害を防止するため、発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去・低減が可能な換気設備を設ける設計とする。</p> <p>換気設備は、放射性物質による汚染の可能性からみて区域を分け、それぞれ別系統とし、清浄区域に新鮮な空気を供給して、汚染の可能性のある区域に向って流れるようにし、排気は適切なフィルタを通して行う。また、各換気系統は、その容量が区域及び部屋の必要な換気並びに除熱を十分行える設計とする。</p> <p>放射性物質を内包する換気ダクトは、溶接構造とし、耐圧試験に合格したものを使用することで、漏えいし難い構造とする。また、ファン、逆流防止用ダンパ等を設置し、逆流し難い構造とする。</p> <p>排出する空気を浄化するため、気体状の放射性よう素を除去するチャコールエアフィ</p>	<p>時対策所加圧空気供給系、酸素濃度計（緊急時対策所用）、二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）、緊急時対策所可搬型エアモニタ及び可搬型モニタリングポストを設ける設計とする。</p> <p>緊急時対策所換気空調系である緊急時対策所非常用送風機は、非常用給排気配管を介して緊急時対策所を含む緊急時対策建屋地下階を正圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また、緊急時対策所加圧空気供給系は、放射性雲通過時において、緊急時対策所等を正圧化し、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。</p> <p>差圧計（緊急時対策所用）（個数 1、計測範囲-100～500Pa）は、緊急時対策所等が正圧化された状態であることを監視できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所遮蔽、2次しゃへい壁及び補助しゃへいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。</p> <p>2.2 換気設備</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いて、放射線障害を防止するため、発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去・低減が可能な換気設備を設ける設計とする。</p> <p>換気設備は、放射性物質による汚染の可能性からみて区域を分け、それぞれ別系統とし、清浄区域に新鮮な空気を供給して、汚染の可能性のある区域に向って流れるようにし、排気は適切なフィルタを通して行う。また、各換気系統は、その容量が区域及び部屋の必要な換気並びに除熱を十分行える設計とする。</p> <p>放射性物質を内包する換気ダクトは、溶接構造とし、耐圧試験に合格したものを使用することで、漏えいし難い構造とする。また、ファン、逆流防止用ダンパ等を設置し、逆流し難い構造とする。</p> <p>排出する空気を浄化するため、気体状の放射性よう素を除去するチャコールエアフィ</p>	<p>記載しない理由</p> <p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>ルタ及び放射性微粒子を除去する高性能エアフィルタを設置する。</p> <p>これらのフィルタを内包するフィルタユニットは、フィルタの取替えが容易となるよう取替えに必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、取替えが容易な構造とする。</p> <p>吸気口は、放射性物質に汚染された空気を吸入し難いように、排気筒、サイトバンカ建屋排気口及び焼却炉建屋排気口から十分離れた位置に設置する。</p> <p>2.2.1 中央制御室換気空調系</p> <p>中央制御室の換気及び冷暖房は、中央制御室送風機、中央制御室再循環フィルタ装置、中央制御室再循環送風機、中央制御室排風機等から構成する中央制御室換気空調系により行う。</p> <p>中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス及び有毒ガスに対し、中央制御室換気空調系の外気との連絡口を遮断し、事故時運転モードに切替えることが可能な設計とする。</p> <p>中央制御室換気空調系は、通常のラインの他、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置並びに中央制御室再循環送風機からなる非常用ラインを設け、設計基準事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとし、運転員を被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室再循環フィルタ装置で浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。</p>	<p>ルタ及び放射性微粒子を除去する高性能エアフィルタを設置する。</p> <p>これらのフィルタを内包するフィルタユニットは、フィルタの取替えが容易となるよう取替えに必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、取替えが容易な構造とする。</p> <p>吸気口は、放射性物質に汚染された空気を吸入し難いように、排気筒、サイトバンカ建屋排気口及び焼却炉建屋排気口から十分離れた位置に設置する。</p> <p>2.2.1 中央制御室換気空調系</p> <p>中央制御室の換気及び冷暖房は、中央制御室送風機、中央制御室再循環フィルタ装置、中央制御室再循環送風機、中央制御室排風機等から構成する中央制御室換気空調系により行う。</p> <p>中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対し、中央制御室換気空調系の外気取入れを手動で遮断し、事故時運転モードに切替えることが可能な設計とする。</p> <p>中央制御室換気空調系は、通常のラインの他、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置並びに中央制御室再循環送風機からなる非常用ラインを設け、設計基準事故時及び重大事故等時には、中央制御室換気空調系の中央制御室外気取入ダンパ（前）、（後）（V30-D303, D304）、中央制御室少量外気取入ダンパ（A）、（B）（V30-D301A, B）及び中央制御室排風機（A）、（B）出口ダンパ（V30-D305A, B）を閉とすることにより外気との連絡口を遮断し、中央制御室再循環フィルタ装置入口ダンパ（A）、（B）（V30-D302A, B）を開とすることにより中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとし、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができ、運転員を被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室再循環フィルタ装置で浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。</p> <p>中央制御室換気空調系は、地震時及び地震後においても、中央制御室の気密性とあいまって、設計上の空気の流入率を維持でき、「2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機及び中央制御室再循環フィルタ装置は、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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>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>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする中央制御室換気空調系のダクトの一部及び中央制御室再循環フィルタ装置については、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、ダクトの全周破断及び中央制御室再循環フィルタ装置の閉塞を想定しても、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>想定される単一故障の発生に伴う中央制御室の運転員の被ばく量は保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価し、緊急作業時に係る線量限度を下回ることを確認する。</p> <p>また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する3日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。</p> <p>単一設計とする箇所設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。</p> <p>2.2.2 緊急時対策所換気空調系</p> <p>緊急時対策所換気空調系として、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置を設ける設計とする。また、緊急時対策所等の加圧のために、緊急時対策所加圧空気供給系として、緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）及び差圧計（緊急時対策所用）を設ける設計とする。</p> <p>緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）は、放射性雲通過時において、緊急時対策所等を正圧化し、緊急時対策所等内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量を設置及び保管する設計とする。</p> <p>緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の設計にあたっては、緊急時対策所の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。また、緊急時対策所外の火災により発生する燃焼ガス又はばい煙、有毒ガス及び降下火砕物</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.2.2 原子炉建屋原子炉棟換気空調系</p> <p>原子炉建屋原子炉棟換気空調系は、原子炉棟送風機、原子炉棟排風機等で構成し、原子炉建屋原子炉棟の換気を行う。汚染の可能性のある区域は、給・排気量を適切に設定することによって、清浄区域より負圧に保つ。供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気筒から放出する。</p> <p>給気及び排気ダクトには、それぞれ2個の空気作動の隔離弁を設け、排気ダクトの放射能レベルが高くなった場合等に自動閉鎖し、本換気空調系から非常用ガス処理系に切り換わることで放射性ガスの放出を防ぐ設計とする。</p> <p>2.2.3 タービン建屋換気空調系</p> <p>タービン建屋換気空調系はタービン建屋送風機、タービン建屋排風機等から構成され、建屋内の空気の流れを適正に保ち、清浄区域の汚染を防止する。</p> <p>建屋内に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気筒から放出する設計とする。</p> <p>2.2.4 原子炉建屋廃棄物処理区域換気空調系</p> <p>原子炉建屋廃棄物処理区域換気空調系は、廃棄物処理区域送風機、廃棄物処理区域排風機等で構成され、建屋内の空気の流れを適正に保ち、清浄区域の汚染を防止する。</p> <p>廃棄物処理区域内に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気筒から大気に放出する設計とする。</p> <p>2.2.5 制御建屋換気系</p> <p>制御建屋換気系は、C/B汚染区域送風機（第1号機設備、第1,2号機共用）、C/B汚染区域排風機（第1号機設備、第1,2号機共用）等で構成する。</p> <p>制御建屋内に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気筒から大気に放出する設計とする。</p> <p>2.2.6 焼却炉建屋換気空調系</p>	<p>に対する換気設備の隔離及びその他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。</p> <p>緊急時対策所の緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系は、基準地震動S_sによる地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、緊急時対策所の気密性とあいまって緊急時対策所の居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>2.2.3 原子炉建屋原子炉棟換気空調系</p> <p>原子炉建屋原子炉棟換気空調系は、原子炉棟送風機、原子炉棟排風機等で構成し、原子炉建屋原子炉棟の換気を行う。汚染の可能性のある区域は、給・排気量を適切に設定することによって、清浄区域より負圧に保つ。供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気筒から放出する。</p> <p>給気及び排気ダクトには、それぞれ2個の空気作動の隔離弁を設け、排気ダクトの放射能レベルが高くなった場合等に自動閉鎖し、本換気空調系から非常用ガス処理系に切り換わることで放射性ガスの放出を防ぐ設計とする。</p> <p>2.2.4 タービン建屋換気空調系</p> <p>タービン建屋換気空調系はタービン建屋送風機、タービン建屋排風機等から構成され、建屋内の空気の流れを適正に保ち、清浄区域の汚染を防止する。</p> <p>建屋内に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気筒から放出する設計とする。</p> <p>2.2.5 原子炉建屋廃棄物処理区域換気空調系</p> <p>原子炉建屋廃棄物処理区域換気空調系は、廃棄物処理区域送風機、廃棄物処理区域排風機等で構成され、建屋内の空気の流れを適正に保ち、清浄区域の汚染を防止する。</p> <p>廃棄物処理区域内に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気筒から大気に放出する設計とする。</p> <p>2.2.6 制御建屋換気系</p> <p>制御建屋換気系は、C/B汚染区域送風機（第1号機設備、第1,2号機共用）、C/B汚染区域排風機（第1号機設備、第1,2号機共用）等で構成する。</p> <p>制御建屋内に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気筒から大気に放出する設計とする。</p> <p>2.2.7 焼却炉建屋換気空調系</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>焼却炉建屋換気空調系は、焼却炉建屋給気ファン（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、焼却炉建屋排気ファン（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）等で構成する。</p> <p>焼却炉建屋内に供給された空気は、フィルタを通した後、排気ファンにより焼却炉建屋排気口から大気に放出する設計とする。</p> <p>2.2.7 サイトバンカ建屋換気空調系</p> <p>サイトバンカ建屋換気系は、サイトバンカ建屋送風機（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、サイトバンカ建屋排風機（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）等で構成する。</p> <p>サイトバンカ建屋内に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機によりサイトバンカ建屋排気口から大気に放出する設計とする。</p> <p>2.3 生体遮蔽装置等</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による発電所周辺の空間線量率が、放射線業務従事者等の放射線障害を防止するために必要な生体遮蔽等を適切に設置すること及び発電用原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、発電所周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度に比べ十分に下回る、空気カーマで年間 $50 \mu\text{Gy}$ を超えないような遮蔽設計とする。</p> <p>発電所内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、通常運転時の放射線業務従事者等の被ばく線量が適切な作業管理とあいまって、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」を満足できる遮蔽設計とする。</p> <p>生体遮蔽は、主に原子炉しゃへい壁、1次しゃへい壁（ドライウェル外側壁）、2次しゃへい壁（原子炉建屋原子炉棟外壁）、補助しゃへい及び中央制御室しゃへい壁から構成し、想定する通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時に対し、地震時及び地震後においても、発電所周辺の空間線量率の低減及び放射線業務従事者等の放射線障害防止のために、遮蔽性を維持する設計とする。</p> <p>生体遮蔽に開口部又は配管その他の貫通部があるものにあつては、必要に応じて次の放射線漏えい防止措置を講じた設計とするとともに、自重、附加荷重及び熱応力に耐える設計とする。</p> <p>・開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所（通路の行き止まり部、高所</p>	<p>焼却炉建屋換気空調系は、焼却炉建屋給気ファン（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、焼却炉建屋排気ファン（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）等で構成する。</p> <p>焼却炉建屋内に供給された空気は、フィルタを通した後、排気ファンにより焼却炉建屋排気口から大気に放出する設計とする。</p> <p>2.2.8 サイトバンカ建屋換気空調系</p> <p>サイトバンカ建屋換気系は、サイトバンカ建屋送風機（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、サイトバンカ建屋排風機（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）等で構成する。</p> <p>サイトバンカ建屋内に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機によりサイトバンカ建屋排気口から大気に放出する設計とする。</p> <p>2.3 生体遮蔽装置等</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による発電所周辺の空間線量率が、放射線業務従事者等の放射線障害を防止するために必要な生体遮蔽等を適切に設置すること及び発電用原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、発電所周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度に比べ十分に下回る、空気カーマで年間 $50 \mu\text{Gy}$ を超えないような遮蔽設計とする。</p> <p>発電所内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、通常運転時の放射線業務従事者等の被ばく線量が適切な作業管理とあいまって、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」を満足できる遮蔽設計とする。</p> <p>生体遮蔽は、主に原子炉しゃへい壁、1次しゃへい壁（ドライウェル外側壁）、2次しゃへい壁（原子炉建屋原子炉棟外壁）、補助しゃへい、中央制御室しゃへい壁、中央制御室待避所遮蔽及び緊急時対策所遮蔽から構成し、想定する通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に対し、地震時及び地震後においても、発電所周辺の空間線量率の低減及び放射線業務従事者等の放射線障害防止のために、遮蔽性を維持する設計とする。</p> <p>生体遮蔽に開口部又は配管その他の貫通部があるものにあつては、必要に応じて次の放射線漏えい防止措置を講じた設計とするとともに、自重、附加荷重及び熱応力に耐える設計とする。</p> <p>・開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所（通路の行き止まり部、高所</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>等) への開口部設置</p> <ul style="list-style-type: none"> 貫通部に対する遮蔽補強 (スリーブと配管との間隙への遮蔽材の充てん等) 線源機器と貫通孔との位置関係により, 貫通孔から線源機器が直視できない措置 <p>遮蔽設計は, 実効線量が 1.3mSv/3 月間を超えるおそれがある区域を管理区域としたうえで, 日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程 (J E A C 4 6 1 5)」の通常運転時の遮蔽設計に基づく設計とする。</p> <p>中央制御室しゃへい壁, 2 次しゃへい壁及び補助しゃへいは, 「2.1 中央制御室の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p>	<p>等) への開口部設置</p> <ul style="list-style-type: none"> 貫通部に対する遮蔽補強 (スリーブと配管との間隙への遮蔽材の充てん等) 線源機器と貫通孔との位置関係により, 貫通孔から線源機器が直視できない措置 <p>遮蔽設計は, 実効線量が 1.3mSv/3 月間を超えるおそれがある区域を管理区域としたうえで, 日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程 (J E A C 4 6 1 5)」の通常運転時の遮蔽設計に基づく設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等は, 原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより, フィルタ装置等の周囲には遮蔽壁が設置されることから原子炉格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。</p> <p>中央制御室しゃへい壁, 中央制御室待避所遮蔽, 緊急時対策所遮蔽, 2 次しゃへい壁及び補助しゃへいは, 「2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>中央制御室しゃへい壁は, 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>3. 主要対象設備</p> <p>放射線管理施設の対象となる主要な設備について, 「表 1 放射線管理施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>3. 主要対象設備</p> <p>放射線管理施設の対象となる主要な設備について, 「表 1 放射線管理施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は, 要目表対象を示したりリストに関する記載であるため, 記載しない。</p>

8. 原子炉格納施設の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<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>本記載は概要であるため、記載しない。</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. 設備に対する要求 (4.7 内燃機関の設計条件, 4.8 電気設備の設計条件を除く。), 5. 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 (5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 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>本記載は概要であるため、記載しない。</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>原子炉格納容器にはドライウエル内のガスを循環冷却するための設備として、冷却装置及び送風機からなるドライウエル冷却系（個数4（予備2））を設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）とあい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冷却材喪失時の圧力、温度及び設計上想定された地震荷重に耐える設計とする。また、冷却材喪失時及び主蒸気逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の開口部である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許容値以下に保ち、冷却材喪失時及び主蒸気逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つ設計とする。</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いて、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は脆性破壊及び破断が生じない設計とする。脆性破壊に対しては、最低使用温度を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足した材料を使用する設計とする。</p>	<p>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>原子炉格納容器にはドライウエル内のガスを循環冷却するための設備として、冷却装置及び送風機からなるドライウエル冷却系（個数4（予備2））を設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）とあい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冷却材喪失時の圧力、温度及び設計上想定された地震荷重に耐える設計とする。また、冷却材喪失時及び主蒸気逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の開口部である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許容値以下に保ち、冷却材喪失時及び主蒸気逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つ設計とする。</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いて、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は脆性破壊及び破断が生じない設計とする。脆性破壊に対しては、最低使用温度を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足した材料を使用する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<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>サブプレッションチェンバは、設計基準対象施設として容量 2800m³、個数 1 個を設置する。</p> <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（以下「隔離弁」という。）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接続するか、又は原子炉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、冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個、外側に 1 個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</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原子炉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、又は原子炉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、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉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、冷却材喪失事故の原子炉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 個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</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</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>サブプレッションチェンバは、設計基準対象施設として容量 2800m³、個数 1 個を設置する。</p> <p>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、設計基準対象施設としての最高使用圧力の 2 倍の圧力及び 200℃の温度で閉じ込め機能を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>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（以下「隔離弁」という。）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接続するか、又は原子炉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、冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個、外側に 1 個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</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原子炉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、又は原子炉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、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉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、冷却材喪失事故の原子炉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 個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>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、貫通箇所の外側であって近接した箇所に 2 個の隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>設計基準事故の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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，設計基準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>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，隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を有する設計とする。</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隔離弁を設けない場合は，オリフィス又は過流量防止逆止弁を設置し，流出量抑制対策を講じる設計とする。</p> <p>隔離弁は，閉止後に駆動動力源が喪失した場合におい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，隔離弁は動作試験ができる設計とする。</p>	<p>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，貫通箇所の外側であって近接した箇所に 2 個の隔離弁を設ける設計とする。</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>設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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，設計基準事故時及び重大事故等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>また，重大事故等時に使用する原子炉格納容器調気系の隔離弁については，設計基準事故時の隔離機能の確保を考慮し自動隔離弁とし，重大事故等時に容易に開弁が可能な設計とする。</p> <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，隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を有する設計とする。</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隔離弁を設けない場合は，オリフィス又は過流量防止逆止弁を設置し，流出量抑制対策を講じる設計とする。</p> <p>隔離弁は，閉止後に駆動動力源が喪失した場合におい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，隔離弁は動作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>2. 原子炉建屋</p> <p>2.1 原子炉建屋原子炉棟等</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<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、非常用ガス処理系等により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても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>新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設計とする。</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、非常用ガス処理系等により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても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>新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟は、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。原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋原子炉棟に設置する原子炉建屋ブローアウトパネル（原子炉冷却系統施設のうち「5.2 高圧炉心スプレイ系」、浸水防護施設と兼用）（以下同じ。）は、閉状態の維持又は開放時に容易かつ確実に原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により開口部を閉止可能な設計とする。</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>冷却材喪失事故後、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、ドライウェルとサブプレッションチェンバ間に設置された6個の真空破壊弁が、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のドライウェルへの逆流及びドライウェルの破損を防止できる設計とする。</p> <p>なお、発電用原子炉の運転時に原子炉格納容器に窒素を充てんしていることなどから、原子炉格納容器外面に受ける圧力が設計を超えることはない。</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>冷却材喪失事故後、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、ドライウェルとサブプレッションチェンバ間に設置された6個の真空破壊弁が、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のドライウェルへの逆流及びドライウェルの破損を防止できる設計とする。</p> <p>なお、発電用原子炉の運転時に原子炉格納容器に窒素を充てんしていることなどから、原子炉格納容器外面に受ける圧力が設計を超えることはない。</p> <p>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、ドライウェルとサブプレッションチェンバ間に設置された6個の真空破壊弁が、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のドライウェルへの逆流及びドライウェルの破損を防止できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.2 原子炉格納容器安全設備</p> <p>3.2.1 原子炉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残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を設置する。</p>	<p>3.2 原子炉格納容器安全設備</p> <p>3.2.1 原子炉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残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を設置する。</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）のドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管については、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管 1 箇所の全周破断を想定した場合においても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。</p> <p>ここで、単一故障時には、残留熱除去系 1 系統による格納容器スプレイ冷却モードは、スプレイ効果に期待できない状態となり、スプレイ液滴による除熱を考慮しないこと及び冷却水が破断箇所から落下してサブプレッションチェンバのプール水に移行することを想定する。このような場合においても、他の残留熱除去系 1 系統をサブプレッションプール水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>3.2.2 原子炉格納容器下部注水系</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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を補給水系配管等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が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位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 432">原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、非常用交流電源設備に加えて、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。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1457 443 2436 569">原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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 data-bbox="1457 621 2436 747">原子炉格納容器安全設備のうち、復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、復水貯蔵タンク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> <p data-bbox="1418 800 2436 873">(2) 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p data-bbox="1457 884 2436 1146">原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）は、代替循環冷却ポンプにより、サ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格納容器下部へ注水し、熔融炉心が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位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1199 2436 1325">原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）は、非常用交流電源設備に加えて、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 data-bbox="1457 1335 2436 1503">原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の流路として、設計基準対象施設である残留熱除去系熱交換器及び原子炉格納容器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 data-bbox="1457 1556 2436 1860">原子炉格納容器安全設備のうち、サプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉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 原子院第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、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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>(3) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水をあらかじめ敷設した補給水系配管を經由して原子炉格納容器下部へ注水し、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉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、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により海を利用できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて代替所内電気設備を經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>また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数4（予備1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.2.2 原子炉格納容器下部注水系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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>原子炉格納容器安全設備のうち、淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）又は海を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）又は海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> <p>(4) 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の復水移送ポンプを代替所内電気設備を經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る電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の代替循環冷却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からの給電による電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、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対して、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送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とし、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系の代替循環冷却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からの給電とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電動弁（交流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、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る遠隔操作に対して多様性を有する設計とし、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の電動弁（交流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替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、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の電動弁（交流）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。原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式直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、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電動弁（直流）は、125V蓄電池から125V直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。さらに、常設代替直流電源設備からの給電も可能であり、125V代替蓄電池から125V直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2433 342"> 統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 405 2433 615"> また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びにサブプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 678 2433 846"> 復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、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 data-bbox="1457 909 2433 1161"> 原子炉格納容器下部注水系（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、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る遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器下部注水系（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 data-bbox="1457 1224 2433 1297"> 大容量送水ポンプ（タイプ I）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 data-bbox="1457 1360 2433 1612"> 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、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、それぞれ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 data-bbox="1389 1665 1899 1696"> 3.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 </p> <p data-bbox="1457 1707 2433 1917"> 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有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、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に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重大事故等対処設備 </p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 266 2433 342">として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1457 401 2433 569">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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1418 627 2347 657">(1) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による代替格納容器スプレイ</p> <p data-bbox="1457 669 2433 1060">炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失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モード）及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1119 2433 1509">炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失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モード）及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由してドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、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ことができる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1568 2433 1871">原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が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位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2433 432">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、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。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1457 447 2433 569">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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 data-bbox="1457 625 2433 705">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、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兼用する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 762 2433 884">原子炉格納容器安全設備のうち、復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、復水貯蔵タンク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> <p data-bbox="1418 940 2433 1377">(2) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による代替格納容器スプレイ 炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失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モード）及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1434 2433 1824">炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失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モード）及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由してドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、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ことができる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1881 2433 1915">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合に</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2433 342">において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により海を利用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 405 2433 657">原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 720 2433 835">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、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 data-bbox="1457 898 2433 972">また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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 data-bbox="1457 1035 2433 1192">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数4（予備1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1255 2433 1371">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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 data-bbox="1457 1434 2433 1507">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、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兼用する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1570 2433 1728">原子炉格納容器安全設備のうち、淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）又は海を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）又は海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> <p data-bbox="1418 1791 1982 1822">(3) 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散</p> <p data-bbox="1457 1833 2433 1906">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、復水移送ポンプを</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2433 436">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（格納容器スプレー冷却モード）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 491 2433 747">原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）の電動弁（交流）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、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）の電動弁（交流）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 data-bbox="1457 802 2433 1192">原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）の電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式直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、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）の電動弁（直流）は、125V蓄電池から125V直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。さらに、常設代替直流電源設備からの給電も可能であり、125V代替蓄電池から125V直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1247 2433 1373">また、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）は、復水貯蔵タンクを水源とすることで、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1428 2433 1554">復水移送ポンプは、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、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 data-bbox="1457 1608 2433 1734">復水貯蔵タンクは、屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置されている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 data-bbox="1457 1789 2433 1915">原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）及び原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を空冷式のディー</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 386">ゼルエンジンにより駆動とすることで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 443 2436 701">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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 data-bbox="1457 716 2436 879">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 936 2436 1058">大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉建屋から離れた屋外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復水移送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 data-bbox="1457 1115 2436 1194">大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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 data-bbox="1457 1251 2436 1415">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去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、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1472 2436 1635">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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、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モード）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。</p> <p data-bbox="1457 1692 2436 1908">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送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る電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 342">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 401 2436 789">原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、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対して、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送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とし、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系の代替循環冷却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からの給電とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 848 2436 1104">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、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る遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）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 data-bbox="1457 1163 2436 1551">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式直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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（直流）は、125V 蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。さらに、常設代替直流電源設備からの給電も可能であり、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1610 2436 1822">また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びにサプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1881 2436 1915">復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 390">属棟内に設置し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、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 data-bbox="1457 443 2436 705">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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、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る遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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 data-bbox="1457 758 2436 1020">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、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、それぞれ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 data-bbox="1389 1073 1665 1104">3.2.4 代替循環冷却系</p> <p data-bbox="1457 1115 2436 1283">炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1293 2436 1461">炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するため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。なお、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する場合は、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と並行して行う。</p> <p data-bbox="1457 1514 2436 1640">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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な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 data-bbox="1418 1703 1590 1734">(1) 系統構成</p> <p data-bbox="1457 1745 2436 1913">代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2433 342">また、本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 401 2433 520">代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系配管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熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 579 2433 653">また、本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 711 2433 968">代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系配管を経由して、原子炉格納容器内へスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が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位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1026 2433 1100">また、本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1159 2433 1278">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、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、ベント管を経てサプレッションチェンバに戻ることで循環できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1337 2433 1411">代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に加えて、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 data-bbox="1457 1470 2433 1640">代替循環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並びに原子炉格納容器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 data-bbox="1457 1698 2433 1906">原子炉格納容器安全設備のうち、サプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 342">評価により、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 data-bbox="1418 401 1982 432">(2) 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散</p> <p data-bbox="1457 443 2436 564">代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原理の異なる冷却手段及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 623 2436 835">代替循環冷却系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また，原子炉格納容器フィルタベント系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，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により駆動できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 894 2436 1016">原子炉格納容器フィルタベント系は，人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで，代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1075 2436 1241">代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで，原子炉建屋内の原子炉格納容器フィルタ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> <p data-bbox="1457 1299 2436 1421">原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの接続口は，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，互いに異なる複数箇所に設置し，かつ原子炉格納容器フィルタベント系と異なる区画に設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1480 2436 1692">代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に，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原子炉建屋原子炉棟内に設置し，原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクは原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系と異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1751 2436 1829">代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，流路を分離することで独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1887 2436 1915">これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって，代替循環冷却系と</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2433 342">原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 405 2433 657">代替循環冷却系は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、代替循環冷却系の代替循環冷却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からの給電による電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 720 2433 1108">原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、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対して、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送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とし、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系の代替循環冷却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からの給電とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1171 2433 1371">代替循環冷却系の電動弁（交流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替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、代替循環冷却系の電動弁（交流）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 data-bbox="1457 1434 2433 1686">また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びにサプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1749 2433 1864">代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、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 data-bbox="1457 1885 2433 1915">原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 342">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 data-bbox="1457 401 2436 657">これらの多様性及びシステムの独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、それぞれ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 data-bbox="1389 716 1665 743">3.2.5 高压代替注水系</p> <p data-bbox="1457 758 2436 926">炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための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。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p data-bbox="1457 940 2436 1062">高压代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンクの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熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1119 2436 1287">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又は所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とし、所内常設蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合でも、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により中央制御室からの操作が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1344 2436 1465">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、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 data-bbox="1389 1524 1665 1551">3.2.6 低压代替注水系</p> <p data-bbox="1418 1566 2199 1593">(1) 低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水</p> <p data-bbox="1457 1608 2436 1776">炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を設ける設計とする。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p data-bbox="1457 1833 2436 1911">低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由して原子炉压力容器へ注水することで熔融炉心</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 1771 296">を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 354 2436 520"> 低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、非常用交流電源設備に加えて、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。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 579 2436 745"> 低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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 data-bbox="1421 804 1979 835">(2) 低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水</p> <p data-bbox="1457 848 2436 1014"> 炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低压代替注水系（可搬型）を設ける設計とする。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入と並行して行う。 </p> <p data-bbox="1457 1073 2436 1197"> 低压代替注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉压力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 1255 2436 1379"> 低压代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により海を利用できる設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 1438 2436 1562"> 低压代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、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 data-bbox="1457 1621 2436 1692"> 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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 data-bbox="1457 1751 2436 1915"> 低压代替注水系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数4（予備1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.2.6 低压代替注水系」の設備として兼用）により行う設計とする。 </p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 310 2433 432"> 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 data-bbox="1389 493 1665 520">3.2.7 ほう酸水注入系</p> <p data-bbox="1457 533 2433 743"> 炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を設ける設計とする。なお、この場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉压力容器への注水と並行して行う。 </p> <p data-bbox="1457 804 2433 926"> ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系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、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 984 2433 1060"> ほう酸水注入系は、非常用交流電源設備に加え、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 data-bbox="1457 1119 2433 1241"> 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 data-bbox="1389 1302 2015 1329">3.2.8 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）</p> <p data-bbox="1418 1346 1584 1373">(1) 系統構成</p> <p data-bbox="1457 1386 2433 1551"> 原子炉格納容器内の冷却等のための設備として、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（格納容器スプレイ冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 1568 2433 1778"> 炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失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モード）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（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧できる設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 1837 2433 1913"> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、 </p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 386">残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 443 2436 611">残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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及び残留熱除去系熱交換器によりサブプレッションチェンバのプール水を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することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 667 2436 747">本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 804 2436 926">残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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 data-bbox="1457 982 2436 1283">原子炉格納容器安全設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉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、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 data-bbox="1418 1339 1745 1371">(2) 多様性、位置的分散等</p> <p data-bbox="1457 1388 2436 1598">残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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 data-bbox="1389 1654 2101 1686">3.2.9 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）</p> <p data-bbox="1418 1703 1596 1734">(1) 系統構成</p> <p data-bbox="1457 1751 2436 1913">原子炉格納容器内の冷却等のための設備として、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（サブプレッションプール水冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 310 2436 569">炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失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水冷却モード）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（サブプレッションプール水冷却モード）を復旧できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 579 2436 793">炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失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水冷却モード）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（サブプレッションプール水冷却モード）を復旧できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 848 2436 1016">残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）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及び残留熱除去系熱交換器により、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1071 2436 1155">本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1209 2436 1335">残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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 data-bbox="1457 1390 2436 1692">原子炉格納容器安全設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉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、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 data-bbox="1418 1747 1745 1778">(2) 多様性、位置的分散等</p> <p data-bbox="1457 1789 2436 1913">残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.3 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備</p> <p>3.3.1 非常用ガス処理系</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非常用ガス処理系を設置する。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系空気乾燥装置、非常用ガス処理系排風機及び高性能エアフィルタ、チャコールエアフィルタを含む非常用ガス処理系フィルタ装置等から構成される。</p> <p>放射性物質の放出を伴う設計基準事故時には、常用換気系を閉鎖し、非常用ガス処理系排風機によって原子炉建屋原子炉棟内を水柱約6mmの負圧に保ちながら、原子炉格納容器等から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系フィルタ装置を通して除去・低減した後、排気筒から放出する設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、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>非常用ガス処理系のうち、非常用ガス処理系フィルタ装置のよう素除去効率及び非常用ガス処理系の処理容量は、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>新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、非常用ガス処理系により放射性物質の放出を低減できる設計とする。</p>	<p>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>3.3 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備</p> <p>3.3.1 非常用ガス処理系</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非常用ガス処理系を設置する。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系空気乾燥装置、非常用ガス処理系排風機及び高性能エアフィルタ、チャコールエアフィルタを含む非常用ガス処理系フィルタ装置等から構成される。</p> <p>放射性物質の放出を伴う設計基準事故時には、常用換気系を閉鎖し、非常用ガス処理系排風機によって原子炉建屋原子炉棟内を水柱約6mmの負圧に保ちながら、原子炉格納容器等から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系フィルタ装置を通して除去・低減した後、排気筒から放出する設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、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>非常用ガス処理系のうち、非常用ガス処理系フィルタ装置のよう素除去効率及び非常用ガス処理系の処理容量は、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>新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、非常用ガス処理系により放射性物質の放出を低減できる設計とする。</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする非常用ガス処理系の配管の一部及び非常用ガス処理系フィルタ装置については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2436 478"> 霧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のうち、想定される最も過酷な条件として、配管の全周破断及び非常用ガス処理系フィルタ装置の閉塞を想定しても、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 data-bbox="1457 537 2436 657"> 想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆に対する放射線被ばくは、保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価し、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認する。 </p> <p data-bbox="1457 716 2436 835"> また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する3日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 852 2436 926"> 単一設計とする箇所の設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 942 2436 1152"> 炉心の著しい損傷が発生した場合に、非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒から排気し、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減させることで、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 1211 2436 1421"> 炉心の著しい損傷が発生し、非常用ガス処理系を起動する際に、原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には、中央制御室から原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置（個数1）を操作し、容易かつ確実に開口部を閉止できる設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は現場においても、人力により操作できる設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 1480 2436 1554"> 非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、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 data-bbox="1457 1612 2436 1686"> また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、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 data-bbox="1457 1745 2436 1915"> 非常用ガス処理系の流路として、設計基準対象施設である非常用ガス処理系空気乾燥装置、非常用ガス処理系フィルタ装置、排気筒、原子炉建屋原子炉棟、原子炉建屋大物搬入口及び原子炉建屋エアロック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	記載しない理由
<p>3.3.2 可燃性ガス濃度制御系</p> <p>冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生する水素及び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、原子炉格納容器調気系により原子炉格納容器内に窒素を充填することとあいまって、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度 4vol%未満又は酸素濃度 5vol%未満に維持できる設計とする。</p>	<p>3.3.2 可燃性ガス濃度制御系</p> <p>冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生する水素及び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、原子炉格納容器調気系により原子炉格納容器内に窒素を充填することとあいまって、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度 4vol%未満又は酸素濃度 5vol%未満に維持できる設計とする。</p> <p>3.3.3 原子炉建屋水素濃度抑制系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために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ための重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合装置を設ける設計とする。</p> <p>水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合装置は、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内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって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、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。また評価に用いる性能を満足し、試験により性能及び耐環境性が確認された型式品を設置する設計とする。静的触媒式水素再結合装置は、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が滞留すると想定される原子炉建屋原子炉棟 3 階に設置することとし、静的触媒式水素再結合装置の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故等時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう離隔距離を設ける設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合装置の流路として、設計基準対象施設である原子炉建屋原子炉棟、原子炉建屋大物搬入口及び原子炉建屋エアロック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>3.3.4 放射性物質拡散抑制系</p> <p>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、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、放水設備（大気への拡散抑制設備）及び海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）を設ける設計とする。</p> <p>(1) 放水設備（大気への拡散抑制設備）</p> <p>大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、放水設備（大気への拡散抑制設備）は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海水を取水</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 386">し、ホースを經由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 443 2436 611">放水設備（大気への拡散抑制設備）に使用するホースの敷設は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.3.4 放射性物質拡散抑制系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p data-bbox="1418 667 1961 699">(2) 海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）</p> <p data-bbox="1457 716 2436 926">海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）は、シルトフェンス（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.4 放射性物質拡散抑制系」の設備と兼用）で構成する。シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する 4 箇所（南側排水路排水柵、タービン補機放水ピット、北側排水路排水柵及び取水口）に設置できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 982 2436 1329">シルトフェンスは、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、各設置場所に必要な幅に対してシルトフェンスを二重に設置することとし、南側排水路排水柵に 1 本 1 組（高さ約 5m、幅約 5m）として計 2 本、タービン補機放水ピットに 1 本 1 組（高さ約 7m、幅約 5m）として計 2 本、北側排水路排水柵に 1 本 1 組（高さ約 6m、幅約 11m）として計 2 本及び取水口に 3 本 1 組（1 本あたり高さ約 12m、幅約 20m）として計 6 本の合計 12 本使用する設計とする。また、予備については、破損時のバックアップとして、各設置場所に対して 1 組の合計 6 本を保管する。</p> <p data-bbox="1389 1388 2095 1419">3.3.5 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）</p> <p data-bbox="1457 1436 2436 1514">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できる設備として、放水設備（泡消火設備）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1570 2436 1738">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重大事故等対処設備として、放水設備（泡消火設備）は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により泡消火薬剤混合装置を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを經由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1795 2436 1873">泡消火薬剤混合装置 1 個の泡消火薬剤の保有量は、必要な容量である 646L に対し余裕をみた 1000L を保管する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 432">泡消火薬剤混合装置は、航空機燃料火災に対応するため、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲に接続することで、泡消火薬剤を混合して放水できる設計とする。また、泡消火薬剤混合装置の保有数は、航空機燃料火災に対応するため、1個と故障時及び保守点検時の予備として1個の合計2個を保管する。</p> <p data-bbox="1457 489 2436 657">放水設備（泡消火設備）に使用するホースの敷設は、ホース延長回収車（台数4（予備1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.3.5 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p data-bbox="1389 716 1745 743">3.3.6 可搬型窒素ガス供給系</p> <p data-bbox="1457 758 2436 1016">可搬型窒素ガス供給系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬型窒素ガス供給系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1073 2436 1199">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するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、可搬型窒素ガス供給装置を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1255 2436 1381">可搬型窒素ガス供給装置は、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、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 data-bbox="1457 1438 2436 1514">可搬型窒素ガス供給装置は、車両内に搭載された可搬型窒素ガス供給装置発電設備により給電できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1570 2436 1696">可搬型窒素ガス供給系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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 data-bbox="1389 1753 1872 1780">3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p data-bbox="1457 1795 2436 1915">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、原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 310 2436 747">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対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、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屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 10.0kg/s（1Pd 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低減しつつ、ジルコニウム-水反応、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排出できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 804 2436 972">フィルタ装置は 3 台を並列に設置し、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バ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態において pH13 以上）に維持する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1029 2436 1281">原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬型窒素ガス供給系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）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バイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して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 data-bbox="1457 1337 2436 1421">可搬型窒素ガス供給装置は、車両内に搭載された可搬型窒素ガス供給装置発電設備により給電できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1478 2436 1688">原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数 4）（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）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 data-bbox="1457 1745 2436 1871">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、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、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により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.4 原子炉格納容器調気設備</p> <p>3.4.1 原子炉格納容器調気系</p> <p>原子炉格納容器調気系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充填することにより、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に保つ設計とする。</p>	<p>原子炉格納容器フィルタベント系は、代替淡水源から、大容量送水ポンプ（タイプI）によりフィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋付属棟内とし、サブプレッションチェンバメント用出口隔離弁（T48-F022）の操作を行う原子炉建屋地下1階及びドライウェルベント用出口隔離弁（T48-F019）の操作を行う原子炉建屋地上1階に遮蔽体（遠隔手動弁操作設備遮蔽（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）（以下同じ。）を設置し、放射線防護を考慮した設計とする。遠隔手動弁操作設備遮蔽は、炉心の著しい損傷時においても、原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁操作ができるよう、どちらの遮蔽体においても鉛厚さ2mmの遮蔽厚さを有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数4（予備1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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>3.4 原子炉格納容器調気設備</p> <p>3.4.1 原子炉格納容器調気系</p> <p>原子炉格納容器調気系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充填することにより、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に保つ設計とする。</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に、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化する設計とする。</p> <p>3.5 圧力逃がし装置</p> <p>3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内の圧力を大気</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2433 342">中に逃がすための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1418 405 1584 432">(1) 系統構成</p> <p data-bbox="1457 447 2433 747">原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、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原子炉格納容器調気系等を経由して、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屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 10.0kg/s（1Pd 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 data-bbox="1457 804 2433 972">フィルタ装置は 3 台を並列に設置し、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バ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態において pH13 以上）に維持する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1029 2433 1287">原子炉格納容器フィルタベント系は、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とともに有効燃料棒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熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1302 2433 1560">原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬型窒素ガス供給系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）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バイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して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 data-bbox="1457 1617 2433 1915">原子炉格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で 2 個設置（ベント用非常用ガス処理系側隔離弁（T48-F020）と格納容器排気非常用ガス処理系側止め弁（T48-F045）（原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備と兼用）、ベント用換気空調系側隔離弁（T48-F021）と格納容器排気換気空調系側止め弁（T48-F046）（原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備と兼用）、原子炉格納容器耐圧強</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2436 569">化ベント用連絡配管隔離弁 (T48-F043) (原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」, 原子炉冷却系統施設のうち「4.3 耐圧強化ベント系」の設備と兼用) と原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管止め弁 (T48-F044) (原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」, 原子炉冷却系統施設のうち「4.3 耐圧強化ベント系」の設備と兼用)) し, 原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・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 data-bbox="1457 625 2436 884">原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては, 原子炉格納容器が負圧とならないよう, 原子炉格納容器代替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を停止する運用を保安規定に定めて管理する。原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に再度, 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 data-bbox="1457 940 2436 1062">可搬型窒素ガス供給系は, 可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために, 可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス (窒素) の供給が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1119 2436 1199">可搬型窒素ガス供給装置は, 車両内に搭載された可搬型窒素ガス供給装置発電設備により給電できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1255 2436 1467">原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は, 遠隔手動弁操作設備 (個数 4) (原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」, 「4.3 耐圧強化ベント系」, 原子炉格納施設のうち「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」と兼用) 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 data-bbox="1457 1524 2436 1646">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, 可搬型代替交流電源設備, 所内常設蓄電式直流電源設備, 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により, 中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1703 2436 1824">系統内に設けるフィルタ装置出口側ラプチャディスクは, 原子炉格納容器フィルタベント系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 data-bbox="1457 1881 2436 1915">原子炉格納容器フィルタベント系は, 代替淡水源から, 大容量送水ポンプ (タイ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2294 296">プI)により、フィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 354 2436 789">原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋付属棟内とし、サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 (T48-F022) の操作を行う原子炉建屋地下 1 階及びドライウェルベント用出口隔離弁 (T48-F019) の操作を行う原子炉建屋地上 1 階に遮蔽体 (遠隔手動弁操作設備遮蔽 (原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」, 原子炉格納施設のうち「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」)と兼用) (以下同じ。)) を設置し、放射線防護を考慮した設計とする。遠隔手動弁操作設備遮蔽は、炉心の著しい損傷時においても、原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁操作ができるよう、どちらの遮蔽体においても鉛厚さ 2mm の遮蔽厚さを有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 848 2436 1014">原子炉格納容器フィルタベント系に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車 (台数 4 (予備 1)) (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」) の設備を原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用) により行う設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1073 2436 1192">原子炉格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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 data-bbox="1418 1251 1982 1283">(2) 多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散</p> <p data-bbox="1457 1297 2436 1417">代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却手段及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1476 2436 1686">代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、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により駆動できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1745 2436 1864">原子炉格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1879 2436 1911">代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に、残留熱除去系熱</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 432">交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクは原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系と異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p data-bbox="1457 489 2436 569">代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 625 2436 747">これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1362 804 1849 835">3.6 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p data-bbox="1403 848 2436 1104">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、発電用原子炉施設には、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、復水貯蔵タンク、サブプレッションチェンバ及びほう酸水注入系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 data-bbox="1403 1161 2436 1241">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貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1427 1297 2267 1329">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 data-bbox="1403 1386 2436 1598">復水貯蔵タンクは、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及び原子炉格納容器へのスプレイ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圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の水源として利用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1654 2436 1911">サブプレッションチェンバ（容量 2800m³、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及び原子炉格納容器へのスプレイ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代替循環冷却系及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の水源として利用できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.5 設備の共用</p> <p>液体窒素蒸発装置（第2, 3号機共用）は、第3号機と共用するが、各号機に必要な容量を確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>ほう酸水注入系貯蔵タンクは、想定される重大事故等時において、原子炉压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貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は、想定される重大事故等時において、原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイ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）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系への水補給及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）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、原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイ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）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、さらに、放水設備（大気への拡散抑制設備）及び放水設備（泡消火設備）の水源として利用できる設計とする。</p> <p>3.7 設備の共用</p> <p>液体窒素蒸発装置（第2, 3号機共用）は、第3号機と共用するが、各号機に必要な容量を確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</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>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

9. 非常用電源設備の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>非常用電源設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 設備に対する要求 (4.6 逆止め弁を除く。), 5. その他 (5.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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>非常用電源設備の共通項目である「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 逆止め弁を除く。), 6. その他 (6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 非常用電源設備の電源系統</p> <p>1.1 非常用電源系統</p> <p>重要安全施設に給電する系統においては、多重性を有し、系統分離が可能である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置する。</p> <p>非常用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は、多重性を持たせ、3系統の母線で構成し、工学的安全施設に係る高圧補機と発電所の保安に必要な高圧補機へ給電する設計とする。また、動力変圧器を通して降圧し、非常用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。非常用低圧母線も同様に多重性を持たせ3系統の母線で構成し、工学的安全施設に係る低圧補機と発電所の保安に必要な低圧補機へ給電する設計とする。</p> <p>また、高圧及び低圧母線等で故障が発生した際は、遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全施設への影響を限定できる設計とする。</p> <p>更に、非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。</p> <p>これらの母線は、独立性を確保し、それぞれ区画分離された部屋に配置する設計とす</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 非常用電源設備の電源系統</p> <p>1.1 非常用電源系統</p> <p>重要安全施設に給電する系統においては、多重性を有し、系統分離が可能である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置する。</p> <p>非常用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は、多重性を持たせ、3系統の母線で構成し、工学的安全施設に係る高圧補機と発電所の保安に必要な高圧補機へ給電する設計とする。また、動力変圧器を通して降圧し、非常用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。非常用低圧母線も同様に多重性を持たせ3系統の母線で構成し、工学的安全施設に係る低圧補機と発電所の保安に必要な低圧補機へ給電する設計とする。</p> <p>また、高圧及び低圧母線等で故障が発生した際は、遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全施設への影響を限定できる設計とする。</p> <p>更に、非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。</p> <p>重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤（安全施設（重要安全施設を除く。）への電力供給に係るものに限る。）について、遮断器の遮断時間の適切な設定、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の停止等により、高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。</p> <p>これらの母線は、独立性を確保し、それぞれ区画分離された部屋に配置する設計とす</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>る。</p> <p>原子炉保護系並びに工学的安全施設に係る多重性をもつ動力回路に使用するケーブルは、負荷の容量に応じたケーブルを使用し、多重化したそれぞれのケーブルについて相互に物理的分離を図る設計とするとともに制御回路や計装回路への電氣的影響を考慮した設計とする。</p> <p>1.2 所内電気系統</p> <p>1.2.1 系統構成</p> <p>非常用所内電気設備は、3系統の非常用母線等（メタルクラッドスイッチギア（非常用）（6900V、1200Aのものを2個）、メタルクラッドスイッチギア（高圧炉心スプレイ系用）（6900V、1200Aのものを1個）、パワーセンタ（非常用）（600V、5000Aのものを2個）、モータコントロールセンタ（非常用）（600V、800Aのものを14個）、モータコントロールセンタ（高圧炉心スプレイ系用）（600V、800Aのものを1個）、動力変圧器（非常用）（3300kVA、6750/460Vのものを2個）、動力変圧器（高圧炉心スプレイ系用）（750kVA、6900/460Vのものを1個）及び中央制御室120V交流分電盤（非常用）（75kVA、460/120Vのものを4個）により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p>	<p>る。</p> <p>原子炉保護系並びに工学的安全施設に係る多重性をもつ動力回路に使用するケーブルは、負荷の容量に応じたケーブルを使用し、多重化したそれぞれのケーブルについて相互に物理的分離を図る設計とするとともに制御回路や計装回路への電氣的影響を考慮した設計とする。</p> <p>1.2 代替所内電気系統</p> <p>1.2.1 系統構成</p> <p>非常用所内電気設備は、3系統の非常用母線等（メタルクラッドスイッチギア（非常用）（6900V、1200Aのものを2個）、メタルクラッドスイッチギア（高圧炉心スプレイ系用）（6900V、1200Aのものを1個）、パワーセンタ（非常用）（600V、5000Aのものを2個）、モータコントロールセンタ（非常用）（600V、800Aのものを14個）、モータコントロールセンタ（高圧炉心スプレイ系用）（600V、800Aのものを1個）、動力変圧器（非常用）（3300kVA、6750/460Vのものを2個）、動力変圧器（高圧炉心スプレイ系用）（750kVA、6900/460Vのものを1個）及び中央制御室120V交流分電盤（非常用）（75kVA、460/120Vのものを4個）により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p> <p>これとは別に上記3系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する代替所内電気設備として、ガスタービン発電機接続盤（7200V、1200Aのものを2個）、メタルクラッドスイッチギア（緊急用）（7200V、1200Aのものを3個）、動力変圧器（緊急用）（500kVA、6900/460Vのものを2個、750kVA、6750/460Vのものを1個）、パワーセンタ（緊急用）（600V、3000Aのものを1個）、モータコントロールセンタ（緊急用）（600V、800Aのものを4個）、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ接続盤（600V、100Aのものを1個）、460V原子炉建屋交流電源切替盤（緊急用）（600V、150Aのものを1個）、460V原子炉建屋交流電源切替盤（非常用）（600V、30Aのものを2個）、メタルクラッドスイッチギア（非常用）（6900V、1200Aのものを2個）、120V原子炉建屋交流電源切替盤（緊急用）（120V、30Aのものを1個）及び中央制御室120V交流分電盤（緊急用）（20kVA、460/120Vのものを1個）を使用できる設計とする。</p> <p>代替所内電気設備は、上記に加え、電路、計測制御装置等で構成し、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。また、代替所内電気設備は、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を考慮した設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>1.2.2 多様性, 位置的分散等</p> <p>代替所内電気設備のガスタービン発電機接続盤, メタルクラッドスイッチギア (緊急用), 動力変圧器 (緊急用), パワーセンタ (緊急用), モータコントロールセンタ (緊急用), ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ接続盤, 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用), 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 (非常用), 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用) 及び中央制御室 120V 交流分電盤 (緊急用) は, 非常用所内電気設備と異なる区画に設置することで, 非常用所内電気設備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>代替所内電気設備は, 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に対して, 独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって, 代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設の動力回路に使用するケーブルは, 負荷の容量に応じたケーブルを使用し, 非常用電源系統に接続するか, 非常用電源系統と独立した代替所内電気系統へ接続する設計とする。</p>	
<p>2. 交流電源設備</p> <p>2.1 非常用交流電源設備</p> <p>2.1.1 系統構成</p> <p>発電用原子炉施設は, 重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため, 電力系統に連系した設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設には, 電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため, 内燃機関を原動力とする非常用交流電源設備を設ける設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置 (非常用電源設備及びその燃料補給設備, 使用済燃料プールへの補給設備, 原子炉格納容器内の圧力, 温度, 酸素・水素濃度, 放射性物質の濃度及び線量当量率の監視設備並びに中央制御室外からの原子炉停止設備) は, 内燃機関を原動力とする非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。) からの電源供給が可能な設計とする。</p>	<p>2. 交流電源設備</p> <p>2.1 非常用交流電源設備</p> <p>2.1.1 系統構成</p> <p>発電用原子炉施設は, 重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため, 電力系統に連系した設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設には, 電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため, 内燃機関を原動力とする非常用交流電源設備を設ける設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置 (非常用電源設備及びその燃料補給設備, 使用済燃料プールへの補給設備, 原子炉格納容器内の圧力, 温度, 酸素・水素濃度, 放射性物質の濃度及び線量当量率の監視設備並びに中央制御室外からの原子炉停止設備) は, 内燃機関を原動力とする非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。) からの電源供給が可能な設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>非常用交流電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。</p> <p>非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、設置(変更)許可を受けた冷却材喪失事故における工学的安全施設の設備の作動開始時間を満足する時間として非常用ディーゼル発電機は10秒及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は13秒以内に電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し、負荷に給電する設計とする。</p> <p>設計基準事故時において、発電用原子炉施設に属する非常用交流電源設備及びその附属設備は、発電用原子炉ごとに単独で設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。</p>	<p>非常用交流電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。</p> <p>非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、設置(変更)許可を受けた冷却材喪失事故における工学的安全施設の設備の作動開始時間を満足する時間として非常用ディーゼル発電機は10秒及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は13秒以内に電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し、負荷に給電する設計とする。</p> <p>設計基準事故時において、発電用原子炉施設に属する非常用交流電源設備及びその附属設備は、発電用原子炉ごとに単独で設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。</p> <p>非常用交流電源設備は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>非常用交流電源設備のうち非常用ディーゼル発電機は重大事故等時に、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）、ほう酸水注入系、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）、高圧窒素ガス供給系（非常用）、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、代替循環冷却系、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、計測制御装置及び非常用ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>非常用交流電源設備のうち高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は重大事故等時に、高圧炉心スプレイ系及び計測制御装置へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>2.1.2 多様性、位置的分散等</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 478">非常用交流電源設備は、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 data-bbox="1365 537 1691 567">2.2 常設代替交流電源設備</p> <p data-bbox="1389 583 1590 613">2.2.1 系統構成</p> <p data-bbox="1457 625 2436 835">設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための交流負荷へ電力を供給する常設代替交流電源設備としてガスタービン発電機を使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 894 2436 1241">常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等時に対処するために外部電源喪失時に自動起動したガスタービン発電機を、メタルクラッドスイッチギア（緊急用）を介してメタルクラッドスイッチギア（非常用）又はモータコントロールセンタ（緊急用）へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1299 2436 1419">また、緊急時対策所への電力確保のため、外部電源喪失時に自動起動したガスタービン発電機を、メタルクラッドスイッチギア（緊急用）を介してメタルクラッドスイッチギア（緊急時対策所用）へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1389 1478 1745 1507">2.2.2 多様性、位置的分散等</p> <p data-bbox="1457 1520 2436 1692">常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで、ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1751 2436 1915">常設代替交流電源設備のガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ及びタンクローリは、原子炉建屋付属棟から離れた屋外に設置又は保管することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び燃料デイトンク並びに原子炉建屋</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2436 342">付属棟近傍の燃料移送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 data-bbox="1457 405 2436 615">常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機からメタルクラッドスイッチギア（非常用）までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機からメタルクラッドスイッチギア（非常用）までの系統及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からメタルクラッドスイッチギア（高圧炉心スプレイ系用）までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 678 2436 751">これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1368 814 1724 846">2.3 可搬型代替交流電源設備</p> <p data-bbox="1389 856 1590 888">2.3.1 系統構成</p> <p data-bbox="1457 898 2436 1108">設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための交流負荷へ電力を供給する可搬型代替交流電源設備として、電源車を使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1171 2436 1381">可搬型代替交流電源設備は、電源車、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、電源車を、メタルクラッドスイッチギア（緊急用）を経由してメタルクラッドスイッチギア（非常用）又はモータコントロールセンタ（緊急用）へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1389 1444 1745 1476">2.3.2 多様性、位置的分散等</p> <p data-bbox="1457 1486 2436 1822">可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、可搬型代替交流電源設備は、常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源車をディーゼルエンジンにより駆動することで、ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1885 2436 1917">可搬型代替交流電源設備の電源車は、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>保管することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク及び高圧炉心ス プレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク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。また、可搬型代替交流電源設備の電源 車は、屋外（緊急用電気品建屋）のガスタービン発電機から離れた場所に保管する ことで、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>可搬型代替交流電源設備は、電源車からメタルクラッドスイッチギア（非常用） までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル 発電機からメタルクラッドスイッチギア（非常用）までの系統及び高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発電機からメタルクラッドスイッチギア（高圧炉心スプレイ系用） までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電 源設備は非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発電機に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備の電源車の接続箇所は、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>2.4 緊急時対策所用代替交流電源設備</p> <p>緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）は、メタルクラッ ドスイッチギア（緊急時対策所用）（7200V、1200Aのものを2個）、動力変圧器（緊急時 対策所用）（500kVA、6900/460Vのものを2個）、モータコントロールセンタ（緊急時対策 所用）（600V、800Aのものを3個）、105V交流電源切替盤（緊急時対策所用）（460/210- 105V、225Aのものを1個）、105V交流分電盤（緊急時対策所用）（30kVA、210-105Vのも のを1個）、120V交流分電盤（緊急時対策所用）（10kVA、460/120Vのものを2個）、210V 交流分電盤（緊急時対策所用）（150kVA、460/210Vのものを2個）、125V直流主母線盤（緊 急時対策所用）（125V、1800Aのものを3個）を経由して緊急時対策所非常用送風機、衛星 電話設備（固定型）、無線連絡設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信 連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）及び安全パラメータ表示システ ム（SPDS）等へ給電できる設計とする。</p> <p>2.5 可搬型窒素ガス供給装置発電設備</p> <p>可搬型窒素ガス供給装置発電設備は、車両内に搭載し、可搬型窒素ガス供給装置に給 電できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3. 直流電源設備及び計測制御用電源設備</p> <p>3.1 常設直流電源設備</p> <p>3.1.1 系統構成</p> <p>設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し、直流電源設備を施設する設計とする。</p> <p>直流電源設備は、短時間の全交流動力電源喪失時においても、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する 125V 蓄電池を設ける設計とする。</p> <p>非常用の直流電源設備は、直流 125V 3 系統の蓄電池、充電器及び 125V 直流主母線盤等で構成する。</p> <p>これらの 3 系統のうち 1 系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる設計とする。また、これらの系統は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は 125V であり、非常用直流電源設備 3 組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、無停電交流母線に給電する無停電交流電源用静止形無停電電源装置等である。</p>	<p>3. 直流電源設備及び計測制御用電源設備</p> <p>3.1 常設直流電源設備</p> <p>3.1.1 系統構成</p> <p>設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し、直流電源設備を施設する設計とする。</p> <p>直流電源設備は、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約 15 分を包絡した約 8 時間に対し、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する 125V 蓄電池を設ける設計とする。</p> <p>非常用の直流電源設備は、直流 125V 3 系統の蓄電池、充電器及び 125V 直流主母線盤等で構成する。</p> <p>これらの 3 系統のうち 1 系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる設計とする。また、これらの系統は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は 125V であり、非常用直流電源設備 3 組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、無停電交流母線に給電する無停電交流電源用静止形無停電電源装置等である。</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための直流負荷へ電力を供給する所内常設蓄電式直流電源設備として、125V 蓄電池 2A 及び 2B 並びに 125V 充電器 2A 及び 2B を使用できる設計とする。</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備は、125V 蓄電池 2A 及び 2B、125V 充電器 2A 及び 2B（125V、700A のものを 2 個）、電路、計測制御装置等で構成し、125V 蓄電池 2A 及び 2B は、125V 直流主母線盤 2A 及び 2B（125V、1800A のものを 2 個）、125V 直流主母線盤 2A-1 及び 2B-1（125V、1800A のものを 2 個）、125V 直流分電盤 2A-1、2A-2、2A-3、2B-1、2B-2 及び 2B-3（125V、1200A のものを 6 個）、125V 直流電源切替盤 2A 及び 2B（125V、60A のものを 2 個）並びに 125V 直流 RCIC モータコントロールセンタ（125V、800A のものを 1 個）へ電力を給電できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 268 2433 569"> 所内常設蓄電式直流電源設備の 125V 蓄電池 2A 及び 2B は、全交流動力電源喪失から 1 時間以内に中央制御室において不要な負荷の切り離しを行うこと、また全交流動力電源喪失から 8 時間後に中央制御室外において不要な負荷の切り離しを行うことで、全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、125V 蓄電池 2A 及び 2B から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源を 125V 充電器 2A 及び 2B を経由し 125V 直流主母線盤 2A 及び 2B へ接続することで電力を供給できる設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 579 2433 705"> 非常用直流電源設備の 125V 蓄電池 2A, 2B 及び 2H 並びに 125V 充電器 2A, 2B 及び 2H (125V, 700A のものを 2 個, 125V, 50A のものを 1 個) は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用できる設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 758 2433 968"> 非常用直流電源設備のうち、125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器 2H は、125V 直流主母線盤 2H (125V, 1200A のものを 1 個) 及び 125V 直流分電盤 2H (125V, 1200A のものを 1 個) へ接続することで、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の起動信号及び初期励磁並びにメタルクラッドスイッチギア (高圧炉心スプレイ系用) の制御回路等の高圧炉心スプレイ系の負荷に電力を供給できる設計とする。 </p> <p data-bbox="1389 1031 1745 1062"> 3.1.2 多様性, 位置的分散等 </p> <p data-bbox="1457 1073 2433 1241"> 所内常設蓄電式直流電源設備は、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と異なる制御建屋内に設置することで、非常用交流電源設備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 data-bbox="1457 1293 2433 1461"> 所内常設蓄電式直流電源設備は、125V 蓄電池 2A 及び 2B から 125V 直流主母線盤 2A 及び 2B までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路を用いた 125V 直流主母線盤 2A 及び 2B までの系統に対して、独立性を有する設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 1514 2433 1598"> これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設蓄電式直流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。 </p> <p data-bbox="1457 1650 2433 1860"> 非常用直流電源設備は、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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>3.2 常設代替直流電源設備</p> <p>3.2.1 系統構成</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための直流負荷へ電力を供給する常設代替直流電源設備として、125V 代替蓄電池を使用できる設計とする。また、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合又は交流電源及び直流電源が喪失した場合は、常設代替直流電源設備として、250V 蓄電池を使用できる設計とする。</p> <p>常設代替直流電源設備は、125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、電路、計測制御装置等で構成し、125V 代替蓄電池は、電力の供給開始から 8 時間後に中央制御室外において不要な負荷の切離しを行うこと、また 250V 蓄電池は、電力の供給開始から 1 時間後に中央制御室において不要な負荷の切離しを行うことで、電力の供給開始から 24 時間にわたり、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池から電力を供給できる設計とする。</p> <p>3.2.2 多様性、位置的分散等</p> <p>常設代替直流電源設備は、制御建屋内の非常用直流電源設備と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備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>常設代替直流電源設備は、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤 2A-1 及び 2B-1 までの系統並びに 250V 蓄電池から 250V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の 125V 蓄電池 2A、2B 及び 2H から 125V 直流主母線盤 2A、2B 及び 2H までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>3.3 可搬型代替直流電源設備</p> <p>3.3.1 系統構成</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための直流負荷へ電力を供給する可搬型代替直流電源設備として 125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、電源車、125V 代替充電器及び 250V 充電器を使用できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 310 2436 657">可搬型代替直流電源設備は、125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、電源車、125V 代替充電器（125V、700A のものを 1 個）、250V 充電器（250V、400A のものを 1 個）、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、125V 代替蓄電池は 125V 直流主母線盤 2A-1 及び 2B-1（125V、1800A のものを 2 個）並びに 125V 直流電源切替盤 2A 及び 2B（125V、60A のものを 2 個）へ、250V 蓄電池は 250V 直流主母線盤（250V、1800A のものを 1 個）へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 716 2436 972">可搬型代替直流電源設備の 125V 代替蓄電池は、電力の供給開始から 8 時間後に中央制御室外において不要な負荷の切離しを行うこと、また 250V 蓄電池は、電力の供給開始から 1 時間後に中央制御室において不要な負荷の切離しを行い、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池から電力を供給し、その後、電源車を代替所内電気設備、125V 代替充電器及び 250V 充電器を経由し 125V 直流主母線盤 2A-1 及び 2B-1 並びに 250V 直流主母線盤へ接続することで、電力を供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1031 2436 1150">可搬型代替直流電源設備は、電源車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。</p> <p data-bbox="1389 1209 1745 1241">3.3.2 多様性、位置的分散等</p> <p data-bbox="1457 1255 2436 1509">可搬型代替直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、125V 代替充電器及び 250V 充電器により交流を直流に変換できることで、125V 蓄電池 2A、2B 及び 2H を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1568 2436 1780">可搬型代替直流電源設備の 125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器及び 250V 充電器は、制御建屋内の 125V 蓄電池 2A 及び 2B、125V 充電器 2A 及び 2B 並びに原子炉建屋付属棟内の 125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器 2H と異なる区画又は建屋に設置することで、非常用直流電源設備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 data-bbox="1457 1839 2436 1915">可搬型代替直流電源設備の電源車は、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.2 計測制御用電源設備</p> <p>設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し、計測制御用電源設備として、無停電交流電源用静止形無停電電源装置を施設する設計とする。</p> <p>非常用の計測制御用電源設備は、無停電交流 120V 2 母線及び計測母線 120V 2 母線で構成する。</p> <p>非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する無停電交流電源用静止形無停電電源装置等で構成し、核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確認が可能な設計とする。</p> <p>無停電交流電源用静止形無停電電源装置は、直流電源設備である 125V 蓄電池から直流電源が供給されることにより、無停電交流母線に対し電源供給を確保する設計とする。</p>	<p>イ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク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>可搬型代替直流電源設備は、125V 代替蓄電池及び電源車から 125V 直流主母線盤 2A-1 及び 2B-1 までの系統並びに 250V 蓄電池及び電源車から 250V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の 125V 蓄電池 2A, 2B 及び 2H から 125V 直流主母線盤 2A, 2B 及び 2H までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替直流電源設備の電源車の接続箇所は、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>3.4 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、主蒸気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、主蒸気逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、主蒸気逃がし安全弁 (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>3.5 計測制御用電源設備</p> <p>設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し、計測制御用電源設備として、無停電交流電源用静止形無停電電源装置を施設する設計とする。</p> <p>非常用の計測制御用電源設備は、無停電交流 120V 2 母線及び計測母線 120V 2 母線で構成する。</p> <p>非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する無停電交流電源用静止形無停電電源装置等で構成し、核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確認が可能な設計とする。</p> <p>無停電交流電源用静止形無停電電源装置は、外部電源喪失及び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においても、非常用直流電源設備である 125V 蓄電池から直流電源が供給さ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>れることにより、無停電交流母線に対し電源供給を確保する設計とする。</p> <p>なお、無停電交流電源用静止形無停電電源装置は約1時間、電源供給が可能な設計とする。</p>	
<p>4. 燃料設備</p> <p>4.1 非常用交流電源設備の燃料補給設備</p> <p>7日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機を7日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の軽油タンクに貯蔵する設計とする。</p>	<p>4. 燃料設備</p> <p>4.1 非常用交流電源設備の燃料補給設備</p> <p>7日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）2台を7日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の軽油タンクに貯蔵する設計とする。</p> <p>重大事故等時に、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の燃料は、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク及び燃料移送ポンプを用いて給油できる設計とする。</p> <p>4.2 常設代替交流電源設備の燃料補給設備</p> <p>ガスタービン発電機は、ガスタービン発電設備軽油タンクからガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。また、ガスタービン発電設備軽油タンクは、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備軽油タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクからタンクローリへの燃料の補給は、ホースを用いる設計とする。</p> <p>燃料補給設備のガスタービン発電設備燃料移送ポンプ及びタンクローリは、原子炉建屋付属棟から離れた屋外に設置又は分散して保管することで、原子炉建屋付属棟近傍の燃料移送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。また、予備のタンクローリについては、上記タンクローリと異なる場所に保管する設計とする。</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンクは、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクと離れた屋外に分散して設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>4.3 可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備の燃料補給設備</p> <p>電源車は、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリを用いて燃料</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>を補給できる設計とする。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備軽油タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの燃料の補給は，ホースを用いる設計とする。</p> <p>燃料補給設備のタンクローリは，屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで，原子炉建屋付属棟近傍の燃料移送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。また，予備のタンクローリについては，上記タンクローリと異なる場所に保管する設計とする。</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンクは，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクと離れた屋外に分散して設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。</p> <p>4.4 緊急時対策所用代替交流電源設備の燃料補給設備 重大事故等時に電源車（緊急時対策所用）の燃料を貯蔵及び補給する設備として，緊急時対策所軽油タンク及びホースを使用できる設計とする。 電源車（緊急時対策所用）は，緊急時対策所軽油タンクから燃料を補給できる設計とする。</p> <p>4.5 可搬型窒素ガス供給装置発電設備の燃料補給設備 可搬型窒素ガス供給装置発電設備は，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。 非常用ディーゼル発電設備軽油タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの燃料の補給は，ホースを用いる設計とする。</p>	
<p>5. 主要対象設備 非常用電源設備の対象となる主要な設備については、「表 1 非常用電源設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>5. 主要対象設備 非常用電源設備の対象となる主要な設備については、「表 1 非常用電源設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は，要目表対象を示したリストに関する記載であるため，記載しない。</p>

10. 常用電源設備の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>常用電源設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 設備に対する要求 (4.2 材料及び構造等, 4.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 4.4 耐圧試験等, 4.5 安全弁等, 4.6 逆止め弁, 4.7 内燃機関の設計条件を除く。), 5. 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>常用電源設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 保安電源設備</p> <p>1.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保</p> <p>1.1.1 機器の破損, 故障その他の異常の検知と拡大防止</p> <p>重要安全施設に給電する系統においては, 多重性を有し, 系統分離が可能である母線で構成し, 信頼性の高い機器を設置する。</p> <p>常用高圧母線 (メタルクラッド開閉装置で構成) は, 2母線で構成し, 通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し, 常用低圧母線 (パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成) へ給電する。</p> <p>共通用高圧母線 (メタルクラッド開閉装置で構成) は, 2母線で構成し, それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し, 共通用低圧母線 (パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成) へ給電する設計とする。</p> <p>また, 高圧及び低圧母線等で故障が発生した際は, 遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし, 故障による影響を局所化できるとともに, 他の安全施設への影響を限定できる設計とする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 保安電源設備</p> <p>1.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保</p> <p>1.1.1 機器の破損, 故障その他の異常の検知と拡大防止</p> <p>安全施設へ電力を供給する保安電源設備は, 電線路, 発電用原子炉施設において常時使用される発電機, 外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないように, 発電機, 送電線, 変圧器, 母線等に保護継電器を設置し, 機器の損壊, 故障その他の異常を検知するとともに, 異常を検知した場合は, ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより, その拡大を防止する設計とする。</p> <p>特に重要安全施設に給電する系統においては, 多重性を有し, 系統分離が可能である母線で構成し, 信頼性の高い機器を設置する。</p> <p>常用高圧母線 (メタルクラッド開閉装置で構成) は, 2母線で構成し, 通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し, 常用低圧母線 (パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成) へ給電する。</p> <p>共通用高圧母線 (メタルクラッド開閉装置で構成) は, 2母線で構成し, それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し, 共通用低圧母線 (パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成) へ給電する設計とする。</p> <p>また, 高圧及び低圧母線等で故障が発生した際は, 遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし, 故障による影響を局所化できるとともに, 他の安全施設への影響を限定できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>常用の直流電源設備は、250V 蓄電池、250V 充電器、250V 直流主母線盤等で構成する。</p> <p>常用の直流電源設備は、タービンの非常用油ポンプ、発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する設計とする。</p> <p>常用の計測制御用電源設備は、計測母線で構成する。</p> <p>常用電源設備の動力回路のケーブルは、負荷の容量に応じたケーブルを使用する設計とし、多重化した非常用電源設備の動力回路のケーブルの系統分離対策に影響を及ぼさない設計とするとともに、制御回路や計装回路への電气的影響を考慮した設計とする。</p> <p>1.2 電線路の独立性及び物理的隔離</p> <p>発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。</p> <p>設計基準対象施設は、送受電可能な回線として 275kV 送電線（東北電力ネットワーク</p>	<p>常用の直流電源設備は、250V 蓄電池、250V 充電器、250V 直流主母線盤等で構成する。</p> <p>常用の直流電源設備は、タービンの非常用油ポンプ、発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する設計とする。</p> <p>常用の計測制御用電源設備は、計測母線で構成する。</p> <p>常用電源設備の動力回路のケーブルは、負荷の容量に応じたケーブルを使用する設計とし、多重化した非常用電源設備の動力回路のケーブルの系統分離対策に影響を及ぼさない設計とするとともに、制御回路や計装回路への電气的影響を考慮した設計とする。</p> <p>1.1.2 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復</p> <p>変圧器 1 次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合に検知できるよう、変圧器 1 次側の電路は、電路を筐体に内包する変圧器やガス絶縁開閉装置等により構成し、3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合に保護継電器にて自動で故障箇所の隔離及び非常用母線の受電切替ができる設計とし、電力の供給の安定性を回復できる設計とする。</p> <p>送電線において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合、275kV 送電線は 1 回線での電路の開放時に安全施設への電力の供給が不安定にならないよう、多重化した設計とする。</p> <p>また、電力送電時、保護装置による 3 相の電流不平衡監視にて常時自動検知できる設計とする。</p> <p>66kV 送電線は、各相の不足電圧継電器にて常時自動検知できる設計とする。</p> <p>更に、275kV 送電線及び 66kV 送電線は、保安規定に定めている巡視点検を加えることで、保護装置による検知が期待できない場合の 1 相開放故障や、その兆候を早期に検知できる設計とする。</p> <p>275kV 送電線及び 66kV 送電線において 1 相の電路の開放を検知した場合は、自動又は手動で故障箇所の隔離及び非常用母線の受電切替ができる設計とし、電力の供給の安定性を回復できる設計とする。</p> <p>1.2 電線路の独立性及び物理的隔離</p> <p>発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。</p> <p>設計基準対象施設は、送受電可能な回線として 275kV 送電線（東北電力ネットワーク</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>株式会社牡鹿幹線（以下「牡鹿幹線」という。))(第1号機設備,第1,2,3号機共用(以下同じ。))及び275kV送電線(東北電力ネットワーク株式会社松島幹線(以下「松島幹線」という。))(第3号機設備,第1,2,3号機共用(以下同じ。))の2ルート各2回線及び受電専用の回線として66kV送電線(東北電力ネットワーク株式会社塚浜支線(以下「塚浜支線」という。))(東北電力ネットワーク株式会社鮎川線(以下「鮎川線」という。))1号を一部含む。))及び東北電力ネットワーク株式会社万石線(以下「万石線」という。))(第1号機設備,第1,2,3号機共用(以下同じ。))1ルート1回線の合計3ルート5回線にて,電力系統に接続する設計とする。</p> <p>275kV送電線(牡鹿幹線)1ルート2回線は東北電力ネットワーク株式会社石巻変電所(以下「石巻変電所」という。),275kV送電線(松島幹線)1ルート2回線は東北電力ネットワーク株式会社宮城中央変電所(以下「宮城中央変電所」という。)に連系する設計とする。また,66kV送電線(塚浜支線(鮎川線1号を一部含む。))1ルート1回線は東北電力ネットワーク株式会社女川変電所(以下「女川変電所」という。))及び万石線を経由し,その上流接続先である東北電力ネットワーク株式会社西石巻変電所(以下「西石巻変電所」という。)に連系する設計とする。</p>	<p>株式会社牡鹿幹線（以下「牡鹿幹線」という。))(第1号機設備,第1,2,3号機共用(以下同じ。))及び275kV送電線(東北電力ネットワーク株式会社松島幹線(以下「松島幹線」という。))(第3号機設備,第1,2,3号機共用(以下同じ。))の2ルート各2回線及び受電専用の回線として66kV送電線(東北電力ネットワーク株式会社塚浜支線(以下「塚浜支線」という。))(東北電力ネットワーク株式会社鮎川線(以下「鮎川線」という。))1号を一部含む。))及び東北電力ネットワーク株式会社万石線(以下「万石線」という。))(第1号機設備,第1,2,3号機共用(以下同じ。))1ルート1回線の合計3ルート5回線にて,電力系統に接続する設計とする。</p> <p>275kV送電線(牡鹿幹線)1ルート2回線は東北電力ネットワーク株式会社石巻変電所(以下「石巻変電所」という。),275kV送電線(松島幹線)1ルート2回線は東北電力ネットワーク株式会社宮城中央変電所(以下「宮城中央変電所」という。)に連系する設計とする。また,66kV送電線(塚浜支線(鮎川線1号を一部含む。))1ルート1回線は東北電力ネットワーク株式会社女川変電所(以下「女川変電所」という。))及び万石線を経由し,その上流接続先である東北電力ネットワーク株式会社西石巻変電所(以下「西石巻変電所」という。)に連系する設計とする。</p> <p>上記3ルート5回線の送電線の独立性を確保するため,万一,送電線の上流側接続先である石巻変電所が停止した場合でも,外部電源からの電力供給が可能となるよう,宮城中央変電所又は女川変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。また,宮城中央変電所が停止した場合には,石巻変電所又は女川変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。更に,女川変電所が停止した場合には,石巻変電所又は宮城中央変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。</p> <p>設計基準対象施設は,電線路のうち少なくとも1回線は,同一の送電鉄塔に架線されていない,他の回線と物理的に分離された送電線から受電する設計とする。</p> <p>また,大規模な盛土の崩壊,大規模な地すべり,急傾斜地の崩壊に対し鉄塔基礎の安定性が確保され,台風等による強風発生時及び着氷雪の事故防止対策が図られ,送電線の接近・交差・併架箇所については,仮に1つの鉄塔が倒壊しても,全ての送電線が同時に機能喪失しない離隔距離が確保された送電線,又は電線の張力方向によって,全ての送電線が同時に機能喪失しないように配置された鉄塔の送電線から受電できる設計とする。</p> <p>1.3 発電用原子炉施設への電力供給確保</p> <p>設計基準対象施設に接続する電線路は,いずれの2回線が喪失した場合においても電</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>1.3 設備の共用</p> <p>275kV 送電線, 275kV 開閉所, 66kV 送電線, 66kV 開閉所及び予備電源盤は, 第 1 号機, 第 2 号機及び第 3 号機で共用するが, 各号機の必要負荷容量を満足する設計とすること, また, 各号機に遮断器を設け, 短絡・地絡等の故障が発生した場合, 故障箇所を隔離し, 他号機へ影響を及ぼさない設計とし, 共用箇所の故障により外部電源を受電できなくなった場合は, 非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。) により各号機の非常用所内電源系に給電できる設計とすることで, 共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>力系統から発電用原子炉施設への電力の供給が停止しない設計とし, 275kV 送電線 4 回線は母線連絡遮断器を設置したタイラインにより起動変圧器を介して接続するとともに, 66kV 送電線は予備変圧器 (第 1 号機設備, 第 1, 2, 3 号機共用) を介して接続する設計とする。</p> <p>開閉所から主発電機側の送受電設備は, 十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに, 耐震性の高い, 可とう性のある懸垂碍子及び重心の低いガス絶縁開閉装置を設置する設計とする。</p> <p>更に, 防潮堤等により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに, 塩害を考慮し, 275kV 送電線引留部の碍子に対しては, 碍子洗浄ができる設計とし, 66kV 送電線引留部の碍子に対しては, 絶縁強化を施した碍子を設置し, 遮断器等に対しては, 電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を設置する。</p> <p>1.4 設備の共用及び相互接続</p> <p>275kV 送電線, 275kV 開閉所, 66kV 送電線, 66kV 開閉所及び予備電源盤は, 第 1 号機, 第 2 号機及び第 3 号機で共用するが, 各号機の必要負荷容量を満足する設計とすること, また, 各号機に遮断器を設け, 短絡・地絡等の故障が発生した場合, 故障箇所を隔離し, 他号機へ影響を及ぼさない設計とし, 共用箇所の故障により外部電源を受電できなくなった場合は, 非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。) により各号機の非常用所内電源系に給電できる設計とすることで, 共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>共通用高圧母線 (第 1~2 号機間及び第 2~3 号機間) は, 第 1 号及び第 2 号機並びに第 2 号及び第 3 号機で相互接続しているが, 電源融通時に何らかの要因で電気故障が発生した場合, 遮断器により故障箇所を隔離し, 他の号機へ影響を及ぼさない設計とすることで, 相互接続により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>記載しない理由</p>
<p>2. 主要対象設備</p> <p>常用電源設備の対象となる主要な設備について, 「表 1 常用電源設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>2. 主要対象設備</p> <p>常用電源設備の対象となる主要な設備について, 「表 1 常用電源設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は, 要目表対象を示したリストに関する記載であるため, 記載しない。</p>

11. 補助ボイラーの基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>補助ボイラーの共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 設備に対する要求 (4.2 材料及び構造等, 4.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 4.4 耐圧試験等, 4.6 逆止め弁, 4.7 内燃機関の設計条件, 4.8 電気設備の設計条件を除く。), 5. その他 (5.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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>補助ボイラーの共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他 (6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 補助ボイラー</p> <p>1.1 補助ボイラーの機能</p> <p>発電用原子炉施設には、設計基準事故に至るまでの間に想定される使用条件として、液体廃棄物処理系の濃縮装置、排ガス予熱器、屋外タンクの保温及び建屋の暖房用並びに主蒸気が使用できない場合のタービンのグランドシール及び起動停止用蒸気式空気抽出器に、必要な蒸気を供給する能力を有する主ボイラー（第1号機設備、第1, 2号機共用（以下同じ。））及び補助ボイラー（第1, 2号機共用（以下同じ。））を設置する。</p> <p>主ボイラー及び補助ボイラーは、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>1.2 補助ボイラーの設計条件</p> <p>主ボイラーは、ボイラー本体、重油燃焼設備、通風設備、給水設備、制御装置等から、補助ボイラーは、ボイラー本体、給水設備、制御装置等から構成する。</p> <p>蒸気は蒸気だめより加熱蒸気系を経て、蒸気を使用する各機器に供給できる設計とする。</p> <p>各機器で使用された蒸気のうち回収できるものは、復水戻り系により、主ボイラー及び補助ボイラーの給水として再使用し、給水使用量を低減できる設計とする。</p> <p>主ボイラー及び補助ボイラーは、長期連続運転及び負荷変動に対応できる設計とし、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮できる設計とするとともに、主ボイラー及び補助ボイラーの健全性及び能力を確認するため、必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう設計する。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 補助ボイラー</p> <p>1.1 補助ボイラーの機能</p> <p>発電用原子炉施設には、設計基準事故に至るまでの間に想定される使用条件として、液体廃棄物処理系の濃縮装置、排ガス予熱器、屋外タンクの保温及び建屋の暖房用並びに主蒸気が使用できない場合のタービンのグランドシール及び起動停止用蒸気式空気抽出器に、必要な蒸気を供給する能力を有する補助ボイラー（第1, 2号機共用（以下同じ。））を設置する。</p> <p>補助ボイラーは、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>1.2 補助ボイラーの設計条件</p> <p>補助ボイラーは、ボイラー本体、給水設備、制御装置等から構成し、蒸気は蒸気だめより加熱蒸気系を経て、蒸気を使用する各機器に供給できる設計とする。</p> <p>各機器で使用された蒸気のうち回収できるものは、復水戻り系により、補助ボイラーの給水として再使用し、給水使用量を低減できる設計とする。</p> <p>補助ボイラーは、長期連続運転及び負荷変動に対応できる設計とし、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮できる設計とするとともに、補助ボイラーの健全性及び能力を確認するため、必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう設計する。</p> <p>設計基準対象施設に施設する補助ボイラー並びにその附属設備の耐圧部分に使用する材料は、安全な化学的成分及び機械的強度を有するとともに、耐圧部分の構造は、最高使用圧力及び最高使用温度において、発生する応力に対して安全な設計とする。</p>	<p>「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」の要求事項であり、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備基準に関する規則」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>設計基準対象施設に施設する主ボイラー及び補助ボイラー並びにその附属設備の耐圧部分に使用する材料は、安全な化学的成分及び機械的強度を有するとともに、耐圧部分の構造は、最高使用圧力及び最高使用温度において、発生する応力に対して安全な設計とする。</p> <p>設計基準対象施設に施設する主ボイラー及び補助ボイラーに属する主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、使用前事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 不連続で特異な形状でない設計とする。 (2) 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。 (3) 適切な強度を有する設計とする。 (4) 適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。 <p>主ボイラー及び補助ボイラーの蒸気ドラムには、圧力の上昇による設備の損傷防止のため、最大蒸発量と同等容量以上の安全弁を設ける設計とする。</p> <p>主ボイラー及び補助ボイラーの蒸気ドラムには、圧力の上昇による設備の損傷防止のため、ドラム内水位、ドラム内圧力等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>主ボイラー及び補助ボイラーには、ボイラーの最大連続蒸発時において、熱的損傷が生ずることのないよう水を供給できる適切な容量の給水設備を設け、給水の入口及び蒸気の出口については、流路を速やかに自動でかつ確実に遮断できる設計とする。</p> <p>主ボイラー及び補助ボイラーは、ボイラー水の濃縮を防止し、及び水位を調整するために、ボイラー水を抜くことができる設計とする。</p> <p>主ボイラーから排出されるばい煙については、良質燃料（A 重油）を使用することにより、硫黄酸化物排出量、窒素酸化物濃度及びばいじん濃度を低減する設計とする。</p> <p>また、補助ボイラーは電気ボイラーを使用することにより、ばい煙を発生しない設計とする。</p> <p>1.3 設備の共用</p> <p>補助ボイラー並びに加熱蒸気及び復水戻り系は、第 1 号機と共用するが、各号機に必要な容量を確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とす</p>	<p>設計基準対象施設に施設する補助ボイラーに属する主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、使用前事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 不連続で特異な形状でない設計とする。 (2) 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。 (3) 適切な強度を有する設計とする。 (4) 適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。 <p>補助ボイラーの蒸気ドラムには、圧力の上昇による設備の損傷防止のため、最大蒸発量と同等容量以上の安全弁を設ける設計とする。</p> <p>補助ボイラーの蒸気ドラムには、圧力の上昇による設備の損傷防止のため、ドラム内水位、ドラム内圧力等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>補助ボイラーには、補助ボイラーの最大連続蒸発時において、熱的損傷が生ずることのないよう水を供給できる適切な容量の給水設備を設け、給水の入口及び蒸気の出口については、流路を速やかに自動でかつ確実に遮断できる設計とする。</p> <p>補助ボイラーは、ボイラー水の濃縮を防止し、及び水位を調整するために、ボイラー水を抜くことができる設計とする。</p> <p>補助ボイラーは電気ボイラーを使用することにより、ばい煙を発生しない設計とする。</p> <p>1.3 設備の共用</p> <p>補助ボイラー並びに加熱蒸気及び復水戻り系は、第 1 号機と共用するが、各号機に必要な容量を確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とす</p>	<p>記載しない理由</p> <p>「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」の要求事項であり、「実用発電用</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>ることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>ることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備基準に関する規則」の要求事項でないため、記載しない。</p>

12. 火災防護設備の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
用語の定義は「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」による。	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」、「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並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（平成25年6月19日原子力規制委員会）による。	本記載は概要であるため、記載しない。
第1章 共通項目 —	第1章 共通項目 火災防護設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 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。	本記載は概要であるため、記載しない。
第2章 個別項目 1. 火災防護設備の基本方針 火災により原子炉の安全性が損なわれないように、「原子力発電所の火災防護指針」（日本電気協会 J E A G 4 6 0 7）に準じ、火災の発生防止対策、火災の検知及び消火対策並びに火災の影響軽減対策を組み合わせ対応する。	第2章 個別項目 1. 火災防護設備の基本設計方針 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災防護上重要な機器等を設置する火災区域及び火災区画に対して、火災防護対策を講じる。 発電用原子炉施設は、火災によりその安全性を損なわないように、適切な火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる対象として「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」のクラス1、クラス2及び安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。 火災防護上重要な機器等は、上記構築物、系統及び機器のうち原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器とする。 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な以下の機能を確保するための構築物、系統及び機器とする。 ① 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 ② 過剰反応度の印加防止機能 ③ 炉心形状の維持機能 ④ 原子炉の緊急停止機能 ⑤ 未臨界維持機能 ⑥ 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 ⑦ 原子炉停止後の除熱機能 ⑧ 炉心冷却機能 ⑨ 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>⑩ 安全上特に重要な関連機能</p> <p>⑪ 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能</p> <p>⑫ 事故時のプラント状態の把握機能</p> <p>⑬ 制御室外からの安全停止機能</p> <p>放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を確保するために必要な構築物、系統及び機器とする。</p> <p>重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう、重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画に対して、火災防護対策を講じる。</p> <p>建屋等の火災区域は、耐火壁により囲まれ、他の区域と分離されている区域を、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設の配置を系統分離も考慮して設定する。</p> <p>建屋内のうち、火災の影響軽減の対策が必要な原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である150mm以上の壁厚を有するコンクリート壁や火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁（貫通部シール、防火扉、防火ダンパ）により隣接する他の火災区域と分離するように設定する。</p> <p>火災区域又は火災区画のファンネルは、煙等流入防止装置の設置によって、他の火災区域又は火災区画からの煙の流入を防止する設計とする。</p> <p>屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、火災防護上重要な機器等を設置する区域及び重大事故等対処施設の配置を考慮するとともに、延焼防止を考慮した管理を踏まえた区域を火災区域として設定する。</p> <p>この延焼防止を考慮した管理については、保安規定に定めて、管理する。</p> <p>火災区画は、建屋内及び屋外で設定した火災区域を系統分離の状況及び壁の設置状況並びに重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置に応じて分割して設定する。</p> <p>設定する火災区域及び火災区画に対して、以下に示す火災の発生防止、火災の感知及び</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2. 火災の発生防止対策</p> <p>2.1 発火性，引火性材料の予防措置</p> <p>2.1.1 設備の対策</p> <p>(1) 潤滑油及び燃料油を内包する設備の対策</p> <p>潤滑油又は燃料油を内包する設備は，オイルパン，ドレンリム及び堰による漏えい防止対策を講じるとともに，ポンプの軸受部は溶接構造又はシール構造とする。</p> <p>配管及びタンクは原則溶接構造とする。</p> <p>また，安全機能を有する構造物，系統及び機器を設置する火災区域で使用する潤滑油及び燃料油は，必要以上に貯蔵しない。</p> <p>(2) 水素を内包する設備の対策</p>	<p>消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。</p> <p>なお，発電用原子炉施設のうち，火災防護上重要な機器等又は重大事故等対処施設に含まれない構造物，系統及び機器は，「消防法」，「建築基準法」，「日本電気協会電気技術規程・指針」に基づき設備に応じた火災防護対策を講じる設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等は，火災の発生防止，火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づき，必要な運用管理を含む火災防護対策を講じることを保安規定に定めて，管理する。</p> <p>重大事故等対処施設は，火災の発生防止，火災の早期感知及び消火の必要な運用管理を含む火災防護対策を講じることを保安規定に定めて管理する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち，可搬型重大事故等対処設備に対する火災防護対策についても保安規定に定めて，管理する。</p> <p>その他の発電用原子炉施設については，「消防法」，「建築基準法」，「日本電気協会電気技術規程・指針」に基づき設備に応じた火災防護対策を講じることを保安規定に定めて，管理する。</p> <p>外部火災については，設計基準対象施設及び重大事故等対処施設を外部火災から防護するための運用等について保安規定に定めて，管理する。</p> <p>1.1 火災発生防止</p> <p>1.1.1 火災の発生防止対策</p> <p>火災の発生防止における発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策は，火災区域又は火災区画に設置する潤滑油又は燃料油を内包する設備並びに水素を内包する設備を対象とする。</p> <p>潤滑油又は燃料油を内包する設備は，溶接構造，シール構造の採用による漏えいの防止及び防爆の対策を講じるとともに，堰等を設置し，漏えいした潤滑油又は燃料油が拡大することを防止する設計とし，潤滑油又は燃料油を内包する設備の火災により発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう，壁の設置又は離隔による配置上の考慮を行う設計とする。</p> <p>潤滑油又は燃料油を内包する設備を設置する火災区域又は火災区画は，空調機器による機械換気又は自然換気を行う設計とする。</p> <p>潤滑油又は燃料油を貯蔵する設備は，貯蔵量を一定時間の運転に必要な量にとどめる設計とする。</p> <p>水素を内包する設備のうち気体廃棄物処理系設備及び発電機水素ガス供給設備の</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>水素を内包する設備及び機器には、気体廃棄物処理設備及び蓄電池がある。</p> <p>これらの設備及び機器は、以下に示す漏えい防止及び換気等による防爆対策を講じることにより火災の発生を防止する。</p> <p>a. 配管及び機器は原則溶接構造とし、弁は溶接構造、ペローズ弁等の漏えい防止構造とする。</p> <p>b. 溶接構造としている配管設置区域以外は、以下に示すとおり換気により雰囲気中での水素の滞留を防止する。</p> <p>(a) 気体廃棄物処理設備の構成機器を設置する区画は、空調設備にて換気する。</p> <p>(b) 蓄電池室は、充電中に内部から水素が放出されることから、空調設備で換気する。</p> <p>(3) 換気設備の対策</p> <p>換気設備で使用するチャコールフィルタは、固体廃棄物として処理するまでの間、鋼製容器内に収納し保管する。</p>	<p>配管等は水素の漏えいを考慮した溶接構造とし、弁グランド部から水素の漏えいの可能性のある弁は、ペローズ弁等を用いて防爆の対策を行う設計とし、水素を内包する設備の火災により、発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、壁の設置による配置上の考慮を行う設計とする。</p> <p>水素を内包する設備である蓄電池、気体廃棄物処理系設備、発電機水素ガス供給設備及び水素ポンベを設置する火災区域又は火災区画は、送風機及び排風機による機械換気を行い、水素濃度を燃焼限界濃度以下とする設計とする。</p> <p>水素ポンベは、ポンベ使用時のみ建屋内に持込みを行う運用として保安規定に定めて、管理し、火災区域内に水素の貯蔵機器は設置しない設計とする。</p> <p>火災の発生防止における水素漏えい検出は、蓄電池室の上部に水素濃度検出器を設置し、水素の燃焼限界濃度である4vol%の1/4に達する前の濃度にて中央制御室に警報を発する設計とする。</p> <p>気体廃棄物処理系設備内の水素濃度については、水素濃度計により中央制御室で常時監視ができる設計とし、水素濃度が上昇した場合には中央制御室に警報を発する設計とする。</p> <p>発電機水素ガス供給設備は、水素消費量を管理するとともに、発電機内の水素純度、水素圧力を中央制御室で常時監視ができる設計とし、発電機内の水素純度や水素圧力が低下した場合には中央制御室に警報を発する設計とする。</p> <p>水素ポンベを使用する火災区域又は火災区画については、ポンベ使用時のみ建屋内に持込みを行う運用として保安規定に定めて、管理し、機械換気により水素濃度を燃焼限界濃度以下とするように設計することから、水素濃度検出器は設置しない設計とする。</p> <p>蓄電池室の換気設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発する設計とする。また、蓄電池室には、直流開閉装置やインバータを設置しない。</p> <p>放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備において、崩壊熱が発生し、火災事象に至るような放射性廃棄物を貯蔵しない設計とする。</p> <p>また、放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、チャコールフィルタ及びHEPAフィルタは、固体廃棄物として処理を行うまでの間、金属容器や不燃シートに包んで保管することを保安規定に定めて、管理する。</p> <p>放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域又は火災区画の換気設備は、火災時に他の火災区域又は火災区画や環境への放射性物質の放出</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.2 電気設備の過電流による過熱防止対策</p> <p>電気系統は、地絡及び短絡に起因する過電流による過熱防止のため、過負荷継電器又は過電流継電器等の保護継電装置と遮断器の組合せにより故障機器系統の早期遮断を行い、過熱及び焼損の未然防止を図る。</p>	<p>を防ぐために、換気設備の停止及び風量調整ダンパの閉止により、隔離ができる設計とする。</p> <p>火災の発生防止のため、火災区域又は火災区画において有機溶剤を使用する場合は必要量以上持ち込まない運用として保安規定に定めて、管理するとともに、可燃性の蒸気が滞留するおそれがある場合は、使用する作業場所において、換気、通風、拡散の措置を行うとともに、建屋の送風機及び排風機による機械換気により滞留を防止する設計とする。</p> <p>火災区域又は火災区画において、発火性又は引火性物質を内包する設備は、溶接構造の採用及び機械換気等により、「電気設備に関する技術基準を定める省令」及び「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性雰囲気とならない設計とするとともに、当該の設備を設ける火災区域又は火災区画に設置する電気・計装品の必要な箇所には、接地を施す設計とする。</p> <p>火災の発生防止のため、可燃性の微粉を発生する設備及び静電気が溜まるおそれがある設備を火災区域又は火災区画に設置しないことによって、可燃性の微粉及び静電気による火災の発生を防止する設計とする。</p> <p>火災の発生防止のため、発火源への対策として、設備を金属製の筐体内に収納する等、火花が設備外部に出ない設備を設置するとともに、高温部分を保温材で覆うことによって、可燃性物質との接触防止や潤滑油等可燃物の過熱防止を行う設計とする。</p> <p>火災の発生防止のため、発電用原子炉施設内の電気系統は、保護継電器及び遮断器によって故障回路を早期に遮断し、過電流による過熱及び焼損を防止する設計とする。</p> <p>電気品室は、電源供給のみに使用する設計とする。</p> <p>火災の発生防止のため、放射線分解により水素が発生する火災区域又は火災区画における、水素の蓄積防止対策として、社団法人火力原子力発電技術協会「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成 17 年 10 月）」等に基づき、原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には水素の蓄積を防止する設計とする。</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器内及び建屋内の水素については、重大事故等対処</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.3 不燃性材料，難燃性材料の使用</p> <p>安全機能を有する構築物，系統及び機器は，以下のとおり不燃性又は難燃性材料を使用する。</p> <p>(1) 構築物は，不燃性である鉄筋コンクリート及び鋼材により構成する。</p> <p>(2) 機器，配管，ダクト，トレイ，電線管及びこれらの支持構造物は，主要な構造材に不燃性である金属を使用する。</p> <p>(3) 安全機能を有するケーブルは，実用上可能な限り「IEEE Standard for Type of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」(IEEE Std 383-1974)又は電気学会技術報告Ⅱ部第139号(昭和57年11月)の垂直トレイ燃焼試験に合格した難燃性ケーブルを使用する。また，必要に応じ延焼防止塗料を使用する。</p> <p>(4) 建屋内における変圧器は乾式とし，遮断器は実用上可能な限りオイルレスとする。</p> <p>(5) 安全機能を有する動力盤及び制御盤は，不燃性である鋼製の筐体，塩化ビニル等難燃性の配線ダクト及びテフロン等実用上可能な限り難燃性の電線を使用する。</p> <p>(6) 換気設備のフィルタは，チャコールフィルタを除き難燃性のガラス繊維を使用する。</p> <p>(7) 保温材は，不燃性の金属保温並びに難燃性のロックウール，グラスウール等を使用する。</p> <p>(8) 建屋内装材は，実用上可能な限り不燃性材料及び難燃性材料を使用する。</p>	<p>施設にて，蓄積防止対策を行う設計とする。</p> <p>1.1.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は，不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし，不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は，不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの(以下「代替材料」という。)を使用する設計，若しくは，当該構築物，系統及び機器の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合は，当該構築物，系統及び機器における火災に起因して他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち，機器，配管，ダクト，トレイ，電線管，盤の筐体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は，ステンレス鋼，低合金鋼，炭素鋼等の金属材料又はコンクリート等の不燃性材料を使用する設計とする。</p> <p>ただし，配管のパッキン類は，その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であるため，金属で覆われた狭隘部に設置し直接火炎に晒されることのない設計とする。</p> <p>金属に覆われたポンプ及び弁等の駆動部の潤滑油並びに金属に覆われた機器躯体内部に設置する電気配線は，発火した場合でも他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しないことから，不燃性材料又は難燃性材料でない材料を使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用する保温材は，原則，「平成12年建設省告示第1400号」に定められたもの又は「建築基準法」で不燃性材料として認められたものを使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建屋の内装材は，「建築基準法」で不燃性材料として認められたものを使用する設計とする。</p> <p>ただし，管理区域の床や，原子炉格納容器内の床や壁に使用する耐放射線性のコーティング剤は，不燃性材料であるコンクリート表面に塗布すること，難燃性が認められた塗料であること，加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらないこと，原子炉格納容器内を含む建屋内に設置する火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は，不燃性又は難燃性の材料を使用し，その周辺には可燃物がないことから，難燃性材料を使用する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.4 落雷，地震等の自然現象による火災発生防止策 原子炉施設内の構築物，系統及び機器は，以下のとおり落雷，地震の自然現象により火災が生じることがないように防護した設計とする。</p> <p>2.4.1 避雷設備 原子炉施設の避雷設備として，「建築基準法施行令」に従い，原子炉格納施設等に避雷針を設け，落雷による火災発生を防止する。</p> <p>2.4.2 耐震設計 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の耐震設計上の重要度分類に従った耐震設計を行い，破損又は倒壊を防ぐことにより火災発生を防止する。</p>	<p>また，中央制御室の床面は，防災性能を有するカーペットを使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブルは，実証試験により自己消火性（UL垂直燃焼試験）及び耐延焼性（IEEE 383（光ファイバケーブルの場合はIEEE 1202）垂直トレイ燃焼試験）を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。</p> <p>ただし，実証試験により耐延焼性が確認できない核計装ケーブル及び放射線モニタケーブルは，原子炉格納容器外については専用電線管に収納するとともに，電線管の両端は，耐火性を有するシール材を処置することにより，難燃ケーブルと同等以上の性能を有する設計とするか，代替材料の使用が技術上困難な場合は，当該ケーブルの火災に起因して他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち，換気空調設備のフィルタはチャコールフィルタを除き，「JIS L 1091（繊維製品の燃焼性試験方法）」又は「JACA No.11A-2003（空気清浄装置用材燃焼性試験方法指針（公益社団法人日本空気清浄協会）」を満足する難燃性材料を使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち，屋内の変圧器及び遮断器は，可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する設計とする。</p> <p>1.1.3 自然現象による火災の発生防止 自然現象として，地震，津波，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を考慮する。 これらの自然現象のうち，火災を発生させるおそれのある落雷，地震，竜巻（風（台風）を含む。）及び森林火災について，これらの現象によって火災が発生しないように，以下のとおり火災防護対策を講じる設計とする。 落雷によって，発電用原子炉施設内の構築物，系統及び機器に火災が発生しないよう，避雷設備の設置及び接地網の敷設を行う設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等は，耐震クラスに応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに，「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の解釈」（平成25年6月19日原子力規制委員会）に従い，耐震設計を行う設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設は，施設の区分に応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置す</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3. 火災の検知及び消火対策</p> <p>安全機能を有する構築物，系統及び機器に使用する材料は，実用上可能な限り不燃性又は難燃性とし，火災の発生を防止するための予防措置を講じていることから，火災の可能性は小さいが，万一の場合に備え，火災報知設備及び消火設備を設ける。</p> <p>3.1 火災報知設備</p> <p>火災報知設備は，火災感知器及び火災受信機等で構成する。</p> <p>3.1.1 火災感知器</p> <p>火災感知器は，火災の発生による原子炉に外乱が及び，かつ，原子炉保護設備又は工学的安全施設作動設備の作動を要求される場合の高温停止を達成するために必要な系統及び機器，原子炉を低温停止するために必要な系統及び機器，放射性物質の抑制されない放出を防止するために必要な系統及び機器並びにそれらが機能する必要な計測制御系，電源系及び冷却系等の関連系の設置区域に設置する，ただし，これら区域に設置される系統及び機器が火災による悪影響を受ける可能性がない場合等は，火災感知器を設置しない。</p> <p>3.1.2 火災感知器設置要領</p> <p>(1) 火災感知器は，消防法施行規則に準じて，煙感知器又は熱感知器を設置する。</p> <p>(2) 火災感知器の電源は，通常時は常用低圧母線から給電するが，交流電源喪失時には，火災受信機の蓄電池から給電することにより，その機能を失わないようにする。</p> <p>3.1.3 火災受信機設置要領</p> <p>火災受信機は中央制御室に設置し，火災発生時には警報を発信するとともに，火災発生区域を表示できるようにする。</p>	<p>る設計とするとともに，「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の解釈」（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会）に従い，耐震設計を行う設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は，森林火災による発電用原子炉施設への延焼防止対策として発電所敷地内に設置した防火帯で囲んだ内側に配置することで，火災発生防止を講じる設計とし，竜巻（風（台風）を含む。）から，竜巻防護対策設備の設置，固縛等により，火災の発生防止を講じる設計とする。</p> <p>1.2 火災の感知及び消火</p> <p>火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は，火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対して火災の影響を限定し，早期の火災感知及び消火を行う設計とする。</p> <p>火災感知設備及び消火設備は，「1.1.3 自然現象による火災の発生防止」で抽出した自然現象に対して，火災感知及び消火の機能，性能が維持できる設計とする。</p> <p>火災感知設備及び消火設備については，火災区域及び火災区画に設置された火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて，地震に対して機能を維持できる設計とする。</p> <p>1.2.1 火災感知設備</p> <p>火災感知設備の火災感知器は，火災区域又は火災区画における放射線，取付面高さ，温度，湿度，空気流等の環境条件，予想される火災の性質を考慮し，火災感知器を設置する火災区域又は火災区画の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設の種類に応じ，火災を早期に感知できるように，固有の信号を発するアナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器の異なる種類の火災感知器を組み合わせる設計とする。</p> <p>ただし，発火性又は引火性の雰囲気形成のおそれのある場所及び屋外等は，環境条件や火災の性質を考慮し，非アナログ式の炎感知器，アナログ式の屋外仕様の熱感知カメラ，非アナログ式の屋外仕様の炎感知器，非アナログ式の防爆型の煙感知器及び非アナログ式の防爆型の熱感知器も含めた組み合わせで設置する設計とする。</p> <p>火災感知器については，消防法施行規則等に従い設置する，又は火災区域内の感知器の網羅性及び火災報知設備の感知器及び発信機に係る技術上の規格を定める省令に定める感知性能と同等以上の方法により設置する設計とする。</p> <p>非アナログ式の火災感知器は，環境条件等を考慮することにより誤作動を防止する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.2 消火設備</p> <p>消火設備は、消火栓設備、二酸化炭素消火設備及び消火器で構成する。</p> <p>3.2.1 消火設備設置対象区域</p> <p>(1) 火災防護上、以下の区域に消火設備を設置する。</p> <p>a. 原子炉建屋、タービン建屋及び制御建屋等には、すべての区域の消火活動に対処できるように屋内消火栓を設置する。</p>	<p>なお、アナログ式の屋外仕様の熱感知カメラ及び非アナログ式の屋外仕様の炎感知器は、監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。</p> <p>また、発火源となるようなものがない火災区域又は火災区画は、可燃物管理により可燃物を持ち込まない運用として保安規定に定めて、管理することから、火災感知器を設置しない設計とする。</p> <p>火災感知設備のうち火災受信機盤は中央制御室に設置し、火災感知設備の作動状況を常時監視できる設計とする。また、火災受信機盤は、構成されるアナログ式の受信機により作動した火災感知器を1つずつ特定できる設計とする。屋外の海水ポンプ室（補機ポンプエリア）及びガスタービン発電設備燃料移送ポンプを監視するアナログ式の屋外仕様の熱感知カメラの火災受信機盤においては、カメラ機能による映像監視（熱サーモグラフィ）により火災発生箇所の特定制が可能となる設計とする。</p> <p>火災感知器は、自動試験機能又は遠隔試験機能により点検ができる設計とする。</p> <p>自動試験機能又は遠隔試験機能を持たない火災感知器は、機能に異常がないことを確認するため、「消防法施行規則」に準じ、煙等の火災を模擬した試験を実施する。</p> <p>火災感知設備は、外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時においても火災の感知が可能となるように蓄電池を設け、電源を確保する設計とする。また、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備の電源は、非常用電源又は常設代替交流電源設備からの受電も可能な設計とする。</p> <p>火災区域又は火災区画の火災感知設備は、凍結等の自然現象によっても、機能が維持できる設計とする。</p> <p>屋外に設置する火災感知設備は、-14.6℃まで気温が低下しても使用可能な火災感知設備を設置する設計とする。</p> <p>屋外の火災感知設備は、火災感知器の予備を保有し、万一、風水害の影響を受けた場合にも、早期に取替えを行うことにより機能及び性能を復旧する設計とする。</p> <p>1.2.2 消火設備</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、原子炉を安全に停止させるための機能又は重大事故等に対処するために必要な機能を有する電気及び機械設備に影響を与えない設計とし、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる場合は、自動消火設備又は手動操作による固定式消</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>b. 火災の影響軽減対策として、火災荷重の大きいディーゼル発電機室及びケーブル処理室には、二酸化炭素消火設備を設置する。</p> <p>c. 中央制御室には消火器を設置する。</p> <p>3.2.2 消火設備の設置要領</p> <p>消火設備は、「消防法施行令」に準じて設置する。</p> <p>なお、汚染の可能性のある消火排水が建屋外へ流出するおそれがある場合には、建屋外に通じる出入口部に堰又はトレンチあるいは床面スロープを設置し、消火排水を床ドレンより液体廃棄物処理設備に導く。</p> <p>3.2.3 消火用水供給設備</p> <p>消火栓への消火用水供給設備は、消火水槽（第1, 2号機共用（以下同じ。）、消火ポンプ（第1, 2号機共用（以下同じ。））及び消火系配管等で構成する。消火用水は、消火ポンプで建屋内外に布設された消火系配管に導かれ、必要箇所に送水される。また、消火ポンプ故障時には、中央制御室に警報を発信する。</p> <p>3.3 消火設備の破損、誤作動又は誤操作対策</p> <p>消火設備は、以下のとおり破損、誤作動又は誤操作によって安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を喪失しないようにする。</p> <p>(1) 消火設備は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対し、地震に伴う波及的影響を及ぼさないようにする。</p> <p>(2) ディーゼル発電機は、二酸化炭素消火設備の誤動作又は誤操作により、ディーゼル機関内の燃焼が阻害されることがないように、ディーゼル機関に外気を直接吸気し、室外へ排気する。</p>	<p>火設備であるハロンガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備を設置して消火を行う設計とする。</p> <p>火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならないところは、消火器、移動式消火設備又は消火栓により消火を行う設計とする。</p> <p>なお、消火設備の破損、誤作動又は誤操作に伴う溢水による安全機能及び重大事故等に対処する機能への影響については、浸水防護設備の基本設計方針にて確認する。</p> <p>原子炉格納容器は、運転中は窒素に置換され火災は発生せず、内部に設置された火災防護上重要な機器等が火災により機能を損なうおそれはないことから、原子炉起動中並びに低温停止中の状態に対して措置を講じる設計とし、消火については、消火器又は消火栓を用いた消火ができる設計とする。火災の早期消火を図るために原子炉格納容器内の消火活動の手順を定めて、自衛消防隊（運転員、初期消火要員）の訓練を実施する。</p> <p>なお、原子炉格納容器内において火災が発生した場合、原子炉格納容器の空間体積（約7650m³）に対してパージ用排風機の容量が約24000m³/hであることから、煙が充満しないため、消火活動が可能であることから、消火器又は消火栓を用いた消火ができる設計とする。</p> <p>中央制御室は、消火器で消火を行う設計とし、中央制御室制御盤内の火災については、電気機器への影響がない二酸化炭素消火器で消火を行う設計とする。また、中央制御室床下ケーブルピットについては、自動消火設備であるハロンガス消火設備（局所）を設置する設計とする。</p> <p>トールラス室において火災が発生した場合、トールラス室の空間体積（約11000m³）に対して換気風量の容量が約21600m³/hであることから、煙が充満しないため、消火活動が可能であることから、消火器を用いた消火ができる設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は、以下の設計を行う。</p> <p>(1) 消火設備の消火剤の容量</p> <p>a. 消火設備の消火剤は、想定される火災の性質に応じた十分な容量を確保するため、「消防法施行規則」及び試験結果に基づく容量を配備する設計とする。</p> <p>b. 消火用水供給系は、2時間の最大放水量を確保する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>c. 屋内、屋外の消火栓は、「消防法施行令」に基づく容量を確保する設計とする。</p> <p>(2) 消火設備の系統構成</p> <p>a. 消火用水供給系の多重性又は多様性</p> <p>屋内水消火系の水源は、消火水槽（第1、2号機共用（以下同じ。））、消火水タンクを設置し、屋外水消火系は、屋外消火系消火水タンクを2基設置し多重性を有する設計とする。</p> <p>屋内水消火系の消火ポンプは、電動機駆動消火ポンプ（第1、2号機共用（以下同じ。））を2台設置し、多重性を有する設計とする。</p> <p>屋外水消火系の消火ポンプは、屋外消火系電動機駆動消火ポンプ、屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプを設置し、多様性を有する設計とする。</p> <p>屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプの駆動用燃料は、屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプに付属する燃料タンクに貯蔵する。</p> <p>b. 系統分離に応じた独立性</p> <p>原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器の相互の系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置されるハロンガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備は、以下に示すとおり、系統分離に応じた独立性を備えた設計とする。</p> <p>(a) 動的機器である選択弁は多重化する。</p> <p>(b) 容器弁及びポンプを必要数より1つ以上多く設置する。</p> <p>重大事故等対処施設は、重大事故に対処する機能と設計基準事故対処設備の安全機能が単一の火災によって同時に機能喪失しないよう、区分分離や位置的分散を図る設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設のある火災区域又は火災区画、及び設計基準事故対処設備のある火災区域又は火災区画に設置するハロンガス消火設備は、上記の区分分離や位置的分散に応じた独立性を備えた設計とする。</p> <p>c. 消火用水の優先供給</p> <p>消火用水供給系は、飲料水系や所内用水系等と共用する場合には、隔離弁を設置して遮断する措置により、消火用水の供給を優先する設計とする。</p> <p>(3) 消火設備の電源確保</p> <p>屋内水消火系の電動機駆動消火ポンプは、外部電源喪失時でも起動できるように非常用電源から受電する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1457 264 2436 342">屋外水消火系のうち屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプは、外部電源喪失時にもディーゼル機関を起動できるように蓄電池を設け、電源を確保する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 401 2436 520">ハロンガス消火設備は、外部電源喪失時にも消火ができるように、非常用電源から受電するとともに、設備の作動に必要な電源を供給する蓄電池も設け、全交流動力電源喪失時にも電源を確保する設計とする。</p> <p data-bbox="1478 579 2320 611">ケーブルトレイ消火設備については、作動に電源が不要な設計とする。</p> <p data-bbox="1418 669 1771 701">(4) 消火設備の配置上の考慮</p> <p data-bbox="1451 716 1849 747">a. 火災による二次的影響の考慮</p> <p data-bbox="1478 758 2436 877">ハロンガス消火設備（全域）のボンベ及び制御盤は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさないよう消火対象となる機器が設置されている火災区域又は火災区画と別の区画に設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1478 936 2436 1104">また、ハロンガス消火設備（全域）は、電気絶縁性の高いガスを採用し、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響が、火災が発生していない火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1119 2436 1287">ハロンガス消火設備（局所）及びケーブルトレイ消火設備は、電気絶縁性の高いガスを採用するとともに、ケーブルトレイ消火設備及び電源盤用のハロンガス消火設備（局所）については、ケーブルトレイ内又は電源盤周囲の隔壁内に消火剤を留める設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1302 2436 1470">また、消火対象と十分離れた位置にボンベ及び制御盤を設置することで、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響が、火災が発生していない火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1528 2436 1606">消火設備のボンベは、火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう、ボンベに接続する安全弁によりボンベの過圧を防止する設計とする。</p> <p data-bbox="1478 1665 2436 1743">また、防火ダンパを設け、煙の二次的影響が火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p data-bbox="1451 1801 1952 1833">b. 管理区域からの放出消火剤の流出防止</p> <p data-bbox="1478 1843 2436 1921">管理区域内で放出した消火剤は、放射性物質を含むおそれがあることから、管理区域外への流出を防止するため、管理区域と非管理区域の境界に堰等を設置す</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.4 自然現象に対する火災報知設備及び消火設備の性能維持</p> <p>火災報知設備及び消火設備の耐震重要度分類はCクラスとする。また、屋外消火栓は凍結防止構造とする。さらに、消火設備を内蔵する建屋、構築物等は、台風に対し消火設備の性能が著しく阻害されないよう建築基準法施行令等に基づき設計する。</p>	<p>るとともに、各フロアの建屋内排水系により液体廃棄物処理設備に回収し、処理する設計とする。</p> <p>c. 消火栓の配置</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画に設置する屋内、屋外の消火栓は、「消防法施行令」に準拠し、全ての火災区域又は火災区画の消火活動に対処できるように配置する設計とする。</p> <p>(5) 消火設備の警報</p> <p>a. 消火設備の故障警報</p> <p>電動機駆動消火ポンプ、屋外消火系電動機駆動消火ポンプ、屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプ、ハロンガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備は、電源断等の故障警報を中央制御室に発する設計とする。</p> <p>b. ハロンガス消火設備の職員退避警報</p> <p>固定式消火設備であるハロンガス消火設備は、作動前に職員等の退出ができるように警報又は音声警報を発する設計とする。</p> <p>ケーブルトレイ消火設備は、消火剤に毒性がなく、消火時に生成されるフッ化水素は延焼防止シートを設置したケーブルトレイ内に留まり、外部に有意な影響を及ぼさないため、消火設備作動前に退避警報を発しない設計とする。</p> <p>(6) 消火設備に対する自然現象の考慮</p> <p>a. 凍結防止対策</p> <p>屋外消火設備の配管は、保温材により配管内部の水が凍結しない設計とする。</p> <p>屋外消火栓は、凍結を防止するため、自動排水機構により消火栓内部に水が溜まらないような構造とする設計とする。</p> <p>b. 風水害対策</p> <p>消火用水供給系の消火設備を構成する電動機駆動消火ポンプ、屋外消火系電動機駆動消火ポンプ、屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプ、ハロンガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備は、風水害に対してその性能が著しく阻害されることのないよう、建屋内に設置する設計とする。</p> <p>c. 地盤変位対策</p> <p>地震時における地盤変位対策として、水消火配管のレイアウト、配管支持長さからフレキシビリティを考慮した配置とすることで、地盤変位による変形を配管系統全体で吸収する設計とする。</p> <p>さらに、屋外消火配管が破断した場合でも移動式消火設備を用いて屋内消火栓</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>4. 火災の影響軽減対策</p> <p>原子炉の施設内のいかなる場所の想定火災に対しても、その火災により原子炉に外乱が</p>	<p>へ消火用水の供給ができるよう、建屋に給水接続口を設置する設計とする。</p> <p>(7) その他</p> <p>a. 移動式消火設備</p> <p>移動式消火設備は、恒設の消火設備の代替として消火ホース等の資機材を備え付けている化学消防自動車を2台及び泡原液搬送車を1台配備する設計とする。</p> <p>b. 消火用の照明器具</p> <p>建屋内の消火栓、消火設備現場盤の設置場所及び設置場所までの経路には、移動及び消火設備の操作を行うため、消防法で要求される消火継続時間20分に現場への移動等の時間も考慮し、8時間以上の容量の蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。</p> <p>c. ポンプ室の煙の排気対策</p> <p>火災発生時の煙の充満により消火活動が困難となるポンプ室には、消火活動によらなくとも迅速に消火できるように固定式消火設備を設置し、鎮火の確認のために自衛消防隊がポンプ室に入る場合については、再発火するおそれがあることから、十分に冷却時間を確保した上で扉の開放、換気空調系及び可搬型排煙装置により換気が可能な設計とする。</p> <p>d. 使用済燃料貯蔵設備及び新燃料貯蔵設備</p> <p>使用済燃料貯蔵設備は、水中に設置されたラックに燃料を貯蔵することで未臨界性が確保される設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵設備については、消火活動により消火水が噴霧され、水分雰囲気に満たされた状態となっても未臨界性が確保される設計とする。</p> <p>e. ケーブル処理室</p> <p>ケーブル処理室は、自動消火設備であるハロンガス消火設備により消火する設計とする。区分Ⅰケーブル処理室及び区分Ⅱケーブル処理室については、消火活動のため2箇所を入口を設置する設計とする。</p> <p>なお、区分Ⅲケーブル処理室は、消火活動のための入口は1箇所であるが、部屋の大きさが狭く、室内の可燃物は少量のケーブルトレイのみであるため、火災が発生した場合においても、入口から消火要員による当該室全域の消火活動を行うことが可能な設計とする。</p> <p>1.3 火災の影響軽減</p> <p>1.3.1 火災の影響軽減対策</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>及び、かつ、原子炉保護設備又は工学的安全施設作動設備の作動を要求される場合に、動的機器の単一故障を想定しても、原子炉を高温停止できるように、また、低温停止に必要な系統及び機器は、その安全機能を失わず、低温停止できるように、以下に示す火災の影響軽減対策を実施する。</p> <p>4.1 耐火壁による軽減対策</p> <p>(1) 原子炉の安全確保に必要な設備を設置している原子炉建屋及び制御建屋に隣接するタービン建屋で火災が発生しても、原子炉建屋及び制御建屋に影響を及ぼさないように、原子炉建屋及び制御建屋とタービン建屋の境界の壁は、2時間の耐火能力を有する耐火壁（以下「耐火壁」という。）とする。</p> <p>(2) 燃料油の漏えい油火災を想定する補機を設置するディーゼル発電機室（ディーゼル制御盤室も含む）は、それぞれトレン別に二つの区域に分け、互いの区域及び周囲の区域に火災の影響を及ぼさないようにそれぞれを耐火壁で囲む。</p> <p>(3) 耐火壁の貫通口は耐火シールを施工し、換気設備のダクトには防火ダンパ、出入口には防火戸を設置し、耐火壁効果を減少させないようにする。</p> <p>4.2 固定式消火設備による軽減対策</p> <p>火災荷重の大きいディーゼル発電機室には、二酸化炭素消火設備を設置する。</p>	<p>火災の影響軽減対策の設計に当たり、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを火災防護対象機器等とする。</p> <p>火災が発生しても原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するためには、プロセスを監視しながら原子炉を停止し、冷却を行うことが必要であり、このためには、手動操作に期待してでも原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能を少なくとも1つ確保するように系統分離対策を講じる必要がある。</p> <p>このため、火災防護対象機器等に対して、以下に示す火災の影響軽減対策を講じる設計とする。</p> <p>(1) 火災防護対象機器等の系統分離による影響軽減対策</p> <p>中央制御室及び原子炉格納容器を除く火災防護対象機器等は、原則として安全系区分Ⅰと安全系区分Ⅱ、Ⅲを境界とし、以下のいずれかの系統分離によって、火災の影響を軽減するための対策を講じる。</p> <p>a. 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等</p> <p>互いに相違する系列の火災防護対象機器等は、火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。</p> <p>b. 6m以上離隔、火災感知設備及び自動消火設備</p> <p>互いに相違する系列の火災防護対象機器等は、仮置きするものを含めて可燃性物質のない水平距離6m以上の離隔距離を確保する設計とする。</p> <p>火災感知設備は、自動消火設備を作動させるために設置し、自動消火設備の誤作動防止を考慮した火災感知器の作動信号により自動消火設備を作動させる設計とする。</p> <p>c. 1時間耐火隔壁等、火災感知設備及び自動消火設備</p> <p>互いに相違する系列の火災防護対象機器等は、火災耐久試験により1時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。</p> <p>また、火災感知設備及び消火設備は、上記b.と同様の設計とする。</p> <p>(2) 中央制御室の火災の影響軽減対策</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>a. 中央制御室制御盤内の火災の影響軽減</p> <p>中央制御室制御盤内の火災防護対象機器等は、以下に示すとおり、実証試験結果に基づく離隔距離等による分離対策、高感度煙検出設備の設置による早期の火災感知及び常駐する運転員による早期の消火活動に加え、火災により中央制御室制御盤の1つの区画の安全機能が全て喪失しても、他の区画の制御盤は機能が維持されることを確認することにより、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持ができることを確認し、上記(1)と同等の火災の影響軽減対策を講じる設計とする。</p> <p>離隔距離等による分離として、中央制御室制御盤については、安全系区分ごとに別々の盤で分離する設計とし、1つの制御盤内に複数の安全系区分のケーブルや機器を設置しているものは、安全系区分間に金属製の仕切りを設置する。ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えない耐熱ビニル電線、難燃仕様のフッ素樹脂 (ETFE) 電線及び難燃ケーブルの使用、電線管への敷設、操作スイッチの離隔等により系統分離する設計とする。</p> <p>中央制御室内には、異なる2種類の火災感知器を設置する設計とするとともに、火災発生時には常駐する運転員による早期の消火活動によって、異なる安全系区分への影響を軽減する設計とする。これに加えて盤内へ高感度煙検出設備を設置する設計とする。</p> <p>火災の発生箇所の特정이困難な場合も想定し、サーモグラフィカメラ等、火災の発生箇所を特定できる装置を配備する設計とする。</p> <p>b. 中央制御室床下ケーブルピットの影響軽減対策</p> <p>中央制御室の火災防護対象機器等は、運転員の操作性及び視認性向上を目的として近接して設置することから、中央制御室床下ケーブルピットに敷設する火災防護対象ケーブルは、互いに相違する系列の3時間以上の耐火能力を有する隔壁による分離、又は水平距離を6m以上確保することが困難である。このため、中央制御室床下ケーブルピットについては、下記に示す分離対策等を行う設計とする。</p> <p>(a) 分離板等による分離</p> <p>中央制御室床下ケーブルピットに敷設する互いに相違する系列の火災防護対象ケーブルについては、1時間以上の耐火能力を有するコンクリート壁、分離板又は障壁で分離する設計とする。</p> <p>(b) 火災感知設備</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1507 264 2436 390">中央制御室床下ケーブルピットには、固有の信号を発する異なる 2 種類の火災感知器として、煙感知器と熱感知器を組み合わせる設計とする。これらの火災感知設備は、アナログ機能を有するものとする。</p> <p data-bbox="1507 401 2436 569">また、火災感知設備は、外部電源喪失時においても火災の感知が可能となるように、非常用電源から受電するとともに、火災受信機盤は中央制御室に設置し常時監視できる設計とする。火災受信機盤は、作動した火災感知器を 1 つずつ特定できる機能を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1472 625 1641 657">(c) 消火設備</p> <p data-bbox="1507 667 2436 751">中央制御室床下ケーブルピットには、系統分離の観点から自動消火設備であるハロンガス消火設備（局所）を設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1507 762 2436 888">この消火設備は、故障警報及び作動前の警報を中央制御室に発するとともに、時間遅れをもってハロンガスを放出する設計とする。また、外部電源喪失時においても消火が可能となるように、非常用電源から受電する。</p> <p data-bbox="1418 940 1952 972">(3) 原子炉格納容器内の火災の影響軽減対策</p> <p data-bbox="1457 982 2436 1150">原子炉格納容器内は、プラント運転中は窒素が封入され、火災の発生は想定されない。窒素が封入されていない期間のほとんどは原子炉が低温停止期間であるが、わずかに低温停止に到達していない期間もあることを踏まえ、上記(1)と同等の火災の影響軽減対策を講じる設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1203 2436 1287">また、原子炉格納容器内への持込み可燃物は、持込み期間、可燃物量等、運用について保安規定に定めて、管理する。</p> <p data-bbox="1457 1339 2436 1423">a. 原子炉格納容器内の火災防護対象機器等の系統分離は以下のとおり対策を行う設計とする。</p> <p data-bbox="1472 1476 2436 1560">(a) 火災防護対象機器は、難燃ケーブルを使用するとともに、電線管及び蓋付ケーブルトレイの使用等により火災の影響軽減対策を行う設計とする。</p> <p data-bbox="1472 1612 2436 1780">(b) 原子炉格納容器内の火災防護対象機器は、系統分離の観点から安全系区分Ⅰと安全系区分Ⅱ機器の水平距離を 6m 以上確保し、異なる安全系区分の機器間にある介在物（ケーブル、電磁弁）については、金属製の筐体に収納することで延焼防止対策を行う設計とする。</p> <p data-bbox="1472 1833 2436 1917">(c) 原子炉格納容器内の火災防護対象ケーブルは、可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>4.3 その他の軽減対策</p> <p>(1) 中央制御室で煙が発生した場合には、中央制御室空調設備で排煙できるようにする。</p> <p>(2) 油タンクには、火災に起因した爆発を防ぐためにベント管を設け、屋外に排気できるようにする。</p>	<p>(d) 原子炉圧力容器下部においては、火災防護対象機器である起動領域モニタの核計装ケーブルを露出して敷設するが、火災の影響軽減の観点から、起動領域モニタはチャンネルごとに位置的分散を図って設置する設計とする。</p> <p>b. 火災感知設備については、アナログ式の異なる2種類の火災感知器（煙感知器及び熱感知器）を設置する設計とする。</p> <p>c. 原子炉格納容器内の消火については、運転員及び初期消火要員による消火器又は消火栓を用いた速やかな消火活動により消火ができる設計とする。</p> <p>起動中又は停止過程の空気環境において、原子炉格納容器内が広範囲な火災となり原子炉格納容器内への入域が困難な場合には、原子炉格納容器内を密閉状態とし内部の窒息消火を行う設計とする。</p> <p>なお、原子炉格納容器内点検終了後から窒素置換完了までの間で原子炉格納容器内の火災が発生した場合には、火災による延焼防止の観点から窒素封入作業の継続による窒息消火又は窒素封入作業を中止し、早期の消火活動を実施する。</p> <p>(4) 換気設備に対する火災の影響軽減対策</p> <p>火災防護上重要な機器等を設置する火災区域又は火災区画に設置する換気設備には、他の火災区域又は火災区画の境界となる箇所に3時間耐火性能を有する防火ダンプを設置する設計とする。</p> <p>換気設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き難燃性のものを使用する設計とする。</p> <p>(5) 火災発生時の煙に対する火災の影響軽減対策</p> <p>運転員が常駐する中央制御室には、火災発生時の煙を排気するため、「建築基準法」に準拠した容量の排煙設備を設置する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等を設置する火災区域又は火災区画のうち、電気ケーブルや引火性液体が密集する火災区域又は火災区画については、ハロンガス消火設備による早期の消火により火災発生時の煙の発生が抑制されることから、煙の排気は不要である。</p> <p>(6) 油タンクに対する火災の影響軽減対策</p> <p>火災区域又は火災区画に設置される油タンクは、換気空調設備による排気又はベント管により屋外に排気する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>(7) ケーブル処理室に対する火災の影響軽減対策 ケーブル処理室のケーブルトレイ間は、互いに相違する系列間を水平方向 0.9m、垂直方向 1.5m の最小離隔距離を確保する設計とする。最小分離距離を確保できない場合は、隔壁等で分離する設計とする。</p> <p>1.3.2 原子炉の安全確保</p> <p>(1) 原子炉の安全停止対策</p> <p>a. 火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した設計 発電用原子炉施設内の火災によって、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、当該火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、火災の影響軽減のための系統分離対策によって、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び低温停止が達成できる設計とする。</p> <p>b. 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計 発電用原子炉施設内の火災によって運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合に、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器に単一故障を想定しても、制御盤間の離隔距離、盤内の延焼防止対策又は現場操作によって、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止、低温停止を達成できる設計とする。</p> <p>(2) 火災の影響評価</p> <p>a. 火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した設計に対する評価 設備等の設置状況を踏まえた可燃性物質の量等を基に想定される発電用原子炉施設内の火災によって、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持できることを、以下に示す火災影響評価により確認する。</p> <p>(a) 隣接する火災区域又は火災区画に影響を与えない場合 当該火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持が可能であることを確認する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>5. 設備の共用</p> <p>屋内水消火系の電動機駆動消火ポンプ及び消火水槽は、第1号機と共用するが、各号機に必要な容量を確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>(b) 隣接する火災区域又は火災区画に影響を与える場合 当該火災区域又は火災区画と隣接火災区域又は火災区画の2区画内の火災防護対象機器等の有無の組み合わせに応じて、火災区域又は火災区画内に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持が可能であることを確認する。</p> <p>b. 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計に対する評価 内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生する可能性があるため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器に対し単一故障を想定しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び低温停止を達成できることを火災影響評価により確認する。</p> <p>1.4 設備の共用 屋内水消火系の電動機駆動消火ポンプ及び消火水槽は、第1号機と共用するが、各号機に必要な容量を確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	
<p>6. 主要対象設備</p> <p>火災防護設備の対象となる主要な設備について、「表1 火災防護設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>2. 主要対象設備</p> <p>火災防護設備の対象となる主要な設備について、「表1 火災防護設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したりリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

13. 浸水防護施設の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
-	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。	本記載は概要であるため、記載しない。
-	<p>第1章 共通項目</p> <p>浸水防護施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 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>	本記載は概要であるため、記載しない。
-	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 津波による損傷の防止</p> <p>1.1 耐津波設計の基本方針</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設が設置（変更）許可を受けた基準津波によりその安全性又は重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、遡上への影響要因及び流入経路等を考慮して、設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し、影響に応じた津波防護対策を講じる設計とする。</p> <p>なお、「1. 津波による損傷の防止」の耐津波設計においては、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震による地殻変動に伴い、牡鹿半島全体で約1mの地盤沈下が発生していることを考慮した設計とし、地盤沈下量を考慮した敷地高さや施設高さ等を記載する。</p> <p>1.1.1 津波防護対象設備</p> <p>設計基準対象施設が、基準津波により、その安全性が損なわれるおそれがないよう、津波から防護を検討する対象となる設備は、クラス1、クラス2及びクラス3設備並びに耐震Sクラスに属する設備（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）とする。このうち、クラス3設備については、安全評価上その機能を期待する設備は、津波に対してその機能を維持できる設計とし、その他の設備は損傷した場合を考慮して、代替設備により必要な機能を確保する等の対応を行う設計とする。これより、津波から防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されているクラス1及びクラス2に該当する構築物、系統及び機器（以下「津波防護対象設備」という。）とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p data-bbox="1457 310 2436 390">津波防護対象設備の防護設計においては、津波により津波防護対象設備に波及的影響を及ぼすおそれのある津波防護対象設備以外の施設についても考慮する。</p> <p data-bbox="1457 443 2436 569">また、重大事故等対処施設及び可搬型重大事故等対処設備についても、設計基準対象施設と同時に必要な機能が損なわれるおそれがないよう、津波防護対象設備に含める。</p> <p data-bbox="1457 621 2436 747">さらに、津波が地震の随件事象であることを踏まえ、耐震 S クラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）を含めて津波防護対象設備とする。</p> <p data-bbox="1457 800 2436 884">なお、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備は、入力津波に対して機能を十分に保持できる設計とする。</p> <p data-bbox="1368 936 1605 968">1.2 入力津波の設定</p> <p data-bbox="1412 978 2436 1104">各施設・設備の設計又は評価に用いる入力津波として、敷地への遡上に伴う津波（以下「遡上波」という。）による入力津波と取水路、放水路等の経路からの流入に伴う津波（以下「経路からの津波」という。）による入力津波を設定する。</p> <p data-bbox="1412 1157 2436 1241">入力津波の設定の諸条件の変更により、評価結果が影響を受けないことを確認するために、評価条件変更の都度、津波評価を実施する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1383 1293 1739 1325">1.2.1 遡上波による入力津波</p> <p data-bbox="1457 1335 2436 1461">遡上波による入力津波については、遡上への影響要因として、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在、設備等の設置状況並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を評価する。</p> <p data-bbox="1457 1472 2436 1640">遡上する場合は、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される津波高さとして設定する。また、地震による変状又は繰返し来襲する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を評価する。</p> <p data-bbox="1383 1692 1857 1724">1.2.2 経路からの津波による入力津波</p> <p data-bbox="1457 1734 2436 1860">経路からの津波による入力津波については、流入経路を特定し、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形及び津波高さとして設定する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>1.2.3 水位変動</p> <p>「1.2.1 遡上波による入力津波」及び「1.2.2 経路からの津波による入力津波」においては、水位変動として、朔望平均満潮位 0.P.+1.43m,朔望平均干潮位 0.P.-0.14m を考慮する。上昇側の水位変動に対しては、潮位のばらつきとして 0.16m を考慮して設定する。下降側の水位変動に対しては、潮位のばらつきとして 0.10m を考慮して設定する。</p> <p>地殻変動については、基準津波の波源である東北地方太平洋沖型の地震による広域的な地殻変動及び平成 23 年(2011 年)東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動を考慮する。</p> <p>東北地方太平洋沖型の地震による広域的な地殻変動については、基準津波の波源モデルを踏まえて、Mansinha and Smylie (1971) の方法により算定し、水位上昇側で考慮する波源で 0.72m の沈降、水位下降側で考慮する波源で 0.77m の沈降を考慮する。また、平成 23 年(2011 年)東北地方太平洋沖地震による地殻変動については、発電所構内の水準点を用いた水準測量結果から 1m と設定する。なお、平成 23 年(2011 年)東北地方太平洋沖地震後の余効変動として平成 29 年 4 月時点で約 0.3m 隆起していることを確認している。</p> <p>上昇側及び下降側の水位変動に対する安全性評価を実施する際には、平成 23 年(2011 年)東北地方太平洋沖地震による 1m の沈降を考慮する。</p> <p>以上のことから、上昇側の水位変動に対して安全性評価を実施する際には、水位上昇側で考慮する波源による 0.72m の沈降を考慮する。</p> <p>一方、下降側の水位変動に対して安全性評価を実施する際には、水位下降側で考慮する波源による 0.77m の沈降は考慮しない。</p> <p>ただし、下降側の水位変動に対する安全性評価を実施する際には、平成 29 年 4 月までに確認された余効変動による約 0.3m の隆起の影響を考慮する。また、今後も余効変動が継続することを想定し、平成 23 年(2011 年)東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動の解消により約 1m 隆起した場合の影響も考慮する。</p> <p>また、基準津波による入力津波が有する数値計算上の不確かさを考慮することを基本とする。</p> <p>なお、防潮壁の詳細設計に伴う平面配置等の変更及び 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴い被災した地域における復旧・改修工事に伴う地形改変による影響も考慮し、変更前後のそれぞれについて算定された数値を安全側に評価する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>1.3 津波防護対策</p> <p>「1.2 入力津波の設定」で設定した入力津波による津波防護対象設備への影響を、津波の敷地への流入の可能性の有無、漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無、津波の流入等による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無並びに水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無の観点から評価することにより、津波防護対策が必要となる箇所を特定して必要な津波防護対策を実施する設計とする。</p> <p>入力津波の変更が津波防護対策に影響を与えないことを確認することとし、定期的な評価及び改善に関する手順を保安規定に定めて管理する。</p> <p>1.3.1 敷地への流入防止（外郭防護1）</p> <p>(1) 遡上波の地上部からの到達、流入の防止</p> <p>遡上波による敷地周辺の遡上の状況を加味した浸水高さの分布を基に、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、遡上波の地上部からの到達、流入の可能性の有無を評価する。</p> <p>流入の可能性に対する裕度評価において、高潮ハザードの再現期間100年に対する期待値と、入力津波で考慮した朔望平均満潮位及び潮位のばらつきを踏まえた水位の合計との差を参照する裕度として、設計上の裕度の判断の際に考慮する。</p> <p>評価の結果、遡上波が地上部から到達し流入するため、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画（緊急用電気品建屋、可搬型重大事故等対処設備保管場所である第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、緊急時対策建屋並びにガスタービン発電設備タンクピットを除く。）の設置された敷地に、遡上波の流入を防止するための津波防護施設として、防潮堤を設置する設計とする。</p> <p>また、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画のうち、緊急用電気品建屋、可搬型重大事故等対処設備保管場所である第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、緊急時対策建屋並びにガスタービン発電設備タンクピットは、津波による遡上波が地上部から到達、流入しない十分な高い場所に設置する設計とする。</p> <p>(2) 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止</p> <p>津波の流入の可能性のある経路につながる循環水系、海水系及び屋外排水路の標高に基づき、許容される津波高さと経路からの津波高さを比較することにより、</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地への津波の流入の可能性の有無を評価する。流入の可能性に対する裕度評価において、高潮ハザードの再現期間 100 年に対する期待値と、入力津波で考慮した朔望平均満潮位及び潮位のばらつきを踏まえた水位の合計との差を参照する裕度とし、設計上の裕度の判断の際に考慮する。</p> <p>評価の結果、流入する可能性のある経路が特定されたことから、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地並びに建屋及び区画への流入を防止するため、津波防護施設として防潮壁及び取放水路流路縮小工を設置する設計とする。また、浸水防止設備として逆流防止設備、水密扉、浸水防止蓋及び逆止弁付ファンネルを設置並びに貫通部止水処置を実施する設計とする。</p> <p>防潮壁鋼製扉、水密扉及び浸水防止蓋については、原則閉運用とすることを保安規定に定めて管理する。また、取放水路流路縮小工については、津波防護機能及び第 1 号機の取水・放水機能を維持する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>上記(1)及び(2)において、外郭防護として設置する津波防護施設及び浸水防止設備については、各地点の入力津波に対し、設計上の裕度を考慮する。</p> <p>1.3.2 漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護 2）</p> <p>(1) 漏水対策</p> <p>経路からの津波が流入する可能性のある取水・放水設備の構造上の特徴を考慮し、取水・放水施設、地下部等において、津波による漏水が継続することによる浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、当該範囲の境界における浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）について、浸水防止設備を設置することにより、浸水範囲を限定する設計とする。さらに、浸水想定範囲及びその周辺にある津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）に対しては、浸水防止設備として、防水区画化するための設備を設置するとともに、防水区画内への浸水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無を評価する。</p> <p>評価の結果、浸水想定範囲における長期間の浸水が想定される場合は、重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響がないよう、排水設備を設置する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>1.3.3 津波の流入等による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）</p> <p>(1) 浸水防護重点化範囲の設定</p> <p>津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画を浸水防護重点化範囲として設定する。</p> <p>(2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策</p> <p>経路からの津波の流入を考慮した浸水範囲及び浸水量を基に、浸水防護重点化範囲に流入する可能性の有無を評価する。浸水範囲及び浸水量については、地震による溢水の影響も含めて確認する。地震による溢水については、「2. 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止」に示す内部溢水にて評価している溢水事象を考慮する。</p> <p>評価の結果、浸水防護重点化範囲への流入の可能性のある経路が特定されたことから、地震による設備の損傷箇所からの津波の流入を防止するための浸水防止設備として、浸水防止壁、水密扉及び浸水防止蓋の設置並びに貫通部止水処置を実施する設計とする。</p> <p>また、浸水防止設備として設置する水密扉及び浸水防止蓋については、津波の流入を防止するため、扉及び蓋の閉止運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>内郭防護として設置及び実施する浸水防止設備については、貫通口、開口部等の一部分のみが浸水範囲となる場合においても貫通口、開口部等の全体を浸水防護することにより、浸水評価に対して裕度を確保する設計とする。</p> <p>1.3.4 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止</p> <p>(1) 非常用海水ポンプ、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の取水性</p> <p>原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ（以下「非常用海水ポンプ」という。）については、評価水位としての海水ポンプ室での下降側水位と非常用海水ポンプの取水可能水位を比較し、評価水位が非常用海水ポンプ取水可能水位を下回る可能性の有無を評価する。</p> <p>評価の結果、海水ポンプ室の下降側の評価水位が非常用海水ポンプの取水可能水位を下回ることから、津波防護施設として、海水を貯留するための貯留堰を設置することで、取水性を確保する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p data-bbox="1481 310 2433 432">なお、大津波警報が発表された場合又は引き波による水位低下が確認された場合に、非常用海水ポンプの取水性を確保するため、循環水ポンプを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1481 489 2433 569">非常用海水ポンプについては、津波による上昇側の水位変動に対しても、取水機能が保持できる設計とする。</p> <p data-bbox="1481 625 2433 705">大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）についても、入力津波の水位に対して、取水性を確保できるものを用いる設計とする。</p> <p data-bbox="1448 762 2433 837">(2) 津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の機能保持確認</p> <p data-bbox="1481 850 2433 972">基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積に対して、取水口、取水路及び海水ポンプ室が閉塞することなく取水口、取水路及び海水ポンプ室の通水性が確保できる設計とする。</p> <p data-bbox="1481 1029 2433 1108">非常用海水ポンプは、取水時に浮遊砂が軸受に混入した場合においても、軸受部の異物逃がし溝から浮遊砂を排出することで、機能を保持できる設計とする。</p> <p data-bbox="1481 1165 2433 1245">大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、浮遊砂の混入に対して、取水性能が保持できるものを用いる設計とする。</p> <p data-bbox="1481 1302 2433 1507">漂流物に対しては、発電所敷地内及び敷地外で漂流物となる可能性のある施設・設備を抽出し、抽出された漂流物となる可能性のある施設・設備が漂流した場合に、非常用海水ポンプへの衝突並びに取水口、取水路及び海水ポンプ室の閉塞が生じることがなく、非常用海水ポンプの取水性確保並びに取水口、取水路及び海水ポンプ室の通水性が確保できる設計とする。</p> <p data-bbox="1481 1564 2433 1644">また、漂流物化させない運用を行う施設・設備については、漂流物化防止対策の運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1481 1701 2433 1866">発電所敷地内及び敷地外の人工構造物については、設置状況を定期的に確認し評価する運用を保安規定に定めて管理する。さらに、従前の評価結果に包絡されない場合は、漂流物となる可能性、非常用海水ポンプ等の取水性及び浸水防護施設の健全性への影響評価を行い、影響がある場合は漂流物対策を実施する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>1.3.5 津波監視</p> <p>津波監視設備として、敷地への津波の繰返しの来襲を察知し、津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確実に確保するため、津波監視カメラ（計測制御系統施設の中央制御室機能と兼用（以下同じ。））及び取水ピット水位計を設置する。</p> <p>1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計</p> <p>1.4.1 設計方針</p> <p>津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、「1.2 入力津波の設定」で設定している繰返しの来襲を想定した入力津波に対して、津波防護対象設備の要求される機能を損なうおそれがないよう以下の機能を満足する設計とする。</p> <p>(1) 津波防護施設</p> <p>津波防護施設は、津波の流入による浸水及び漏水を防止する設計とする。</p> <p>津波防護施設のうち防潮堤及び防潮壁については、入力津波高さを上回る高さで設置し、止水性を保持する設計とする。</p> <p>津波防護施設のうち取放水路流路縮小工については、第1号機の取水路及び放水路からの津波の流入を抑制し、入力津波に対して浸水を防止する設計とする。</p> <p>また、第1号機の廃止措置期間中に性能を維持すべき施設（以下「性能維持施設」という）に影響を与えない設計とする。</p> <p>津波防護施設のうち貯留堰については、津波による水位低下に対して、非常用海水ポンプの取水可能水位を保持し、かつ、冷却に必要な海水を確保する設計とする。</p> <p>主要な構造体の境界部には、想定される荷重の作用及び相対変位を考慮し、試験等にて止水性を確認した止水ジョイント等を設置し、止水処置を講じる設計とする。</p> <p>(2) 浸水防止設備</p> <p>浸水防止設備は、浸水想定範囲等における浸水時及び浸水後の波圧等に対する耐性を評価し、津波の流入による浸水及び漏水を防止する設計とする。</p> <p>また、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に浸水時及び浸水後に津波が流入することを防止するため、当該区画への流入経路となる開口部に浸水防止設備を設置し、止水性を保持する設計とする。</p> <p>浸水防止設備として、逆流防止設備、水密扉、浸水防止蓋、浸水防止壁、逆止弁付ファンネルを設置するとともに、貫通部止水処置を実施する設計とする。</p> <p>軽油タンクエリアの浸水に対する浸水防止設備については、内郭防護として流入経路となる開口部に設置する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p data-bbox="1457 268 2433 342">浸水防止設備は、耐性を評価又は試験等により止水性を確認した方法により、止水性を保持する設計とする。</p> <p data-bbox="1418 405 1635 432">(3) 津波監視設備</p> <p data-bbox="1457 447 2433 657">津波監視設備は、津波の来襲状況を監視可能な設計とする。津波監視カメラは、波力及び漂流物の影響を受けない位置、取水ピット水位計は波力及び漂流物の影響を受けにくい位置に設置し、津波監視機能が十分に保持できる設計とする。また、基準地震動S_sに対して、機能を喪失しない設計とする。設計に当たっては、自然条件（積雪、風荷重）との組合せを適切に考慮する。</p> <p data-bbox="1457 672 2433 745">津波監視設備のうち津波監視カメラは、非常用電源から給電し、赤外線撮像機能を有したカメラにより、昼夜にわたり中央制御室から監視可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1457 760 2433 886">津波監視設備のうち取水ピット水位計は、非常用電源から給電し、O.P. -11.25m～O.P. +19.00m を測定範囲として、非常用海水ポンプが設置された海水ポンプ室補機ポンプエリアの上昇側及び下降側の水位を中央制御室から監視可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1389 945 1792 972">1.4.2 荷重の組合せ及び許容限界</p> <p data-bbox="1457 987 2433 1150">津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、津波による荷重及び津波以外の荷重を適切に設定し、それらの組合せを考慮する。また、想定される荷重に対する部材の健全性や構造安定性について適切な許容限界を設定する。</p> <p data-bbox="1445 1211 1662 1239">(1) 荷重の組合せ</p> <p data-bbox="1481 1253 2433 1509">津波と組み合わせる荷重については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」のうち「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している自然条件（積雪、風荷重）及び余震として考えられる地震に加え、漂流物による荷重を考慮する。津波による荷重の設定に当たっては、各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮し、余裕の程度を検討した上で安全側の設定を行う。</p> <p data-bbox="1445 1570 1611 1598">(2) 許容限界</p> <p data-bbox="1481 1612 2433 1738">津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の許容限界は、地震後、津波後の再使用性や、津波の繰返し作用を想定し、施設・設備を構成する材料がおおむね弾性状態にとどまることを基本とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>2. 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止</p> <p>2.1 溢水防護等の基本方針</p> <p>設計基準対象施設が、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、その安全性を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>そのために、溢水防護に係る設計時に発電用原子炉施設内で発生が想定される溢水の影響を評価（以下「溢水評価」という。）し、運転状態にある場合は発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、発電用原子炉を高温停止及び、引き続き低温停止することができ、並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに、使用済燃料プールにおいては、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。</p> <p>これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）が発生を想定する没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なうおそれがない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその機能を損なうおそれがない設計）とする。</p> <p>また、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき必要な機器の単一機器の故障を考慮しても発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備に期待する機能については、溢水影響を受けて設計基準事故対処設備並びに使用済燃料プールの冷却設備及び給水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）と同時に機能を損なうおそれがないよう、没水、被水及び蒸気の影響に対しては可能な限り設計基準事故対処設備等の配置を含めて位置的分散を図る設計とする。</p> <p>溢水影響に対し防護すべき設備（以下「防護すべき設備」という。）として溢水防護対象設備及び重大事故等対処設備を設定する。</p> <p>発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備（ポンプ、弁、使用済燃料プール、原子炉ウェル、蒸気乾燥器・気水分離器ピット）から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>溢水評価条件の変更により評価結果が影響を受けないことを確認するために、評価条件変更の都度、溢水評価を実施することとし保安規定に定めて管理する。</p> <p>2.2 防護すべき設備の抽出</p> <p>溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（以下「重要度分類審査指針」という。）における分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。</p> <p>この中から、溢水防護上必要な機能を有する構築物、系統及び機器を選定する。</p> <p>具体的には、運転状態にある場合には発電用原子炉を高温停止、引き続き低温停止することができ、並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持するため、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するため、及び使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要となる、重要度分類審査指針における分類のクラス1、2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する。</p> <p>以上を踏まえ、防護すべき設備のうち溢水防護対象設備として、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器、並びに、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な構築物、系統及び機器を抽出する。</p> <p>また、重大事故等対処設備は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心、使用済燃料プール内の燃料体等、及び、運転停止中における原子炉の燃料体の著しい損傷を防止するために、また、重大事故が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な放出を防止するために必要な設備を防護すべき設備として抽出する。</p> <p>2.3 溢水源及び溢水量の設定</p> <p>溢水影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。）、発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という。）並びに地震に起因する機器の破損及び使用済燃料プール等のスロッシングにより生じる溢水（以下「地震起因による溢水」という。）を踏まえ、溢水源及び溢水量を設定する。</p> <p>また、その他の要因による溢水として、地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。）の影響も評価する。</p> <p>想定破損による溢水では、単一の配管の破損による溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定する。</p> <p>また、破損を想定する配管は、内包する流体のエネルギーに応じて、高エネルギー配管又</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>は低エネルギー配管に分類する。</p> <p>高エネルギー配管は、「完全全周破断」、低エネルギー配管は、「配管内径の1/2の長さと同径の配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック」（以下「貫通クラック」という。）を想定した溢水量とし、想定する破損箇所は溢水影響が最も大きくなる位置とする。</p> <p>ただし、高エネルギー配管についてはターミナルエンド部を除き応力評価の結果により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管であれば発生応力が許容応力の0.8倍以下であれば破損を想定せず、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管であれば発生応力が許容応力の0.4倍を超え0.8倍以下であれば「貫通クラック」による溢水を想定した評価とし、0.4倍以下であれば破損は想定しない。</p> <p>また、低エネルギー配管については、発生応力が許容応力の0.4倍以下であれば破損は想定しない。</p> <p>発生応力と許容応力の比較により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施することとし保安規定に定めて管理する。</p> <p>高エネルギー配管のうち、高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さいことから低エネルギー配管とする系統については、運転時間実績管理を実施することとし保安規定に定めて管理する。</p> <p>消火水の放水による溢水では、消火活動に伴う消火栓からの放水を溢水量として設定する。発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置されるスプリンクラ及び格納容器スプレイ冷却系からの溢水については、防護すべき設備が溢水影響を受けない設計とする。</p> <p>地震起因による溢水では、流体を内包することで溢水源となり得る機器のうち、基準地震動S_sによる地震力により破損するおそれがある機器及び使用済燃料プール等のスロッシングによる漏れ水を溢水源として設定する。</p> <p>耐震Sクラス機器については、基準地震動S_sによる地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。また、耐震B及びCクラス機器のうち耐震対策工事の実施又は設計上の裕度の考慮により、基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性が確保されているものについては溢水源として想定しない。</p> <p>溢水源となる配管については破断形状を完全全周破断を考慮した溢水量とし、溢水源となる容器については全保有水量を考慮した溢水量とする。</p> <p>また、使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、基準地震動S_sにより発生する使用済燃料プールのスロッシングにて使用済燃料プール外へ漏れ出す溢水量を算出する。</p> <p>また、施設定期検査中においては、使用済燃料プール、原子炉ウェル及び蒸気乾燥器・</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p data-bbox="1403 264 2374 296">気水分離器ピットのスロッシングによる漏えい水を溢水源とし溢水量を算出する。</p> <p data-bbox="1403 354 2436 478">その他の溢水については、地下水の流入、降水、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水、機器の誤作動、弁グラインド部及び配管フランジ部からの漏えい事象等を想定する。</p> <p data-bbox="1403 489 2436 569">溢水量の算出に当たっては、漏水が生じるとした機器のうち防護すべき設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価する。</p> <p data-bbox="1403 579 2436 745">また、溢水量の算出において、漏えい検知による漏えい停止を期待する場合には、漏えい停止までの適切な隔離時間を考慮し、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。なお、手動による漏えい停止の手順は、保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1359 806 1822 835">2.4 溢水防護区画及び溢水経路の設定</p> <p data-bbox="1403 846 2243 877">溢水影響を評価するために、溢水防護区画及び溢水経路を設定する。</p> <p data-bbox="1403 888 2436 968">溢水防護区画は、防護すべき設備が設置されている全ての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定する。</p> <p data-bbox="1403 978 2436 1102">溢水防護区画は壁、扉、堰、床段差等、又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離される区画として設定し、溢水防護区画内外で発生を想定する溢水に対して、当該区画内の溢水水位が最も高くなるように保守的に溢水経路を設定する。</p> <p data-bbox="1403 1113 2436 1192">また、消火活動により区画の扉を開放する場合は、開放した扉からの消火水の伝播を考慮した溢水経路とする。</p> <p data-bbox="1403 1203 2421 1234">溢水経路を構成する水密扉に関しては、扉の閉止運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1403 1245 2436 1325">常設している堰の取り外し及びハッチを開放する場合の運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1359 1386 2436 1465">2.5 防護すべき設備を内包する建屋内及びエリア内で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針</p> <p data-bbox="1383 1476 1979 1507">2.5.1 没水の影響に対する評価及び防護設計方針</p> <p data-bbox="1403 1518 2436 1684">発生を想定する溢水量、溢水防護区画及び溢水経路から算出される溢水水位と防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を評価し、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1694 2436 1818">また、溢水の流入状態、溢水源からの距離、人員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、機能喪失高さは溢水による水位に対して裕度を確保する設計とする。</p> <p data-bbox="1403 1879 2436 1911">没水の影響により、防護すべき設備が溢水による水位に対し機能喪失高さを確保</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p data-bbox="1457 264 2436 386">できないおそれがある場合は、溢水水位を上回る高さまで、溢水により発生する水圧に対して止水性（以下「止水性」という。）を維持する壁、扉、堰、逆流防止装置及び貫通部止水処置により溢水伝播を防止するための対策を実施する。</p> <p data-bbox="1457 401 2436 478">止水性を維持する浸水防護施設については、試験又は構造健全性評価にて止水性を確認する設計とする。</p> <p data-bbox="1389 537 1982 569">2.5.2 被水の影響に対する評価及び防護設計方針</p> <p data-bbox="1457 579 2436 701">発生を想定する溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水及び天井面の開口部若しくは貫通部からの被水が、防護すべき設備に与える影響を評価し、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p data-bbox="1457 716 2436 793">防護すべき設備は、浸水に対する保護構造（以下「保護構造」という。）を有し、被水影響を受けても要求される機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p data-bbox="1457 808 2436 972">保護構造を有さない場合は、機能を損なうおそれがない配置設計又は被水の影響が発生しないよう当該設備が設置される溢水防護区画において水消火を行わない消火手段（ハロンガス消火設備による消火、ケーブルトレイ消火設備による消火又は消火器による消火）を採用する設計とする。</p> <p data-bbox="1457 987 2436 1108">保護構造により要求される機能を損なうおそれがない設計とする設備については、評価された被水条件を考慮しても要求される機能を損なうおそれがないことを設計時に確認する。</p> <p data-bbox="1457 1123 2436 1201">消火対象以外の設備への誤放水がないよう、消火水放水時に不用意な放水を行わない運用とすることとし保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1389 1257 1982 1289">2.5.3 蒸気影響に対する評価及び防護設計方針</p> <p data-bbox="1457 1299 2436 1463">発生を想定する漏えい蒸気、区画間を拡散する漏えい蒸気及び破損想定箇所近傍での漏えい蒸気の直接噴出による影響について、設定した空調条件や解析区画条件により防護すべき設備に与える影響を評価し、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p data-bbox="1457 1478 2436 1600">また、漏えい蒸気による環境条件（温度、湿度及び圧力）を想定した試験又は机上評価により、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計又は配置とする。</p> <p data-bbox="1457 1656 2436 1734">漏えい蒸気の影響により、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある場合は、漏えい蒸気影響を緩和するための対策を実施する。</p> <p data-bbox="1457 1749 2436 1871">具体的には、漏えい蒸気による機器への影響を考慮した試験で性能を確認した保護カバーを設置し、蒸気影響を緩和することにより防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p data-bbox="1457 268 2433 436">また、主蒸気管破断事故時等には、原子炉建屋原子炉棟内外の差圧による原子炉建屋ブローアウトパネル（設置枚数 1 枚、開放差圧 4.4kPa 以下）（原子炉格納施設）の設備を浸水防護施設の設備として兼用）の開放により、溢水防護区画内において蒸気影響を軽減する設計とする。</p> <p data-bbox="1389 495 2433 569">2.5.4 使用済燃料プールのスロッシング後の機能維持に関する溢水評価及び防護設計方針</p> <p data-bbox="1457 583 2433 705">使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、基準地震動 S_s による地震力によって生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し、使用済燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。</p> <p data-bbox="1457 720 2433 793">その際、使用済燃料プールの初期水位は、スキマサージタンクへのオーバーフロー水位として評価する。</p> <p data-bbox="1457 808 2433 930">算出した溢水量からスロッシング後の使用済燃料プールの水位低下を考慮しても、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を確保し、それらを用いることにより適切な水温及び遮蔽水位を維持できる設計とする。</p> <p data-bbox="1389 945 2433 1018">2.6 防護すべき設備を内包する建屋外及びエリア外で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針</p> <p data-bbox="1409 1033 2433 1201">防護すべき設備を内包する建屋外及びエリア外で発生を想定する溢水である循環水配管等の破損による溢水、屋外タンクで発生を想定する溢水、地下水等による影響を評価し、防護すべき設備を内包する建屋内及びエリア内へ溢水が流入し伝播しない設計とする。</p> <p data-bbox="1409 1215 2433 1289">具体的には、溢水水位に対して止水性を維持する壁、扉、蓋の設置及び貫通部止水処置を実施し、溢水の伝播を防止する設計とする。</p> <p data-bbox="1409 1348 2433 1558">タービン建屋内における循環水系配管の破損による溢水量低減については、破損箇所からの溢水を早期に自動検知し、自動隔離を行うために、循環水系隔離システム（漏えい検出器、復水器水室出入口弁並びに漏えい検出制御盤及び監視盤）を設置する。循環水系隔離システムは、隔離信号発信後、約 30 秒で循環水ポンプを停止するとともに、約 3 分で復水器水室出入口弁を自動閉止する設計とする。</p> <p data-bbox="1409 1572 2433 1824">タービン建屋内におけるタービン補機冷却海水系配管の破損による溢水量低減については、破損箇所からの溢水を早期に自動検知し、隔離を行うために、タービン補機冷却海水系隔離システム（漏えい検出器、タービン補機冷却海水ポンプ出口弁並びに漏えい検出制御盤及び監視盤）を設置する。タービン補機冷却海水系隔離システムは、隔離信号発生後、約 30 秒でタービン補機冷却海水ポンプを停止するとともに、タービン補機冷却海水ポンプ出口弁を自動閉止する設計とする。</p> <p data-bbox="1430 1883 2433 1915">また、地下水に対しては、地下水位低下設備のうち揚水ポンプの故障等より建屋周囲</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>の水位が地表面まで上昇することを想定し、建屋外周部における壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止するとともに、地震による建屋外周部からの地下水の流入の可能性を安全側に考慮しても、防護すべき設備が要求される機能を損なわない設計とする。</p> <p>止水性を維持する浸水防護施設については、試験又は机上評価にて止水性を確認する設計とする。</p> <p>2.7 管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価及び防護設計方針</p> <p>放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備（ポンプ、弁、使用済燃料プール、原子炉ウェル及び蒸気乾燥器・気水分離器ピット）からあふれ出る放射性物質を含む液体の溢水量、溢水防護区画及び溢水経路により溢水水位を評価し、放射性物質を内包する液体が管理区域外に漏えいすることを防止し伝播しない設計とする。なお、地震時における放射性物質を含む液体の溢水量の算出については、要求される地震力を用いて設定する。</p> <p>放射性物質を含む液体が管理区域外に伝播するおそれがある場合には、溢水水位を上回る高さまで、止水性を維持する堰及び水密扉により管理区域外への溢水伝播を防止するための対策を実施する。</p> <p>2.8 溢水防護上期待する浸水防護施設の構造強度設計</p> <p>溢水防護区画及び溢水経路の設定並びに溢水評価において期待する浸水防護施設の構造強度設計は、以下のとおりとする。</p> <p>浸水防護施設が要求される機能を維持するため、計画的に保守管理、点検を実施するとともに必要に応じ補修を実施する。</p> <p>止水に期待する壁、堰、扉、蓋、逆流防止装置及び貫通部止水処置のうち、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料プール等のスロッシングにより発生する溢水を含む。）から防護する設備については、基準地震動S_sによる地震力に対し、地震時及び地震後においても、溢水伝播を防止する機能を損なうおそれがない設計とする。ただし、放射性物質を含む液体が管理区域外に伝播することを防止するために設置する堰については、要求される地震力に対し、地震時及び地震後においても、溢水伝播を防止する機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>排水に期待する床ドレン配管の設計については、発生を想定する溢水に対する排水機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>漏えい蒸気影響を緩和する保護カバーの設計においては、配管の破断により発生する荷重に対し、蒸気影響を緩和する機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>循環水系配管及びタービン補機冷却海水系配管の破損箇所からの溢水量を低減する循</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>環水系隔離システム及びタービン補機冷却海水系隔離システムの設計においては、基準地震動S_sによる地震力に対し、地震時及び地震後においても、溢水量を低減する機能を損なうおそれがない設計とする。</p>	
-	<p>3. 主要対象設備 浸水防護施設の対象となる主要な設備について、「表1 浸水防護施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

14. 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
	<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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
	<p>第1章 共通項目</p> <p>補機駆動用燃料設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他 (6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 補機駆動用燃料設備</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプⅠ）のポンプ駆動用燃料は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）（燃料タンク）に貯蔵する。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプⅡ）のポンプ駆動用燃料は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）（燃料タンク）に貯蔵する。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットのポンプ駆動用燃料は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（燃料タンク）に貯蔵する。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備軽油タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクは、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの燃料を貯蔵できる設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの燃料は、燃料補給設備である非常用ディーゼル発電設備軽油タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備軽油タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの燃料の補給は、ホースを用いる設計とする。</p>	
	<p>2. 主要対象設備</p> <p>補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）の対象となる主要な設備について、「表1 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したりリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

15. 非常用取水設備の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>非常用取水設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 設備に対する要求 (4.2 材料及び構造等, 4.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 4.4 耐圧試験等, 4.5 安全弁等, 4.6 逆止め弁, 4.7 内燃機関の設計条件, 4.8 電気設備の設計条件を除く。), 5. その他 (5.3 安全避難通路等, 5.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統の基本設計方針「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>非常用取水設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他 (6.3 安全避難通路等, 6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 非常用取水設備の基本設計方針</p> <p>設計基準事故に対処するために必要となる原子炉補機冷却海水系及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水系に使用する海水を取水し, 導水するための流路を構築するため, 取水口, 取水路及び海水ポンプ室から構成される取水設備を設置することにより冷却に必要な海水を確保できる設計とする。なお, 取水設備は, 海と接続しており容量に制限がなく必要な取水容量を十分に有している。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 非常用取水設備の基本設計方針</p> <p>設計基準事故に対処するために必要となる原子炉補機冷却海水系及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水系に使用する海水を取水し, 導水するための流路を構築するため, 取水口, 取水路及び海水ポンプ室から構成される取水設備を設置することにより冷却に必要な海水を確保できる設計とする。なお, 取水設備は, 海と接続しており容量に制限がなく必要な取水容量を十分に有している。</p> <p>また, 基準津波に対して, 原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプが引き波時においても機能保持できるよう, 貯留堰を設置することにより冷却に必要な十分な容量の海水が確保できる設計とする。</p> <p>非常用取水設備の貯留堰, 取水口, 取水路及び海水ポンプ室は, 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>2. 主要対象設備</p> <p>非常用取水設備の対象となる主要な設備について, 「表1 非常用取水設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>2. 主要対象設備</p> <p>非常用取水設備の対象となる主要な設備について, 「表1 非常用取水設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は, 要目表対象を示したりリストに関する記載であるため, 記載しない。</p>

16. 緊急時対策所の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>緊急時対策所の共通項目のうち「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 設備に対する要求 (4.2 材料及び構造等, 4.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 4.4 耐圧試験等, 4.5 安全弁等, 4.6 逆止め弁, 4.7 内燃機関の設計条件, 4.8 電気設備の設計条件を除く。), 5. その他 (5.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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>緊急時対策所の共通項目のうち「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 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他 (6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 緊急時対策所</p> <p>1.1 緊急時対策所の設置等</p> <p>1.1.1 緊急時対策所の設置</p> <p>発電用原子炉施設には, 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が発生した場合に適切な措置をとるため, 緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。</p> <p>1.1.2 設計方針</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 緊急時対策所</p> <p>1.1 緊急時対策所の設置等</p> <p>1.1.1 緊急時対策所の設置</p> <p>発電用原子炉施設には, 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が発生した場合に適切な措置をとるため, 緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。</p> <p>1.1.2 設計方針</p> <p>緊急時対策所は, 重大事故等が発生した場合においても, 当該事故等に対処するための適切な措置が講じることができるよう, 緊急時対策所機能に係る設備を含め, 以下の設計とする。</p> <p>なお, 緊急時対策所は, 緊急対策室及びSPDS室から構成され, 緊急時対策建屋に設置する設計とする。</p> <p>(1) 耐震性及び耐津波性</p> <p>緊急時対策所は, 重大事故等が発生した場合においても, 当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう, その機能に係る設備を含め, 基準地震動Ssによる地震力に対し, 機能を喪失しないよう設計するとともに, 基準津波の影響を受けない設計とする。</p> <p>(2) 中央制御室に対する独立性</p> <p>緊急時対策所の機能に係る設備は, 共通要因により中央制御室と同時に機能喪失しないよう, 中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに, 中央制</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(1) 緊急時対策所機能の確保</p> <p>緊急時対策所は、以下の措置を講じること又は設備を備えることにより緊急時対策所機能を確保する。</p> <p>a. 居住性の確保</p> <p>緊急時対策所は、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が発生した場合に適切な措置をとるために必要な要員を収容できるとともに、それら要員が必要な期間にわたり滞在できる設計とする。</p>	<p>御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。</p> <p>(3) 代替交流電源の確保</p> <p>緊急時対策所は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>常設の代替電源設備は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機 2 台で緊急時対策所を含む重大事故等発生時に想定される負荷へ給電するために必要な容量を有する設計とする。</p> <p>なお、放射性雲通過中には給油を必要とせず必要負荷に対して 7 日間 (168 時間) 以上連続給電が可能な設計とする。</p> <p>可搬の代替電源設備は、緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車 (緊急時対策所用) 1 台で緊急時対策所に電源供給するために必要な容量を有する設計とする。</p> <p>電源車 (緊急時対策所用) 使用時には電源車 (緊急時対策所用) 1 台が必要負荷に対して 7 日間 (168 時間) 以上連続運転が可能な容量を有する緊急時対策所軽油タンクへ接続するため、放射性雲通過時において、燃料を補給せずに運転できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所の代替電源設備は、常設設備としてガスタービン駆動であるガスタービン発電機及び可搬型設備としてディーゼル駆動である電源車 (緊急時対策所用) を設置することにより、電源の多様性を有する設計とする。</p> <p>(4) 緊急時対策所機能の確保</p> <p>緊急時対策所は、以下の措置を講じること又は設備を備えることにより緊急時対策所機能を確保する。</p> <p>a. 居住性の確保</p> <p>緊急時対策所は、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が発生した場合に適切な措置をとるために必要な要員を収容できるとともに、それら要員が必要な期間にわたり滞在できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することがで</p>	<p>記載しない理由</p> <p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>b. 情報の把握</p> <p>緊急時対策所には，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に対処するために必要な情報を，中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握するための設備を設置する。</p>	<p>きるとともに，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，適切な遮蔽設計及び換気設計を行い緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <p>重大事故等が発生した場合における緊急時対策所の居住性については，想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし，かつ緊急時対策所内でのマスクの着用，交替要員体制，安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」の手法を参考とした被ばく評価において，緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>緊急時対策所には，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計（緊急時対策所用）（個数1（予備1））及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）（個数1（予備1））を保管する設計とするとともに，室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視，測定するため，さらに緊急時対策所加圧空気供給系による加圧判断のために使用する緊急時対策所可搬型エアモニタ及び可搬型モニタリングポストを保管する設計とする。</p> <p>緊急時対策所は，重大事故等が発生し，緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，対策要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため，身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果，対策要員の汚染が確認された場合は，対策要員の除染を行うことができる区画を，身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。</p> <p>b. 情報の把握</p> <p>緊急時対策所には，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に対処するために必要な情報及び重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を，中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として，安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）として，事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し，緊急時対策所内で表示できるよう，データ収集装置，SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置を設置する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>c. 通信連絡</p> <p>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が発生した場合において、当該事故等に対処するため、発電所内の関係要員に指示を行うために必要な通信連絡設備及び発電所外関係箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて通信連絡できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。</p> <p>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が発生した場合において、通信連絡設備により、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備として、SPDS 伝送装置を設置する設計とする。</p> <p>データ伝送設備については、通信方式の多様性を確保した専用通信回線にて伝送できる設計とする。</p> <p>緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できる SPDS 伝送装置で構成するデータ伝送設備については、重大事故等が発生した場合においても必要なデータを伝送できる設計とする。</p>	
<p>2. 主要対象設備</p> <p>緊急時対策所の対象となる主要な設備について、「表 1 緊急時対策所の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>2. 主要対象設備</p> <p>緊急時対策所の対象となる主要な設備について、「表 1 緊急時対策所の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0120-2_改0

補足-120-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十号）」

との整合性について

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）に記載する解析条件のうち、発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）や設計及び工事の計画に記載がある該当箇所を枠囲みにて示し、発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）や設計及び工事の計画の該当箇所を記載する。

また、発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）に記載する解析条件のうち、設計及び工事の計画に該当しない箇所を下線にて示し、その理由を記載する。

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由						
<p>十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項</p> <p>2号炉 〔9×9燃料が装荷されたサイクル以降〕</p> <p>イ 運転時の異常な過渡変化 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>(i) 原子炉の初期条件等</p> <p>a. 原子炉の初期条件については、特に断わらない限り以下のとおりとする。原子炉熱出力は2,540MW（定格出力の約105%），</p> <p>炉心入口流量（以下「炉心流量」という。）は$30.3 \times 10^3 \text{t/h}$（定格流量の85%）を仮定した。これは、圧力上昇率等を優位に厳しく見積もるために行った仮定であり、燃料の局所出力を約105%にとることを意味しない。すなわち表面熱流束の解析結果は初期原子炉熱出力を約105%とした時の値であり、局所の表面熱流束は、解析結果を約1.05で除した値である。</p> <p>また、MCPRについては以下を仮定している。</p> <table border="1" data-bbox="371 1575 934 1753"> <tr> <td>高燃焼度8×8燃料</td> <td>1.24</td> </tr> <tr> <td>9×9燃料（A型）</td> <td>1.23</td> </tr> <tr> <td>9×9燃料（B型）</td> <td>1.22</td> </tr> </table> <p>燃料棒最大線出力密度（以下「最大線出力密度」という。）は44.0kW/mを仮定している。</p>	高燃焼度8×8燃料	1.24	9×9燃料（A型）	1.23	9×9燃料（B型）	1.22	<p>・発電用原子炉の型式，熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</p> <p>（本文五号に記載なし）</p> <p>・ハ(1)(iv)a. 最小限界出力比</p> <p>・ハ(1)(iv)b. 燃料棒最大線出力密度</p>	<p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>1.1 炉型式，定格熱出力，過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数，燃料棒温度係数，減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】（要目表）</p> <p>1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類，純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p>	<p>・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（以下「安全評価指針」という。）に基づき，初期状態を設定したものであるため</p> <p>・高燃焼度8×8燃料は，本工事計画において申請対象としていないため</p>
高燃焼度8×8燃料	1.24								
9×9燃料（A型）	1.23								
9×9燃料（B型）	1.22								

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由																										
<p>b. 原子炉再循環流量制御系（以下「再循環流量制御系」という。）については、特に断わらない限り自動運転モードとする。ただし、手動運転モードの場合に結果が有意に厳しくなるものについては手動運転モードを仮定する。</p> <p>c. 作動を要求される安全機能の単一故障については、特に断わらない限り安全保護系の単一故障を仮定する。</p> <p>d. その他の解析条件 安全保護系の設定点等、解析に用いる主な条件を以下に示す。</p> <p>(a) 初期運転条件（定格出力の約 105%の場合）</p> <table border="1" data-bbox="379 678 1181 898"> <tr><td>原子炉給水温度</td><td>218℃</td></tr> <tr><td>原子炉圧力</td><td>7.03MPa [gage] (71.7kg/cm²g) (圧力容器ドーム部)</td></tr> <tr><td>タービン蒸気流量</td><td>4.97×10³t/h</td></tr> </table> <p>(b) 安全保護系設定値</p> <table border="1" data-bbox="379 947 1181 1703"> <tr><td>原子炉圧力高スクラム</td><td>7.39MPa [gage] (75.3kg/cm²g) (スクラム遅れ時間 0.55 秒)</td></tr> <tr><td>原子炉水位低スクラム</td><td>セパレータスカート下端（通常水位から-133cm）から+66cm（スクラム遅れ時間 1.05 秒）（レベル3）</td></tr> <tr><td>中性子束高スクラム</td><td>出力領域 中性子束として 定格出力の約 105%の 120% (スクラム遅れ時間 0.09 秒)</td></tr> <tr><td>熱流束（相当）として（第8図）</td><td>(スクラム遅れ時間 0.09 秒)</td></tr> <tr><td>原子炉周期短スクラム</td><td>原子炉周期 10 秒 (スクラム遅れ時間 0.20 秒)</td></tr> <tr><td>主蒸気隔離弁閉スクラム</td><td>90%ストローク位置（スクラム遅れ時間 0.06 秒）</td></tr> <tr><td>主蒸気止め弁閉スクラム</td><td>90%ストローク位置（スクラム遅れ時間 0.06 秒）</td></tr> </table> <p>(c) その他</p> <table border="1" data-bbox="379 1751 1181 1925"> <tr><td>主蒸気隔離弁閉止時間</td><td>3 秒</td></tr> <tr><td>主蒸気止め弁閉止時間</td><td>0.1 秒</td></tr> <tr><td>蒸気加減弁閉止時間</td><td>0.1 秒</td></tr> </table>	原子炉給水温度	218℃	原子炉圧力	7.03MPa [gage] (71.7kg/cm ² g) (圧力容器ドーム部)	タービン蒸気流量	4.97×10 ³ t/h	原子炉圧力高スクラム	7.39MPa [gage] (75.3kg/cm ² g) (スクラム遅れ時間 0.55 秒)	原子炉水位低スクラム	セパレータスカート下端（通常水位から-133cm）から+66cm（スクラム遅れ時間 1.05 秒）（レベル3）	中性子束高スクラム	出力領域 中性子束として 定格出力の約 105%の 120% (スクラム遅れ時間 0.09 秒)	熱流束（相当）として（第8図）	(スクラム遅れ時間 0.09 秒)	原子炉周期短スクラム	原子炉周期 10 秒 (スクラム遅れ時間 0.20 秒)	主蒸気隔離弁閉スクラム	90%ストローク位置（スクラム遅れ時間 0.06 秒）	主蒸気止め弁閉スクラム	90%ストローク位置（スクラム遅れ時間 0.06 秒）	主蒸気隔離弁閉止時間	3 秒	主蒸気止め弁閉止時間	0.1 秒	蒸気加減弁閉止時間	0.1 秒	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p>	<p>【既工認】（要目表）</p> <p>1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類、純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>計測制御系統施設（要目表）</p> <p>4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設（要目表）</p> <p>3.4.1 主蒸気系 (7) 主要弁</p>	<p>・安全評価指針に基づき、運転モードの選定方法を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、保守的に設定したもの</p>
原子炉給水温度	218℃																												
原子炉圧力	7.03MPa [gage] (71.7kg/cm ² g) (圧力容器ドーム部)																												
タービン蒸気流量	4.97×10 ³ t/h																												
原子炉圧力高スクラム	7.39MPa [gage] (75.3kg/cm ² g) (スクラム遅れ時間 0.55 秒)																												
原子炉水位低スクラム	セパレータスカート下端（通常水位から-133cm）から+66cm（スクラム遅れ時間 1.05 秒）（レベル3）																												
中性子束高スクラム	出力領域 中性子束として 定格出力の約 105%の 120% (スクラム遅れ時間 0.09 秒)																												
熱流束（相当）として（第8図）	(スクラム遅れ時間 0.09 秒)																												
原子炉周期短スクラム	原子炉周期 10 秒 (スクラム遅れ時間 0.20 秒)																												
主蒸気隔離弁閉スクラム	90%ストローク位置（スクラム遅れ時間 0.06 秒）																												
主蒸気止め弁閉スクラム	90%ストローク位置（スクラム遅れ時間 0.06 秒）																												
主蒸気隔離弁閉止時間	3 秒																												
主蒸気止め弁閉止時間	0.1 秒																												
蒸気加減弁閉止時間	0.1 秒																												

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>タービンバイパス弁容量 定格蒸気流量の25%</p> <p>設計用スクラム反応度曲線（第9図）</p> <p>スクラム時挿入時間 全ストロークの75%で1.84秒</p> <p>減速材ボイド係数（*）及びドップラ係数（*）</p> <p>ボイドが減少する過渡変化に対しては、減速材ボイド係数は、取替炉心を含めた詳細設計での多少の変動等を考慮して、反応度フィードバック効果が大きい高燃焼度8×8燃料取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の1.25倍の値を、ドップラ係数は、高燃焼度8×8燃料取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の0.9倍の値を用いる。ボイドが増加する過渡変化に対しては、減速材ボイド係数は、取替炉心を含めた詳細設計での多少の変動等を考慮して、反応度フィードバック効果が小さい9×9燃料（B型）取替炉心の平衡サイクル初期時点の値の0.9倍の値を、ドップラ係数は、9×9燃料（B型）取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の0.9倍の値を用いる。</p> <p>原子炉水位高（タービントリップ）設定点</p> <p>セパレータスカート下端から+182cm (レベル8)</p> <p>原子炉水位低（主蒸気隔離弁閉止，原子炉再循環ポンプトリップ）設定点</p> <p>セパレータスカート下端から-62cm (レベル2)</p>	<p>・ホ(1)(ii)e. タービンバイパス系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・へ(3)(ii)c. 挿入時間及び駆動速度</p> <p>・ハ(1)(iii)d. 減速材ボイド係数及びドップラ係数</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>へ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針)</p> <p>3.1 主蒸気系，復水給水系等</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>4.3 制御材駆動装置 (1)制御棒駆動機構</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>4.7.1 工学的安全施設の起動信号</p> <p>4.7.3 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の起動信号</p>	<p>設計及び工事の計画に該当しない理由</p> <p>・高燃焼度8×8燃料は、本工事計画において申請対象としていないため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>主蒸気逃がし安全弁設定点</p> <p>第1段：7.52MPa[gage] (76.7kg/cm²g) × 2 個</p> <p>第2段：7.59MPa[gage] (77.4kg/cm²g) × 3 個</p> <p>第3段：7.66MPa[gage] (78.1kg/cm²g) × 3 個</p> <p>第4段：7.73MPa[gage] (78.8kg/cm²g) × 3 個</p> <p>(ii) 各評価事象の解析に当たって考慮する解析条件 その他、各評価事象の解析に当たって考慮する主要な安全機能に関する解析条件を以下に記述する。</p> <p>a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <p>(a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 原子炉の起動時に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) 制御棒引き抜き前の原子炉は臨界状態にあり、出力は定格値の10⁻³、原子炉圧力は7.03MPa[gage] (71.7kg/cm²g)、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は286℃とする。また、燃料エンタルピーの初期値は75kJ/kgUO₂ (18cal/UO₂)である。</p> <p>b) 引抜制御棒値は、制御棒値ミニマイザで許容される最大値である0.013Δkとする。</p> <p>c) 制御棒は、引抜速度の上限値9.1cm/sで引き抜かれるとする。</p> <p>d) 起動領域モニタのA、Bチャンネルとも引抜制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする。</p> <p>e) スクラム反応度曲線は、原子炉の状態を考慮した値(*)を用いる。</p> <p>f) ドップラ反応度は、9×9燃料(A型)を装荷した炉心について二次元拡散計算による出力分布を考慮した値(*)を用い、9×9燃料(B型)を装荷した炉心について三次元拡散計算による出力分布を考慮して求めた値(*)を用いる。</p>	<p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ホ(1)(iii)冷却材の温度及び圧力</p> <p>・ハ(1)(iii)c.制御棒の最大反応度値</p> <p>・ヘ(3)(ii)d.挿入時間及び駆動速度 (本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>3.4.1 主蒸気系(6) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、初期状態を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価に用いるスクラム反応度曲線の選定について説明したものであるため</p> <p>・解析に当たって、ドップラ反応度を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き <u>原子炉の出力運転中に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>引き抜かれる制御棒が完全挿入状態にあるとき、原子炉は通常運転時の熱的制限値の状態（MCPRは1.23（9×9燃料（A型）を装荷した炉心について）及び1.22（9×9燃料（B型）を装荷した炉心について）、最大線出力密度は44.0kW/m）にあり、かつ、この状態になっている燃料が引抜制御棒の近傍に来るように、原子炉の状態と制御棒パターンを設定する。なお、初期出力は定格出力、原子炉圧力は6.93MPa[gage]（70.7kg/cm²g）とする。</u></p> <p>b) <u>制御棒が連続的に引き抜かれた場合、中性子束は通常、表面熱流束より早く上昇するが、この解析では定常状態を仮定し、中性子束と表面熱流束は時間遅れなしに変化しているものとする。</u></p> <p>c) <u>制御棒引抜監視装置は事象発生前から動作しており、かつ、発生前後も引き続き動作するため、その動作を考慮する。制御棒引抜監視装置は、定格出力の105%のところで制御棒引抜阻止信号を出すとする。</u></p> <p>d) <u>解析はサイクル初期で行う。なお、サイクル末期では制御棒がほとんど引き抜かれている炉心流量は定格流量ため解析結果はサイクル初期のものに包絡される。</u></p> <p>e) <u>制御棒引抜監視装置の2チャンネル（A+C、B+D）のうち応答の早いチャンネル（B+D）がバイパス状態にあるとする。さらに、同装置に接続される局部出力領域の検出器集合体のうち、引き抜かれる制御棒に最も近い2個がバイパス状態にあるとする。</u></p> <p>f) <u>炉心流量は定格流量の105%とする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ハ(1)(iv)主要な熱的制限値</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価対象とする炉心を設定したものであるため</p> <p>・解析に当たって、炉心流量を保守的に設定したものであるため</p>
<p>b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <p>(a) 原子炉冷却材流量の部分喪失 <u>原子炉の出力運転中に、静止型原子炉再循環ポンプ電源装置受電遮断機開等により、原子炉再循環ポンプ（以下「再循環ポンプ」という。）1台の電源が喪失し、炉心流量が減少する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>再循環ポンプ及び同駆動機構の慣性定数の設計値は約4.5秒であるが、本解析では炉心流量の低下を厳しめに評価するよう4.0秒とする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>3.3.1 原子炉再循環系 (1) ポンプ</p>	

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 <u>原子炉が部分負荷で運転中に、再循環流量制御系の故障、誤操作等により停止中の再循環ポンプが起動され、再循環ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が投入され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>停止中の再循環ループ（以下「停止ループ」という。）は、38℃の冷水で満たされているとする。</u></p> <p>b) <u>再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</u></p> <p>c) <u>原子炉は定格出力の60%、炉心流量は定格流量の37%とする。</u></p> <p>d) <u>この解析におけるMCPR及び最大線出力密度の初期値は9×9燃料（A型）の場合それぞれ1.50（*）及び25.2kW/m（*）、9×9燃料（B型）の場合それぞれ1.53（*）及び25.2kW/m（*）とし、原子炉圧力の初期値は6.61MPa[gage]（67.4kg/cm²g）とする。</u></p> <p>e) <u>停止ループの再循環ポンプ吸込弁は、開いているとする。</u></p> <p>f) <u>この停止ループは、次のように起動されるものとする。</u></p> <p>i) <u>時間零で静止型原子炉再循環ポンプ電源装置受電遮断器を閉とし、ステップ状に10%ポンプ速度まで上昇させる。</u></p> <p>ii) <u>その後2秒で、20%ポンプ速度まで加速する。</u></p> <p>iii) <u>再循環ポンプ吐出弁は、再循環ポンプ起動後、直ちに開け始め、30秒で全開となる。</u></p> <p>(c) 外部電源喪失 <u>原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>外部電源喪失として、ここでは所内補機への常用電源の供給がすべて失われたという厳しい場合を仮定する。</u></p> <p>b) <u>全ポンプは外部電源喪失と同時にトリップする。</u></p> <p>c) <u>循環水ポンプの停止は、主復水器真空度の低下をもたらし、タービンはトリップするが、この時間を6秒後とする。</u></p> <p>d) <u>再循環ポンプ及び同駆動電動機の慣性定数の設計値は約4.5秒であるが、本解析では炉心流量の低下を厳しめに評価するよう4.0秒とする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>設計及び工事の計画</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.3.1 原子炉再循環系 (1) ポンプ</p>	<p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、初期状態及び運転モードを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>e) <u>タービンバイパス弁は開かないものとする。</u></p> <p>(d) 給水加熱喪失 <u>原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>給水加熱器1段が加熱機能を喪失し、給水温度は、55℃低下すると仮定する。給水加熱器から給水スパーージャ間の時間遅れは無視する。</u></p> <p>b) <u>再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</u></p> <p>c) <u>炉心流量は定格流量の105%とする。</u></p> <p>(e) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作 <u>原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材の再循環流量制御系の故障等により、再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>最も厳しい過渡変化として、どちらか一方のループの速度制御器に増加要求信号が発生した場合を仮定する。</u></p> <p>b) <u>再循環ポンプの変化率は、速度変化率制限器により10%/sに抑えられるとする。</u></p> <p>c) <u>再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</u></p> <p>d) <u>再循環流量増加量を厳しく評価するために原子炉は最低ポンプ速度最大出力（定格出力の63%、定格炉心流量の37%）で運転中とする。</u></p> <p>e) <u>この解析におけるMCPR及び最大線出力密度の初期値は、9×9燃料（A型）の場合それぞれ1.42（*）及び26.4kW/m（*）、9×9燃料（B型）の場合それぞれ1.46（*）及び26.4kW/m（*）とし、原子炉圧力の初期値は6.64MPa[gage]（67.7kg/cm²g）とする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御能力についての計算書 <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御能力についての計算書 <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱出力計算書 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため ・解析に当たって、炉心流量を保守的に設定したものであるため ・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため ・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため ・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため ・安全評価指針に基づき、初期状態及び運転モードを設定したものであるため

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <p>(a) 負荷の喪失</p> <p>原子炉の出力運転中に、電力系統事故等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) タービンバイパス弁容量を定格蒸気流量の25%とする。</p> <p>b) 蒸気加減弁は0.1秒で急速閉止すると仮定し、スクラム遅れ時間0.08秒を仮定する。</p> <p>c) 再循環ポンプ及び同駆動電動機の慣性定数の設計値は約4.5秒であるが、本解析では厳しめの結果を与えるよう5.0秒と仮定する。</p> <p>d) 発電機負荷遮断時に、タービンバイパス弁が作動しないと仮定することは現実的には可能性が非常に低いと考えられるが、圧力上昇及び熱的な面でタービンバイパス弁が作動する場合より厳しくなるため、ここではタービンバイパス弁が作動しない場合も仮定する。</p> <p>(b) 主蒸気隔離弁の誤閉止</p> <p>原子炉の出力運転中に、原子炉水位低等の誤信号、誤操作等により主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) 主蒸気隔離弁の閉止時間は、設計上要求される設定範囲の最小値である3秒を用いる。</p> <p>(c) 給水制御系の故障</p> <p>原子炉の出力運転中に、原子炉給水制御系の故障等により、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) 給水流量は瞬時に定格流量の141%になるとする。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ホ(1)(ii)e. タービンバイパス系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p>	<p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針)</p> <p>3.1 主蒸気系, 復水給水系等</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>3.3.1 原子炉再循環系 (1) ポンプ</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>3.4.1 主蒸気系 (7) 主要弁</p>	<p>・安全評価指針に基づき、保守的に設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>b) <u>再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</u></p> <p>(d) 原子炉圧力制御系の故障 <u>原子炉の出力運転中に、圧力制御系の故障等により、主蒸気流量が変化する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>圧力制御装置が故障し、最大出力信号が発生した場合を仮定する。</u></p> <p>b) <u>最大出力信号は、圧力制御装置の最大流量制限器により定格値の120%になるとする。</u></p> <p>c) <u>タービン入口圧力が0.69MPa（7.0kg/cm²）低下すると、主蒸気隔離弁が閉止するとする。</u></p> <p>(e) 給水流量の全喪失 <u>原子炉の出力運転中に、原子炉給水制御系の故障又は原子炉給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>最も厳しい場合として、全給水流量の喪失を仮定する。</u></p> <p>b) <u>原子炉給水ポンプの慣性を考慮して、給水流量が完全に喪失するまでに5秒を要するとする。</u></p> <p>c) <u>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の効果は考慮しない。</u></p> <p><u>解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までとする。</u></p> <p><u>(*) サイクル期間中の炉心燃焼度変化及び燃料交換等により変動する値であり、設計上の制限値ではない。</u></p>			<p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、解析に当たって、実プラントの実績に基づき設定したものであるため</p> <p>・保守的に原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の効果を期待しないことを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、解析期間を説明したものであるため</p> <p>・評価に用いる核的パラメータの取扱いについて説明したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>ロ 設計基準事故</p> <p>事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>各評価事象の解析に当たって考慮する主要な安全機能に関する解析条件を以下に記述する。</p> <p>(i) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失</p> <p><u>原子炉の出力運転中に、何らかの原因による原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約 105%（熱出力 2,540MW）及び定格炉心流量の 105%で運転していたものとする。また、原子炉ドーム圧力の初期値は 7.17MPa[gage]（73.2kg/cm²g）とする。</u></p> <p><u>MCPR の初期値は、実際には通常運転時の熱的制限値よりも小さくなることはないが、沸騰水型原子炉の原子炉冷却材喪失解析において共通の値として用いられる値、1.19 とする。</u></p> <p>(b) <u>解析に用いる燃料棒の最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である 44.0kW/m の 102%であるとする。また、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数は、燃焼期間中の変化を考慮して、解析結果を厳しくする値（*）を用いる。</u></p> <p>(c) <u>原子炉停止後の崩壊熱は、実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ式（GE（平均）+3σ）で計算される値を使用する。</u></p> <p><u>なお、この式はアクチニドの崩壊熱についても考慮している。</u></p> <p>(d) <u>事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップするものとする。</u></p>	<p>・発電用原子炉の型式、熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</p> <p>・ハ(1)(iv)b.燃料棒最大線出力密度</p>	<p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</p> <p>・沸騰水型原子炉の原子炉冷却材喪失解析で用いられる共通の値を設定したものであるため</p> <p>・軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（以下「ECCS性能評価指針」という。）に基づき、解析に当たって考慮する範囲を設定したものであるため</p> <p>・ECCS性能評価指針に基づき、崩壊熱を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(e) <u>原子炉冷却材喪失解析は、保守的に原子炉水位がレベル3（スクラム水位）にある時から開始し、事故発生と同時に原子炉水位低（レベル3）信号で原子炉はスクラムするものとする。また、非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）起動信号として、ドライウェル圧力高信号は、原子炉水位低（レベル2又は1）信号よりも早く出ると考えられるが、保守的に原子炉水位低信号によってECCSが起動すると仮定する。</u></p> <p>(f) <u>原子炉停止機能の観点から安全保護系（原子炉水位低（レベル3）信号スクラム）に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(g) <u>炉心冷却機能の観点からECCSネットワークに対する最も厳しい単一故障を仮定する。中小破断事故及び大破断事故のいずれの場合も最も厳しい単一故障は、高圧炉心スプレイ系の故障である。</u></p> <p>(h) <u>破断口からの冷却材の流出は、均質臨界流モデルを用いて計算する。</u></p> <p>(i) <u>主蒸気逃がし安全弁（以下「逃がし安全弁」という。）については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。</u></p> <p>(j) <u>燃料被覆管温度の計算における燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数は、以下に示す相関式を用いる。</u></p> <p style="padding-left: 20px;"><u>9×9燃料（A型）を装荷した炉心について</u></p> <p>a) <u>核沸騰冷却</u> <u>ボイド率の関数とする相関式</u></p> <p>b) <u>膜沸騰冷却</u> <u>噴霧流冷却の相関式と修正 Bromley の式をボイド率の関数として使用する相関式</u></p> <p>c) <u>遷移沸騰冷却</u> <u>核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式</u></p> <p>d) <u>蒸気冷却</u> <u>Dittus-Boelter の式</u></p> <p>e) <u>噴霧流冷却</u> <u>Sun-Saha の式</u></p> <p>f) <u>濡れによる冷却</u> <u>濡れた後の熱伝達係数は Andersen のモデルに基づく</u></p> <p style="padding-left: 20px;"><u>9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</u></p> <p>a) <u>核沸騰冷却</u> <u>ボイド率の関数とする相関式</u></p> <p>b) <u>膜沸騰冷却</u> <u>修正 Bromley の式と Dougall-Rohsenow の式をボイド率で内挿した相関式</u></p> <p>c) <u>遷移沸騰冷却</u> <u>核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式</u></p> <p>d) <u>蒸気冷却</u> <u>Dittus-Boelter の式</u></p>			<ul style="list-style-type: none"> ・安全評価指針に基づき、保守的に設定したものであるため ・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため ・ECCS性能評価指針に基づき、流出量計算モデルを設定したものであるため ・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため ・ECCS性能評価指針に基づき、燃料被覆管の温度評価手法について、取扱いを説明したものであるため

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(k) <u>燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応（以下「ジルコニウム－水反応」という。）による燃料被覆管の酸化量は、Baker-Just の式を用いて計算する。</u></p> <p>なお、解析に用いた主要計算条件を以下に示す。 <u>炉心入口エンタルピー 1.24MJ/kg (296kcal/kg)</u></p> <p><u>炉心スプレイ系流量（定格値）</u> <u>1,050m³/h（高圧炉心スプレイ，低圧炉心スプレイともポンプ1台当たり，各々</u> <u>1.38MPa[dif]（14.1kg/cm²d），0.78MPa[dif]（8.0kg/cm²d）において</u></p> <p><u>低圧注水系流量（定格値）</u> <u>1,136m³/h（ポンプ1台当たり），0.14MPa[dif]（1.4kg/cm²d）において</u></p> <p><u>原子炉水位低（スクラム）設定点</u> <u>セパレータスカート下端から+66cm（レベル3）</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(3)(ii)a.(a)低圧炉心スプレイ系 ・ホ(3)(ii)a.(c)高圧炉心スプレイ系 ・ホ(4)(i)残留熱除去系 ・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類 	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.6.1 高圧炉心スプレイ系 (1) ポンプ（常設）</p> <p>3.6.2 低圧炉心スプレイ系 (1) ポンプ（常設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設定根拠に関する説明書 高圧炉心スプレイ系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ <p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.6 原子炉非常停止信号</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・ECCS性能評価指針に基づき，燃料被覆管の酸化量評価手法について説明したものであるため ・炉心評価値に基づき，保守的に設定したものであるため ・炉心評価値に基づき，保守的に設定したものであるため ・炉心評価値に基づき，保守的に設定したものであるため

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>原子炉水位低（主蒸気隔離弁閉止，高圧炉心スプレイ系及び同ディーゼル発電機起動）設定点 セパレータスカート下端から-62cm（レベル2）</p> <p>原子炉水位低（低圧炉心スプレイ系，低圧注水系及び非常用ディーゼル発電機起動，自動減圧系作動）設定点 セパレータスカート下端から-331cm（レベル1）</p> <p>b. 原子炉冷却材流量の喪失 原子炉の出力運転中に，2台の再循環ポンプが何らかの原因でトリップすることにより炉心流量が，定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下して，炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。</p> <p>(a) 再循環ポンプ2台の駆動電源が，同時に喪失するものと仮定する。</p> <p>(b) 原子炉は，事故発生直前まで定格出力の約105%（熱出力2,540MW）及び定格炉心流量105%で運転していたものとする。また，原子炉ドーム圧力の初期値は7.03MPa[gage]（71.7kg/cm²g）とする。MCPRの初期値は，9×9燃料（A型）を装荷した炉心については1.23，9×9燃料（B型）を装荷した炉心については1.22とする。</p> <p>(c) 解析に用いる燃料棒の最大線出力密度は，通常運転時の熱的制限値である44.0kW/mとする。</p> <p>(d) 再循環ポンプ及び同駆動電動機の慣性定数の設計値は約4.5秒であるが，本解析では炉心流量の低下を厳しめに評価するように4.0秒とする。</p> <p>(e) スクラム反応度曲線は設計用スクラム反応度曲線を用いる。</p>	<p>・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・発電用原子炉の型式，熱出力及び基数*（*本文三号に記載）</p> <p>・ハ(1)(iv)a. 最小限界出力比</p> <p>・ハ(1)(iv)b. 燃料棒最大線出力密度</p> <p>（本文五号に記載なし）</p> <p>（本文五号に記載なし）</p>	<p>計測制御系統施設（要目表）</p> <p>4.7.1 工学的安全施設の起動信号</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>非常用電源設備（基本設計方針）</p> <p>2.1 非常用交流電源設備</p> <p>原子炉本体（要目表）</p> <p>1.1 炉型式，定格熱出力，過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数，燃料棒温度係数，減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】（要目表）</p> <p>1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類，純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設（要目表）</p> <p>3.3.1 原子炉再循環系 (1) ポンプ</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき，想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき，起因事象を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(f) 減速材ボイド係数（*）は、平衡サイクル初期時点の値の0.9倍の値を用いる。ドップラ係数（*）は、平衡サイクル末期時点の値の0.9倍の値を用いる。</p> <p>(g) 原子炉停止機能の観点から安全保護系（原子炉水位高信号による主蒸気止め弁閉スクラム）に単一故障を仮定する。</p> <p>(h) 逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。</p> <p>(i) タービンバイパス弁については、不作動を仮定する。</p> <p>c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着 原子炉の出力運転中に、1台の再循環ポンプの回転軸が何らかの原因で固着することにより、炉心流量が急減して、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。</p> <p>(a) 再循環ポンプの軸固着は、瞬時に起こるものと厳しく仮定する。</p> <p>(b) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約105%（熱出力2,540MW）及び定格炉心流量の105%で運転していたものとする。また、原子炉ドーム圧力の初期値は7.03MPa[gage]（71.7kg/cm²g）とする。MCP Rの初期値は、9×9燃料（A型）を装荷した炉心については1.23、9×9燃料（B型）を装荷した炉心については1.22とする。</p> <p>(c) 解析に用いる燃料棒の最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である44.0kW/mとする。</p> <p>(d) 再循環ポンプを含む再循環ループの流体の慣性を考慮する。</p>	<p>・ハ(1)(iii)d. 減速材ボイド係数及びドップラ係数</p> <p>・発電用原子炉の型式、熱出力及び基数*（*本文三号に記載）</p> <p>・ハ(1)(iv)a. 最小限界出力比</p> <p>・ハ(1)(iv)b. 燃料棒最大線出力密度</p> <p>（本文五号に記載なし）</p>	<p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】（要目表）</p> <p>1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類、純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針）</p> <p>2.1 原子炉再循環系</p>	<p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(e) <u>スクラム反応度曲線は、設計用スクラム反応度曲線を用いる。</u></p> <p>(f) <u>減速材ボイド係数（*）は平衡サイクル初期時点の値の0.9倍の値を用いる。ドップラ係数（*）は平衡サイクル末期時点の値の0.9倍の値を用いる。</u></p> <p>(g) <u>原子炉停止機能の観点から安全保護系（原子炉水位高信号による主蒸気止め弁閉スクラム）に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(h) <u>逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。</u></p> <p>(i) <u>タービンバイパス弁については、不作動を仮定する。</u></p> <p>(ii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</p> <p>a. 制御棒落下</p> <p><u>原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し、急激な反応度投入と出力分布変化が生じる事象を想定する。</u></p> <p>(a) 初期条件</p> <p><u>解析は9×9燃料（A型）を装荷した炉心、9×9燃料（B型）を装荷した炉心の平衡サイクルにおける次の4種類の原子炉初期状態に対して行う。</u></p> <p>a) <u>サイクル初期 低温時臨界状態</u></p> <p>b) <u>サイクル初期 高温待機時臨界状態</u></p> <p>c) <u>サイクル末期 低温時臨界状態</u></p> <p>d) <u>サイクル末期 高温待機時臨界状態</u></p> <p><u>サイクル初期及び末期とも、低温状態では、出力は定格の10^{-8}、燃料ペレット温度20°Cで燃料エンタルピの初期値は8kJ/kgUO_2（2cal/gUO_2）であり、高温待機状態では、出力は定格の10^{-6}、燃料ペレット温度286°Cで燃料エンタルピの初期値は75kJ/kgUO_2（18cal/gUO_2）である。</u></p> <p><u>なお、これら初期条件は、制御棒価値、落下速度及びスクラム速度等の解析条件のもと、保守的な解析結果を与えるよう設定されたものである。</u></p> <p>(b) 炉心流量</p> <p><u>原子炉起動時には、通常、制御棒引き抜き開始に先立ち、冷却材を循環させ、定格の約25～30%の炉心流量を得るが、保守的に定格の20%の炉心流量があるものと仮定する。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ハ(1)(iii)d. 減速材ボイド係数及びドップラ係数</p>	<p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・R I E指針に基づき、評価に当たって考慮する範囲を設定したものであるため</p> <p>・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</p> <p>・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c) 落下制御棒価値及び落下速度 <u>落下制御棒価値は、制御棒価値ミニマイザの設計基準である0.013Δkとし、落下速度は制御棒落下速度リミッタによって制限される0.95m/sとする。落下制御棒の反応度曲線（*）は、制御棒価値やスクラム速度とあいまって、保守的な解析結果を与えるように設定されたものを用いる。</u></p> <p>(d) スクラム条件 <u>原子炉のスクラムは、最大反応度価値を有する制御棒1本が全引き抜き位置に固着して挿入されないものとする。</u> <u>中性子束高スクラムは、定格出力の120%で動作するものとし、その動作遅れは0.09秒とする。スクラム反応度曲線（*）は、制御棒価値やスクラム速度とあいまって、保守的な解析結果を与えるように設定されたものを用いる。</u></p> <p>(e) <u>安全保護系（原子炉周期短スクラム（起動領域モニタ））は、保守的に動作しないものとする。さらに、原子炉停止機能の観点から安全保護系（中性子束高スクラム（平均出力領域モニタ））に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(f) <u>逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。</u></p> <p>(g) ドップラ係数（*） <u>事故に伴う原子炉出力の急上昇はドップラ効果のみで抑えられるとし、冷却材温度及びボイドの効果は考慮しない。冷却材温度及びボイドの効果を検討すると、事故の解析結果は緩やかになる。ドップラ係数は、平衡サイクルの値を用いる。</u></p> <p>(h) ペレット-燃料被覆管ギャップ熱伝達係数 <u>ギャップ熱伝達係数は、Ross & Stouteの関係式により計算する。なお、燃料被覆管がその降伏応力に達したときは、その時点で、固体接触熱伝達係数は一定として取扱う。</u></p> <p>(i) 燃料被覆管-冷却材熱伝達係数 <u>燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数は、以下に示す関係式を使用する。</u> a) <u>単相強制対流 Dittus-Boelterの式</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ハ(1)(iii)c. 制御棒の最大反応度価値 ・ヘ(3)(i)c. 制御棒の構造 ・ヘ(3)(iii) 反応度制御能力 ・ヘ(2)(i) 原子炉停止回路の種類 ・ハ(1)(iii)d. 減速材ボイド係数及びドップラ係数 	<p>計測制御系統施設 （要目表） 4.2 制御材 (1) 制御棒 【既工認】 ・制御能力についての計算書</p> <p>計測制御系統施設 （基本設計方針） 1.2 制御棒及び制御棒駆動系 計測制御系統施設 （要目表） 4.6 原子炉非常停止信号 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>【既工認】 ・制御能力についての計算書</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため ・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため ・安全評価指針に基づき、単一故障及び保守的な条件を設定したものであるため ・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため ・解析結果が厳しくなるように設定したものであるため ・ギャップ熱伝達係数の計算方法を設定したものであるため ・R I E指針に基づき、燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数について設定したものであるため

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>b) <u>核沸騰状態</u> Jens-Lottes の式</p> <p>c) <u>膜沸騰状態</u></p> <p><u>高温待機時</u> Dougall-Rohsenow の式</p> <p><u>低 温 時</u> NSRRの実測データに基づいて導出された熱伝達相関式</p> <p>なお、解析では、一度膜沸騰に達すると最後まで膜沸騰が持続すると仮定する。</p> <p>(j) <u>限界熱条件の判定</u></p> <p><u>燃料被覆管から冷却材への熱伝達が核沸騰から膜沸騰に移行する時点の判定は、以下による。</u></p> <p>a) <u>高温待機時</u> 沸騰遷移相関式でMCP Rが1.07</p> <p>b) <u>低 温 時</u> Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式</p> <p>(k) <u>局所出力ピーキング係数（*）</u></p> <p><u>解析に使用する局所出力ピーキング係数は、それぞれの状態に応じて次に示す値とする。</u></p> <p><u>9×9燃料（A型）を装荷した炉心について</u></p> <p>a) <u>低温時（サイクル初期）</u> 1.48</p> <p>b) <u>低温時（サイクル末期）</u> 1.27</p> <p>c) <u>高温待機時（サイクル初期）</u> 1.42</p> <p>d) <u>高温待機時（サイクル末期）</u> 1.22</p> <p><u>9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</u></p> <p>a) <u>低温時（サイクル初期）</u> 1.34</p> <p>b) <u>低温時（サイクル末期）</u> 1.20</p> <p>c) <u>高温待機時（サイクル初期）</u> 1.27</p> <p>d) <u>高温待機時（サイクル末期）</u> 1.16</p> <p>(l) <u>燃料棒挙動解析に当たっては、燃料エンタルピーの最大値が以下に示す「反応度投入事象評価指針」に示された燃料エンタルピーを超える場合破損したものとする。ここでは破損しきい値として以下のものを用いる。</u></p> <p>a) <u>燃料ペレット燃焼度 40,000Mwd/t 未満</u> <u>燃料棒の内外圧差を 2.94MPa (30kg/cm²) とした場合の燃料の許容設計限界に相当する燃料エンタルピー 385kJ/kgUO₂ (92cal/gUO₂)</u></p> <p>b) <u>燃料ペレット燃焼度 40,000Mwd/t 以上</u> <u>燃焼に伴い燃料棒内圧が上昇することも加味し燃料の許容設計限界である燃料エンタルピーの最低値 272kJ/kgUO₂ (65cal/gUO₂)</u></p>			<p>・ R I E 指針に基づき、限界熱条件の判定について設定したものであるため</p> <p>・ 解析において、局所出力ピーキング係数を保守的に設定したものであるため</p> <p>・ R I E 指針及び発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いに基づき、機械的エネルギーの評価について設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(m) <u>ピーク出力部燃料エンタルピーの増分が以下に示す「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（以下「反応度投入事象取扱報告書」という。）に示されたペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI破損」という。）を生ずるしきい値のめやすを超える燃料被覆管は破損したものとす。</u></p> <p>a) <u>燃料ペレット燃焼度 25,000Mwd/t 未満 460kJ/kgUO₂ (110cal/gUO₂)</u></p> <p>b) <u>燃料ペレット燃焼度 25,000Mwd/t 以上 40,000Mwd/t 未満 355kJ/kgUO₂ (85cal/gUO₂)</u></p> <p>c) <u>燃料ペレット燃焼度 40,000Mwd/t 以上 65,000Mwd/t 未満 209kJ/kgUO₂ (50cal/gUO₂)</u></p> <p>d) <u>燃料ペレット燃焼度 65,000Mwd/t 以上 75,000Mwd/t 程度まで 167kJ/kgUO₂ (40cal/gUO₂)</u></p> <p>(iii) 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p><u>原子炉の通常運転時に、何らかの原因で気体廃棄物処理系（以下「オフガス系」という。）の一部が破損し、ここに貯留されていた放射性希ガス（以下「希ガス」という。）が環境に放出される事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>希ガス放出量が大きくなる破損箇所としては、活性炭希ガスホールドアップ装置（以下「ホールドアップ装置」という。）第1塔の入口配管及び蒸気式空気抽出器の出口配管が考えられるが、ここでは希ガスの減衰時間が短く希ガスの環境への放出がより大きくなる蒸気式空気抽出器出口配管での破損を考えるものとする。</u></p> <p>(b) <u>破損が生じた時点における蒸気式空気抽出器からの希ガスの放出率は、運転上許容される最大値である 1.11×10^{10} Bq/s（30分減衰換算値）とする。</u></p> <p>(c) <u>オフガス系に保持されていた希ガスの破損箇所からの放出量は、隔離時間を考慮して厳しくなるように評価し、ホールドアップ装置第1塔からは保持されていた希ガスの10%が放出されるものとする。</u></p> <p>(d) <u>蒸気式空気抽出器及び破損箇所は、気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ等によって事故を検知するのに要する時間及びオフガス系隔離弁に単一故障を仮定した上で隔離操作に要する時間を十分に見込んだ時間後に隔離されるものとし、事故後12.5分以内には隔離されないものとする。したがって、事故後12.5分間は蒸気式空気抽出器</u></p>			<p>・ R I E 指針及び発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いに基づき、機械的エネルギーの評価について設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、破損箇所を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、放射性気体廃棄物処理施設における希ガスの貯蔵量及び放出条件を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p><u>からの希ガスの放出を考慮する。炉心内で発生した希ガスが蒸気式空気抽出器の出口に到達するまでに減衰する効果は安全側に無視するものとする。</u></p> <p>(e) <u>環境への放出は、評価結果が厳しくなる換気空調系作動として評価する。</u></p> <p>(f) <u>大気中に放出される希ガスは、換気空調系の作動を考慮するので排気筒から放散されるものとする。放出された希ガスによる敷地境界外のγ線空気カーマは、現地における2012年1月から2012年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>b. 主蒸気管破断</p> <p><u>原子炉の出力運転中に、何らかの原因により格納容器外で主蒸気管が破断し、破断口から冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約105%（熱出力2,540MW）及び定格炉心流量の105%で十分長時間（2,000日）運転していたものとする。また、原子炉ドーム圧力の初期値は7.17MPa[gage]（73.2kg/cm²g）とする。MCPRの初期値は実際には通常運転時の熱的制限値よりも小さくなることはないが、「(i) a. 原子炉冷却材喪失」で用いているものと同じ値を用いることとし、1.19とする。</u></p> <p>(b) <u>4本の主蒸気管のうち1本が格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し、流出冷却材量の評価に当たっては破断口までの摩擦損失を考慮しない。</u></p> <p>(c) <u>主蒸気隔離弁は、主蒸気管流量大の信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み、事故後5.5秒で全閉するものとする。</u></p>	<p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p>	<p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.4.1 主蒸気系 (7) 主要弁</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に関わる制御方法に関する説明書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、放射性気体廃棄物処理施設における希ガスの貯蔵量及び放出条件を設定したものであるため</p> <p>・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき、相対線量の設定方法を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d) <u>流出流量は、主蒸気流量制限器により定格流量の200%に制限されるところ。</u>ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮しないものとする。</p> <p>(e) <u>臨界流の計算には、Moodyの臨界流モデルを使用する。</u></p> <p>(f) <u>事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップするものとする。</u></p> <p>(g) <u>原子炉停止機能の観点から安全保護系（主蒸気管流量大信号による主蒸気隔離弁閉スクラム）に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(h) <u>事故発生時の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度である$1.8 \times 10^3 \text{Bq/g}$に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。気相中の放射性ハロゲン（以下「ハロゲン」という。）の濃度は、液相中の濃度の2%とする。</u></p> <p>(i) <u>事故発生後、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131については先行炉等での実測値の平均値に適正な余裕をみた値である$3.7 \times 10^{13} \text{Bq}$とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては放射性よう素（以下「よう素」という。）の2倍の放出があるものとする。</u></p> <p>(j) <u>主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例して放出されるものとするが、主蒸気隔離弁までの到達時間を考慮し、追加放出された核分裂生成物が主蒸気隔離弁閉止までに破断口から放出されることはないものとする。</u></p> <p>(k) <u>主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、原子炉圧力の低下に比例して冷却材中へ放出されるものとする。</u></p> <p>(l) <u>燃料棒から放出されるよう素のうち有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。</u></p> <p>(m) <u>燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち10%は、瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。</u></p>	<p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.4.1 主蒸気系 (5) 主蒸気流量制限器</p>	<p>・安全評価指針に基づき、流量制限器の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・ECCS性能評価指針に基づき、臨界流の計算モデルを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(n) <u>放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定するものとして、8個の主蒸気隔離弁のうち1個が閉止しないものとし、閉止した7個の主蒸気隔離弁から蒸気が漏えいするものとする。各主蒸気隔離弁の閉止直後の漏えい率は、設計漏えい率の上限値 10%/d (逃がし安全弁最低設定圧力において、原子炉压力容器気相の体積に対し、飽和蒸気で) とし、4本の主蒸気管で7個閉止という条件を考慮して全体で 30%/d の漏えい率とする。その後の漏えい率は、原子炉の圧力及び温度に依存して変化するものとする。</u></p> <p>(o) <u>主蒸気隔離弁閉止後、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気がサプレッションチェンバ内のプール水中に移行するものとし、その蒸気量は原子炉压力容器気相の体積の 300 倍/d とする。この蒸気に含まれる核分裂生成物は、被ばくには寄与しないものとする。</u></p> <p>(p) <u>主蒸気隔離弁閉止後、原子炉圧力は、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系によって 24 時間で直線的に大気圧まで減圧され、主蒸気系からの漏えいは停止するものとする。</u></p> <p>(q) <u>タービン建屋内に放出された有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲン等は 50% が床、壁等に沈着するものとする。希ガス及び有機よう素に関してはこの効果は考えないものとする。</u></p> <p>(r) <u>主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された核分裂生成物を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。</u></p> <p>(s) <u>主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした核分裂生成物は、大気中に地上放散されるものとする。</u></p> <p>(t) <u>主蒸気隔離弁閉止前に放出された核分裂生成物を含む冷却材は、高温低湿状態の外気中で完全蒸発し、半球状の蒸気雲を形成するものとする。この場合、蒸気雲が小さいほど実効線量が高くなり、外気条件として温度が高く、相対湿度が低いほど蒸気雲は小さくなる。本評価では、蒸気雲の大きさを求めるに当たり、温度として 35℃、相対湿度として 37% を用いる。</u></p> <p>(u) <u>この半球状の蒸気雲は、短時間放出を考慮して風下方向に 1 m/s の速度で移動するものとする。</u></p>	<p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.4.1 主蒸気系 (7) 主要弁</p>	<p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・主蒸気隔離弁の設計漏えい率 10%/d に対して、1 個の単一故障を考慮して保守的に設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、蒸気量を評価したものであるため</p> <p>・原子炉圧力の計算手法について説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(v) <u>主蒸気隔離弁閉止後、主蒸気隔離弁を通して大気中へ放出される核分裂生成物による敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2012年1月から2012年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>(w) <u>敷地境界外の希ガス及びハロゲン等によるγ線空気カーマは、現地における2012年1月から2012年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガス及びハロゲン等の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>c. 燃料集合体の落下 <u>原子炉の燃料交換時に、燃料取扱設備の故障、破損等により燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が「定格出力の約105%（熱出力2,540MW）」で十分長時間（2,000日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。</u></p> <p>(b) <u>燃料取替作業は、原子炉停止後適切な冷却及び所要作業期間（1日）後に行われるものとし、原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。</u></p> <p>(c) <u>破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、最大出力燃料集合体であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス10%、よう素5%とする。</u></p> <p>(d) <u>放出された希ガスは、全量が水中から原子炉棟の空气中へ放出されるものとする。</u></p> <p>(e) <u>燃料取替作業は原子炉停止1日後としており、燃料及び冷却材温度は低下しているため、放出されたよう素のうち1%は有機状とし、すべて原子炉棟内に移行するものとする。</u></p> <p>(f) <u>水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は500とする。</u></p> <p>(g) <u>原子炉建屋原子炉棟放射能高の信号により直ちに非常用ガス処理系が起動するものとする。</u></p>	<p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</p> <p>・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>原子炉本体 （要目表） 1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 4.7.1 工学的安全施設の起動信号</p>	<p>・気象指針に基づき、相対濃度及び相対線量の設定方法を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・実プラント運用を保守的に設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(h) <u>非常用ガス処理系チャコールフィルタのよう素の除去効率は、設計上定められた最小値（99%）を用いるものとする。</u></p> <p>(i) <u>非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値（0.5回/d）とする。</u></p> <p>(j) <u>原子炉棟内に放出された核分裂生成物は非常用ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中へ放出されるものとする。</u></p> <p>(k) <u>放射能閉じ込め機能の観点から、非常用ガス処理系の動的機器に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(l) <u>敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2012年1月から2012年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>(m) <u>敷地境界外の希ガスによるγ線空気カーマは、現地における2012年1月から2012年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>d. 原子炉冷却材喪失 <u>(i) a. で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>原子炉は、事故直前まで定格出力の約105%（熱出力2,540MW）で十分長時間（2,000日）運転されていたものとする。</u></p>	<p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p> <p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</p>	<p>原子炉格納施設 （要目表） 7.3(7)a. 非常用ガス処理系 タ フィルター（常設）</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 7.3(7)a. 非常用ガス処理系 ヨ 排風機（常設） ・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>原子炉本体 （要目表） 1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p>	<p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・気象指針に基づき、相対濃度及び相対線量の設定方法を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b) <u>事故発生時の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度である $1.8 \times 10^3 \text{Bq/g}$ に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。</u></p> <p>(c) <u>事故発生後新たに燃料棒の破損は生じないので、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値である $3.7 \times 10^3 \text{Bq}$ とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものとする。</u></p> <p>(d) <u>燃料棒から格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。</u></p> <p>(e) <u>無機よう素については、50%が格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。さらに、無機よう素が格納容器スプレイ水によって除去され、あるいはサプレッションチェンバ内のプール水に溶解する割合は、無機よう素については分配係数で示して100とする。有機よう素及び希ガスについてはこれらの効果を見捨てるものとする。</u></p> <p>(f) <u>格納容器内での核分裂生成物の崩壊を考慮する。</u></p> <p>(g) <u>格納容器の漏えい率は、設計上定められた最大値 (0.5%/d) とする。</u> <u>なお、ECCSにより格納容器外へ導かれたサプレッションチェンバ内のプール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量は、格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。</u></p> <p>(h) <u>通常運転時に作動している原子炉建屋原子炉棟換気空調系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉建屋原子炉棟放射能高の信号により直ちに非常用ガス処理系に切り替えられるものとする。</u><u>核分裂生成物が原子炉棟において床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、崩壊のみを考える。</u></p>	<p>・リ(2)原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</p> <p>・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) 7.1 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 4.7.1 工学的安全施設の起動信号 原子炉格納施設 (基本設計方針) 3.3.1 非常用ガス処理系</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、原子炉格納容器内の核分裂生成物の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、サプレッションチェンバ内のプール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(i) <u>非常用ガス処理系のチャコールフィルタのよう素の除去効率は、設計上定められた最小値（99%）を用いるものとする。</u></p> <p>(j) <u>非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値（0.5回/d）とする。</u></p> <p>(k) <u>原子炉棟内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量の評価に当たっては、格納容器から原子炉棟内に漏えいした核分裂生成物がすべて原子炉棟内に均一に分布するものとする。</u> <u>なお、格納容器内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉の一次遮へい壁等により十分遮へいされており、前述の実効線量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。</u></p> <p>(l) <u>事故の評価期間は、格納容器内圧が格納容器からの漏えいが無視出来る程度に低下するまでの期間（ここでは安全側に無限期間）とする。</u></p> <p>(m) <u>格納容器から原子炉棟内に漏えいした核分裂生成物は非常用ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。</u></p> <p>(n) <u>放射能閉じ込め機能の観点から、非常用ガス処理系の動的機器に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(o) <u>敷地境界外の地表空気中濃度は、現地における2012年1月から2012年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量に乗じて求める。</u></p> <p>(p) <u>敷地境界外の希ガスによるγ線空気カーマは、現地における2012年1月から2012年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量に乗じて求める。</u></p>	<p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p>	<p>原子炉格納施設 （要目表） 7.3(7)a. 非常用ガス処理系 タ フィルター（常設）</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 7.3(7)a. 非常用ガス処理系 ヨ 排風機（常設） ・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3.3.1 非常用ガス処理系</p>	<p>設計及び工事の計画に該当しない理由</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価期間を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・気象指針に基づき、相対濃度及び相対線量の設定方法を説明したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(q) <u>直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉棟内の核分裂生成物による γ 線積算線源強度を用い、原子炉棟の遮へい効果を考慮して求める。</u></p> <p>e. 制御棒落下</p> <p>(ii) a. <u>で想定した制御棒落下の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>本事故による燃料棒の燃料被覆管の破損本数が最大となるのは、サイクル末期の高温待機状態で事故が発生した場合であり、炉心の全燃料棒に対する破損燃料棒割合は 3.1%であるが保守的に 4%として解析する。</u></p> <p>(b) <u>原子炉は高温待機状態にあり、事故発生 30 分前まで定格出力の約 105% (熱出力 2,540MW) で十分長時間 (2,000 日) 運転されていたものとする。</u></p> <p>(c) <u>事故時の主蒸気流量は定格の 5%とする。</u></p> <p>(d) <u>破損した燃料棒を有する燃料集合体に含まれる核分裂生成物の量は、最大出力の燃料集合体に含まれる量と同じであるとする。</u></p> <p>(e) <u>破損した燃料棒からは、燃料ギャップ中の核分裂生成物の全量が冷却材中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ中の核分裂生成物の存在量については、最大出力燃料集合体と同等であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス 10%、よう素 5%とする。</u></p> <p>(f) <u>破損した燃料棒から放出された希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行するものとする。</u></p> <p>(g) <u>破損した燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は 4%とし、残りの 96%は無機よう素とする。有機よう素のうち 10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素が分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は 2%とする。</u></p> <p>(h) <u>主蒸気隔離弁は、主蒸気管放射能高の信号により 0.5 秒の動作遅れ時間を含み、5.5 秒で全閉するものとする。</u></p>	<p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p>	<p>原子炉本体 (要目表) 1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ポイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.4.1 主蒸気系 (7) 主要弁 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に関わる制御方法に関する説明書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、原子炉棟内の核分裂生成物の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・事象進展解析結果を保守的に設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(i) <u>主復水器へ移行した核分裂生成物のうち、無機よう素の50%は沈着するものとし、気相中の残りの核分裂生成物は主復水器及びタービンの自由空間に対し0.5%/dの漏えい率でタービン建屋内へ漏えいするものとする。</u></p> <p>(j) <u>タービン建屋内に漏えいした核分裂生成物については、タービン建屋換気空調系が作動しているものとし、これにより排気筒から大気中に放出されるものとする。</u></p> <p>(k) <u>放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(l) <u>敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2012年1月から2012年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>(m) <u>敷地境界外の希ガスによるγ線空気カーマは、現地における2012年1月から2012年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>(iv) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化 a. 原子炉冷却材喪失 (i) a. <u>で想定した原子炉冷却材喪失の際に、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約105%（熱出力2,540MW）で運転していたものとする。</u></p> <p>(b) <u>事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。</u></p> <p>(c) <u>破断口からの冷却材の流出は、Moodyの臨界流モデルを用いて計算する。</u></p> <p>(d) <u>事故発生直前のドライウェル温度、サブプレッションチェンバ内のプール水温度及び格納容器内圧力は、それぞれ57℃、32℃及び5kPa[gage]（0.05kg/cm²g）とする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>放射線管理施設 (基本設計方針) 2.2.4 タービン建屋換気空調系</p> <p>原子炉本体 (要目表) 1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、核分裂生成物のタービン建屋内への漏えい率を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・気象指針に基づき、相対濃度及び相対線量の設定方法を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・ECCS性能評価指針に基づき、流出量計算モデルを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(e) <u>残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却系への手動切替操作は、事故検出 10 分後に開始されるものとし、操作に要する時間を適切に見込み事故後 15 分で操作が完了するものとする。</u></p> <p>(f) <u>格納容器スプレイ冷却系の動的機器に単一故障を仮定する。</u></p> <p>b. 可燃性ガスの発生</p> <p>(i) a. <u>で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約 105%（熱出力 2,540MW）で運転していたものとする。</u></p> <p>(b) <u>事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。</u></p> <p>(c) <u>ジルコニウム-水反応による水素の発生量は、原子炉冷却材喪失解析による発生量の 5 倍、又は燃料被覆管の表面から 5.8 μm の厚さが反応した場合に相当する量のいずれか大きいほうとし、解析では燃料被覆管の表面から 5.8 μm の厚さが反応した場合に相当する量とする。なお、これは 9 × 9 燃料（A 型）では燃料被覆管全量の 0.88%、9 × 9 燃料（B 型）では燃料被覆管全量の 0.89% に相当する量である。</u></p> <p>(d) <u>原子炉格納容器調気系により事故前の格納容器内の酸素濃度は 4.0vol% 以下としているが、解析では 4.0vol% とする。</u></p> <p>(e) <u>事故前に冷却材中に溶存している水素、酸素の寄与は非常に少ないので、事故後の格納容器内の水素、酸素濃度の評価では無視する。</u></p> <p>(f) <u>原子炉冷却材喪失解析結果から事故時に燃料棒の破裂が生じないので、核分裂生成物はすべて燃料棒中にとどまるが、解析ではハロゲンの 50% 及び固形分の 1% が格納容器内の水の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて燃料棒中に存在するものとする。</u></p> <p>(g) <u>放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G 値）は、それぞれ沸騰状態では 0.4 分子/100eV、0.2 分子/100eV、非沸騰状態では 0.25 分子/100eV、0.125 分子/100eV とする。</u></p>	<p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</p>	<p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p>	<p>・安全評価指針に基づき、判断時間及び操作時間を考慮して運転員の操作を想定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、水素の発生量を設定したものであるため</p> <p>・格納容器内の酸素濃度を設定したものであるため</p> <p>・冷却材中に溶存している水素、酸素の寄与は非常に少ないので、評価では無視することを説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（昭和 61 年～62 年）に基づき、設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(h) <u>ドライウエルから可燃性ガス濃度制御系への吸い込み流量は255m³/h[normal]（1系列当たり）とする。</u></p> <p><u>可燃性ガス濃度制御系で処理されたガスは、すべてサプレッションチェンバに戻るものとする。</u></p> <p>(i) <u>可燃性ガス濃度制御系は、事故後3.5時間で作動し、同時に系統機能を発揮するものとする。</u></p> <p>(j) <u>可燃性ガス濃度制御系の水素ガス及び酸素ガスの再結合効率を95%とする。</u></p> <p>(k) <u>放射能閉じ込め機能の観点から可燃性ガス濃度制御系に単一故障を仮定する。</u></p> <p><u>解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までとする。</u></p> <p><u>(*) サイクル期間中の炉心燃焼度変化及び燃料交換等により変動する値であり、設計上の制限値ではない。</u></p>	<p>・リ(3)(i)a.(a)可燃性ガス濃度制御系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) 7.3(7)b. 可燃性ガス濃度制御系 ブロワ（常設）</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.3(7)b. 可燃性ガス濃度制御系 再結合装置（常設）</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、解析期間を説明したものであるため</p> <p>・評価に用いる核的パラメータの取扱いについて説明したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故</p> <p>事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(2) 有効性評価</p> <p>(ii) 解析条件</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ並びに運転員及び重大事故等対応要員（以下「運転員等」という。）操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。</p> <p>a. 主要な解析条件</p> <p>(a) 評価に当たって考慮する事項</p> <p>(a-1) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p><u>有効性評価で対象とする事象に応じ、適切に安全機能の喪失を考慮する。</u></p> <p>(a-2) 外部電源に対する仮定</p> <p><u>重大事故等に対する対策の有効性評価に当たっては、外部電源の有無の影響を考慮する。</u></p> <p>(a-3) 単一故障に対する仮定</p> <p><u>重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。</u></p> <p>(a-4) 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p><u>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、適切な時間余裕を設定する。</u></p> <p><u>また、現場操作に必要な時間は、操作場所までのアクセスルート</u> <u>の状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操</u> <u>作時間の想定等に基づき設定する。</u></p>			<p>・ 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「有効性評価ガイド」という。）に基づき設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b) 共通解析条件</p> <p>(b-1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(b-1-1) 初期条件</p> <p>(b-1-1-1) 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く事故シーケンスグループにおいて用いる条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉熱出力の初期値は、定格値（2,436MW）を用いるものとする。 ・原子炉圧力の初期値は、定格値（6.93MPa[gage]）を用いるものとする。 ・炉心流量の初期値は、定格値である 100% 流量（$35.6 \times 10^3 \text{t/h}$）を用いるものとする。 ・炉心に関する条件は 9×9 燃料（A型）を装荷した平衡サイクルを想定した値を用いるものとし、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。 なお、高燃焼度 8×8 燃料は装荷しないため評価対象外とする。 ・原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。 また、使用する崩壊熱は燃焼度 33Gwd/t の条件に対応したものであるものとする。 ・燃料棒の最大線出力密度は、44.0kW/m を用いるものとする。 ・原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。 ・格納容器の容積について、ドライウエル空間部は $7,950 \text{m}^3$、サプレッションチェンバ空間部は $5,100 \text{m}^3$、サプレッションチェンバ液相部は $2,850 \text{m}^3$ を用いるものとする。 	<ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数*（*本文三号に記載） （本文五号に記載なし） （本文五号に記載なし） ・ハ(2)(iii)燃料要素の構造、(iv)燃料集合体の構造 ・ハ(1)(iv)b.燃料棒最大線出力密度 （本文五号に記載なし） 	<p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】（要目表）</p> <p>1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類、純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱出力計算書 【既工認】 ・熱出力計算書 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心及び燃料形状の取扱いを設定したものであるため ・ECCS性能評価指針に基づき、崩壊熱を設定したものであるため ・実績値に対し、保守的に設定したものであるため ・原子炉の運転状態を設定したものであるため

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>・格納容器の初期温度について、ドライウエル空間部温度は 57℃、サプレッションプール水温は 32℃を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は 5 kPa [gage] を用いるものとする。</p> <p>・サプレッションプールの初期水位は、3.55m を用いるものとする。</p> <p>・真空破壊装置の作動条件は、3.4kPa（ドライウエルーサプレッションチェンバ間差圧）を用いるものとする。</p> <p>・外部水源の温度は、40℃とする。</p> <p>・原子炉圧力容器、</p> <p>格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(b-1-1-2) 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において用いる条件</p> <p>・原子炉熱出力の初期値は、定格値（2,436MW）を用いるものとする。</p> <p>・原子炉圧力の初期値は、定格値（6.93MPa [gage]）を用いるものとする。</p>	<p>・ハ(4)(i)構造</p> <p>・リ(1)原子炉格納容器の構造</p> <p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</p> <p>（本文五号に記載なし）</p>	<p>原子炉本体 （要目表） 1.7 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 7.1 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体</p> <p>原子炉本体 （要目表） 1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】（要目表） 1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類、純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p>	<p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・解析上保守的に設定したものであるため</p> <p>・解析上、外部水源の温度を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<ul style="list-style-type: none"> ・炉心流量の初期値は、原子炉定格出力時の下限流量である85%流量（$30.3 \times 10^3 \text{t/h}$）を用いるものとする。 ・主蒸気流量の初期値は、定格値（$4.735 \times 10^3 \text{t/h}$）を用いるものとする。 ・給水温度の初期値は約 216°C とする。 ・炉心に関する条件は 9×9 燃料（A型）を装荷した平衡サイクルを想定した値を用いるものとし、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。 なお、高燃焼度 8×8 燃料は装荷しないため評価対象外とする。 ・燃料の最小限界出力比は、1.23 を用いるものとする。 ・燃料棒の最大線出力密度は、44.0kW/m を用いるものとする。 ・動的ボイド係数（減速材ボイド係数を遅発中性子発生割合で除した値）はサイクル末期の値の1.25倍、動的ドップラ係数（ドップラ係数を遅発中性子発生割合で除した値）はサイクル末期の値の0.9倍を用いるものとする。 ・原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。 ・格納容器の容積について、ドライウエル空間部は $7,950 \text{m}^3$、サプレッションチェンバ空間部は $5,150 \text{m}^3$、サプレッションチェンバ液相部は $2,800 \text{m}^3$ を用いるものとする。 ・格納容器の初期温度について、サプレッションプール水温は 32°C を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は $5 \text{kPa}[\text{gage}]$ を用いるものとする。 ・外部水源の温度は、40°C とする。 	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ホ(1)(iii)冷却材の温度及び圧力 ・ハ(2)(iii)燃料要素の構造、(iv)燃料集合体の構造 ・ハ(1)(iv)a. 最小限界出力比 ・ハ(1)(iv)b. 燃料棒最大線出力密度 <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉本体</p> <p>【既工認】（要目表）</p> <p>1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類、純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱出力計算書 <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱出力計算書 <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱出力計算書 <p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>設計及び工事の計画に該当しない理由</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心及び燃料形状の取扱いを設定したものであるため ・動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の取扱いを設定したものであるため ・原子炉の運転状態を設定したものであるため ・原子炉の運転状態を設定したものであるため ・解析上、外部水源の温度を設定したものであるため

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>・原子炉圧力容器、</p> <p>格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(b-1-2) 事故条件 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置については、原子炉圧力容器内の保有水量及び流出量等の観点から選定する。</p> <p>(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件 ・安全保護系等の設定点 原子炉保護系作動回路のスクラム設定点として、以下の値を用いるものとする。</p> <p>原子炉水位低（レベル3） セパレータスカート下端から+66cm（遅れ時間 1.05 秒） 主蒸気止め弁閉 90%ストローク位置（遅れ時間 0.06 秒）</p> <p>工学的安全施設作動回路等の設定点として、以下の値を用いるものとする。</p> <p>原子炉水位低（原子炉隔離時冷却系起動、<u>原子炉隔離時冷却系起動、主蒸気隔離弁閉止</u>）設定点 セパレータスカート下端から-62cm（レベル2） 原子炉水位低（<u>原子炉隔離時冷却系起動、低圧注水系起動、自動減圧系作動</u>）設定点 セパレータスカート下端から-331cm（レベル1）</p> <p>原子炉水位低（再循環ポンプ全台トリップ）設定点 セパレータスカート下端から-62cm（レベル2） 原子炉水位高（<u>原子炉隔離時冷却系トリップ、高圧炉心スプレィ系注入隔離弁閉止</u>）設定点 セパレータスカート下端から+182cm（レベル8）</p>	<p>・ハ(4)(i)構造</p> <p>・リ(1)原子炉格納容器の構造</p> <p>・ヘ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ヘ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ヘ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ヘ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ヘ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p>	<p>原子炉本体 (要目表) 1.7 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.1 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 4.6 原子炉非常停止信号 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 4.7.1 工学的安全施設の起動信号 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 4.7.3 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の起動信号</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、破断位置を設定したものであるため</p> <p>・工学的安全施設等の起動信号でないため</p> <p>・原子炉の満水を防止する条件を記載したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>原子炉圧力高（再循環ポンプ全台トリップ）設定点 原子炉圧力 7.35MPa[gage]</p> <p>ドライウエル圧力高（非常用炉心冷却系起動、自動減圧系作動）設定点 ドライウエル圧力 13.7kPa[gage]</p> <p>・逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は、設計値として以下の値を用いるものとする。</p> <p>第1段：7.37MPa[gage]×2個，356t/h（1個当たり） 第2段：7.44MPa[gage]×3個，360t/h（1個当たり） 第3段：7.51MPa[gage]×3個，363t/h（1個当たり） 第4段：7.58MPa[gage]×3個，367t/h（1個当たり）</p> <p>(b-2) 運転中の原子炉における重大事故 (b-2-1) 初期条件</p> <p>・原子炉熱出力の初期値は、定格値（2,436MW）を用いるものとする。</p> <p>・原子炉圧力の初期値は、定格値（6.93MPa[gage]）を用いるものとする。</p> <p>・炉心流量の初期値は、定格値である 100% 流量（$35.6 \times 10^3 \text{t/h}$）を用いるものとする。</p>	<p>・へ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>・発電用原子炉の形式，熱出力及び基数*（*本文三号に記載）</p> <p>（本文五号に記載なし）</p> <p>（本文五号に記載なし）</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 4.7.3 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の起動信号 4.7.1 工学的安全施設の起動信号 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>原子炉本体 （要目表） 1.1 炉型式，定格熱出力，過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数，燃料棒温度係数，減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】（要目表） 1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類，純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p> <p>【既工認】（要目表） 1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類，純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p>	

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<ul style="list-style-type: none"> ・炉心に関する条件は9×9燃料（A型）を装荷した平衡サイクルを想定した値を用いるものとし、<u>燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</u> <ul style="list-style-type: none"> なお、高燃焼度8×8燃料は装荷しないため評価対象外とする。 ・原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また、使用する崩壊熱は燃焼度33Gwd/tの条件に対応したものとする。 ・原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。 ・<u>格納容器の容積について、ドライウエル空間部は7,950m³、サブプレッションチェンバ空間部は5,100m³、サブプレッションチェンバ液相部は2,850m³を用いるものとする。</u> ・格納容器の初期温度について、ドライウエル空間部温度は57℃、サブプレッションプール水温は32℃を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は5kPa[gage]を用いるものとする。 ・サブプレッションプールの初期水位は、3.55mを用いるものとする。 ・真空破壊装置の作動条件は、3.4kPa（ドライウエル-サブプレッションチェンバ間差圧）を用いるものとする。 ・溶融炉心からプール水への熱流束は、800kW/m²相当（圧力依存あり）とする。 ・コンクリートの種類は、玄武岩系コンクリートとする。 ・コンクリート以外の構造材である内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないものとする。 ・原子炉圧力容器下部の構造物は、格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないものとする。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ハ(2)(iii)燃料要素の構造、(iv)燃料集合体の構造 <p style="text-align: center;">（本文五号に記載なし）</p>	<p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱出力計算書 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心及び燃料形状の取扱いを設定したものであるため ・ECCS性能評価指針に基づき、崩壊熱を設定したものであるため ・実績値に対し、保守的に設定したものであるため ・原子炉の運転状態を設定したものであるため ・原子炉の運転状態を設定したものであるため ・解析上保守的に設定したものであるため ・実験に基づき、設定したものであるため ・解析上、コンクリートの種類を設定したものであるため ・コンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しないことと設定したものであるため ・発熱密度を下げないよう保守的に設定したものであるため

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>・外部水源の温度は、40℃とする。</p> <p>・原子炉圧力容器、</p> <p>格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(b-2-2) 事故条件 (b-1-2)に同じ。</p> <p>(b-2-3) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>・逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は、設計値として以下の値を用いるものとする。</p> <p>第1段：7.37MPa[gage]×2個，356t/h（1個当たり） 第2段：7.44MPa[gage]×3個，360t/h（1個当たり） 第3段：7.51MPa[gage]×3個，363t/h（1個当たり） 第4段：7.58MPa[gage]×3個，367t/h（1個当たり）</p> <p>(b-2-4) Cs-137 放出量評価に関連する条件 Cs-137 放出量評価においては、格納容器からの漏えいを考慮する。このとき格納容器からの漏えい経路は、非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子が捕集される効果を考慮し、除染係数は10とする。</p> <p>(b-3) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 (b-3-1) 初期条件</p> <p>・使用済燃料プールの崩壊熱は、約 6.7MW を用いるものとする。</p> <p>・使用済燃料プールの初期水位は、通常水位とする。</p> <p>・使用済燃料プールの保有水量は、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルとの間に設置されているプールゲートは閉を仮定し、約 1,400m³とする。</p> <p>・使用済燃料プールの初期水温は、65℃とする。</p>	<p>・ハ(4)(i)構造</p> <p>・リ(1)原子炉格納容器の構造</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉本体 (要目表) 1.7 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.1 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p>	<p>・解析上、外部水源の温度を設定したものであるため</p> <p>・原子炉格納容器からの Cs-137 放出量評価における除染係数の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>・ <u>使用済燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</u></p> <p>(b-4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (b-4-1) 初期条件（運転停止中の事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く。）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、原子炉停止1日後の崩壊熱として約14MWを用いるものとする。</u> ・ <u>原子炉初期水位は通常運転水位とする。</u> ・ <u>原子炉初期水温は52℃とする。</u> ・ <u>原子炉圧力の初期値は大気圧とし、事象発生後も大気圧が維持されるものとする。</u> ・ <u>外部水源の温度は100℃とする。</u> <p>・ <u>原子炉圧力容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</u></p> <p>b. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(a) 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>(a-1) <u>起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</u></p> <p>(a-2) <u>安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(a-3) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(a-4) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p> <p>(a-5) <u>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（以下「代替原子炉再循環ポンプトリップ機能」という。）は、原子炉水位低（レベル2）信号により再循環ポンプ2台全てを自動停止す</u></p>	<p>・ 二(2)(ii)a.(a)構造</p> <p>・ ハ(4)(i)構造</p> <p>・ ヘ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ ヘ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表)</p> <p>2.3 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1.7 原子炉圧力容器</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 制御方式及び制御方法</p>	<p>・ ECCS性能評価指針に基づき崩壊熱を設定したものであるため</p> <p>・ 崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止後1日後の崩壊熱として設定したものであるため</p> <p>・ 運転停止状態を設定したものであるため</p> <p>・ 評価上、崩壊熱による蒸発量が保守的となるよう設定したものであるため</p> <p>・ 評価上、外部水源の温度を設定したものであるため</p> <p>・ PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・ 外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>るものとする。</p> <p>(a-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、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ものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（6個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(a-7) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大199m³/hの流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p> <p>(a-8) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、88m³/hの流量で格納容器内にスプレイする。</p> <p>(a-9) 原子炉格納容器フィルタベント系等は、格納容器圧力0.427MPa[gage]における排出流量10.0kg/sに対して、原子炉格納容器第一隔離弁（S/Cベント用出口隔離弁）を全開にて格納容器除熱を実施する。</p> <p>(a-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-10-1) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の追加起動及び中央制御室における系統構成は、事象発生から20分後に開始するものとし、操作時間は5分間とする。</p> <p>(a-10-2) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から25分後に開始する。</p> <p>(a-10-3) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>なお、格納容器スプレイは、外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m））に到達した場合に停止する。</p> <p>(a-10-4) 原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.427MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(1)(ii)b.主蒸気系 ・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系 ・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却 ・リ(3)(ii)a.(a)(a-1-2)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却 ・リ(3)(ii)b.(b)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針）</p> <p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （要目表）</p> <p>2.4.2 燃料プール代替注水系</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針）</p> <p>4.2 原子炉格納容器フィルタベント系 ・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</p>	<p>設計及び工事の計画に該当しない理由</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の取扱いを設定したものであるため ・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b) 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>(b-1) <u>起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</u></p> <p>(b-2) <u>安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(b-3) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(b-4) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p> <p>(b-5) <u>代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉水位低（レベル2）信号により再循環ポンプ2台全てを自動停止するものとする。</u></p> <p>(b-6) <u>逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、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ものとする。また、逃がし安全弁による原子炉手動減圧に失敗することを想定する。代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧は、原子炉水位低（レベル1）到達から10分後に開始し、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個により原子炉減圧する。容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>低圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低（レベル1）到達後、低圧炉心スプレイ系が自動起動し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、1,050m³/h（0.78MPa[dif]において）（最大1,135m³/h）にて原子炉注水する。</u></p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系 (本文五号に記載なし)</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(a)低圧炉心スプレイ系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 4.1 制御方式及び制御方法</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.4.1 主蒸気系 (6)安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針) 3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.6.2 低圧炉心スプレイ系 (1)ポンプ(常設) 計測制御系統施設 (要目表) 4.7.1 工学的安全施設の起動信号</p>	<p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・低圧炉心スプレイ系の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-8) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉水位低（レベル1）到達後、残留熱除去系（低圧注水モード）が自動起動し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、1系統当たり1,136m³/h（0.14MPa[dif]において）（最大1,191m³/h）にて原子炉注水する。</u></p> <p>(b-9) <u>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）は、自動起動した残留熱除去系（低圧注水モード）のうち、それぞれ1系統を切り替えるものとする。伝熱容量は、熱交換器1基当たり約8.8MW（サブプレッションプール水温又は原子炉冷却材温度52℃、海水温度26℃において）とする。</u></p> <p>(b-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-10-1) <u>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）運転操作は、原子炉水位高（レベル8）を確認後、開始する。</u></p> <p>(b-10-2) <u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転操作は、原子炉圧力が1.04MPa[gage]まで低下したことを確認後、事象発生12時間後に開始する。</u></p> <p>(c) 全交流動力電源喪失</p> <p>(c-1) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失する事故</p> <p>(c-1-1) <u>起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</u></p> <p>(c-1-2) <u>安全機能としては、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。</u> <u>また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(c-1-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設）</p> <p>・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ</p> <p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.7.1 工学的安全施設の起動信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器（常設）</p> <p>・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器</p>	<p>・残留熱除去系（低圧注水モード）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-1-4) 原子炉スクラムは、主蒸気止め弁閉信号によるものとする。</p> <p>(c-1-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、90.8m³/h（7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(c-1-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、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ものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（2個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(c-1-7) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、事象発生から24時間後に手動起動し、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大130m³/hの流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p> <p>(c-1-8) 残留熱除去系（低圧注水モード）は、1,136m³/h（0.14MPa[dif]において）（最大1,191m³/h）の流量で注水するものとする。 なお、低圧注水モードによる原子炉注水は、サプレッションプール水冷却モードと同じ残留熱除去系ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(c-1-9) 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、実施するものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり16MW（サプレッションプール水温154℃、海水温度26℃において）とする。</p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(4)(ii)原子炉隔離時冷却系</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p> <p>・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ ・設定根拠に関する説明書 原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針）</p> <p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ 原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器ユニット）</p>	<p>・工学的安全施設等の起動信号でないため</p> <p>・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系（低圧注水モード）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-1-10) <u>原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は、16MW（サブプレッションプール水温 154℃、海水温度 26℃において）とする。</u></p> <p>(c-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(c-1-11-1) <u>交流電源は 24 時間使用できないものとし、事象発生から 24 時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</u></p> <p>(c-1-11-2) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から 24 時間後に開始する。</u></p> <p>(c-1-11-3) <u>原子炉補機代替冷却水系運転操作は、事象発生から 25 時間後に開始する。</u></p> <p>(c-1-11-4) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作は、事象発生から 25 時間後に開始する。</u></p> <p>(c-1-11-5) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に開始する。</u></p> <p>(c-2) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等及び原子炉隔離時冷却系の機能が喪失する事故</p> <p>(c-2-1) <u>起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</u></p> <p>(c-2-2) <u>安全機能としては、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。</u> <u>さらに、原子炉隔離時冷却系についても機能喪失するものとする。</u> <u>また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(c-2-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p>	<p>・ホ(4)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器（可搬型）</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器ユニット）</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、交流電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
(c-2-4) <u>原子炉スクラムは、主蒸気止め弁閉信号によるものとする。</u>	・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類	計測制御系統施設 (要目表) 4.6 原子炉非常停止信号	
(c-2-5) <u>高压代替注水系は、運転員によるHPACタービン止め弁の遠隔での手動開閉操作によって、設計値である 90.8m³/h (7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において) の流量で注水するものとする。</u>	・ホ(3)(ii)b.(a-1-1)高压代替注水系による発電用原子炉の冷却	原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.6.3 高压代替注水系 (1) ポンプ(常設) ・設定根拠に関する説明書 高压代替注水系タービンポンプ	
(c-2-6) <u>逃がし安全弁(逃がし弁機能)にて、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ものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁(自動減圧機能)(2個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</u>	・ホ(1)(ii)b.主蒸気系 ・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系	原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針) 3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能	
(c-2-7) <u>低压代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)は、事象発生から24時間後に手動起動し、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大130m³/hの流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</u>	・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低压代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による発電用原子炉の冷却	原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.7.2 補給水系 (1) ポンプ	・低压代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の取扱いを設定したものであるため
(c-2-8) <u>残留熱除去系(低压注水モード)は、1,136m³/h(0.14MPa[dif]において)(最大1,191m³/h)の流量で注水するものとする。 なお、低压注水モードによる原子炉注水は、サブプレッションプール水冷却モードと同じ残留熱除去系ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</u>	・ホ(4)(i)残留熱除去系	原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ(常設) ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ	・残留熱除去系(低压注水モード)の取扱いを設定したものであるため

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-2-9) <u>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、実施するものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり16MW（サブプレッションプール水温154℃、海水温度26℃において）とする。</u></p> <p>(c-2-10) <u>原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は、16MW（サブプレッションプール水温154℃、海水温度26℃において）とする。</u></p> <p>(c-2-11) <u>事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</u></p> <p>(c-2-11-1) <u>高压代替注水系による原子炉注水操作は、事象発生から10分後に開始するものとし、操作時間は5分間とする。</u></p> <p>(c-2-11-2) <u>交流電源は24時間使用できないものとし、事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</u></p> <p>(c-2-11-3) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から24時間後に開始する。</u></p> <p>(c-2-11-4) <u>原子炉補機代替冷却水系運転操作は、事象発生から25時間後に開始する。</u></p> <p>(c-2-11-5) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作は、事象発生から25時間後に開始する。</u></p> <p>(c-2-11-6) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）に到達した場合に開始する。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p> <p>・ホ(4)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器（常設）</p> <p>・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器（可搬型）</p> <p>・設定根拠に関する説明書 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	<p>・残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、交流電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-3) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等及び直流電源の機能が喪失する事故</p> <p>(c-3-1) 起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</p> <p>(c-3-2) 安全機能としては、125V蓄電池2A及び125V蓄電池2B並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失するものとする。</p> <p>これらにより、非常用ディーゼル発電機等及び直流電源を制御電源としている原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものとする。</p> <p>また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</p> <p>(c-3-3) 外部電源は使用できないものとする。</p> <p>(c-3-4) 原子炉スクラムは、主蒸気止め弁閉信号によるものとする。</p> <p>(c-3-5) 高圧代替注水系は、運転員によるHPACタービン止め弁の遠隔での手動開閉操作によって、設計値である90.8m³/h（7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(c-3-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、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ものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（2個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(c-3-7) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、事象発生から24時間後に手動起動し、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大130m³/hの流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(3)(ii)b.(a-1-1)高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p> <p>・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.6.3 高圧代替注水系 (1) ポンプ（常設）</p> <p>・設定根拠に関する説明書 高圧代替注水系タービンポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針）</p> <p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p>	<p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・高圧代替注水系の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-3-8) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、1,136m³/h（0.14MPa[dif]において）（最大1,191m³/h）の流量で注水するものとする。</u> <u>なお、低圧注水モードによる原子炉注水は、サブプレッションプール水冷却モードと同じ残留熱除去系ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ</p>	<p>・残留熱除去系（低圧注水モード）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(c-3-9) <u>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、実施するものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり16MW（サブプレッションプール水温154℃、海水温度26℃において）とする。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	<p>・残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(c-3-10) <u>原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は、16MW（サブプレッションプール水温154℃、海水温度26℃において）とする。</u></p>	<p>・ホ(4)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器（可搬型） ・設定根拠に関する説明書 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	
<p>(c-3-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(c-3-11-1) <u>高圧代替注水系による原子炉注水操作は、事象発生から35分後に開始するものとし、操作時間は5分間とする。</u></p> <p>(c-3-11-2) <u>交流電源は24時間使用できないものとし、事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</u></p> <p>(c-3-11-3) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から24時間後に開始する。</u></p> <p>(c-3-11-4) <u>原子炉補機代替冷却水系運転操作は、事象発生から25時間後に開始する。</u></p>			<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、交流電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-3-11-5) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作は、事象発生から 25 時間後に開始する。</u></p> <p>(c-3-11-6) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に開始する。</u></p> <p>(c-4) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失し、逃がし安全弁の再閉に失敗する事故</p> <p>(c-4-1) <u>起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</u></p> <p>(c-4-2) <u>安全機能としては、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに、逃がし安全弁 1 個の開固着が発生するものとする。</u> <u>また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(c-4-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(c-4-4) <u>原子炉スクラムは、主蒸気止め弁閉信号によるものとする。</u></p> <p>(c-4-5) <u>原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、90.8m³/h（7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(c-4-6) <u>逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、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ものとする。また、原子炉減圧には再閉鎖に失敗した 1 個に加えて逃がし安全弁（自動減圧機能）（1 個）を使用するものとし、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約 8 % を処理するものとする。</u></p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(4)(ii)原子炉隔離時冷却系</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ ・設定根拠に関する説明書 原子炉隔離時冷却系ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針） 3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・工学的安全施設等の起動信号でないため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-4-7) <u>低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大 80m³/h の流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</u></p>	<p>・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-2)低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による発電用原子炉の冷却</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.6.5 低圧代替注水系（1）ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 直流駆動低圧注水系ポンプ</p>	<p>・低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(c-4-8) <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、事象発生から 24 時間後に手動起動し、最大 130m³/h の流量で原子炉注水し、炉心を冠水維持するように注水する。</u></p>	<p>・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.7.2 補給水系（1）ポンプ</p>	<p>・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(c-4-9) <u>原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は、16MW（サプレッションプール水温 154℃、海水温度 26℃において）とする。</u></p>	<p>・ホ(4)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.8.3 原子炉補機代替冷却水系（2）熱交換器（可搬型） ・設定根拠に関する説明書 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	
<p>(c-4-10) <u>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、実施するものとする。また、伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり 16MW（サプレッションプール水温 154℃、海水温度 26℃において）とする。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系（2）熱交換器（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	<p>・残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(c-4-11) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、1,136m³/h（0.14MPa[dif]において）（最大 1,191m³/h）の流量で注水するものとする。</u> <u>なお、低圧注水モードによる原子炉注水は、サプレッションプール水冷却モードと同じ残留熱除去系ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系（3）ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ</p>	<p>・残留熱除去系（低圧注水モード）の取扱いを設定したものであるため ・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>
<p>(c-4-12) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p>			

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-4-12-1) <u>交流電源は24時間使用できないものとし、事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</u></p> <p>(c-4-12-2) <u>低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水操作は、事象発生から約52分後に開始する。</u></p> <p>(c-4-12-3) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水の準備が完了し、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が停止した時点で開始する。</u></p> <p>(c-4-12-4) <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作は、事象発生24時間後に開始する。</u></p> <p>(c-4-12-5) <u>原子炉補機代替冷却水系運転操作は、事象発生から25時間後に開始する。</u></p> <p>(c-4-12-6) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作は、事象発生から25時間後に開始する。</u></p> <p>(c-4-12-7) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）に到達した場合に開始する。</u></p> <p>(d) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>(d-1) 取水機能が喪失した場合</p> <p>(d-1-1) <u>起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</u></p> <p>(d-1-2) <u>安全機能としては、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(d-1-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(d-1-4) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 4.6 原子炉非常停止信号</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、交流電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d-1-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、90.8m³/h（7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。</p>	<p>・ホ(4)(ii)原子炉隔離時冷却系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ ・設定根拠に関する説明書 原子炉隔離時冷却系ポンプ</p>	<p>・工学的安全施設等の起動信号でないため</p>
<p>(d-1-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、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ものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（2個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p>	<p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系 ・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針） 3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p>	
<p>(d-1-7) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大130m³/hの流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p>	<p>・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p>	<p>・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(d-1-8) 原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は、16MW（サブプレッションプール水温154℃、海水温度26℃において）とする。</p>	<p>・ホ(4)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器（可搬型） ・設定根拠に関する説明書 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	
<p>(d-1-9) 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器1基当たり16MW（サブプレッションプール水温154℃、海水温度26℃において）とする。</p>	<p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d-2-5) 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉水位低（レベル2）信号により再循環ポンプ2台全てを自動停止するものとする。</p> <p>(d-2-6) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、90.8m³/h（7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。 なお、自動起動後の注水により原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）に到達した以降においては、原子炉隔離時冷却系による注水には期待しない。</p> <p>(d-2-7) 高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、318m³/h～1,050m³/h（7.79MPa[dif]～1.38MPa[dif]において）（最大1,050m³/h）の流量で注水するものとする。</p> <p>(d-2-8) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、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ものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（2個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(d-2-9) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、88m³/hの流量で格納容器内にスプレイする。</p>	<p>・へ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・ホ(4)(ii)原子炉隔離時冷却系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(c)高圧炉心スプレイ系</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p> <p>・リ(3)(ii)a.(a)(a-1-2)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.1 制御方式及び制御方法</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ ・設定根拠に関する説明書 原子炉隔離時冷却系ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.6.1 高圧炉心スプレイ系 (1) ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 高圧炉心スプレイ系ポンプ</p> <p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.7.1 工学的安全施設の起動信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針）</p> <p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 （要目表）</p> <p>2.4.2 燃料プール代替注水系</p>	<p>・工学的安全施設等の起動信号でないため</p> <p>・原子炉隔離時冷却系の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・高圧炉心スプレイ系の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d-2-10) <u>原子炉格納容器フィルタベント系等は、格納容器圧力0.427MPa[gage]における排出流量10.0kg/sに対して、原子炉格納容器第一隔離弁（S/Cベント用出口隔離弁）を全開にて格納容器除熱を実施する。</u></p> <p>(d-2-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(d-2-11-1) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から8時間後に実施する。</u></p> <p>(d-2-11-2) <u>高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は、サブレーションプール水温が100℃に到達した場合に実施する。</u></p> <p>(d-2-11-3) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合に実施する。</u> <u>なお、格納容器スプレイは、外部水源注水量限界（サブレーションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m））に到達した場合に停止する。</u></p> <p>(d-2-11-4) <u>原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.427MPa[gage]に到達した場合に実施する。</u></p> <p>(d-2-12) <u>敷地境界での実効線量評価の条件は、(f-10)に同じ。</u></p> <p>(e) 原子炉停止機能喪失</p> <p>(e-1) <u>起因事象として、主蒸気隔離弁の誤閉止が発生するものとする。</u></p> <p>(e-2) <u>安全機能としては、原子炉スクラムに失敗するものとし、また、手動での原子炉スクラムを実施できないものとする。さらに、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は作動しないものとする。</u></p> <p>(e-3) <u>評価対象とする炉心の状態は、平衡炉心のサイクル末期とする。</u></p> <p>(e-4) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p>	<p>・リ(3)(ii)b.(b)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針）</p> <p>4.2 原子炉格納容器フィルタベント系 ・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・敷地境界での実効線量評価条件の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・対象炉心の取扱いについて設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(e-5) 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は、最も短い時間として設計値の下限である3秒とする。</p>	<p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.4.1 主蒸気系 (7) 主要弁</p>	
<p>(e-6) 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高(7.35MPa[gage])又は原子炉水位低(レベル2)信号により再循環ポンプ2台全てを自動停止するものとする。 また、再循環ポンプが1台以上トリップしている状態で運転点が運転特性図上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものと仮定する。</p>	<p>・へ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 4.1 制御方式及び制御方法 4.7.3 ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)の起動信号</p>	<p>・選択制御棒挿入の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(e-7) 逃がし安全弁(逃がし弁機能)にて、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ものとする。また、逃がし安全弁(11個)は、容量として1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p>	<p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針) 3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p>	<p>・電動機駆動原子炉給水ポンプの運転状態を設定したものであるため</p>
<p>(e-8) 電動機駆動原子炉給水ポンプは、主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動原子炉給水ポンプが停止した後、給水を継続するものとする。また、主復水器ホットウェル水位の低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップするものとする。</p>			<p>・電動機駆動原子炉給水ポンプの運転状態を設定したものであるため</p>
<p>(e-9) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低(レベル2)で自動起動し、90.8m³/h(原子炉圧力7.86MPa[gage]~1.04MPa[gage]において)の流量で注水するものとする。</p>	<p>・ホ(4)(ii)原子炉隔離時冷却系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ ・設定根拠に関する説明書 原子炉隔離時冷却系ポンプ</p>	<p>・工学的安全施設等の起動信号でないため</p>
<p>(e-10) 高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低(レベル2)又はドライウエル圧力高(13.7kPa[gage])で自動起動し、0m³/h~1,190m³/h(9.07MPa[dif]~0MPa[dif]において)の流量で注水するものとする。</p>	<p>・ホ(3)(ii)a.(c)高圧炉心スプレイ系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 4.7.1 工学的安全施設の起動信号</p>	<p>・高圧炉心スプレイ系の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(e-11) ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)(以下「自動減圧系作動阻止機能」という。)は、中性子束高(10%以上)及び原子炉水位低(レベル2)にて作動するものとする。</p>	<p>・へ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 4.1 制御方式及び制御方法</p>	

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(e-12) <u>ほう酸水注入系は、原子炉スクラムの失敗を確認後、10分間が経過した時点で手動起動し、163L/minの流量及びほう酸濃度10.3wt%で注入するものとする。</u></p> <p>(e-13) <u>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器1基当たり約25MW（サプレッションプール水温97℃、海水温度26℃において）とする。</u></p> <p>(e-14) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。 (e-14-1) <u>ほう酸水注入系は、原子炉スクラムの失敗を確認後、10分間を経過した時点で手動起動する。</u> (e-14-2) <u>高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は、事象発生から15分後に開始する。</u> (e-14-3) <u>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作は、事象発生20分後に実施する。</u></p> <p>(f) LOCA時注水機能喪失 (f-1) <u>破断箇所は、原子炉再循環配管（最大破断面積約2,100cm²）とし、破断面積を1.4cm²とする。</u> (f-2) <u>安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失するものとする。また、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。</u> <u>さらにLOCA時に崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンスを考慮して原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能が喪失するものとする。</u> (f-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u> (f-4) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p>	<p>・へ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p> <p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 4.2 制御材 (2)ほう酸水 4.4.1 ほう酸水注入系 ・制御能力についての計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系 (2)熱交換器（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 4.6 原子炉非常停止信号</p>	<p>・ほう酸水注入系の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(f-5) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、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ものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（6個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(f-6) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大199m³/hの流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p> <p>(f-7) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、88m³/hの流量で格納容器内にスプレイする。</p> <p>(f-8) 原子炉格納容器フィルタベント系等は、格納容器圧力0.427MPa[gage]における排出流量10.0kg/sに対して、原子炉格納容器第一隔離弁（S/Cベント用出口隔離弁）を全開にて格納容器除熱を実施する。</p> <p>(f-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(f-9-1) 交流電源は、事象発生15分後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</p> <p>(f-9-2) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の起動及び中央制御室における系統構成は、事象発生から15分後に開始するものとし、操作時間は5分間とする。</p> <p>(f-9-3) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から20分後に開始する。</p> <p>(f-9-4) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合に実施する。 なお、格納容器スプレイは、外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m））に到達した場合に停止する。</p> <p>(f-9-5) 原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.427MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p>	<p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p> <p>・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)a.(a)(a-1-2)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)b.(b)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.4.1 主蒸気系（6）安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針）</p> <p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.7.2 補給水系（1）ポンプ</p> <p>使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 （要目表）</p> <p>2.4.2 燃料プール代替注水系</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針）</p> <p>4.2 原子炉格納容器フィルタベント系 ・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</p>	<p>・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(f-10) 敷地境界での実効線量評価の条件としては、以下のとおりとする。</p> <p>(f-10-1) <u>事故発生時の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度とし、その組成を拡散組成とする。これにより、事故発生時に原子炉冷却材中に存在するよう素は、I-131 等価量で約 1.3×10^{12} Bq となる。</u></p> <p>(f-10-2) <u>原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については 3.7×10^{13} Bq とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものとする。これにより、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、希ガスについてはガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値で約 1.0×10^{15} Bq、よう素については I-131 等価量で約 6.6×10^{13} Bq となる。</u></p> <p>(f-10-3) <u>燃料棒から追加放出されるよう素のうち、有機よう素は 4% とし、残りの 96% は無機よう素とする。</u></p> <p>(f-10-4) <u>燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスは全て瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち、10% は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は 2% とする。</u></p> <p>(f-10-5) <u>原子炉圧力容器気相部の核分裂生成物は、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気に同伴し、格納容器内に移行するものとする。この場合、希ガス及び有機よう素は全量が、無機よう素は格納容器ベント開始までに発生する崩壊熱相当の蒸気に伴う量が移行するものとする。</u></p> <p>(f-10-6) <u>サブプレッションチェンバ内の無機よう素は、スクラビング等により除去されなかったものが格納容器気相部に移行するものとする。破断口より格納容器内に直接排出された無機よう素は、格納容器内での自然沈着や格納容器スプレーで除去されなかったものが格納容器気相部に残留するものとする。希ガス及び有機よう素については、スクラビング等の効果を考えない。また、核分裂生成物の自然減衰は、格納容器ベント開始までの期間について考慮する。</u></p>			<p>・安全評価指針に基づき、評価条件を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(f-10-7) <u>敷地境界における実効線量は、よう素の内部被ばくによる実効線量及び希ガスのガンマ線外部被ばくによる実効線量の和として計算する。</u></p> <p>(f-10-8) <u>大気拡散条件については、原子炉格納容器フィルタベント系を用いる場合は、地上放出、実効放出継続時間1時間の値として、相対濃度 (χ/Q) を 5.9×10^{-4} (s/m³)、相対線量 (D/Q) を 2.8×10^{-18} (Gy/Bq) とし、耐圧強化ベント系を用いる場合は、排気筒放出、実効放出継続時間1時間の値として、相対濃度 (χ/Q) は 5.5×10^{-6} (s/m³)、相対線量 (D/Q) は 1.3×10^{-19} (Gy/Bq) とする。</u></p> <p>(f-10-9) <u>無機よう素に対するサプレッションチェンバ内のプール水によるスクラビングによる除染係数並びに格納容器内での自然沈着及び格納容器スプレイによる除染係数は5とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系による有機よう素に対する除染係数は50、無機よう素に対する除染係数は500とする。</u></p> <p>(g) 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</p> <p>(g-1) <u>破断箇所は、高圧炉心スプレイ系の吸込配管とし、破断面積は、約35cm²とする。</u></p> <p>(g-2) <u>安全機能としては、インターフェイスシステムLOCAが発生した高圧炉心スプレイ系が機能喪失するものとする。</u></p> <p>(g-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(g-4) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p> <p>(g-5) <u>原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、90.8m³/h (7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage])においての流量で注水するものとする。</u></p>	<p>・リ(3)(ii)b.(b)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(4)(ii)原子炉隔離時冷却系</p>	<p>原子炉格納施設 （要目表） 7.3(9)a. 原子炉格納容器フィルタベント系 へ フィルター（常設）</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ ・設定根拠に関する説明書 原子炉隔離時冷却系ポンプ</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価条件を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(g-6) <u>低圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低（レベル1）で自動起動し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、1,050m³/h（0.78MPa[dif]において）（最大1,135m³/h）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(g-7) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉水位低（レベル1）で自動起動し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、1台当たり1,136m³/h（0.14MPa[dif]において）（最大1,191m³/h）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(g-8) <u>逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、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ものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（2個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</u></p> <p>(g-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。 (g-9-1) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から30分後に開始するものとする。</u> (g-9-2) <u>高圧炉心スプレイ系の破断箇所隔離操作は、事象発生から4時間20分後に開始するものとし、操作時間は40分間とする。</u></p> <p>c. 運転中の原子炉における重大事故 (a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） (a-1) 代替循環冷却系を使用する場合</p>	<p>・ホ(3)(ii)a.(a)低圧炉心スプレイ系</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.6.2 低圧炉心スプレイ系 (1) ポンプ（常設） 計測制御系統施設 （要目表） 4.7.1 工学的安全施設の起動信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 4.7.1 工学的安全施設の起動信号 原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針） 3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p>	<p>・低圧炉心スプレイ系の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系（低圧注水モード）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-1-1) <u>起因事象として、大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所は、原子炉再循環配管（出口ノズル）とする。</u></p> <p>(a-1-2) <u>安全機能としては、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに、高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能が機能喪失するものとする。</u></p> <p>(a-1-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(a-1-4) <u>水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。</u></p> <p>(a-1-5) <u>原子炉スクラムは、ドライウェル圧力高信号によるものとする。</u></p> <p>(a-1-6) <u>再循環ポンプは、原子炉水位低（レベル2）到達時に停止するものとする。</u></p> <p>(a-1-7) <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、最大 130m³/h の流量で原子炉注水し、原子炉水位がジェットポンプ上端（以下「原子炉水位LO」という。）まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量（最大 35m³/h）で注水する。</u></p> <p>(a-1-8) <u>代替循環冷却系の循環流量は、全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 50m³/h、格納容器スプレイへ 100m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</u></p> <p>(a-1-9) <u>代替循環冷却系から原子炉補機代替冷却水系への伝熱容量は、14.7MW（サプレッションプール水温 150℃、海水温度 26℃において）とする。</u></p> <p>(a-1-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)b.(a)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</p> <p>・ホ(4)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 4.1 制御方式及び制御方法</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7.3 (6) d. 代替循環冷却系 ハ ポンプ（常設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器（可搬型） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器</p>	<p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、水素発生 of 取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、運転員等の操作を設定したものであるため</p> <p>・解析上、流量分配の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系熱交換器の伝熱特性に基づき、代替循環冷却系及び原子炉補機代替冷却水系の流量に応じた伝熱容量を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-1-10-1) <u>交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水 操作は、事象発生から 25 分後に開始する。</u> <u>なお、原子炉注水は、代替循環冷却系の運転開始後に停止 する。</u></p> <p>(a-1-10-2) <u>原子炉補機代替冷却水系の運転操作及び代替循環冷却系に よる格納容器除熱操作は、事象発生 24 時間後に開始する。</u></p> <p>(a-1-11) Cs-137 の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-1-11-1) <u>事象発生直前まで、定格出力の 100%で長時間にわたって運 転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ 取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間と する。</u></p> <p>(a-1-11-2) <u>代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価 においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象 進展に応じた割合で、格納容器内に放出されるものとする。</u></p> <p>(a-1-11-3) <u>格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器ス プレイやサプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビ ング等による除去効果を考慮する。</u></p> <p>(a-1-11-4) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考 慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a-1-11-4-1) <u>格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計 漏えい率を基に評価する。</u> <u>なお、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の 捕集の効果を考慮する。</u></p> <p>(a-1-11-4-2) <u>原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的 に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉 棟内の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の 放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス 処理系により設計負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設 計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。</u> <u>なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質 の除去効果については、期待しないものとする。</u> <u>非常用ガス処理系は、事象発生 60 分後から、常設代替交 流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動 後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(2)原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並び に漏えい率</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p>	<p>・原子炉格納容器フィルタベント系の設 計</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 7.1 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納 容器本体 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説 明書</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 7.3 (7) a. 非常用ガス処理系 ☻ 排 風機（常設） ・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時 間、機器の作動条件等を設定したも のであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、運転時間を設定 したものであるため</p> <p>・事象進展解析に基づき、放出割合を設定 したものであるため</p> <p>・原子炉格納容器からの漏えいに関するエ アロゾル粒子の捕集効果の取扱いを設定し たものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機 器の作動条件等を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-1-11-4-3) <u>原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</u></p> <p>(a-2) 代替循環冷却系を使用できない場合</p> <p>(a-2-1) <u>起因事象として、大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所は、原子炉再循環配管（出口ノズル）とする。</u></p> <p>(a-2-2) <u>安全機能としては、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能が機能喪失するものとする。</u> <u>なお、代替循環冷却系は使用できないものとする。</u></p> <p>(a-2-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(a-2-4) <u>水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。</u></p> <p>(a-2-5) <u>原子炉スクラムは、ドライウェル圧力高信号によるものとする。</u></p> <p>(a-2-6) <u>再循環ポンプは、原子炉水位低（レベル2）到達時に停止するものとする。</u></p> <p>(a-2-7) <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、最大 130m³/h の流量で原子炉注水し、原子炉水位が原子炉水位LOまで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量（最大 35m³/h）で注水する。</u></p> <p>(a-2-8) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、88m³/h の流量で格納容器内にスプレイする。</u></p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)a.(b)(b-1-2)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 4.1 制御方式及び制御方法</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p> <p>使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 （要目表） 2.4.2 燃料プール代替注水系</p>	<p>・原子炉建屋内での放射能の時間減衰の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、水素発生の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、運転員等の操作を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-2-9) <u>原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力0.427MPa[gage]における排出流量10.0kg/sに対して、原子炉格納容器第一隔離弁（S/Cベント用出口隔離弁）の中央制御室からの遠隔操作による全開操作で格納容器除熱を実施する。</u></p> <p>(a-2-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-10-1) <u>交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作は、事象発生から25分後に開始する。</u></p> <p>(a-2-10-2) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合に開始し、0.540MPa[gage]に到達した場合は停止する。</u> <u>なお、外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m））に到達した以降は格納容器スプレイを停止する。</u></p> <p>(a-2-10-3) <u>原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作は、サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m）到達から5分後に実施する。</u></p> <p>(a-2-11) Cs-137の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-11-1) <u>事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高50,000時間とする。</u></p> <p>(a-2-11-2) <u>原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出され、サプレッションチェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置に至るものとする。原子炉格納容器フィルタベント系に到達した核分裂生成物は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置によって除去された後、原子炉格納容器フィルタベント系排気管から放出されるものとする。</u></p> <p>(a-2-11-3) <u>原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合のCs-137放出量は、格納容器からの放出割合及び原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の除染係数を考慮して計算する。</u></p>	<p>・リ(3)(ii)b.(b)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・リ(3)(ii)b.(b)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系 ・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、運転時間を設定したものであるため</p> <p>・Cs-137の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-2-11-4) <u>格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</u></p> <p>(a-2-11-5) 原子炉格納容器フィルタベント系を介して大気中へ放出される Cs-137 の放出量評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-11-5-1) <u>格納容器内から原子炉建屋への漏えいはないものとする。</u></p> <p>(a-2-11-5-2) <u>原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。</u></p> <p>(a-2-11-6) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-11-6-1) <u>格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</u> <u>なお、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮する。</u></p> <p>(a-2-11-6-2) <u>原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。</u> <u>なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</u> <u>非常用ガス処理系は、事象発生 60 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。</u></p> <p>(a-2-11-6-3) <u>原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(3)(ii)b.(b)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・リ(2)原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p>	<p>・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.3(9)a. 原子炉格納容器フィルタベント系へフィルター(常設)</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.1 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.3(7)a. 非常用ガス処理系 ☻ 排風機(常設) ・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</p>	<p>・原子炉格納容器からの漏えいの取扱いを設定したものであるため</p> <p>・原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・原子炉建屋内での放射能の時間減衰の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b) 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>(b-1) <u>起回事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</u></p> <p>(b-2) <u>安全機能としては、高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の機能喪失を、低压注水機能として残留熱除去系（低压注水モード）及び低压炉心スプレイ系の機能喪失を想定する。</u> <u>さらに原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しないものとする。</u></p> <p>(b-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(b-4) <u>高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</u></p> <p>(b-5) <u>水素の発生については、ジルコニウム－水反応及び熔融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。</u></p> <p>(b-6) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>再循環ポンプは、原子炉水位低（レベル2）到達時に停止するものとする。</u></p> <p>(b-8) <u>逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、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ものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</u></p> <p>(b-9) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、原子炉圧力容器の破損前に、88m³/hの流量で格納容器内にスプレイし、ドライウエル水位が0.23mに到達するまで水張りを実施するものとする。</u></p> <p>(b-10) <u>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、原子炉圧力容器が破損して熔融炉心が格納容器下部に落下した後は、50m³/hにて格納容器下部に注水するものとする。</u></p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p> <p>・リ(3)(ii)c.(a)(a-4)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>・リ(3)(ii)c.(a)(a-1)原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.1 制御方式及び制御方法</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針）</p> <p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p>	<p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p> <p>・原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、水素発生の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、運転員等の操作を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、運転員等の操作を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-11) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、88m³/h の流量で格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>(b-12) <u>代替循環冷却系の循環流量は、全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 50m³/h、格納容器スプレイへ 100m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</u></p> <p>(b-13) <u>代替循環冷却系から原子炉補機代替冷却水系への伝熱容量は、14.7MW（サプレッションプール水温 150℃、海水温度 26℃において）とする。</u></p> <p>(b-14) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-14-1) <u>逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧操作は、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20% 上の位置に到達した時点で開始する。</u></p> <p>(b-14-2) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の初期水張り）は、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始し、ドライウエルの水位が 0.23m に到達したことを確認した場合に停止する。</u></p> <p>(b-14-3) <u>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損後の注水）は、原子炉压力容器破損以降、ドライウエル水位が 0.02m まで低下した場合に開始し、0.23m に到達した場合に停止することで水位を維持する。</u></p> <p>(b-14-4) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 0.640MPa[gage]に到達した場合に開始する。</u> <u>なお、格納容器スプレイは、事象発生から 24 時間後に停止する。</u></p> <p>(b-14-5) <u>代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、事象発生から 24 時間後に開始するものとする。</u></p>	<p>・リ(3)(ii)a.(b)(b-1-2)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)b.(a)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</p> <p>・ホ(4)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（要目表）</p> <p>2.4.2 燃料プール代替注水系</p> <p>原子炉冷却系統施設（要目表）</p> <p>7.3(6)d. 代替循環冷却系 ハ ポンプ（常設）</p> <p>原子炉冷却系統施設（要目表）</p> <p>3.8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器（可搬型）</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>残留熱除去系熱交換器</p>	<p>・解析上、流量配分の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系熱交換器の伝熱特性に基づき、代替循環冷却系及び原子炉補機代替冷却水系の流量に応じた伝熱容量を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-15) Cs-137 の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-15-1) <u>事象発生直前まで、定格出力の 100% で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする。</u></p> <p>(b-15-2) <u>代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出されるものとする。</u></p> <p>(b-15-3) <u>格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</u></p> <p>(b-15-4) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(b-15-4-1) <u>格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</u> <u>なお、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮する。</u></p> <p>(b-15-4-2) <u>非常用ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟内の設計負圧が維持されていることを想定し、非常用ガス処理系の設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。</u> <u>なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</u></p> <p>(b-15-4-3) <u>原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</u></p> <p>(c) 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用 「(b) 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件を適用する。</p> <p>(d) 水素燃焼 「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 代替循環冷却系を使用する場合」の条件に加えて、本格格納容器破損モードを評価するため、以下の条件を適用する。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(2)原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p>	<p>・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 7.1 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 7.3 (7) a. 非常用ガス処理系 ☻ 排風機（常設） ・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</p>	<p>・安全評価指針に基づき、運転時間を設定したものであるため</p> <p>・事象進展解析に基づき、放出割合を設定したものであるため</p> <p>・原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・原子炉建屋原子炉棟の負圧、フィルタ装置による放射性物質除去効果を設定したものであるため</p> <p>・原子炉建屋内での放射能の時間減衰の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d-1) <u>格納容器の初期酸素濃度並びに水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮することとする。格納容器の初期酸素濃度は、2.5vol%（ドライ条件）とする。</u></p> <p>(d-2) <u>炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は、解析コードによる評価結果から得られた値を用いるものとする。</u></p> <p>(d-3) <u>水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は、解析コードで得られる崩壊熱を基に評価する。ここで、水素及び酸素の発生割合（100eV当たりの分子発生量）は、それぞれ0.06、0.03とする。</u> <u>また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、サブプレッションプール内の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1、</u> <u>サブプレッションプール以外に存在する核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに0.1とする。</u></p> <p>(d-4) <u>金属腐食等による水素発生量は考慮しない。</u></p> <p>(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用 「(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件を適用する。 これに加え、初期酸素濃度並びに水素及び酸素の発生量については「(d) 水素燃焼」の条件を適用する。</p> <p>d. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 (a) 想定事故1 (a-1) <u>使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間</u> <u>に設置されているプールゲートは閉を仮定する。</u> (a-2) <u>使用済燃料プールの初期水温は、65℃とする。</u> (a-3) <u>使用済燃料プールの崩壊熱は、約6.7MWを用いるものとする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3.3.6 可搬型窒素ガス供給系 ・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p>	<p>・水素燃焼の観点から厳しい条件となるよう、ジルコニウム－水反応による水素発生量の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（昭和61年～62年）に基づき、設定したものであるため</p> <p>・保守的に放射線のエネルギーの100%が水の放射線分解に寄与するものとして設定したものであるため</p> <p>・解析結果である1%を保守的に考慮して10%と設定したものであるため</p> <p>・酸素濃度を厳しくする観点で保守的に設定したものであるため</p> <p>・運転状態を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-4) <u>安全機能としては、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能を喪失するものとする。</u></p> <p>(a-5) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(a-6) <u>燃料プール代替注水系（可搬型）を使用した使用済燃料プールへの注水は、大容量送水ポンプ（タイプ I）1台を使用するものとし、114m³/hの流量で注水する。</u></p> <p>(a-7) <u>事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</u></p> <p>(a-7-1) <u>燃料プール代替注水系（可搬型）を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生から13時間後に開始する。</u></p> <p>(b) 想定事故2</p> <p>(b-1) <u>使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。</u></p> <p>(b-2) <u>使用済燃料プールの初期水温は、65℃とする。</u></p> <p>(b-3) <u>使用済燃料プールの崩壊熱は、約6.7MWを用いるものとする。</u></p> <p>(b-4) <u>安全機能としては、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能を喪失するものとする。</u></p> <p>(b-5) <u>使用済燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定する。</u></p> <p>(b-6) <u>サイフォン現象による使用済燃料プール水位の低下は、サイフォンブレイク孔の効果により、通常水位から0.5m下までの低下にとどまるものとする。</u></p>	<p>・ニ(3)(ii)a.使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p> <p>・ニ(3)(ii)a.(a)(a-2)燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ニ(3)(ii)a.使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設（基本設計方針）</p> <p>4.2.2 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設（要目表）</p> <p>2.4.2 燃料プール代替注水系（基本設計方針）</p> <p>4.2.2 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設（基本設計方針）</p> <p>4.2 燃料プール代替注水系</p>	<p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p> <p>・実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「使用済燃料貯蔵槽有効性評価ガイド」という。）に基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・運転状態を設定したものであるため</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽有効性評価ガイドに基づき、水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>なお、評価においては、使用済燃料プールの水位は通常水位より0.5m 下まで瞬時に低下するものとする。</p> <p>(b-7) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(b-8) <u>燃料プール代替注水系（可搬型）を使用した使用済燃料プールへの注水は、大容量送水ポンプ（タイプI）1台を用いるものとし、114m³/hの流量で注水する。</u></p> <p>(b-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-9-1) <u>燃料プール代替注水系（可搬型）を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生から13時間後に開始するものとする。</u></p> <p>e. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(a) 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>(a-1) <u>原子炉圧力容器の未開放時について評価する。</u></p> <p>(a-2) <u>原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、原子炉停止1日後の崩壊熱として約14MWを用いるものとする。</u></p> <p>(a-3) <u>原子炉初期水位は通常運転水位とする。</u></p> <p>(a-4) <u>原子炉初期水温は52℃とする。</u></p> <p>(a-5) <u>原子炉圧力の初期値は大気圧とし、事象発生後も大気圧が維持されるものとする。</u></p> <p>(a-6) <u>起因事象として、運転中の残留熱除去系の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。</u></p> <p>(a-7) <u>安全機能としては、運転中の残留熱除去系の機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(a-8) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p>	<p>・ニ(3)(ii)a.(a)(a-2)燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設（要目表）</p> <p>2.4.2 燃料プール代替注水系（基本設計方針）</p> <p>4.2.2 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水</p>	<p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・運転停止状態を設定したものであるため</p> <p>・ECCS性能評価指針に基づき設定したものであるため</p> <p>・崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止後1日後の崩壊熱として設定したものであるため</p> <p>・運転停止状態を設定したものであるため</p> <p>・評価上、崩壊熱による蒸発量が保守的となるよう設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-9) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、1,136m³/hの流量で注水するものとする。</u></p> <p>(a-10) <u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器1基当たり約8.8MW（原子炉冷却材温度52℃、海水温度26℃において）とする。</u></p> <p>(a-11) <u>事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</u></p> <p>(a-11-1) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、事象発生から2時間後に実施するものとする。</u></p> <p>(b) <u>全交流動力電源喪失</u></p> <p>(b-1) <u>原子炉圧力容器の未開放時について評価する。</u></p> <p>(b-2) <u>原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、原子炉停止1日後の崩壊熱として約14MWを用いるものとする。</u></p> <p>(b-3) <u>原子炉初期水位は通常運転水位とする。</u></p> <p>(b-4) <u>原子炉初期水温は52℃とする。</u></p> <p>(b-5) <u>原子炉圧力の初期値は大気圧とし、事象発生後も大気圧が維持されるものとする。</u></p> <p>(b-6) <u>起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>安全機能としては、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。</u> <u>また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(b-8) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器</p>	<p>・実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「運転停止中原子炉有効性評価ガイド」という。）に基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・運転停止状態を設定したものであるため</p> <p>・ECCS性能評価指針に基づき設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・評価上、崩壊熱による蒸発量が保守的となるよう設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-9) <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、100m³/hの流量で注水するものとする。</u></p> <p>(b-10) <u>原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は、16MW（原子炉冷却材温度154℃、海水温度26℃において）とする。</u></p> <p>(b-11) <u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器1基当たり約8.8MW（原子炉冷却材温度52℃、海水温度26℃において）とする。</u></p> <p>(b-12) <u>事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</u></p> <p>(b-12-1) <u>事象発生20分までに常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。</u></p> <p>(b-12-2) <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作は、事象発生から2時間後に開始する。</u></p> <p>(b-12-3) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転操作は、事象発生から24時間後に開始する。</u></p> <p>(c) <u>原子炉冷却材の流出</u></p> <p>(c-1) <u>原子炉圧力容器の開放時について評価する。</u></p> <p>(c-2) <u>原子炉初期水位は原子炉ウェル満水の水位とし、原子炉圧力容器内保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。</u></p> <p>(c-3) <u>原子炉初期水温は52℃とする。</u></p>	<p>・ホ(3)(iii)b.(c)(c-2-1-1)低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>・ホ(4)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器（可搬型） ・設定根拠に関する説明書 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	<p>・運転停止中原子炉有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・運転停止状態を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-4) <u>起因事象として、残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定し、流出量は約 100m³/h とする。</u></p> <p>(c-5) <u>崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については、考慮しない。</u></p> <p>(c-6) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(c-7) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、1,136m³/h の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(c-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(c-8-1) <u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転中の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止及び待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、事象発生から 2 時間後に実施するものとする。</u></p> <p>(d) 反応度の誤投入</p> <p>(d-1) <u>評価する炉心状態は、平衡炉心のサイクル初期とする。</u> <u>なお、高燃焼度 8 × 8 燃料は装荷しないため評価対象外とする。</u></p> <p>(d-2) <u>事象発生前の炉心の実効増倍率は 1.0 とする。</u></p> <p>(d-3) <u>事象発生前の原子炉出力は定格値の 10⁻⁸、原子炉圧力は 0.0MPa [gage]、燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材の温度は 20℃ とする。</u> <u>また、燃料エンタルピの初期値は 8 kJ/kgUO₂ とする。</u></p> <p>(d-4) <u>起因事象として、運転停止中の原子炉において、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。</u></p> <p>(d-5) <u>誤引き抜きされる制御棒は、初めに全引き抜きされている制御棒の対角隣接の制御棒とする。</u> <u>投入される反応度を厳しく評価するため、初めに全引き抜きされている制御棒と誤引き抜きされる対角隣接の制御棒の組合せは、実効増倍率が最も高くなる組合せとする。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p> <p>へ(3)(iii)b. 制御棒が 1 本抜けているときの反応度停止余裕</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設）</p> <p>・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p>	<p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p> <p>・運転停止中原子炉有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・炉心状態を設定したものであるため</p> <p>・解析上、原子炉の停止状態を設定したものであるため</p> <p>・原子炉冷却材の温度 20℃に基づき設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・投入される反応度が厳しくなる条件を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d-6) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(d-7) <u>制御棒は、9.1cm/s の速度で連続で引き抜かれるものとする。</u></p> <p>(d-8) <u>原子炉スクラムは、起動領域モニタの原子炉周期短（原子炉周期10秒）信号によるものとする。</u> <u>なお、原子炉スクラム信号の発生を想定する際の起動領域モニタのバイパス状態は、A、Bチャンネルとも引抜制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・へ(3)(ii)d. 挿入時間及び駆動速度 ・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類 	<ul style="list-style-type: none"> ・設定根拠に関する説明書 制御棒駆動機構 計測制御系統施設 （要目表） 4.6 原子炉非常停止信号 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため ・解析上、原子炉スクラム信号の発生時間が保守的となるよう設定したものであるため