

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 補足-018 改2
提出年月日	2020年 8月 28日

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)

2020年8月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 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。

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
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	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	
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	

別紙 工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係

工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係

(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))

工認添付書類	設置許可まとめ資料	引用内容
発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	該当なし	—

資料 No. 1

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（本文（五号））に関する説明書」（以下「説明書」という。）に記載する設計及び工事の計画の基本設計方針（以下「基本設計方針」という。）を示すものである。

基本設計方針を説明書に記載する方法を以下に示す。

- ・説明書に記載した基本設計方針は囲み線にて明示する。
- ・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	柏崎刈羽原子力発電所は、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	柏崎刈羽原子力発電所は、熱遮蔽材を施設しないため、記載しない。
特定重大事故等対処施設に対する記載	特定重大事故等対処施設は、本申請の対象外としているため、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, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関の設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉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合せのうち想定される最も厳しい条件に</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>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する材料を使用する。</p> <p>燃料体は炉心支持構造物で支持され、その荷重は原子炉圧力容器に伝えられる設計とする。</p> <p>燃料体は、設置（変更）許可を受けた、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回路（安全保護系）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>炉心部は燃料体、制御棒及び支持構造物からなり、上端が半球形、下端がさら形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、遮蔽壁を設ける設</p>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>計とする。</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>柏崎刈羽原子力発電所は、熱遮蔽材を施設しないため、記載しない。</p>
<p>2. 原子炉压力容器</p> <p>2.1 原子炉压力容器本体</p> <p>原子炉压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. 原子炉冷却材の循環設備 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>原子炉压力容器は、円筒形の胴部にさら形の底部を付した鋼製容器に、半球形の鋼製上ぶたをボルト締める構造であり、主蒸気ノズル、給水ノズル等を取り付ける設計とする。</p> <p>原子炉压力容器内の原子炉冷却材の流路は、給水ノズル（胴中央部6箇所）から入り、ダウンカムを經由し、原子炉冷却材再循環ポンプにより、炉心内へ送り</p>	<p>2. 原子炉压力容器 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>込まれ、燃料体周囲の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、主蒸気ノズル（胴上部 4 箇所）に組み込まれた主蒸気流量制限器から出る設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器の支持方法として、下部については円錐スカート支持、上部については横振防止機構で原子炉遮蔽壁に支持する設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器及び原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシングは最低使用温度を 10℃に設定し、関連温度（初期）を-30℃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及び原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシングにあつては、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>2.2 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</p>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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」(JEAC4201)により、取出し及び監視試験を実施する。</p> <p>また、保安規定に、監視試験片の評価結果に基づき、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定めて、原子炉圧力容器の非延性破壊(脆性破壊)を防止するよう管理する。</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ず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ず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 変更なし</p>	
<p>4. 主要対象設備 原子炉本体の対象となる主要な設備について、「表 1</p>	<p>4. 主要対象設備 原子炉本体の対象となる主要な設備について、「表 1</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</p>

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
原子炉本体の主要設備リスト」に示す。	原子炉本体の主要設備リスト」に示す。	あるため、記載しない。

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, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>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>燃料体又は使用済燃料 (以下「燃料体等」という。) の取扱設備は, 燃料取替機 (「1, 2, 5, 7 号機共用」 (以下同じ。)), 原子炉建屋クレーン (「1, 2, 5, 7 号機共用」 (以下同じ。)) 及び燃料チャンネル着脱機 (「1, 2, 5, 7 号機共用」 (以下同じ。)) で構成し, 燃料取替機, 原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機は, 新燃料を原子炉建屋</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 燃料取扱設備</p> <p>燃料体又は使用済燃料 (以下「燃料体等」という。) の取扱設備は, 燃料取替機 (「1, 2, 5, 7 号機共用」 (以下同じ。)), 原子炉建屋クレーン (「1, 2, 5, 7 号機共用」 (以下同じ。)) 及び燃料チャンネル着脱機 (「1, 2, 5, 7 号機共用」 (以下同じ。)) で構成し, 燃料取替機, 原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機は, 新燃料を原子炉建屋</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>原子炉区域（二次格納施設）に搬入してから原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に設ける新燃料貯蔵設備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貯蔵プール（「1, 2, 5, 7 号機共用」（以下同じ。））に移し、燃料取替機により発電用原子炉に装荷できる設計とする。</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、水中で燃料取替機により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、燃料取替機により水中移送し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の使用済燃料貯蔵プールの使用済燃料貯蔵ラック（「1, 2, 5, 7 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。使用済燃料はキャスクピット（1, 2, 5, 7 号機共用）で使用済燃料輸送容器に収納し、キャスク除染設備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>燃料取替機及び燃料チャンネル着脱機は、燃料体等を</p>	<p>原子炉区域（二次格納施設）に搬入してから原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に設ける新燃料貯蔵設備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貯蔵プール（「設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 7 号機共用」（以下同じ。））に移し、燃料取替機により発電用原子炉に装荷できる設計とする。</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、水中で燃料取替機により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、燃料取替機により水中移送し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の使用済燃料貯蔵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 1, 2, 5, 7 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。使用済燃料はキャスクピット（「設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 7 号機共用」（以下同じ。））で使用済燃料輸送容器に収納し、キャスク除染設備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>燃料取替機及び燃料チャンネル着脱機は、燃料体等を</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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>燃料取替機は、燃料体等の発電用原子炉から使用済燃料貯蔵プールへの移送操作、使用済燃料貯蔵プールから発電用原子炉への移送操作、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熔融せず、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熔融せず、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>燃料取替機の燃料把握機は、昇降を安全かつ確実にを行うため、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、グラップルには機械的インターロックを設ける設計とする。</p> <p>原子炉建屋クレーンは、フック部の外れ止めを有し、</p>	<p>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>燃料取替機は、燃料体等の発電用原子炉から使用済燃料貯蔵プールへの移送操作、使用済燃料貯蔵プールから発電用原子炉への移送操作、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熔融せず、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熔融せず、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>燃料取替機の燃料把握機は、昇降を安全かつ確実にを行うため、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、グラップルには機械的インターロックを設ける設計とする。</p> <p>原子炉建屋クレーンは、フック部の外れ止めを有し、</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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扱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>燃料チャンネル着脱機は、下限ストップによる機械的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貯蔵プール床面への落下を防止できる設計とする。</p> <p>燃料取替機は、燃料体等の取扱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>燃料取替機は、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部を抱き込む構造をした脱線防止装置を設ける設計とする。</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、脱線防止装置を設けることで、</p>	<p>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扱中に落下を防止できる設計とする。また、想定される使用済燃料貯蔵プール内への落下物によって使用済燃料貯蔵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>燃料チャンネル着脱機は、下限ストップによる機械的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貯蔵プール床面への落下を防止できる設計とする。</p> <p>燃料取替機は、燃料体等の取扱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>燃料取替機は、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部を抱き込む構造をした脱線防止装置を設ける設計とする。</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、脱線防止装置を設けることで、</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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通過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（1号機設備、1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用）は、取扱中における衝撃、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、亀裂、破損等が生じない設計とする。さらに、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（1号機設備、1, 2, 3, 4, 5, 6, 7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の点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>燃料取替機の燃料把握機は、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>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通過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（1号機設備、1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用）は、取扱中における衝撃、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、亀裂、破損等が生じない設計とする。さらに、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（1号機設備、1, 2, 3, 4, 5, 6, 7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の点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>燃料取替機の燃料把握機は、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>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>燃料取替機，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>燃料取替機，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>2. 燃料貯蔵設備</p> <p>燃料体等を貯蔵する設備として，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵プールを設ける設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵設備は，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 30%を収納できる設計とする。</p> <p>使用済燃料貯蔵プールは，約 390%炉心分の燃料の貯蔵が可能であり，さらに放射化された機器等の貯蔵及び取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入を制限できる設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵設備は，原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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。</p> <p>新燃料貯蔵設備は，鉄筋コンクリート造とし，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</p>	<p>2. 燃料貯蔵設備</p> <p>燃料体等を貯蔵する設備として，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵プールを設ける設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵設備は，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 30%を収納できる設計とする。</p> <p>使用済燃料貯蔵プールは，約 390%炉心分の燃料の貯蔵が可能であり，さらに放射化された機器等の貯蔵及び取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入を制限できる設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵設備は，原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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。</p> <p>新燃料貯蔵設備は，鉄筋コンクリート造とし，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</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>とのない設計とする。</p> <p>新燃料は、乾燥状態で保管し、堅固な構造のラックに垂直に入れ、新燃料貯蔵設備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>新燃料貯蔵設備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、万一新燃料貯蔵設備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>使用済燃料貯蔵プールは、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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し、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、燃料を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ使用済燃料貯蔵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>使用済燃料貯蔵プールは、鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽であり、使用済燃料貯蔵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</p>	<p>とのない設計とする。</p> <p>新燃料は、乾燥状態で保管し、堅固な構造のラックに垂直に入れ、新燃料貯蔵設備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>新燃料貯蔵設備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、万一新燃料貯蔵設備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>使用済燃料貯蔵プールは、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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し、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、燃料を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ使用済燃料貯蔵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>使用済燃料貯蔵プールは、鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽であり、使用済燃料貯蔵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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>する。</p> <p>使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プールからの水の漏えいが発生し、かつ、使用済燃料貯蔵プール水の補給に復水貯蔵槽の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>使用済燃料貯蔵プールは、内面にステンレス鋼内張りを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貯蔵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。なお、使用済燃料輸送容器等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>する。</p> <p>使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プールからの水の漏えいが発生し、かつ、使用済燃料貯蔵プール水の補給に復水貯蔵槽の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>使用済燃料貯蔵プールは、内面にステンレス鋼内張りを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貯蔵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。なお、使用済燃料輸送容器等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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>重量物の落下に関しては、使用済燃料貯蔵プール周辺の状況、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、使用済燃料貯蔵プールの機能を維持する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プールからの離隔を確保できる重量物については、使用済燃料貯蔵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貯蔵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。 ・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通過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。 ・原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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、使用済燃料貯蔵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、原子炉建屋オペレーティングフロア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 	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>り、原子炉建屋オペレーティングフロア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貯蔵プール内に落下しない設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替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、燃料取替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、使用済燃料貯蔵プールへの落下物とならない設計とする。 ・燃料取替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。 ・燃料取替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取替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。 ・燃料取替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。 ・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 	

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収納するが、使用済燃料貯蔵ラックに収納できないような破損燃料が生じた場合は、使用済燃料貯蔵プール水の放射能汚染拡大を防ぐため、使用済燃料貯蔵プール内の制御棒・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>た原子炉建屋クレーン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>・原子炉建屋クレーンの補巻で吊荷を扱う場合においては、吊荷の荷重を [] 以下に制限することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>・使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵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収納するが、使用済燃料貯蔵ラックに収納できないような破損燃料が生じた場合は、使用済燃料貯蔵プール水の放射能汚染拡大を防ぐため、使用済燃料貯蔵プール内の制御棒・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（兼用キャスクを含む。）は保有しない。</p>	
<p>3. 計測装置等</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水温を計測する装置として使用済燃料貯蔵プール温度及び燃料プール冷却浄化系</p>	<p>3. 計測装置等</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水温を計測する装置として使用済燃料貯蔵プール温度、燃料プール冷却浄化系ポン</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>ポンプ入口温度を設け、計測結果を中央制御室（「6,7号機共用」（以下同じ。））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>使用済燃料貯蔵プールの水位を計測する装置として使用済燃料貯蔵プール水位及び使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、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>使用済燃料貯蔵プールの水位の著しい低下を確実に検知して自動的に中央制御室に警報（使用済燃料貯蔵プ</p>	<p>プ入口温度及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）を設け、計測結果を中央制御室（「6,7号機共用」（以下同じ。））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>使用済燃料貯蔵プールの水位を計測する装置として使用済燃料貯蔵プール水位及び使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、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>使用済燃料貯蔵プールの水位を計測する装置として使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）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>使用済燃料貯蔵プール温度、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール水位及び使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出は、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、使用済燃料貯蔵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>使用済燃料貯蔵プールの水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵プールの水位の著しい低下の場合に、これら</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>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>を確実に検知して自動的に中央制御室に警報(使用済燃料貯蔵プール水温高又は使用済燃料貯蔵プール水位低)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貯蔵プールの監視設備として、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)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。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(個数1)は、想定される重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料貯蔵プールの状態を監視できる設計とする。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)は、所内蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。使用済燃料貯蔵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な設計とする。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上のため、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置(個数1, 容量141.5L/min以上)を設ける設計とする。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、常設</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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>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、使用済燃料貯蔵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又は保管する設計とする。</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「使用済燃料貯蔵設備 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、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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。</p> <p>また、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使用済燃料貯蔵プールの監視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>使用済燃料貯蔵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）（「7号機設備」、 「6,7号機共用、5号機に設置」）のうち緊急時対策支援システム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ようにする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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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、非常用ディーゼル発電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、所内蓄電式直流電源設備又は可搬型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、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うち特に重要なパラメータとして、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）等の計測用として測定時の故障を想定した予備1個含む1セット24個（予備24個（6,7号機共用、5号機に保管））（計測制御系統施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用（以下同じ。））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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>の選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による使用済燃料貯蔵プール水の冷却</p> <p>使用済燃料貯蔵プールは、燃料プール冷却浄化系ポンプ、燃料プール冷却浄化系熱交換器、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器等で構成する燃料プール冷却浄化系（「1, 2, 5, 7号機共用」（以下同じ。））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、使用済燃料貯蔵プール水を浄化できる設計とする。また、補給水ラインを設け、使用済燃料貯蔵プール水の補給が可能な設計とする。</p> <p>さらに、全炉心燃料を使用済燃料貯蔵プールに取り出した場合や燃料プール冷却浄化系で使用済燃料貯蔵プール水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</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による使用済燃料貯蔵プール水の冷却</p> <p>使用済燃料貯蔵プールは、燃料プール冷却浄化系ポンプ、燃料プール冷却浄化系熱交換器、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器等で構成する燃料プール冷却浄化系（「設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 7号機共用」（以下同じ。））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、使用済燃料貯蔵プール水を浄化できる設計とする。また、補給水ラインを設け、使用済燃料貯蔵プール水の補給が可能な設計とする。</p> <p>さらに、全炉心燃料を使用済燃料貯蔵プールに取り出した場合や燃料プール冷却浄化系で使用済燃料貯蔵プール水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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p>	<p>子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>使用済燃料貯蔵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使用する。</p> <p>燃料プール冷却浄化系は、燃料プール冷却浄化系ポンプ、燃料プール冷却浄化系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵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、非常用ディーゼル発電設備並びに原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系を用いて、使用済燃料貯蔵プールを除熱できる設計とする。</p> <p>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貯蔵プール及びキャスクピット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 data-bbox="1025 331 1487 363">4.2 使用済燃料貯蔵プールへの注水</p> <p data-bbox="1066 379 1733 703">使用済燃料貯蔵プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵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貯蔵プールの水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵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="1066 719 1733 1235">使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により、使用済燃料貯蔵プールディフューザ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、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）4階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となる水位を維持するため、ディフューザ配管上部にサイフォンブレイク孔を設ける設計とする。また、現場で燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁（G41-F017）の隔離操作によっても漏えいを停止できる設計とする。</p> <p data-bbox="1066 1251 1733 1377">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、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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>4.2.1 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水</p> <p>残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵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貯蔵プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により使用済燃料貯蔵プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合に、使用済燃料貯蔵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使用する燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）（「6,7 号機共用」（以下同じ。））及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（「6,7 号機共用」（以下同じ。））、又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代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常設スプレイヘッダから使用済燃料貯蔵プールへ注水することにより、使用済燃料貯蔵プールの水</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>位を維持できる設計とする。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵プールは、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（常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）による冷却及び水位確保により使用済燃料貯蔵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>可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、想定される重大事故等時において、使用済燃料貯蔵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>燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵プール及びキャスクピット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>4.2.2 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイ ヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの 注水 残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃 料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵プ 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貯蔵プールへの補給機能が 喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配 管の破損等により使用済燃料貯蔵プール水の小 規模な漏えいにより使用済燃料貯蔵プールの水 位が低下した場合に、使用済燃料貯蔵プール内の 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使用 する燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッ ダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水） は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型 代替注水ポンプ（A-2 級）、又は可搬型代替注水ポ ンプ（A-2 級）により代替淡水源の水をホース等 を經由して可搬型スプレイヘッダから使用済燃 料貯蔵プールへ注水することにより、使用済燃料 貯蔵プールの水位を維持できる設計とする。 また、使用済燃料貯蔵プールは、使用済燃料貯</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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（可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）による冷却及び水位確保により使用済燃料貯蔵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>可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、想定される重大事故等時において、使用済燃料貯蔵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>燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵プール及びキャスクピット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 data-bbox="1025 288 1541 320">4.3 使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ</p> <p data-bbox="1066 336 1733 608">使用済燃料貯蔵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貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料貯蔵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代替注水系を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1055 671 1733 703">4.3.1 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ</p> <p data-bbox="1122 815 1733 1374">使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料貯蔵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貯蔵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使用する燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代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常設スプレ</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 284 1736 659">イヘッダから使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等に直接スプレーすることにより、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、使用済燃料貯蔵プールの全面に向けてスプレーし、使用済燃料貯蔵プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸発量を上回る量をスプレーできる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 667 1736 994">使用済燃料貯蔵プールは、燃料プール代替注水系（常設スプレーヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレー）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において、いかなる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="1122 1002 1736 1137">可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、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="1122 1145 1736 1377">燃料プール代替注水系（常設スプレーヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレー）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵プール及びキャスクピット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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 284 1736 368">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="1055 432 1736 464">4.3.2 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイ</p> <p data-bbox="1151 477 1736 561">ヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ</p> <p data-bbox="1151 574 1736 606">使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏え</p> <p data-bbox="1122 619 1736 651">い等により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常</p> <p data-bbox="1122 663 1736 695">に低下した場合に、燃料損傷を緩和するととも</p> <p data-bbox="1122 708 1736 740">に、燃料損傷時には使用済燃料貯蔵プール内の燃</p> <p data-bbox="1122 753 1736 785">料体等の上部全面にスプレイすることによりで</p> <p data-bbox="1122 798 1736 829">きる限り環境への放射性物質の放出を低減する</p> <p data-bbox="1122 842 1736 874">ための重大事故等対処設備として使用する燃料</p> <p data-bbox="1122 887 1736 919">プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダを使用</p> <p data-bbox="1122 932 1736 963">した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）は、可</p> <p data-bbox="1122 976 1736 1008">搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注</p> <p data-bbox="1122 1021 1736 1053">水ポンプ（A-2 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-</p> <p data-bbox="1122 1066 1736 1098">2 級）により、代替淡水源の水をホース等を経由</p> <p data-bbox="1122 1110 1736 1142">して可搬型スプレイヘッダから使用済燃料貯蔵</p> <p data-bbox="1122 1155 1736 1187">プール内の燃料体等に直接スプレイすることに</p> <p data-bbox="1122 1200 1736 1232">より、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放</p> <p data-bbox="1122 1244 1736 1276">射性物質の放出をできる限り低減できるよう使</p> <p data-bbox="1122 1289 1736 1321">用済燃料貯蔵プールの全面に向けてスプレイし、</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1733 416">使用済燃料貯蔵プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸発量を上回る量をスプレーできる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 432 1733 751">使用済燃料貯蔵プールは、燃料プール代替注水系（可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレー）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において、いかなる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="1122 767 1733 895">可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、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="1122 911 1733 1230">燃料プール代替注水系（可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレー）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵プール及びキャスクピット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="1025 1294 1541 1326">4.4 発電所外への放射性物質の拡散抑制</p> <p data-bbox="1055 1342 1541 1374">4.4.1 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p data-bbox="1151 1390 1733 1422">使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏え</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1736 563">い等による使用済燃料貯蔵プールの水位の異常な低下により、使用済燃料貯蔵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、原子炉建屋放水設備を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1122 576 1736 850">原子炉建屋放水設備は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（「6,7号機共用」（以下同じ。））により海水を取水し、ホースを経由して放水砲（「6,7号機共用」（以下同じ。））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="1122 863 1736 997">大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）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="1055 1058 1375 1090">4.4.2 海洋への拡散抑制</p> <p data-bbox="1122 1102 1736 1332">使用済燃料貯蔵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、海洋拡散抑制設備を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1149 1345 1736 1377">海洋への放射性物質の拡散を抑制するための</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>重大事故等対処設備として使用する海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜（「6,7号機共用，屋外に保管」（以下同じ。））（原子炉格納施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用（以下同じ。）），放射性物質吸着材（「6,7号機共用，屋外に保管」（以下同じ。））（原子炉格納施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用（以下同じ。））等で構成し、汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出する4箇所（北放水口1箇所及び取水口3箇所）に小型船舶（汚濁防止膜設置用）（6,7号機共用，屋外に保管）個数1（予備1）（原子炉格納施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用）により設置できる設計とする。</p> <p>汚濁防止膜は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要な幅に対して汚濁防止膜を二重に設置することとし、北放水口側1箇所の設置場所に計14本（高さ約6m，幅約20m）及び取水口側3箇所の設置場所に計24本（高さ約8m，幅約20m）の合計38本使用する設計とする。また、予備については、各設置場所に対して2本の計8本を保管することとし、</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="271 1203 763 1235">4.5 使用済燃料貯蔵プールの水質維持</p> <p data-bbox="315 1251 983 1283">使用済燃料貯蔵プールは、使用済燃料からの崩壊熱</p> <p data-bbox="315 1299 983 1331">を燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去して使用済</p> <p data-bbox="315 1347 983 1378">燃料貯蔵プール水を冷却するとともに、燃料体の被覆</p>	<p data-bbox="1122 288 1736 368">予備を含めた保有数として設置場所4箇所分の合計46本を保管する。</p> <p data-bbox="1122 384 1736 943">放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、6号機及び7号機の雨水排水路集水桝に加え、6号機又は7号機雨水排水路集水桝の損傷等により汚染水が敷地に溢れた場合のバックアップとして5号機雨水排水路集水桝とフラップゲート入口3箇所の計6箇所に、網目状の袋に布状の放射性物質吸着材を詰めたもの約1020kg（7号機雨水排水路集水桝）、約1020kg（6号機雨水排水路集水桝）、約510kg（5号機雨水排水路集水桝）、約510kg（フラップゲート1箇所当たり）を使用時に設置できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 959 1736 1134">放射性物質吸着材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、6号機又は7号機雨水排水路集水桝用放射性物質吸着材の予備として約1020kgを保管する。</p> <p data-bbox="1025 1203 1514 1283">4.5 使用済燃料貯蔵プールの水質維持 変更なし</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="309 284 983 464">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貯蔵プール水をろ過脱塩して、使用済燃料貯蔵プール、原子炉ウエル等の水の純度、透明度を維持できる設計とする。</p> <p data-bbox="266 528 734 560">4.6 使用済燃料貯蔵プール接続配管</p> <p data-bbox="309 571 983 850">使用済燃料貯蔵プール水の漏えいを防止するため、使用済燃料貯蔵プールには排水口を設けない設計とし、使用済燃料貯蔵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、サイフォン現象により、使用済燃料貯蔵プール水が継続的に流出しない設計とする。</p>	<p data-bbox="1019 528 1487 608">4.6 使用済燃料貯蔵プール接続配管 変更なし</p>	
<p data-bbox="253 914 454 946">5. 設備の共用</p> <p data-bbox="282 962 983 1193">使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む。）、燃料プール冷却浄化系、燃料取替機、原子炉建屋クレーン、燃料チャンネル着脱機は、1号機、2号機、5号機及び7号機で共用とするが、必要な設備容量を確保することで、安全性を損なわない設計とする。</p>	<p data-bbox="1008 914 1207 994">5. 設備の共用 変更なし</p>	
<p data-bbox="253 1254 479 1286">6. 主要対象設備</p> <p data-bbox="282 1302 983 1382">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</p>	<p data-bbox="1008 1254 1234 1286">6. 主要対象設備</p> <p data-bbox="1037 1302 1738 1382">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</p>	<p data-bbox="1760 1254 2112 1382">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>

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>蔵施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>蔵施設の主要設備リスト」に示す。 本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表 2 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>	

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, 屋外重要土木構築物, 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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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。</p> <p>ここで、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、若しく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・構築物及びその他の土木構造物については、自重や運転時の荷重等に加え、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、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>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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>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>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・構築物及び土木構造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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>より算定される接地圧が、安全上適切と認められる規格及び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>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及び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>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，安全上適切と認められる規格及び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>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，機器・配管系及び</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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>土木構造物の地盤においては、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及び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>変更なし</p>	<p>柏崎刈羽原子力発電所は、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. 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 S_s（以下「基準地震動 S_s」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</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. 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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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（「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（「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（「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（「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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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</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、若しくは</p>	<p>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> <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、若しくは</p>	<p>特定重大事故等対処施設は、本申請の対象外としているため、記載しない。</p>

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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留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。</p>	<p>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（f.に記載のものうち、津波防護機能を有する設備（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施設（以下「津波監視設備」という。）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留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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>また、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留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。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留まる設計とする。</p>	<p>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留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。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留まる設計とする。</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</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>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留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>e. Sクラスの施設（f.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。</p> <p>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>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>f. 屋外重要土木構造物は、基準地震動S_sによる地震力に対して、構造物全体としての変形能力（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>f. 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、構造物全体としての変形能力（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>なお、基準地震動S_s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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="369 531 981 655">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留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p data-bbox="394 676 981 847">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。</p> <p data-bbox="394 963 981 1088">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留まる範囲で耐えられる設計とする。</p>	<p data-bbox="1149 288 1733 512">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 data-bbox="1122 531 1733 655">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留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p data-bbox="1149 676 1733 946">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。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> <p data-bbox="1149 963 1733 1088">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留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p data-bbox="1149 1109 1733 1378">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上記に示す地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計と</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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、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上記に示す地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>h. 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は、それら以外の発電所内及びその周辺にある施設（資機材等含む。）の波及的影響によって、それぞれ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>i. 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「5.1.2 多様性、位置的分散等」に基づく設計とする。</p> <p>j. 緊急時対策所の耐震設計の基本方針につい</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>ては、「(6) 緊急時対策所」に示す。</p> <p>k. 耐震重要施設については、地盤変状が生じた場合においても、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、地盤変状が生じた場合においても、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> <p>1. Sクラスの施設及びその間接支持構造物等並びに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、地震動及び地殻変動による基礎地盤の傾斜が基本設計段階の目安値である 1/2000 を上回る場合、傾斜に対する影響を地震力に考慮する。</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</p>	<p>m. 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は、以下の設計とする。</p> <p>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、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態に留まる設計とする。</p> <p>基準地震動 S_s による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(2) 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備分類</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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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 	<p>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 	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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> <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，1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。) 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 	<p>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> <ul style="list-style-type: none"> 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，1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。) 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 	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>ある施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料を冷却するための施設 ・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>(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>上記に基づくクラス別施設を第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についても併記する。</p>	<p>ある施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料を冷却するための施設 ・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>(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>上記に基づくクラス別施設を第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についても併記する。</p> <p>b. 重大事故等対処施設の設備の分類</p> <p>重大事故等対処施設について、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>るおそれがある事故が発生した場合であつて、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵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つて常設のもの</p> <p>イ. 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故防止設備であつて、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 常設重大事故防止設備であつて、イ.以外のもの</p> <p>(b) 常設重大事故緩和設備 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つて常設のもの</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>(c) 常設重大事故防止設備（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、重大事故の発生を防止する機能を有する(a)以外の常設のもの</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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>a. 静的地震力</p> <p>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</p> <p>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>a. 静的地震力</p> <p>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</p> <p>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>	

変更前	変更後	記載しない理由
<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に乗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>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に乗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>	

変更前	変更後	記載しない理由
<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_i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S_s</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_i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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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>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又は津波監視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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等 対処施設のうち、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 デル化した上での地震応答解析、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>(a) 入力地震動</p> <p>入力地震動の評価においては、解放基盤表面以浅の影響を適切に考慮するため、解放基盤表面は、地盤調査の結果から、S波速度が0.7km/s以上であるT.M.S.L.-155m(7号機及び6号機)、T.M.S.L.-134m(5号機)としている。</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・構築物の地盤条件を適切に考慮した上で、必要に応じ2次元FEM解析又は1次元波動論により、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</p>	<p>て適切に組み合わせて算定する。</p> <p>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上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>入力地震動の評価においては、解放基盤表面以浅の影響を適切に考慮するため、解放基盤表面は、地盤調査の結果から、S波速度が0.7km/s以上であるT.M.S.L.-155m(7号機及び6号機)、T.M.S.L.-134m(5号機)としている。</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・構築物の地盤条件を適切に考慮した上で、必要に応じ2次元FEM解析又は1次元波動論により、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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>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。</p> <p>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重要度分類が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 イ. 動的解析法 (イ) 建物・構築物 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</p>	<p>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。</p> <p>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重要度分類が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重要度分類が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 イ. 動的解析法 (イ) 建物・構築物 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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>用限界等を考慮のうえ、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、原則として、建物・構築物の地震応答解析及び床応答曲線の策定は、線形解析及び非線形解析に適用可能な時刻歴応答解析法による。また、3次元応答性状等の評価は、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。</p> <p>設計用地盤定数は、原則として、弾性</p>	<p>用限界等を考慮のうえ、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、原則として、建物・構築物の地震応答解析及び床応答曲線の策定は、線形解析及び非線形解析に適用可能な時刻歴応答解析法による。また、3次元応答性状等の評価は、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。なお、建物の補助壁を耐震壁として考慮するに当たっては、耐震壁としての適用性を確認した上で、適切な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。</p> <p>設計用地盤定数は、原則として、弾性</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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>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地震応答解析を行う。</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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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地震応答解析を行う。</p> <p>地震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。</p> <p>なお、コンクリートの実強度を考慮して鉄筋コンクリート造耐震壁の剛性を設定する場合は、建物・構築物ごとの建設時の試験データ等の代表性、保守性を確認した上で適用する。</p> <p>また、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。</p> <p>有効応力解析の実施に当たっては、液状化、サイクリックモビリティ等を示す土層については、敷地の中で当該土層の</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>分布範囲等を踏まえた上で、ばらつき及び不確実性を考慮して液状化強度特性を設定する。また、建物・構築物及び機器・配管系への応答加速度に対する保守的な配慮として、地盤の非液状化の影響を考慮する場合は、原地盤において非液状化の条件を仮定した解析を実施する。</p> <p>原子炉建屋及びタービン建屋については、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</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うえ、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>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て算定する。</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うえ、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</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>の原子炉本体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、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>配管系の解析に当たっては、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を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮し、スペクトルモーダル解析法には地盤物性等のば</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>また、設備の3次元的な広がりや踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用いる。</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 地震応答解析に用いる減衰定数は、安全上適</p>	<p>らつきを考慮した床応答曲線を用いる。</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、地盤物性等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次元的な広がりや踏まえ、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 地震応答解析に用いる減衰定数は、安全上適</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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。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>なお、自然現象に関する組合せは、「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」に従い行う。</p> <p>a. 耐震設計上考慮する状態</p> <p>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</p> <p>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>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。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。また、地盤と屋外重要土木構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、地中構造物としての特徴、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> <p>なお、自然現象に関する組合せは、「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」に従い行う。</p> <p>a. 耐震設計上考慮する状態</p> <p>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</p> <p>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>イ. 運転時の状態 発電用原子炉施設が運転状態にあり，通常の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（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</p>	<p>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，通常の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（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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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</p> <p>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ず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</p> <p>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</p> <p>設計上基本的に考慮しなければならない</p>	<p>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</p> <p>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ず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</p> <p>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</p> <p>設計上基本的に考慮しなければならない</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p data-bbox="450 288 685 320">い自然条件（積雪）</p> <p data-bbox="367 628 562 660">b. 荷重の種類</p> <p data-bbox="383 675 618 707">(a) 建物・構築物</p> <p data-bbox="450 721 981 801">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 data-bbox="394 868 981 1043">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，水圧及び通常の 気象条件による荷重</p> <p data-bbox="394 1059 913 1091">ロ. 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p data-bbox="394 1107 981 1187">ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する 荷重</p> <p data-bbox="394 1203 689 1235">ニ. 地震力，積雪荷重</p> <p data-bbox="450 1347 981 1378">ただし，運転時の状態，設計基準事故時の</p>	<p data-bbox="1205 288 1440 320">い自然条件（積雪）</p> <p data-bbox="1167 336 1491 368">ホ. 重大事故等時の状態</p> <p data-bbox="1205 384 1736 560">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 data-bbox="1122 628 1317 660">b. 荷重の種類</p> <p data-bbox="1137 675 1373 707">(a) 建物・構築物</p> <p data-bbox="1205 721 1736 849">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 data-bbox="1151 868 1736 1043">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，水圧及び通常の 気象条件による荷重</p> <p data-bbox="1151 1059 1671 1091">ロ. 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p data-bbox="1151 1107 1736 1187">ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する 荷重</p> <p data-bbox="1151 1203 1447 1235">ニ. 地震力，積雪荷重</p> <p data-bbox="1151 1251 1736 1331">ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷 重</p> <p data-bbox="1205 1347 1736 1378">ただし，運転時の状態，設計基準事故時の</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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 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 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 ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重 ニ. 地震力，積雪荷重</p> <p>c. 荷重の組合せ 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>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 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 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 ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重 ニ. 地震力，積雪荷重 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 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」で設定している積雪による荷重を考慮し，以下のとおり設</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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>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。*</p>	<p>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。*</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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p> 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。 二． 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 </p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>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。</p> <p>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="409 722 981 895">ホ. 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 data-bbox="450 1254 981 1377">注記*：原子炉格納容器バウンダリを構成する施設については、異常時圧力及び異常時配管荷重の最大値と</p>	<p data-bbox="1205 288 1733 512">価しており、本来は機能を期待できる高压代替注水系又は低压代替注水系（常設）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 data-bbox="1205 528 1733 703">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 data-bbox="1167 722 1733 1182">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 data-bbox="1205 1254 1733 1377">注記*：原子炉格納容器バウンダリを構成する施設については、異常時圧力及び異常時配管荷重の最大値と</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="562 288 983 368">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 data-bbox="385 432 618 464">(b) 機器・配管系</p> <p data-bbox="412 480 983 608">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 data-bbox="412 911 983 1182">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 data-bbox="1317 288 1738 368">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 data-bbox="1137 432 1738 464">(b) 機器・配管系 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p data-bbox="1164 480 1738 895">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> <p data-bbox="1164 911 1738 1134">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 data-bbox="1164 1150 1738 1374">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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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。*</p>	<p>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施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>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。*</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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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、以下を基本方針とする。</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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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。</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圧代替注水系又は低圧代替注水系（常設）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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>へ. 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>注記*：原子炉格納容器バウンダリを構成する設備については、「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格((社)日本機</p>	<p>組み合わせる。</p> <p>へ. 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を組み合わせる。</p> <p>注記*：原子炉格納容器バウンダリを構成する設備については、「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格((社)日本機</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>械学会, 2003)」を踏まえ, 異常時圧力及び異常時配管荷重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>械学会, 2003)」を踏まえ, 異常時圧力及び異常時配管荷重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>(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又は津波監視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又は津波監視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等と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。</p> <p>上記イ. 及びロ. 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>	

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又は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、原子炉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における長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示</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又は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</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、原子炉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における長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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、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>また、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>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、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>また、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>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の建物・構築物（チ.に記載のものを除く。）</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 (ト. 及びリ. 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>ニ. 耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物(ト. 及びリ. に記載のものを除く。)</p>	<p>上記イ.(ロ)による許容限界とする。</p> <p>ただし、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設の設計基準事故時の状態における長期的荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力との組合せに対する許容限界は上記イ.(イ)による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ハ. 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(ト. 及びリ. 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>ニ. 耐震重要度分類の異なる施設又は施設区分の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物(ト., チ. 及びリ. に記載のものを除く。)</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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を支持する建物・構築物が、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>ホ. 建物・構築物の保有水平耐力（ト.及びリ.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>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施設区分の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物が、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>ホ. 建物・構築物の保有水平耐力（ト., チ.及びリ.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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>へ. 気密性, 止水性, 遮蔽性, 通水機能, 貯水機能を考慮する施設 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>ト. 屋外重要土木構造物 (イ) 静的地震力との組合せに対する許容限界 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 S_s による地震力との組合せに対する許容限界 構造部材のうち, 鉄筋コンクリートの曲げについては, 限界層間変形角, 曲げ耐力又は圧縮縁コンクリート限界ひず</p>	<p>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>へ. 気密性, 止水性, 遮蔽性, 通水機能, 貯水機能を考慮する施設 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>ト. 屋外重要土木構造物 (イ) 静的地震力との組合せに対する許容限界 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 S_s による地震力との組合せに対する許容限界 構造部材のうち, 鉄筋コンクリートの曲げについては, 限界層間変形角, 曲げ耐力又は圧縮縁コンクリート限界ひず</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>みに対して十分な安全余裕を持たせることとし、せん断については、せん断耐力に対して適切な安全余裕を持たせることを基本とする。構造部材のうち、鋼管の曲げについては、終局曲率に対して十分な安全余裕を持たせることとし、せん断については、終局せん断強度に対して適切な安全余裕を持たせることを基本とする。ただし、構造部材の曲げ、せん断に対する上記の許容限界に代わり、許容応力度を適用することで、安全余裕を考慮する場合もある。なお、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>みに対して十分な安全余裕を持たせることとし、せん断については、せん断耐力に対して適切な安全余裕を持たせることを基本とする。構造部材のうち、鋼管の曲げについては、終局曲率に対して十分な安全余裕を持たせることとし、せん断については、終局せん断強度に対して適切な安全余裕を持たせることを基本とする。ただし、構造部材の曲げ、せん断に対する上記の許容限界に代わり、許容応力度を適用することで、安全余裕を考慮する場合もある。なお、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>チ. 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>上記ト.（ロ）による許容限界とする。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>リ. 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</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系</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留まるものとする(評価項目は応力等)。</p> <p>ただし、原子炉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(ロ)に示す許容限</p>	<p>リ. 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</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((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系</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留まるものとする(評価項目は応力等)。</p> <p>ただし、原子炉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(ロ)に示す許容限</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>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>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留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。</p> <p>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、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>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>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留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。</p> <p>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、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の機器・配管系</p> <p>イ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>ハ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする（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>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</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする（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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>ホ. 主蒸気逃がし安全弁排気管及び主蒸気系（外側主蒸気隔離弁より主塞止弁まで）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（外側主蒸気隔離弁より主塞止弁まで）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>ホ. 主蒸気逃がし安全弁排気管及び主蒸気系（外側主蒸気隔離弁より主塞止弁まで）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（外側主蒸気隔離弁より主塞止弁まで）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>へ. 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留まるものとする。</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留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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1205 288 1736 368">じ込めの機能に影響を及ぼさないものとする。</p> <p data-bbox="1151 432 1736 1091">(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又は津波監視設備が設置された建物・構築物 津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、当該施設及び建物・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）。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="1081 1155 1429 1187">(5) 設計における留意事項</p> <p data-bbox="1122 1203 1317 1235">a. 波及的影響</p> <p data-bbox="1151 1251 1736 1377">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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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、それぞれ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>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。この設計における評価に当たっては、敷地全体及びその周辺を俯瞰した調査・検討等を行う。</p> <p>ここで、下位クラス施設とは、上位クラス施設の周辺にある上位クラス施設以外の施設(資機材等含む。)をいう。</p> <p>波及的影響を防止するよう現場を維持するため、保安規定に、機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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。また、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>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</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1205 288 1733 368">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 data-bbox="1167 384 1346 416">ロ. 相対変位</p> <p data-bbox="1205 432 1733 608">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 data-bbox="1144 671 1733 943">(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 data-bbox="1144 1007 1733 1278">(c) 建屋内における下位クラス施設の損傷, 転倒及び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, 転倒及び落下等による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p data-bbox="1144 1342 1733 1374">(d) 建屋外における下位クラス施設の損傷,</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1176 284 1736 367">転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</p> <p data-bbox="1176 379 1736 563">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、転倒及び落下等による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p data-bbox="1122 624 1458 655">b. 建屋への地下水の影響</p> <p data-bbox="1149 671 1736 1377">建屋の耐震性を確保するため、建屋周囲の地下水を排水できるよう 7 号機地下水排水設備（サブドレンポンプ（容量 45m³/h/個，揚程 44m，原動機出力 15kW/個，個数 4），水位検出器（個数 10，検出範囲サブドレンピット底面より+230mm～+1000mm），排水配管等）（浸水防護施設の設備で兼用（以下同じ。））を設置し、5 号機地下水排水設備（「6,7 号機共用，5 号機に設置」（以下同じ。））（サブドレンポンプ（容量 45m³/h/個，揚程 45m，原動機出力 15kW/個，個数 4），水位検出器（個数 10，検出範囲サブドレンピット底面より+230mm～+1000mm），排水配管等）を設置する。また、基準地震動 S_s による地震力に対して、必要な機能が保持できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1151 287 1736 558">7号機地下水排水設備については、非常用ディーゼル発電設備又は常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とし、5号機地下水排水設備については、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1151 574 1736 702">なお、地下水排水設備の影響範囲はその機能を考慮した地下水位を設定し、水圧の影響を考慮する。</p> <p data-bbox="1084 766 1319 798">(6) 緊急時対策所</p> <p data-bbox="1120 813 1736 1284">5号機原子炉建屋内緊急時対策所（「6,7号機共用,5号機に設置」(以下同じ。))は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（「6,7号機共用,5号機に設置」(以下同じ。))及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）（「6,7号機共用,5号機に設置」(以下同じ。))から構成される。5号機原子炉建屋内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="1120 1300 1736 1372">5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）を設置する5号機原子炉建屋について</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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、5号機原 子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室） は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、5号機原子炉建屋内緊急時対策 所（対策本部・高気密室）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>また、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機 場所）を設置する5号機原子炉建屋及び5号機原 子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）内に設置す る室内遮蔽については、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、5号 機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）は居住 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、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待 機場所）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>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、「(3)地震力の算定方法」及び 「(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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1050 288 1711 320">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="1149 336 1733 368">上位クラス施設については、基準地震動S_sに</p> <p data-bbox="1122 384 1733 416">よる地震力により周辺斜面の崩壊の影響がない</p> <p data-bbox="1122 432 1570 464">ことが確認された場所に設置する。</p>	

変更前

第 2.1.1 表 設計基準対象施設耐震重要度分類
に対するクラス別施設 (1/5)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備*		補助設備**		直接支持構造物**		間接支持構造物**	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス
Sクラス	(I) 原子炉冷却材圧力バ ンダリを構成する機器、 配管系	原子炉圧力容器	S	隔離弁を有するに 必要の電気及び計装 設備	S	原子炉圧力容器支 持スカーフ	S	原子炉本体基礎 ・原子炉建屋 ・コントロール建屋	S S S
		使用済燃料貯蔵プール ・使用済燃料貯蔵ラック	S S	燃料プール大規模設 備 (冷却設備を除 く) に必要の設備) ・非常用電源及び計装 設備 (アイソセル発 電機及びその冷却 系、補助施設を含む)	S S	機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	原子炉建屋 ・コントロール建屋	S S S
	(II) 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	制御棒、制御棒駆動機 構及び制御棒駆動機 系 (スクラム機能に關 する部分)	S	・炉心支持構造物 ・電気計装設備 ・チャンネルボックス	S S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	・原子炉建屋 ・下階ライウエル アクセストンネル	S S S
		原子炉停止装置、炉心か ら隔離熱除去系、炉心 から隔離熱除去系 (スク ラム機能に必要の設備) ・冷却水源としてのサブ レクションチェンブ	S S S	・自然冷却の冷却系 (原子炉建屋冷却 系) ・炉心支持構造物 ・非常用電源及び計装 設備 (アイソセル発 電機及びその冷却 系、補助施設を含む) ・可動施設の機能維持 に必要な空調設備	S S S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	・原子炉建屋 ・コントロール建屋 ・スクラム建屋 ・機器・配管を支持す る部分)	S S S S
	(IV) 原子炉停止後、炉心か ら隔離熱除去、炉心か ら隔離熱除去系を除去す るための施設	原子炉隔離冷却系 ・炉心支持構造物 ・非常用電源及び計装 設備 (アイソセル発 電機及びその冷却 系、補助施設を含む) ・可動施設の機能維持 に必要な空調設備	S S S S	・自然冷却の冷却系 (原子炉建屋冷却 系) ・炉心支持構造物 ・非常用電源及び計装 設備 (アイソセル発 電機及びその冷却 系、補助施設を含む) ・可動施設の機能維持 に必要な空調設備	S S S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・スクラム建屋 ・機器・配管を支持す る部分)	S S S S
非常用炉心冷却系 1) 高圧炉心注水系 2) 原子炉隔離冷却系 3) 炉心隔離冷却系 (低 圧炉心注水) に必要 の設備 4) 自然冷却系 ・冷却水源としてのサブ レクションチェンブ		S S S S	・自然冷却の冷却系 (原子炉建屋冷却 系) ・炉心支持構造物 ・非常用電源及び計装 設備 (アイソセル発 電機及びその冷却 系、補助施設を含む) ・可動施設の機能維持 に必要な空調設備	S S S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・スクラム建屋 ・機器・配管を支持す る部分)	S S S S	
(V) 原子炉冷却材圧力バ ンダリ設備事故後、炉心 から隔離熱除去するための 施設	非常用炉心冷却系 1) 高圧炉心注水系 2) 原子炉隔離冷却系 3) 炉心隔離冷却系 (低 圧炉心注水) に必要 の設備 4) 自然冷却系 ・冷却水源としてのサブ レクションチェンブ	S S S S	・自然冷却の冷却系 (原子炉建屋冷却 系) ・炉心支持構造物 ・非常用電源及び計装 設備 (アイソセル発 電機及びその冷却 系、補助施設を含む) ・可動施設の機能維持 に必要な空調設備	S S S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・スクラム建屋 ・機器・配管を支持す る部分)	S S S S	

変更後

第 2.1.1 表 設計基準対象施設耐震重要度分類
に対するクラス別施設 (1/5)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備*		補助設備**		直接支持構造物**		間接支持構造物**	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス
Sクラス	(I) 原子炉冷却材圧力バ ンダリを構成する機器、 配管系	原子炉圧力容器	S	隔離弁を有するに 必要の電気及び計装 設備	S	原子炉圧力容器支 持スカーフ	S	原子炉本体基礎 ・原子炉建屋 ・コントロール建屋	S S S
		使用済燃料貯蔵プール ・使用済燃料貯蔵ラック	S S	燃料プール大規模設 備 (冷却設備を除 く) に必要の設備) ・非常用電源及び計装 設備 (アイソセル発 電機及びその冷却 系、補助施設を含む)	S S	機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	原子炉建屋 ・コントロール建屋 ・燃料移送系配管ダ クト	S S S S
	(II) 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	制御棒、制御棒駆動機 構及び制御棒駆動機 系 (スクラム機能に關 する部分)	S	・炉心支持構造物 ・電気計装設備 ・チャンネルボックス	S S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	・原子炉建屋 ・下階ライウエル アクセストンネル	S S S
		原子炉停止装置、炉心か ら隔離熱除去、炉心か ら隔離熱除去系 (スク ラム機能に必要の設備) ・冷却水源としてのサブ レクションチェンブ	S S S	・自然冷却の冷却系 (原子炉建屋冷却 系) ・炉心支持構造物 ・非常用電源及び計装 設備 (アイソセル発 電機及びその冷却 系、補助施設を含む) ・可動施設の機能維持 に必要な空調設備	S S S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・スクラム建屋 ・機器・配管を支持す る部分)	S S S S
	(IV) 原子炉停止後、炉心か ら隔離熱除去、炉心か ら隔離熱除去系を除去す るための施設	原子炉隔離冷却系 ・炉心支持構造物 ・非常用電源及び計装 設備 (アイソセル発 電機及びその冷却 系、補助施設を含む) ・可動施設の機能維持 に必要な空調設備	S S S S	・自然冷却の冷却系 (原子炉建屋冷却 系) ・炉心支持構造物 ・非常用電源及び計装 設備 (アイソセル発 電機及びその冷却 系、補助施設を含む) ・可動施設の機能維持 に必要な空調設備	S S S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・スクラム建屋 ・機器・配管を支持す る部分)	S S S S
非常用炉心冷却系 1) 高圧炉心注水系 2) 原子炉隔離冷却系 3) 炉心隔離冷却系 (低 圧炉心注水) に必要 の設備 4) 自然冷却系 ・冷却水源としてのサブ レクションチェンブ		S S S S	・自然冷却の冷却系 (原子炉建屋冷却 系) ・炉心支持構造物 ・非常用電源及び計装 設備 (アイソセル発 電機及びその冷却 系、補助施設を含む) ・可動施設の機能維持 に必要な空調設備	S S S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・スクラム建屋 ・機器・配管を支持す る部分)	S S S S	
(V) 原子炉冷却材圧力バ ンダリ設備事故後、炉心 から隔離熱除去するための 施設	非常用炉心冷却系 1) 高圧炉心注水系 2) 原子炉隔離冷却系 3) 炉心隔離冷却系 (低 圧炉心注水) に必要 の設備 4) 自然冷却系 ・冷却水源としてのサブ レクションチェンブ	S S S S	・自然冷却の冷却系 (原子炉建屋冷却 系) ・炉心支持構造物 ・非常用電源及び計装 設備 (アイソセル発 電機及びその冷却 系、補助施設を含む) ・可動施設の機能維持 に必要な空調設備	S S S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・スクラム建屋 ・機器・配管を支持す る部分)	S S S S	

記載しない理由

変更前

第 2.1.1 表 設計基準対象施設耐震重要度分類
に対するクラス別施設 (2/5)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備*		補助設備**		直接支持構造物**		間接支持構造物**	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス
Sクラス	(VI) 原子炉格納容器 ・燃料貯蔵タンクダリに 属する配管・弁 ・放射能を直接貯蔵する ための施設	S	S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	・原子炉建屋 ・コントール建屋	S	S	S
	(VII) 放射性物質の放出を伴 うような事故の際に、そ の汚染状態を抑制するた めの施設であり、Sクラ ス(VI)以外の施設	S	S	・当該施設の冷却系 (原子炉建屋冷却 系) ・非常用電源及び計装 設備 (ディーゼル系 電機及びその冷却 系、補助施設を含む) ・当該施設の構造躯体 に必要な空調設備	S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物 ・原子炉建屋 ・コントール建屋 ・原子炉本体基礎**	S	S	S
	(VIII) その他	S	S	・非常用電源及び計装 設備 (ディーゼル系 電機及びその冷却 系、補助施設を含む) ・圧力容器内部構造物**	S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物 ・原子炉圧力容器	S	S	S

変更後

第 2.1.1 表 設計基準対象施設耐震重要度分類
に対するクラス別施設 (2/5)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備*		補助設備**		直接支持構造物**		間接支持構造物**		
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	
Sクラス	(VI) 原子炉格納容器 ・燃料貯蔵タンクダリに 属する配管・弁 ・放射能を直接貯蔵する ための施設	S	S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	・原子炉建屋 ・コントール建屋	S	S	S	
	(VII) 放射性物質の放出を伴 うような事故の際に、そ の汚染状態を抑制するた めの施設であり、Sクラ ス(VI)以外の施設	S	S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物 ・非常用電源及び計装 設備 (ディーゼル系 電機及びその冷却 系、補助施設を含む) ・当該施設の構造躯体 に必要な空調設備	S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物 ・原子炉建屋 ・コントール建屋 ・原子炉本体基礎**	S	S	S	
	(VIII) 構造防護機能を有する 設備及び浸水防止機能を 有する設備	S	S	・配管等 ・水密扉 ・排水ポンプ ・真鍮止水パッキン	S	・タービン建屋 ・浸水防止設備化 支持部分	S	S	S	
	(IX) 敷地における津波危険 機能を有する施設	S	S	・非常用電源及び計装 設備 (ディーゼル系 電機及びその冷却 系、補助施設を含む)	S	・電気計装設備等の 支持構造物	S	・主幹瓦葺(外周) ・タービン建屋 (津波危険設備化 支持部分) ・軽油タンクの基礎 ・燃料移送系配管ダ クト	S	S
	(X) その他	S	S	・非常用電源及び計装 設備 (ディーゼル系 電機及びその冷却 系、補助施設を含む)	S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物 ・原子炉圧力容器	S	・原子炉建屋 ・コントール建屋 ・原子炉本体基礎 ・軽油タンクの基礎 ・燃料移送系配管ダ クト	S	S

記載しない理由

変更前

第 2.1.1 表 設計基準対象施設耐震重要度分類 に対するクラス別施設 (3/5)

Table with 5 columns: 耐震重要度分類, 機能別分類, 主要設備, 補助設備, 遠隔支持機, 間接支持機. It details equipment categories for Class 3 facilities.

第 2.1.1 表 設計基準対象施設耐震重要度分類 に対するクラス別施設 (4/5)

Table with 5 columns: 耐震重要度分類, 機能別分類, 主要設備, 補助設備, 遠隔支持機, 間接支持機. It details equipment categories for Class 4 facilities.

変更後

第 2.1.1 表 設計基準対象施設耐震重要度分類 に対するクラス別施設 (3/5)

Table with 5 columns: 耐震重要度分類, 機能別分類, 主要設備, 補助設備, 遠隔支持機, 間接支持機. It details equipment categories for Class 3 facilities after changes.

第 2.1.1 表 設計基準対象施設耐震重要度分類 に対するクラス別施設 (4/5)

Table with 5 columns: 耐震重要度分類, 機能別分類, 主要設備, 補助設備, 遠隔支持機, 間接支持機. It details equipment categories for Class 4 facilities after changes.

記載しない理由

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p style="text-align: center;">第 2.1.1 表 設計基準対象施設耐震重要度分類 に対するクラス別施設(5/5)</p> <p>注記*1：主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。</p> <p>*2：補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。</p> <p>*3：直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける構造物をいう。</p> <p>*4：間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物）をいう。</p> <p>*5：S_s：基準地震動S_sにより定まる地震力。 S_d：弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力。 S_B：耐震Bクラス施設に適用される地震力。 S_C：耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。</p> <p>*6：ほう酸水注入系は、安全機能の重要度を考慮して、Sクラスに準ずる。</p> <p>*7：圧力容器内部構造物は、炉内にあることの重要性からSクラスに準ずる。</p> <p>*8：Bクラスではあるが、弾性設計用地震動S_dに対し破損しないことの検討を行うものとする。</p> <p>*9：地震により主蒸気逃がし安全弁排気管が破損したとしても、ドライウエル内に放出された蒸気はベント管を通してサブプレッションチェンバのプール水中に導かれて凝縮するため、格納容器内圧が有意に上昇することはないと考えられるが、基準地震動S_sに対してドライウエル内の主蒸気逃がし安全弁排気管が破損しないことを確認する。また、主蒸気逃がし安全弁排気管がサブプレッションチェンバ内の気相部で破損した場合、放出された蒸気は凝縮することが出来ないため、サブプレッションチェンバ内の主蒸気逃がし安全弁排気管をSクラスとして設計する。</p> <p>*10：使用済燃料輸送容器保管建屋の破損によって使用済燃料輸送容器に波及的破損を与えないよう設計するものとする。</p> <p>*11：原子炉本体基礎は、間接支持構造物の機能に加えてドライウエルとサブプレッションチェンバとの圧力境界となる機能を有する。</p>	<p style="text-align: center;">第 2.1.1 表 設計基準対象施設耐震重要度分類 に対するクラス別施設(5/5)</p> <p>注記*1：主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。</p> <p>*2：補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。</p> <p>*3：直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける構造物をいう。</p> <p>*4：間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物）をいう。</p> <p>*5：S_s：基準地震動S_sにより定まる地震力。 S_d：弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力。 S_B：耐震Bクラス施設に適用される地震力。 S_C：耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。</p> <p>*6：ほう酸水注入系は、安全機能の重要度を考慮して、Sクラスに準ずる。</p> <p>*7：圧力容器内部構造物は、炉内にあることの重要性からSクラスに準ずる。</p> <p>*8：Bクラスではあるが、弾性設計用地震動S_dに対し破損しないことの検討を行うものとする。</p> <p>*9：地震により主蒸気逃がし安全弁排気管が破損したとしても、ドライウエル内に放出された蒸気はベント管を通してサブプレッションチェンバのプール水中に導かれて凝縮するため、格納容器内圧が有意に上昇することはないと考えられるが、基準地震動S_sに対してドライウエル内の主蒸気逃がし安全弁排気管が破損しないことを確認する。また、主蒸気逃がし安全弁排気管がサブプレッションチェンバ内の気相部で破損した場合、放出された蒸気は凝縮することが出来ないため、サブプレッションチェンバ内の主蒸気逃がし安全弁排気管をSクラスとして設計する。</p> <p>*10：使用済燃料輸送容器保管建屋の破損によって使用済燃料輸送容器に波及的破損を与えないよう設計するものとする。</p> <p>*11：原子炉本体基礎は、間接支持構造物の機能に加えてドライウエルとサブプレッションチェンバとの圧力境界となる機能を有する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由						
	<p style="text-align: center;">第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（1/14）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">設備分類</th> <th style="width: 20%;">定義</th> <th style="width: 60%;">主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 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</td> <td>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以外のもの</td> <td> (1) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）〔C〕 (2) 放射線管理施設 ・二次遮蔽壁〔B〕 ・補助遮蔽〔B〕 (3) 非常用取水設備 ・海水貯留堰（重大事故等時のみ 6, 7 号機共用）〔S〕 ・海水貯留堰（6 号機設備，重大事故等時のみ 6, 7 号機共用） ・スクリーン室（重大事故等時のみ 6, 7 号機共用）〔C〕 ・スクリーン室（6 号機設備，重大事故等時のみ 6, 7 号機共用） ・取水路（重大事故等時のみ 6, 7 号機共用）〔C〕 ・取水路（6 号機設備，重大事故等時のみ 6, 7 号機共用） </td> </tr> </tbody> </table>	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）	1. 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	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以外のもの	(1) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）〔C〕 (2) 放射線管理施設 ・二次遮蔽壁〔B〕 ・補助遮蔽〔B〕 (3) 非常用取水設備 ・海水貯留堰（重大事故等時のみ 6, 7 号機共用）〔S〕 ・海水貯留堰（6 号機設備，重大事故等時のみ 6, 7 号機共用） ・スクリーン室（重大事故等時のみ 6, 7 号機共用）〔C〕 ・スクリーン室（6 号機設備，重大事故等時のみ 6, 7 号機共用） ・取水路（重大事故等時のみ 6, 7 号機共用）〔C〕 ・取水路（6 号機設備，重大事故等時のみ 6, 7 号機共用）	
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）						
1. 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	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以外のもの	(1) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）〔C〕 (2) 放射線管理施設 ・二次遮蔽壁〔B〕 ・補助遮蔽〔B〕 (3) 非常用取水設備 ・海水貯留堰（重大事故等時のみ 6, 7 号機共用）〔S〕 ・海水貯留堰（6 号機設備，重大事故等時のみ 6, 7 号機共用） ・スクリーン室（重大事故等時のみ 6, 7 号機共用）〔C〕 ・スクリーン室（6 号機設備，重大事故等時のみ 6, 7 号機共用） ・取水路（重大事故等時のみ 6, 7 号機共用）〔C〕 ・取水路（6 号機設備，重大事故等時のみ 6, 7 号機共用）						

変更前

変更後

記載しない理由

第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類 (2/14)

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
2. 常設耐震重要重大事故防止設備	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>(1) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 7号機共用）〔S〕 ・キャスクピット（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 7号機共用）〔S〕 ・使用済燃料貯蔵ラック（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 7号機共用）〔S〕 ・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1, 2, 5, 7号機共用）〔B〕 ・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1, 2, 5, 7号機共用）〔B〕 ・スキマサージタンク（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 7号機共用）〔B〕 ・関連配管〔S, B〕 ・関連配管 <p>(2) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔S〕 ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ〔S〕 ・主蒸気逃がし安全弁〔S〕 ・ドレン移送ポンプ ・復水貯蔵槽〔B〕 ・高圧代替注水系ポンプ ・復水移送ポンプ〔B〕 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク〔S〕 ・ほう酸水注入系ポンプ〔S〕 ・原子炉補機冷却水系熱交換器〔S〕 ・原子炉補機冷却水系サージタンク〔S〕 ・関連弁〔S〕 ・関連弁 ・関連配管〔S, B〕 ・関連配管

変更前	変更後	記載しない理由						
	<p style="text-align: center;">第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（3/14）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">設備分類</th> <th style="width: 15%;">定義</th> <th style="width: 70%;">主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2. 常設耐震重要重大事故防止設備</td> <td>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</td> <td> (3)計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・ ボロンカーバイド型制御棒〔S〕 ・ 制御棒駆動機構〔S〕 ・ 水圧制御ユニット〔S〕 ・ ほう酸水注入系ポンプ〔S〕 ・ ほう酸水注入系貯蔵タンク〔S〕 ・ 起動領域モニタ〔S〕 ・ 出力領域モニタ〔S〕 ・ 高圧代替注水系系統流量 ・ 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） ・ 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ・ 原子炉圧力〔S〕 ・ 原子炉圧力（SA） ・ 原子炉水位（広帯域）〔S〕 ・ 原子炉水位（燃料域）〔S〕 ・ 原子炉水位（SA） ・ 格納容器内圧力（D/W） ・ 格納容器内圧力（S/C） ・ ドライウェル雰囲気温度 ・ サプレッションチェンバ氣體温度 ・ サプレッションチェンバプール水温度 ・ 格納容器内水素濃度〔S〕 ・ 格納容器内水素濃度（SA） ・ 復水貯蔵槽水位（SA） ・ サプレッションチェンバプール水位 ・ 代替制御棒挿入起動信号（原子炉圧力高） ・ 代替制御棒挿入起動信号（原子炉水位低（レベル2）） ・ 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(1)（原子炉圧力高） ・ 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(1)（原子炉水位低（レベル3）） ・ 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(2)（原子炉水位低（レベル2）） ・ 代替自動減圧起動信号（原子炉水位低（レベル1）） ・ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔S〕 ・ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S, C〕 ・ 関連配管 </td> </tr> </tbody> </table>	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）	2. 常設耐震重要重大事故防止設備	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	(3)計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・ ボロンカーバイド型制御棒〔S〕 ・ 制御棒駆動機構〔S〕 ・ 水圧制御ユニット〔S〕 ・ ほう酸水注入系ポンプ〔S〕 ・ ほう酸水注入系貯蔵タンク〔S〕 ・ 起動領域モニタ〔S〕 ・ 出力領域モニタ〔S〕 ・ 高圧代替注水系系統流量 ・ 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） ・ 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ・ 原子炉圧力〔S〕 ・ 原子炉圧力（SA） ・ 原子炉水位（広帯域）〔S〕 ・ 原子炉水位（燃料域）〔S〕 ・ 原子炉水位（SA） ・ 格納容器内圧力（D/W） ・ 格納容器内圧力（S/C） ・ ドライウェル雰囲気温度 ・ サプレッションチェンバ氣體温度 ・ サプレッションチェンバプール水温度 ・ 格納容器内水素濃度〔S〕 ・ 格納容器内水素濃度（SA） ・ 復水貯蔵槽水位（SA） ・ サプレッションチェンバプール水位 ・ 代替制御棒挿入起動信号（原子炉圧力高） ・ 代替制御棒挿入起動信号（原子炉水位低（レベル2）） ・ 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(1)（原子炉圧力高） ・ 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(1)（原子炉水位低（レベル3）） ・ 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(2)（原子炉水位低（レベル2）） ・ 代替自動減圧起動信号（原子炉水位低（レベル1）） ・ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔S〕 ・ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S, C〕 ・ 関連配管 	
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）						
2. 常設耐震重要重大事故防止設備	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	(3)計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・ ボロンカーバイド型制御棒〔S〕 ・ 制御棒駆動機構〔S〕 ・ 水圧制御ユニット〔S〕 ・ ほう酸水注入系ポンプ〔S〕 ・ ほう酸水注入系貯蔵タンク〔S〕 ・ 起動領域モニタ〔S〕 ・ 出力領域モニタ〔S〕 ・ 高圧代替注水系系統流量 ・ 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） ・ 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ・ 原子炉圧力〔S〕 ・ 原子炉圧力（SA） ・ 原子炉水位（広帯域）〔S〕 ・ 原子炉水位（燃料域）〔S〕 ・ 原子炉水位（SA） ・ 格納容器内圧力（D/W） ・ 格納容器内圧力（S/C） ・ ドライウェル雰囲気温度 ・ サプレッションチェンバ氣體温度 ・ サプレッションチェンバプール水温度 ・ 格納容器内水素濃度〔S〕 ・ 格納容器内水素濃度（SA） ・ 復水貯蔵槽水位（SA） ・ サプレッションチェンバプール水位 ・ 代替制御棒挿入起動信号（原子炉圧力高） ・ 代替制御棒挿入起動信号（原子炉水位低（レベル2）） ・ 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(1)（原子炉圧力高） ・ 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(1)（原子炉水位低（レベル3）） ・ 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(2)（原子炉水位低（レベル2）） ・ 代替自動減圧起動信号（原子炉水位低（レベル1）） ・ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔S〕 ・ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S, C〕 ・ 関連配管 						

変更前

変更後

記載しない理由

第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（4/14）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
2. 常設耐震重要重大事故防止設備	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>(4) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) [S] ・格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) [S] ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ) ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ) ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽 (6,7号機共用) ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽 (6,7号機共用) ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 室内遮蔽 (6,7号機共用) ・中央制御室遮蔽 (6,7号機共用) [S] ・フィルタベント遮蔽壁 ・配管遮蔽 <p>(5) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器[S] ・上部ドライウエル機器搬入用ハッチ[S] ・下部ドライウエル機器搬入用ハッチ[S] ・サブプレッションチェンバ出入口[S] ・上部ドライウエル所員用エアロック[S] ・下部ドライウエル所員用エアロック[S] ・配管貫通部[S] ・電気配線貫通部[S] ・真空破壊弁[S] ・ダイヤフラムフロア[S] ・ベント管[S] ・復水移送ポンプ[B] ・復水貯蔵槽[B] ・関連弁[S] ・関連配管[S, B] ・関連配管

変更前

変更後

記載しない理由

第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類 (5/14)

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
2. 常設耐震重要重大事故防止設備	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>(6) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 第一ガスタービン発電機用ガスタービン (6, 7 号機共用) ・ 第一ガスタービン発電機用调速装置及び非常调速装置 (6, 7 号機共用) ・ 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ (6, 7 号機共用) ・ 第一ガスタービン発電機用燃料タンク (6, 7 号機共用) ・ 第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽 (6, 7 号機共用) ・ 軽油タンク (重大事故等時のみ 6, 7 号機共用) [S] ・ 軽油タンク (6 号機設備, 重大事故等時のみ 6, 7 号機共用) ・ 第一ガスタービン発電機 (6, 7 号機共用) ・ 第一ガスタービン発電機用励磁装置 (6, 7 号機共用) ・ 第一ガスタービン発電機用保護継電装置 (6, 7 号機共用) ・ AM 用直流 125V 充電器 ・ 直流 125V 蓄電池 (7A) [S] ・ 直流 125V 蓄電池 (7A-2) [S] ・ 直流 125V 蓄電池 (7B) [S] ・ AM 用直流 125V 蓄電池 ・ 関連配管 <p>(7) 補機駆動用燃料設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 軽油タンク (重大事故等時のみ 6, 7 号機共用) [S] ・ 軽油タンク (6 号機設備, 重大事故等時のみ 6, 7 号機共用) ・ 関連配管

変更前

変更後

記載しない理由

第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類 (6/14)

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
3. 常設重大事故緩和設備	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>(1) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 7号機共用）〔S〕 ・キャスクピット（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 7号機共用）〔S〕 ・使用済燃料貯蔵ラック（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 7号機共用）〔S〕 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）〔C〕 ・関連配管 <p>(2) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔S〕 ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ〔S〕 ・主蒸気逃がし安全弁〔S〕 ・復水貯蔵槽〔B〕 ・復水移送ポンプ〔B〕 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク〔S〕 ・原子炉補機冷却水系熱交換器〔S〕 ・原子炉補機冷却水系サージタンク〔S〕 ・関連弁〔S〕 ・関連配管〔S, B〕 ・関連配管

変更前

変更後

記載しない理由

第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（7/14）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
3. 常設重大事故緩和設備	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	(3) 計測制御系統施設 ・復水補給水系温度（代替循環冷却） ・高圧代替注水系系統流量 ・復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ・復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ・原子炉圧力〔S〕 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（広帯域）〔S〕 ・原子炉水位（燃料域）〔S〕 ・原子炉水位（SA） ・格納容器内圧力（D/W） ・格納容器内圧力（S/C） ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッションチェンバ氣體温度 ・サブプレッションチェンバプール水温度 ・格納容器内酸素濃度〔S〕 ・格納容器内水素濃度〔S〕 ・格納容器内水素濃度（SA） ・復水貯蔵槽水位（SA） ・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） ・サブプレッションチェンバプール水位 ・格納容器下部水位 ・原子炉建屋水素濃度

変更前

変更後

記載しない理由

第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類 (8/14)

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
3. 常設重大事故緩和設備	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	(4) 放射線管理施設 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) [S] ・格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) [S] ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ) ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ) ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽 (6,7号機共用) ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽 (6,7号機共用) ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 室内遮蔽 (6,7号機共用) ・中央制御室遮蔽 (6,7号機共用) [S] ・中央制御室待避室遮蔽 (常設) (6,7号機共用) ・二次遮蔽壁[B] ・補助遮蔽[B] ・フィルタベント遮蔽壁 ・配管遮蔽 ・関連配管

変更前	変更後	記載しない理由						
	<p style="text-align: center;">第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（9/14）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">設備分類</th> <th style="width: 25%;">定義</th> <th style="width: 60%;">主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;">3. 常設重大事故緩和設備</td> <td style="vertical-align: top;">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</td> <td style="vertical-align: top;"> (5) 原子炉格納施設 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器〔S〕 ・上部ドライウエル機器搬入用ハッチ〔S〕 ・下部ドライウエル機器搬入用ハッチ〔S〕 ・サブプレッションチェンバ出入口〔S〕 ・上部ドライウエル所員用エアロック〔S〕 ・下部ドライウエル所員用エアロック〔S〕 ・配管貫通部〔S〕 ・電気配線貫通部〔S〕 ・真空破壊弁〔S〕 ・ダイヤフラムフロア〔S〕 ・ベント管〔S〕 ・復水移送ポンプ〔B〕 ・復水貯蔵槽〔B〕 ・残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・高圧代替注水系ポンプ ・ほう酸水注入系ポンプ〔S〕 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク〔S〕 ・非常用ガス処理系乾燥装置〔S〕 ・非常用ガス処理系排風機〔S〕 ・非常用ガス処理系フィルタ装置〔S〕 ・静的触媒式水素再結合器 ・ドレン移送ポンプ ・ドレンタンク ・フィルタ装置 ・よう素フィルタ ・ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側） ・ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側） ・関連弁〔S〕 ・関連弁 ・関連配管〔S、B〕 ・関連配管 </td> </tr> </tbody> </table>	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）	3. 常設重大事故緩和設備	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	(5) 原子炉格納施設 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器〔S〕 ・上部ドライウエル機器搬入用ハッチ〔S〕 ・下部ドライウエル機器搬入用ハッチ〔S〕 ・サブプレッションチェンバ出入口〔S〕 ・上部ドライウエル所員用エアロック〔S〕 ・下部ドライウエル所員用エアロック〔S〕 ・配管貫通部〔S〕 ・電気配線貫通部〔S〕 ・真空破壊弁〔S〕 ・ダイヤフラムフロア〔S〕 ・ベント管〔S〕 ・復水移送ポンプ〔B〕 ・復水貯蔵槽〔B〕 ・残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・高圧代替注水系ポンプ ・ほう酸水注入系ポンプ〔S〕 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク〔S〕 ・非常用ガス処理系乾燥装置〔S〕 ・非常用ガス処理系排風機〔S〕 ・非常用ガス処理系フィルタ装置〔S〕 ・静的触媒式水素再結合器 ・ドレン移送ポンプ ・ドレンタンク ・フィルタ装置 ・よう素フィルタ ・ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側） ・ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側） ・関連弁〔S〕 ・関連弁 ・関連配管〔S、B〕 ・関連配管 	
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）						
3. 常設重大事故緩和設備	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	(5) 原子炉格納施設 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器〔S〕 ・上部ドライウエル機器搬入用ハッチ〔S〕 ・下部ドライウエル機器搬入用ハッチ〔S〕 ・サブプレッションチェンバ出入口〔S〕 ・上部ドライウエル所員用エアロック〔S〕 ・下部ドライウエル所員用エアロック〔S〕 ・配管貫通部〔S〕 ・電気配線貫通部〔S〕 ・真空破壊弁〔S〕 ・ダイヤフラムフロア〔S〕 ・ベント管〔S〕 ・復水移送ポンプ〔B〕 ・復水貯蔵槽〔B〕 ・残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・高圧代替注水系ポンプ ・ほう酸水注入系ポンプ〔S〕 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク〔S〕 ・非常用ガス処理系乾燥装置〔S〕 ・非常用ガス処理系排風機〔S〕 ・非常用ガス処理系フィルタ装置〔S〕 ・静的触媒式水素再結合器 ・ドレン移送ポンプ ・ドレンタンク ・フィルタ装置 ・よう素フィルタ ・ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側） ・ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側） ・関連弁〔S〕 ・関連弁 ・関連配管〔S、B〕 ・関連配管 						

変更前	変更後	記載しない理由						
	<p data-bbox="1021 288 1720 368">第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（10/14）</p> <table border="1" data-bbox="1008 376 1738 1337"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 376 1178 464">設備分類</th> <th data-bbox="1178 376 1350 464">定義</th> <th data-bbox="1350 376 1738 464">主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 464 1178 1337">3. 常設重大事故緩和設備</td> <td data-bbox="1178 464 1350 1337">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</td> <td data-bbox="1350 464 1738 1337"> <p data-bbox="1361 469 1503 488">(6) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1361 488 1738 531">・ 第一ガスタービン発電機用ガスタービン（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 531 1738 574">・ 第一ガスタービン発電機用調速装置及び非常調速装置（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 574 1738 617">・ 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 617 1738 660">・ 第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 660 1738 703">・ 第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 703 1738 746">・ 軽油タンク（重大事故等時のみ6, 7号機共用）〔S〕 <li data-bbox="1361 746 1738 790">・ 軽油タンク（6号機設備、重大事故等時のみ6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 790 1738 815">・ 第一ガスタービン発電機（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 815 1738 858">・ 第一ガスタービン発電機用励磁装置（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 858 1738 901">・ 第一ガスタービン発電機用保護継電装置（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 901 1738 927">・ AM用直流125V充電器 <li data-bbox="1361 927 1738 952">・ 直流125V蓄電池（7A）〔S〕 <li data-bbox="1361 952 1738 978">・ 直流125V蓄電池（7A-2）〔S〕 <li data-bbox="1361 978 1738 1003">・ 直流125V蓄電池（7B）〔S〕 <li data-bbox="1361 1003 1738 1029">・ AM用直流125V蓄電池 <li data-bbox="1361 1029 1738 1054">・ 関連配管 </td> </tr> </tbody> </table>	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）	3. 常設重大事故緩和設備	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 data-bbox="1361 469 1503 488">(6) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1361 488 1738 531">・ 第一ガスタービン発電機用ガスタービン（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 531 1738 574">・ 第一ガスタービン発電機用調速装置及び非常調速装置（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 574 1738 617">・ 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 617 1738 660">・ 第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 660 1738 703">・ 第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 703 1738 746">・ 軽油タンク（重大事故等時のみ6, 7号機共用）〔S〕 <li data-bbox="1361 746 1738 790">・ 軽油タンク（6号機設備、重大事故等時のみ6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 790 1738 815">・ 第一ガスタービン発電機（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 815 1738 858">・ 第一ガスタービン発電機用励磁装置（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 858 1738 901">・ 第一ガスタービン発電機用保護継電装置（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 901 1738 927">・ AM用直流125V充電器 <li data-bbox="1361 927 1738 952">・ 直流125V蓄電池（7A）〔S〕 <li data-bbox="1361 952 1738 978">・ 直流125V蓄電池（7A-2）〔S〕 <li data-bbox="1361 978 1738 1003">・ 直流125V蓄電池（7B）〔S〕 <li data-bbox="1361 1003 1738 1029">・ AM用直流125V蓄電池 <li data-bbox="1361 1029 1738 1054">・ 関連配管 	
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）						
3. 常設重大事故緩和設備	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 data-bbox="1361 469 1503 488">(6) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1361 488 1738 531">・ 第一ガスタービン発電機用ガスタービン（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 531 1738 574">・ 第一ガスタービン発電機用調速装置及び非常調速装置（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 574 1738 617">・ 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 617 1738 660">・ 第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 660 1738 703">・ 第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 703 1738 746">・ 軽油タンク（重大事故等時のみ6, 7号機共用）〔S〕 <li data-bbox="1361 746 1738 790">・ 軽油タンク（6号機設備、重大事故等時のみ6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 790 1738 815">・ 第一ガスタービン発電機（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 815 1738 858">・ 第一ガスタービン発電機用励磁装置（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 858 1738 901">・ 第一ガスタービン発電機用保護継電装置（6, 7号機共用） <li data-bbox="1361 901 1738 927">・ AM用直流125V充電器 <li data-bbox="1361 927 1738 952">・ 直流125V蓄電池（7A）〔S〕 <li data-bbox="1361 952 1738 978">・ 直流125V蓄電池（7A-2）〔S〕 <li data-bbox="1361 978 1738 1003">・ 直流125V蓄電池（7B）〔S〕 <li data-bbox="1361 1003 1738 1029">・ AM用直流125V蓄電池 <li data-bbox="1361 1029 1738 1054">・ 関連配管 						

変更前	変更後	記載しない理由						
	<p data-bbox="1021 288 1722 368">第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（11/14）</p> <table border="1" data-bbox="1008 376 1740 1337"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 376 1178 464">設備分類</th> <th data-bbox="1178 376 1350 464">定義</th> <th data-bbox="1350 376 1740 464">主要設備 （[]内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 464 1178 1337">3. 常設重大事故緩和設備</td> <td data-bbox="1178 464 1350 1337">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</td> <td data-bbox="1350 464 1740 1337"> <p data-bbox="1361 469 1536 488">(7) 補機駆動用燃料設備</p> <ul data-bbox="1361 488 1729 596" style="list-style-type: none"> ・軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）[S] ・軽油タンク（6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） ・関連配管 <p data-bbox="1361 620 1503 639">(8) 非常用取水設備</p> <ul data-bbox="1361 639 1729 879" style="list-style-type: none"> ・海水貯留堰（重大事故等時のみ6,7号機共用）[S] ・海水貯留堰（6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） ・スクリーン室（重大事故等時のみ6,7号機共用）[C] ・スクリーン室（6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） ・取水路（重大事故等時のみ6,7号機共用）[C] ・取水路（6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） </td> </tr> </tbody> </table>	設備分類	定義	主要設備 （[]内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）	3. 常設重大事故緩和設備	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 data-bbox="1361 469 1536 488">(7) 補機駆動用燃料設備</p> <ul data-bbox="1361 488 1729 596" style="list-style-type: none"> ・軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）[S] ・軽油タンク（6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） ・関連配管 <p data-bbox="1361 620 1503 639">(8) 非常用取水設備</p> <ul data-bbox="1361 639 1729 879" style="list-style-type: none"> ・海水貯留堰（重大事故等時のみ6,7号機共用）[S] ・海水貯留堰（6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） ・スクリーン室（重大事故等時のみ6,7号機共用）[C] ・スクリーン室（6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） ・取水路（重大事故等時のみ6,7号機共用）[C] ・取水路（6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） 	
設備分類	定義	主要設備 （[]内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）						
3. 常設重大事故緩和設備	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 data-bbox="1361 469 1536 488">(7) 補機駆動用燃料設備</p> <ul data-bbox="1361 488 1729 596" style="list-style-type: none"> ・軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）[S] ・軽油タンク（6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） ・関連配管 <p data-bbox="1361 620 1503 639">(8) 非常用取水設備</p> <ul data-bbox="1361 639 1729 879" style="list-style-type: none"> ・海水貯留堰（重大事故等時のみ6,7号機共用）[S] ・海水貯留堰（6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） ・スクリーン室（重大事故等時のみ6,7号機共用）[C] ・スクリーン室（6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） ・取水路（重大事故等時のみ6,7号機共用）[C] ・取水路（6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） 						

変更前	変更後	記載しない理由						
	<p data-bbox="1021 288 1720 368">第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（12/14）</p> <table border="1" data-bbox="1008 376 1738 1337"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 376 1178 464">設備分類</th> <th data-bbox="1178 376 1350 464">定義</th> <th data-bbox="1350 376 1738 464">主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 464 1178 1337">4. 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)</td> <td data-bbox="1178 464 1350 1337">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常設重大事故防止設備以外の常設のもの</td> <td data-bbox="1350 464 1738 1337"> <p data-bbox="1357 469 1659 794">(1) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・ 残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・ 高圧炉心注水系ポンプ〔S〕 ・ 高圧炉心注水系ストレーナ〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系ストレーナ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系熱交換器〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系サージタンク〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S, B〕 <p data-bbox="1357 818 1641 991">(2) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度〔C〕 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度〔C〕 ・ 残留熱除去系系統流量〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量〔S〕 ・ 高圧炉心注水系系統流量〔S〕 <p data-bbox="1357 1015 1592 1142">(3) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・ 残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S〕 </td> </tr> </tbody> </table>	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）	4. 常設重大事故防止設備 (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、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	<p data-bbox="1357 469 1659 794">(1) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・ 残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・ 高圧炉心注水系ポンプ〔S〕 ・ 高圧炉心注水系ストレーナ〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系ストレーナ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系熱交換器〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系サージタンク〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S, B〕 <p data-bbox="1357 818 1641 991">(2) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度〔C〕 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度〔C〕 ・ 残留熱除去系系統流量〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量〔S〕 ・ 高圧炉心注水系系統流量〔S〕 <p data-bbox="1357 1015 1592 1142">(3) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・ 残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S〕 	
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）						
4. 常設重大事故防止設備 (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、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	<p data-bbox="1357 469 1659 794">(1) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・ 残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・ 高圧炉心注水系ポンプ〔S〕 ・ 高圧炉心注水系ストレーナ〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系ストレーナ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系熱交換器〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系サージタンク〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S, B〕 <p data-bbox="1357 818 1641 991">(2) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度〔C〕 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度〔C〕 ・ 残留熱除去系系統流量〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量〔S〕 ・ 高圧炉心注水系系統流量〔S〕 <p data-bbox="1357 1015 1592 1142">(3) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・ 残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S〕 						

変更前	変更後	記載しない理由						
	<p data-bbox="1021 288 1720 368">第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（13/14）</p> <table border="1" data-bbox="1008 376 1738 1337"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 376 1178 464">設備分類</th> <th data-bbox="1178 376 1350 464">定義</th> <th data-bbox="1350 376 1738 464">主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 464 1178 1337">4. 常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）</td> <td data-bbox="1178 464 1350 1337">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常設重大事故防止設備以外の常設のもの</td> <td data-bbox="1350 464 1738 1337"> <p data-bbox="1357 469 1503 488">(4) 非常用電源設備</p> <ul data-bbox="1357 488 1709 815" style="list-style-type: none"> ・ディーゼル機関〔S〕 ・調速装置及び非常調速装置〔S〕 ・機関付清水ポンプ〔S〕 ・空気だめ〔S〕 ・空気だめの安全弁〔S〕 ・空気圧縮機〔S〕 ・燃料ディタンク〔S〕 ・燃料移送ポンプ〔S〕 ・軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔S〕 ・発電機〔S〕 ・励磁装置〔S〕 ・保護継電装置〔S〕 ・直流125V蓄電池（7C,7D）〔S〕 ・関連配管〔S〕 <p data-bbox="1357 839 1503 858">(5) 非常用取水設備</p> <ul data-bbox="1357 858 1599 946" style="list-style-type: none"> ・補機冷却用海水取水路〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(A)〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(B)〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(C)〔C〕 </td> </tr> </tbody> </table>	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）	4. 常設重大事故防止設備 （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、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	<p data-bbox="1357 469 1503 488">(4) 非常用電源設備</p> <ul data-bbox="1357 488 1709 815" style="list-style-type: none"> ・ディーゼル機関〔S〕 ・調速装置及び非常調速装置〔S〕 ・機関付清水ポンプ〔S〕 ・空気だめ〔S〕 ・空気だめの安全弁〔S〕 ・空気圧縮機〔S〕 ・燃料ディタンク〔S〕 ・燃料移送ポンプ〔S〕 ・軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔S〕 ・発電機〔S〕 ・励磁装置〔S〕 ・保護継電装置〔S〕 ・直流125V蓄電池（7C,7D）〔S〕 ・関連配管〔S〕 <p data-bbox="1357 839 1503 858">(5) 非常用取水設備</p> <ul data-bbox="1357 858 1599 946" style="list-style-type: none"> ・補機冷却用海水取水路〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(A)〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(B)〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(C)〔C〕 	
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）						
4. 常設重大事故防止設備 （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、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	<p data-bbox="1357 469 1503 488">(4) 非常用電源設備</p> <ul data-bbox="1357 488 1709 815" style="list-style-type: none"> ・ディーゼル機関〔S〕 ・調速装置及び非常調速装置〔S〕 ・機関付清水ポンプ〔S〕 ・空気だめ〔S〕 ・空気だめの安全弁〔S〕 ・空気圧縮機〔S〕 ・燃料ディタンク〔S〕 ・燃料移送ポンプ〔S〕 ・軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔S〕 ・発電機〔S〕 ・励磁装置〔S〕 ・保護継電装置〔S〕 ・直流125V蓄電池（7C,7D）〔S〕 ・関連配管〔S〕 <p data-bbox="1357 839 1503 858">(5) 非常用取水設備</p> <ul data-bbox="1357 858 1599 946" style="list-style-type: none"> ・補機冷却用海水取水路〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(A)〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(B)〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(C)〔C〕 						

変更前	変更後	記載しない理由						
	<p style="text-align: center;">第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（14/14）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">設備分類</th> <th style="width: 25%;">定義</th> <th style="width: 60%;">主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;">5. 常設重大事故緩和設備 （設計基準拡張）</td> <td style="vertical-align: top;">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常設重大事故緩和設備以外の常設のもの</td> <td style="vertical-align: top;"> <p>(1) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却水系熱交換器〔S〕 ・原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・原子炉補機冷却海水ポンプ〔S〕 ・原子炉補機冷却水系サージタンク〔S〕 ・原子炉補機冷却海水系ストレーナ〔S〕 ・関連配管〔S〕 <p>(2) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・関連弁〔S〕 ・関連配管〔S〕 <p>(3) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル機関〔S〕 ・調速装置及び非常調速装置〔S〕 ・機関付清水ポンプ〔S〕 ・空気だめ〔S〕 ・空気だめの安全弁〔S〕 ・空気圧縮機〔S〕 ・燃料ディタンク〔S〕 ・燃料移送ポンプ〔S〕 ・軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔S〕 ・発電機〔S〕 ・励磁装置〔S〕 ・保護継電装置〔S〕 ・直流125V蓄電池（7C, 7D）〔S〕 ・関連配管〔S〕 <p>(4) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・補機冷却用海水取水路〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(A)〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(B)〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(C)〔C〕 </td> </tr> </tbody> </table>	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）	5. 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常設重大事故緩和設備以外の常設のもの	<p>(1) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却水系熱交換器〔S〕 ・原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・原子炉補機冷却海水ポンプ〔S〕 ・原子炉補機冷却水系サージタンク〔S〕 ・原子炉補機冷却海水系ストレーナ〔S〕 ・関連配管〔S〕 <p>(2) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・関連弁〔S〕 ・関連配管〔S〕 <p>(3) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル機関〔S〕 ・調速装置及び非常調速装置〔S〕 ・機関付清水ポンプ〔S〕 ・空気だめ〔S〕 ・空気だめの安全弁〔S〕 ・空気圧縮機〔S〕 ・燃料ディタンク〔S〕 ・燃料移送ポンプ〔S〕 ・軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔S〕 ・発電機〔S〕 ・励磁装置〔S〕 ・保護継電装置〔S〕 ・直流125V蓄電池（7C, 7D）〔S〕 ・関連配管〔S〕 <p>(4) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・補機冷却用海水取水路〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(A)〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(B)〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(C)〔C〕 	
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）						
5. 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常設重大事故緩和設備以外の常設のもの	<p>(1) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却水系熱交換器〔S〕 ・原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・原子炉補機冷却海水ポンプ〔S〕 ・原子炉補機冷却水系サージタンク〔S〕 ・原子炉補機冷却海水系ストレーナ〔S〕 ・関連配管〔S〕 <p>(2) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・関連弁〔S〕 ・関連配管〔S〕 <p>(3) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル機関〔S〕 ・調速装置及び非常調速装置〔S〕 ・機関付清水ポンプ〔S〕 ・空気だめ〔S〕 ・空気だめの安全弁〔S〕 ・空気圧縮機〔S〕 ・燃料ディタンク〔S〕 ・燃料移送ポンプ〔S〕 ・軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔S〕 ・発電機〔S〕 ・励磁装置〔S〕 ・保護継電装置〔S〕 ・直流125V蓄電池（7C, 7D）〔S〕 ・関連配管〔S〕 <p>(4) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・補機冷却用海水取水路〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(A)〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(B)〔C〕 ・補機冷却用海水取水槽(C)〔C〕 						

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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、発電所敷地で想定される風（台風）、低温（凍結）、積雪及び落雷の自然現象（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>2.2 津波による損傷の防止</p> <p>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、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象の自然現象（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、火山については地震（年超過確率 10^{-2} 相当地震動）と積雪、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-1 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>組み合わせる主荷重と従荷重の規模は、基本的には</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>設計基準対象施設は、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（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、防護措置その他、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、航空機の墜落については、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</p>	<p>主荷重[設計基準規模]×従荷重[年超過確率10^{-2}規模]の組合せを想定する。</p> <p>従荷重として組み合わせる地震、積雪深の大きさはそれぞれ年超過確率10^{-2}相当地震動、柏崎市における1日当たりの積雪量の年超過確率10^{-2}規模の値84.3cmとし、また、従荷重とは別に、ベース負荷として日最深積雪量の平均値に当たる積雪量31.1cm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火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落による火災）、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、防護措置その他、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、航空機の墜落については、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>設に対して防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。</p>	<p>設に対して防護措置その他の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、防護措置の要否を判断することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>航空機の墜落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>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>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、防護措置その他の適切な措置を講じる。</p> <p>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 284 1736 464">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="1055 528 1599 560">2.3.1 外部からの衝撃より防護すべき施設</p> <p data-bbox="1122 572 1736 1187">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」で規定されている安全重要度分類のクラス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，系統及び機器とする。その上で，安全重要度分類のクラス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，系統及び機器に加え，それらを内包する建屋を外部事象から防護する対象（以下「外部事象防護対象施設」という。）とする。</p> <p data-bbox="1122 1200 1736 1380">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。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>2.3.2 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、建屋内に設置すること等により、当該</p>	<p>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（使用済燃料貯蔵プール）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>上記以外の設計基準対象施設については、外部からの衝撃に対して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> <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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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に生じる荷重と重なり合わない設計とする。</p>	<p>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>2.3.3 設計方針 以下に自然現象（地震及び津波を除く。）に係る設計方針を示す。</p> <p>(1) 自然現象</p>	<p>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、地震を除く自然現象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>人為事象のうち火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落による火災）及び有毒ガスの設計方針については「(2)a. 外部火災」の設計方針に基づき設計する。なお、危険物を搭載した車両については、燃料輸送車両の火災・爆発として近隣工場等の火災・爆発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）許可を受けた最大風速92m/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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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機械的、機能的及び二次的な波及的影響を及ぼす可能性がある施設の影響について考慮した設計とする。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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<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足場板（長さ 4m×幅 0.25m×奥行き 0.04m、質量 14kg、飛来時の水平速度 55m/s、飛来時の鉛直速度 18m/s）及び足場パイプ（長さ 4m×幅 0.05m×奥行き 0.05m、質量 11kg、飛来時の水平速度 42m/s、飛来時の鉛直速度 38m/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構内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。</p> <p>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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1176 288 1731 946">通力が設計飛来物である足場パイプ及び鋼製足場板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及び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防護措置として設置する施設（以下「防護対策施設」という。）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 data-bbox="1176 962 1731 1185">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構内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 data-bbox="1137 1254 1731 1378">(b) 竜巻に対する影響評価及び竜巻防護対策 屋外の外部事象防護対象施設（建屋を除く。）は、安全機能を損なわないよう、設計荷</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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>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。</p> <p>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>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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、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よりも大きな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、浮き上がり又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。</p> <p>ただし、浮き上がり又は横滑りを拘束する車両等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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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、たるみを有する固縛で拘束する。</p> <p>なお、たるみを有する固縛のうち、設計竜巻の風圧力に対し機能維持が困難な固縛については、竜巻襲来のおそれがある場合に固縛のたるみを巻き取ることで拘束する。</p> <p>たるみを巻き取る運用については、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、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（防護ネット（硬鋼線材：線径φ4mm，網目寸法83mm×130mm）及び架構により構成する。）、竜巻防護フード（防護鋼板（ステンレス鋼：板厚17mm以上）及び架構又は防護壁（鉄筋コンクリート：厚さ21cm以上）により構成する。）、竜巻防護扉（ステンレス鋼：板厚17mm以上）及び竜巻防</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>護鋼板（防護鋼板（炭素鋼：板厚 17mm 以上又はステンレス鋼：板厚 9mm 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。</p> <p>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>また、外部事象防護対象施設は、設計荷重により、機械的、機能的及び二次的な波及的影響により機能を損なわない設計とする。</p> <p>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。</p> <p>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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1176 284 1733 655">二次的な波及的影響である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に竜巻による随件事象の影響を及ぼさない設計とする。</p> <p data-bbox="1176 667 1733 802">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。</p> <p data-bbox="1176 813 1733 949">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。</p> <p data-bbox="1176 960 1733 1096">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> <p data-bbox="1122 1153 1234 1185">b. 火山</p> <p data-bbox="1151 1197 1733 1375">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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1149 288 1733 368">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 data-bbox="1149 384 1733 655">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 data-bbox="1149 671 1733 799">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 data-bbox="1149 815 1733 895">(a) 防護設計における降下火砕物の特性の設定</p> <p data-bbox="1173 911 1733 1038">設計に用いる降下火砕物は、設置（変更）許可を受けた、層厚 35cm、粒径 8.0mm 以下、密度 1.5g/cm³（湿潤状態）と設定する。</p> <p data-bbox="1149 1102 1570 1134">(b) 降下火砕物に対する防護対策</p> <p data-bbox="1173 1150 1733 1374">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必要な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="1167 284 1599 320">イ. 直接的影響に対する設計方針</p> <p data-bbox="1178 331 1458 368">(イ) 構造物への荷重</p> <p data-bbox="1234 379 1733 703">外部事象防護対象施設のうち、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、並びに防護措置として設置する防護対策施設については、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 data-bbox="1234 715 1733 991">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地震及び積雪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 data-bbox="1234 1002 1733 1182">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 data-bbox="1234 1193 1733 1374">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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1234 288 1736 368">全裕度を有する建屋内に設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1234 384 1736 751">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="1234 767 1736 991">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="1178 1054 1319 1086">(ロ) 閉塞</p> <p data-bbox="1223 1102 1487 1134">i. 水循環系の閉塞</p> <p data-bbox="1261 1150 1736 1374">外部事象防護対象施設のうち、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、降下火砕物の粒径より大きな流路幅を設ける</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1263 284 1736 368">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="1220 432 1736 517">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="1263 528 1736 1091">外部事象防護対象施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる非常用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、外気取入口に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、さらに降下火砕物がバグ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="1263 1102 1736 1377">非常用換気空調系以外の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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1261 284 1738 368">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 data-bbox="1261 379 1738 563">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、再循環運転の実施等を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1178 624 1321 655">(ハ) 摩耗</p> <p data-bbox="1223 671 1657 703">i. 水循環系の内部における摩耗</p> <p data-bbox="1261 719 1738 1139">外部事象防護対象施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設の内部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が、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、定期的な内部点検及び日常保守管理により、摩耗しにくい設計とする。</p> <p data-bbox="1261 1155 1738 1339">なお、降下火砕物により摩耗が進展しないよう、日常保守管理における点検及び必要に応じた補修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 data-bbox="1220 287 1736 367">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 data-bbox="1265 383 1736 805">外部事象防護対象施設のうち, 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 data-bbox="1265 813 1736 997">なお, 降下火砕物により摩耗が進展しないよう, 外気取入ダンパの閉止, 換気空調系の停止等を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1176 1053 1321 1093">(二) 腐食</p> <p data-bbox="1220 1109 1646 1141">i. 建造物の化学的影響(腐食)</p> <p data-bbox="1265 1157 1736 1380">外部事象防護対象施設のうち, 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, 並びに防護措置として設置する防護対策施設については, 降下火砕物に対し, 機能</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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、降下火砕物により長期的な腐食の影響が生じないよう、日常保守管理における点検及び補修の実施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>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>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1261 284 1736 416">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="1220 480 1682 512">ii. 水循環系の化学的影響（腐食）</p> <p data-bbox="1261 528 1736 847">外部事象防護対象施設のうち、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="1261 863 1736 1038">なお、降下火砕物により長期的な腐食の影響が生じないよう、日常保守管理における点検及び補修の実施を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1220 1102 1736 1182">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="1261 1198 1736 1374">外部事象防護対象施設のうち、降下火砕物を含む空気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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>物が侵入しにくい構造とすること，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，降下火砕物により長期的な腐食の影響が生じないように，日常保守管理における点検，補修の実施等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ホ) 発電所周辺の大気汚染</p> <p>外部事象防護対象施設のうち，中央制御室換気空調系（「6,7号機共用」（以下同じ。））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，バグフイルタを設置することにより，降下火砕物が中央制御室（「6,7号機共用」（以下同じ。））に侵入しにくい設計とする。</p> <p>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再循環運転を可能とすることにより，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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1234 288 1736 416">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="1234 432 1736 560">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、再循環運転の実施等を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1178 624 1375 655">(へ) 絶縁低下</p> <p data-bbox="1234 671 1736 1038">外部事象防護対象施設のうち、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の絶縁低下については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、安全保護系盤の設置場所の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="1234 1054 1736 1278">なお、中央制御室換気空調系については、降下火砕物による安全保護系盤の絶縁低下を防止するよう、外気取入ダンパの閉止、再循環運転の実施等を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1167 1342 1599 1374">ロ. 間接的影響に対する設計方針</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>c. 風（台風）</p> <p>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，防護する設計とする。</p>	<p>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，発電用原子炉及び使用済燃料貯蔵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の燃料を貯蔵するための軽油タンク（「重大事故等時のみ6，7号機共用」（以下同じ。）」），燃料を移送するための非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ等を降下火砕物の影響を受けないように設置する設計とする。</p> <p>c. 風（台風）</p> <p>外部事象防護対象施設は，設計基準風速による風荷重に対して，機械的強度を有することにより，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，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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>d. 低温（凍結）</p> <p>安全機能を有する構築物，系統及び機器は，低温（凍結）に対して，最低気温を考慮し，屋外機器で凍結のおそれのあるものは必要に応じて凍結防止対策を行う設計とする。</p>	<p>d. 低温（凍結）</p> <p>外部事象防護対象施設は，設計基準温度による低温（凍結）に対して，屋内設備については換気空調系により環境温度を維持し，屋外設備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。</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. 降水</p> <p>外部事象防護対象施設は，設計基準降水量の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等を行うとともに，設計基準降水量の降水による荷重に対して，排水口による海域への排水を行うことにより，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，建屋内への設置又は</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>f. 積雪</p> <p>安全機能を有する構築物，系統及び機器は，積雪荷重を建築基準法に基づき設定し，防護する設計とする。</p>	<p>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. 積雪</p> <p>外部事象防護対象施設は，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。</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とともに，環境条件等を考慮すること，及び除雪を実施することにより，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，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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="367 292 479 320">g. 落雷</p> <p data-bbox="394 339 981 560">安全機能を有する構築物、系統及び機器は、発電所の雷害防止対策として、原子炉建屋等に避雷設備を設け、接地網の敷設による接地抵抗の低減等を行うことにより、防護する設計とする。</p>	<p data-bbox="1120 292 1232 320">g. 落雷</p> <p data-bbox="1146 339 1733 655">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系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。</p> <p data-bbox="1146 675 1733 991">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 data-bbox="1120 1058 1254 1086">h. 地滑り</p> <p data-bbox="1146 1106 1733 1278">外部事象防護対象施設は、地滑りに対して、斜面からの離隔距離を確保し地滑りのおそれがない位置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。</p> <p data-bbox="1146 1297 1733 1374">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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1151 285 1738 464"> 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 data-bbox="1122 525 1350 560">i. 生物学的事象</p> <p data-bbox="1151 572 1738 948"> 外部事象防護対象施設は、生物学的事象に対して、海洋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こと、また、小動物の侵入に対して、屋内設備は建屋止水処置等により、屋外設備は端子箱貫通部の閉止処置等を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。 </p> <p data-bbox="1151 960 1738 1187"> 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、海洋生物に対して、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 data-bbox="1081 1248 1265 1283">(2) 人為事象</p> <p data-bbox="1122 1295 1292 1331">a. 外部火災</p> <p data-bbox="1176 1343 1738 1378"> 想定される外部火災において、火災・爆発源 </p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1151 288 1736 512">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・爆発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="1151 528 1736 655">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="1151 671 1736 943">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="1151 959 1736 1038">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> <p data-bbox="1151 1102 1626 1134">(a) 防火帯幅の設定に対する設計方針</p> <p data-bbox="1178 1150 1736 1374">人為事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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1176 285 1731 464">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ことを保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1137 528 1711 560">(b) 発電所敷地内の火災源に対する設計方針</p> <p data-bbox="1176 576 1731 895">火災源として、森林火災、発電所敷地内に設置する屋外の危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災、敷地内の危険物タンク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 data-bbox="1176 911 1731 991">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。</p> <p data-bbox="1176 1007 1731 1374">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建屋を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度（軽油タンクの軽油温度 225℃、非常用ディーゼル発電設備</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>燃料移送ポンプの周囲温度 100℃、主排気筒の表面温度 325℃) 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建屋を除く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> <ul style="list-style-type: none"> ・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もとに求めた、設置（変更）許可を受けた防火帯の外縁（火炎側）における最大火線強度から算出される火炎輻射発散度（100kW/m²）による危険距離を求め評価する。 ・発電所敷地内に設置する危険物タンク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建屋を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め評価する。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。 	

変更前	変更後	記載しない理由
	<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））により落下確率が 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、建屋表面温度及び建屋を除く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>・敷地内の危険物タンクの火災と航空機墜落による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、建屋表面温度及び建屋を除く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>・防護措置として設置する防護対策施設としては、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度が許容温度以下となるよう耐火性能を確認した防護板を非常用</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1205 288 1733 655">ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ周辺に鋼材で支持する設計とする。防護板は、外部事象防護対象施設である非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプに用いる地震力に対して、支持部材の構造強度を維持することにより非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプに波及的影響を及ぼさない設計とする。</p> <p data-bbox="1137 719 1733 799">(c) 発電所敷地外の火災・爆発源に対する設計方針</p> <p data-bbox="1178 815 1733 991">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 data-bbox="1178 1007 1733 1278">・ 発電所敷地外 10km 以内の範囲において、火災・爆発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・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="1178 1294 1733 1374">・ 発電所敷地外半径 10km 以内の危険物貯蔵施設、高圧ガス貯蔵施設、燃料輸送車両及</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1205 288 1736 655"> び漂流船舶の火災については、火災源ごとに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建屋を除く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求め評価する。 </p> <p data-bbox="1178 671 1736 948"> ・発電所敷地外半径 10km 以内の高圧ガス貯蔵施設、燃料輸送車両及び漂流船舶の爆発については、爆発源ごとにガス爆発の爆風圧が 0.01MPa となる危険限界距離及びガス爆発による容器破裂時の破片の最大飛散距離を求め評価する。 </p> <p data-bbox="1137 1010 1711 1043"> (d) 二次的影響（ばい煙）に対する設計方針 </p> <p data-bbox="1178 1059 1736 1283"> 屋外に開口しており空気の流路となる施設及び換気空調系に対し、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="1167 1299 1375 1332"> イ. 換気空調系 </p> <p data-bbox="1234 1348 1736 1382"> 外部火災によるばい煙が発生した場合 </p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>には、侵入を防止するためバグフィルタを設置する設計とする。</p> <p>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再循環運転の実施による外気の遮断を保安規定に定めて管理する。</p> <p>ロ. 非常用ディーゼル発電機</p> <p>非常用ディーゼル発電機については、バグフィルタを設置することによりばい煙が容易に侵入しにくい設計とする。</p> <p>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>ハ. 安全保護系</p> <p>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系盤については、空調系統にバグ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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1137 285 1543 320">(e) 有毒ガスに対する設計方針</p> <p data-bbox="1176 333 1733 655">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の閉止、中央制御室内の空気を循環させる再循環運転の実施及び必要に応じ中央制御室以外の空調ファンの停止により、有毒ガスの侵入を防止する設計とする。</p> <p data-bbox="1176 671 1733 900">なお、有毒ガスの侵入を防止するよう、外気取入ダンパの閉止、再循環運転の実施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。</p> <p data-bbox="1176 916 1733 1091">主要道路、鉄道路線、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 data-bbox="1122 1155 1319 1190">b. 船舶の衝突</p> <p data-bbox="1149 1203 1733 1378">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と及び深層から取水することにより、安全機能</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1151 288 1487 320">を損なわない設計とする。</p> <p data-bbox="1151 336 1738 608">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、船舶の衝突による取水性を損なうことのない設計とする。</p> <p data-bbox="1122 671 1323 703">c. 電磁的障害</p> <p data-bbox="1151 719 1738 991">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、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 data-bbox="1122 1054 1346 1086">d. 航空機の墜落</p> <p data-bbox="1151 1102 1738 1230">可搬型重大事故等対処設備は、建屋内に保管するか、又は屋外において設計基準対象施設等と位置的分散を図り保管する。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>3. 火災</p> <p>3.1 火災による損傷の防止</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>原子炉冷却系統施設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>5. 設備に対する要求</p> <p>5.1 安全設備及び設計基準対象施設</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</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の反応度を安全かつ安定的に制御でき、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</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</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の反応度を安全かつ安定的に制御でき、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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</p> <p>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又は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</p> <p>(1) 多重性又は多様性及び独立性</p> <p>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>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</p> <p>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又は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</p> <p>(1) 多重性又は多様性及び独立性</p> <p>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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「外部人為事象」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, 低温 (凍結), 降水, 積雪, 落雷, 地滑り, 火山の影響及び生物学的事象を選定する。</p> <p>自然現象の組合せについては, 地震, 積雪及び火山の影響を考慮する。</p> <p>外部人為事象として, 飛来物 (航空機落下), 火災・爆発 (森林火災, 近隣工場等の火災・爆発, 航空機落下火災等), 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。</p> <p>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> <p>建屋については, 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>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1420 320">を図ることを考慮する。</p> <p data-bbox="1122 336 1487 368">a. 常設重大事故等対処設備</p> <p data-bbox="1151 384 1733 416">常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処</p> <p data-bbox="1151 432 1733 464">設備並びに使用済燃料貯蔵槽（使用済燃料貯蔵</p> <p data-bbox="1151 480 1733 512">プール）の冷却設備及び注水設備（以下「設計基</p> <p data-bbox="1151 528 1733 560">準事故対処設備等」という。）の安全機能と共通</p> <p data-bbox="1151 576 1733 608">要因によって同時にその機能が損なわれるおそ</p> <p data-bbox="1151 624 1733 655">れがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な</p> <p data-bbox="1151 671 1733 703">限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切</p> <p data-bbox="1151 719 1733 751">な措置を講じる設計とする。ただし、常設重大事</p> <p data-bbox="1151 767 1733 799">故防止設備のうち、計装設備については、重大事</p> <p data-bbox="1151 815 1733 847">故等に対処するために監視することが必要なパ</p> <p data-bbox="1151 863 1733 895">ラメータの計測が困難となった場合に、当該パ</p> <p data-bbox="1151 911 1733 943">ラメータを推定するために必要なパラメータと</p> <p data-bbox="1151 959 1733 991">異なる物理量又は測定原理とする等、重大事故</p> <p data-bbox="1151 1007 1733 1038">等に対処するために監視することが必要なパラ</p> <p data-bbox="1151 1054 1733 1086">メータに対して可能な限り多様性を有する方法</p> <p data-bbox="1151 1102 1733 1134">により計測できる設計とするとともに、可能な</p> <p data-bbox="1151 1150 1588 1182">限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p data-bbox="1173 1198 1733 1230">環境条件に対しては、想定される重大事故等</p> <p data-bbox="1151 1246 1733 1278">が発生した場合における温度、放射線、荷重及び</p> <p data-bbox="1151 1294 1733 1326">その他の使用条件において、常設重大事故防止</p> <p data-bbox="1151 1342 1733 1374">設備がその機能を確実に発揮できる設計とす</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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）、低温（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>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、火災及び溢水に対して、「2.1 地震による損傷の防止」、「2.2 津波による損傷の防止」、「3.1 火災による損傷の防止」及び「4.1 溢水等による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>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> <p>風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、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内</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1144 284 1736 416">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 data-bbox="1122 475 1516 512">b. 可搬型重大事故等対処設備</p> <p data-bbox="1144 523 1736 799">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 data-bbox="1144 810 1736 1086">また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、その他自然現象又は故意に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="1144 1098 1736 1374">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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>とする。風（台風）、低温（凍結）、降水、積雪及び電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、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>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>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>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>溢水に対して可搬型重大事故等対処設備は、「4.1 溢水等による損傷の防止」に基づく設計</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>とする。</p> <p>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>風 (台風), 竜巻, 低温 (凍結), 降水, 積雪, 落雷, 地滑り, 火山の影響, 生物学的事象, 火災・爆発 (森林火災, 近隣工場等の火災・爆発, 航空機落下火災等), 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傷の防止が図られた建屋内に保管するか, 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。クラゲ等の海生生物から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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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>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対象施設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>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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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>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>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とするとともに、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）、低温（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>地震に対して接続口は、「1. 地盤等」に基づく地盤上の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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>溢水に対しては、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、建屋の異なる面の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、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、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>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>	

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>5.1.3 悪影響防止等</p> <p>(1) 飛来物による損傷防止</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</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> <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（「6,7号機共用」（以下同じ。）、格納容器スプレイ冷却系の原子炉格納容器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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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専門審査会「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>高温高圧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，仮想的な破断を想定し，その結果生じるかもしれない配管のむち打ち，流出流体のジェット力，周辺雰囲気の変化等により，発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに，それらの影響を低減させるための手段として，主蒸気・給水管等についてはパイプホイップレストレイントを設ける設計とする。</p> <p>高速回転機器については，損傷により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</p>	<p>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専門審査会「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>高温高圧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，仮想的な破断を想定し，その結果生じるかもしれない配管のむち打ち，流出流体のジェット力，周辺雰囲気の変化等により，発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに，それらの影響を低減させるための手段として，主蒸気・給水管等についてはパイプホイップレストレイントを設ける設計とする。</p> <p>高速回転機器については，損傷により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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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>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>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>重要安全施設以外の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>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。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。</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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1120 287 1736 422">重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で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 data-bbox="1086 478 1288 518">(4) 悪影響防止</p> <p data-bbox="1120 526 1736 710">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 data-bbox="1120 718 1736 949">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（電氣的な影響を含む。）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 data-bbox="1120 957 1736 1380">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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1733 368">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 data-bbox="1122 384 1733 560">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 data-bbox="1122 576 1733 847">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、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p data-bbox="1055 911 1234 943">5.1.4 容量等</p> <p data-bbox="1077 959 1458 991">(1) 常設重大事故等対処設備</p> <p data-bbox="1122 1007 1733 1278">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="1122 1294 1733 1374">「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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>備の計測範囲，作動信号の設定値等とする。</p> <p>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>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>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>(2) 可搬型重大事故等対処設備</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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>合せにより達成する。</p> <p>「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、ボンベ容量、計測器の計測範囲等とする。</p> <p>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とするとともに、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> <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可搬型蓄電池、可搬型ボンベ等は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セッ</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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、自然現象による影響、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>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、自然現象による影響、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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、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、外部人為事象の影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。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> <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）、低温（凍結）、降水及び積雪を選定する。これらの事象のうち、低温（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（低温（凍結）及び降水）、重大事故</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（低温（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（低温（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>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（低温（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（低温（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（低温（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>原子炉建屋原子炉区域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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>考慮する。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、転倒防止及び固縛の措置をとる。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>このうち、インターフェイスシステム LOCA 時、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、使用済燃料貯蔵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、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。</p> <p>原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の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とするとともに、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、転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は中央制御室、異な</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>安全施設のうち、主たる流路に影響を与える範囲については、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</p>	<p>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>屋外及び建屋屋上の重大事故等対処設備は、重大事故等時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、固縛の措置をとる。</p> <p>積雪の影響を考慮して、必要により除雪等の措置を講じる。</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のうち、主たる流路に影響を与える範囲については、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>(2) 海水を通水する系統への影響</p> <p>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>(3) 電磁的障害</p> <p>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</p> <p>安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然</p>	<p>(2) 海水を通水する系統への影響</p> <p>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。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。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</p> <p>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、また、重大事故等対処設備は、重大事故等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</p> <p>安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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 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</p>	<p>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>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。</p> <p>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。</p> <p>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 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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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（「6,7号機共用」（以下同じ。））から操作可能な設計とする。</p>	<p>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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>(6) 冷却材の性状</p> <p>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。</p> <p>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>5.1.6 操作性及び試験・検査性</p>	<p>(6) 冷却材の性状</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>(1) 操作性の確保</p> <p>重大事故等対処設備は、手順書の整備、教育・訓練により、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。</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を確実なものとする。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1733 368">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 data-bbox="1122 384 1733 608">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> <p data-bbox="1122 624 1733 1038">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、設置が確実に行えるように、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又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1122 1054 1733 1230">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="1122 1246 1733 1374">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。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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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。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>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>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>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。</p> <p>高圧窒素ガスボンベ、タンクローリ等については、</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1736 512">各々専用の接続方式を用いる。また、発電用原子炉施設間で相互に使用することができるように、6号機及び7号機とも同一形状とするとともに、同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。</p> <p data-bbox="1122 528 1736 703">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="1122 719 1736 943">屋外及び屋内において、アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、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="1122 959 1736 1134">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現象として、地震、津波、風(台風)、竜巻、低温(凍結)、降水、積雪、落雷、火山の影響及び生物学的事象を選定する。</p> <p data-bbox="1122 1150 1736 1374">屋外及び屋内アクセスルートに対する外部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火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス及び故意による大型航空機の衝</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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認する設計とする。</p> <p>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道路面のすべり）、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認するため、障害物を除去可能なホイールローダ（「6,7号機共用」（以下同じ。））を4台（予備1台）保管、使用する。</p> <p>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認する設計とする。</p> <p>津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置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、自然現象のうち、低温（凍結）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。</p> <p>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで、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、段差緩和対策等を行う、迂回する、又は砕石による段差解消対策により対処する設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、自然現象のうち低温（凍結）及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤ等を装着する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、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、火山の影響及び生物学的事象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、外部人為事象として選定する火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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> <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</p>	<p>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> <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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>に基づく点検が実施できる設計とする。</p>	<p>に加え、保全プログラムに基づく点検が実施できる設計とする。</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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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。）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 S N C 1）又は「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（J S M E S N E 1）等に従い設計する。</p>	<p style="text-align: center;">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 S N C 1）又は「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（J S M E S N E 1）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って，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度を確保できるよう日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）又は「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（J S M E S N E 1）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</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>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. 原子炉格納容器であって，鋼製部のみで原子</p>	<p>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. 原子炉格納容器であって，鋼製部のみで原子</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>炉格納容器の構造及び強度を持つ部分（以下「鋼製耐圧部」という。）及びコンクリート製原子炉格納容器の鋼製内張り部等は，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. 高圧炉心注水系ストレーナ，原子炉隔離時冷却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>f. コンクリート製原子炉格納容器は，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適切な圧縮強度を有するコンクリートを使用する。</p> <p>g. コンクリート製原子炉格納容器は，有害な膨張及び鉄筋腐食を起こさないよう，長期の耐久性を有するコンクリートを使用する。</p> <p>h. コンクリート製原子炉格納容器のコンクリ</p>	<p>炉格納容器の構造及び強度を持つ部分（以下「鋼製耐圧部」という。）及びコンクリート製原子炉格納容器の鋼製内張り部等は，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. 高圧炉心注水系ストレーナ，原子炉隔離時冷却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>f. コンクリート製原子炉格納容器は，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適切な圧縮強度を有するコンクリートを使用する。</p> <p>g. コンクリート製原子炉格納容器は，有害な膨張及び鉄筋腐食を起こさないよう，長期の耐久性を有するコンクリートを使用する。</p> <p>h. コンクリート製原子炉格納容器のコンクリ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>一ト部に強度部材として使用する鉄筋並びに緊張材及び定着具（以下「鉄筋等」という。）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、化学的成分及び形状寸法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、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>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。）、鋼製耐圧部、コンクリート製原子炉格納</p>	<p>一ト部に強度部材として使用する鉄筋並びに緊張材及び定着具（以下「鉄筋等」という。）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、化学的成分及び形状寸法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、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>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。）、鋼製耐圧部、コンクリート製原子炉格納</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>納容器の鋼製内張り部等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. 高圧炉心注水系ストレーナ、原子炉隔離時冷却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>容器の鋼製内張り部等、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、原子炉压力容器については、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. 高圧炉心注水系ストレーナ、原子炉隔離時冷却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>「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>5.2.2 構造及び強度について</p> <p>(1) 延性破断の防止</p> <p>a. クラス1機器, クラス2機器, クラス3機器, 鋼製耐圧部, コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート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。</p> <p>b. クラス1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。</p> <p>c. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート(貫通部スリーブ及び附属物(以下「貫通部スリーブ等」という。))が取り付く部分に限る。), 貫通部スリーブ及び定着金具(ライナアンカを除く。)は, 荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>また, ライナアンカについては, 全ての荷重状態において, 全体的な変形を弾性域に抑える</p>	<p>5.2.2 構造及び強度について</p> <p>(1) 延性破断の防止</p> <p>a. クラス1機器, クラス2機器, クラス3機器, 鋼製耐圧部, コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート, 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。</p> <p>b. クラス1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。</p> <p>c. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート(貫通部スリーブ及び附属物(以下「貫通部スリーブ等」という。))が取り付く部分に限る。), 貫通部スリーブ及び定着金具(ライナアンカを除く。)は, 荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>また, ライナアンカについては, 全ての荷重状態において, 全体的な変形を弾性域に抑える</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>設計とする。</p> <p>d. 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>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弁、クラス1支持構造物、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート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>f. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付け部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態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、</p>	<p>設計とする。</p> <p>d. 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>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弁、クラス1支持構造物、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート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>f. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付け部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態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、</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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>g. 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、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート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>h. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態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>i. 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>j. 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</p>	<p>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>g. 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、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート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>h. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態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>i. 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>j. 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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。)及び鋼製耐圧部(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>k. 高圧炉心注水系ストレーナ、原子炉隔離時冷却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>1. 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、延性破断が生じない設計とする。</p>	<p>損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。)及び鋼製耐圧部(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>k. 高圧炉心注水系ストレーナ、原子炉隔離時冷却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>1. 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、延性破断が生じない設計とする。</p> <p>m. 重大事故等クラス2支持構造物であって、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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>(2) 進行性変形による破壊の防止</p> <p>a. 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、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）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>b. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</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。）、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）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</p>	<p>(2) 進行性変形による破壊の防止</p> <p>a. 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、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）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>b. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</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。）、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>とする。</p> <p>b. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>c. クラス2機器及びクラス3機器の伸縮継手は、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</p>	<p>とする。</p> <p>b. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>c. クラス2機器、クラス3機器及び重大事故等クラス2機器の伸縮継手並びに重大事故等クラス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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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. 鋼製耐圧部は，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. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。），貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は，荷重状態Ⅰ，荷重状態Ⅱ，荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて，座屈が生じない設計とする。</p> <p>f. 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>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. 鋼製耐圧部は，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. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。），貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は，荷重状態Ⅰ，荷重状態Ⅱ，荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて，座屈が生じない設計とする。</p> <p>f. 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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>(5) 圧縮破壊の防止 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリートは、荷重状態Ⅰ，荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、圧縮破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、コンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じない設計とする。</p> <p>(6) 引張破断の防止 コンクリート製原子炉格納容器の鉄筋等は、荷重状態Ⅰ，荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、降伏せず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、破断に至るひずみが生じない設計とする。</p> <p>(7) せん断破壊の防止 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部は、荷重状態Ⅰ，荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、せん断破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、コンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じない設計とする。</p>	<p>(5) 圧縮破壊の防止 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリートは、荷重状態Ⅰ，荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、圧縮破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、コンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じない設計とする。</p> <p>(6) 引張破断の防止 コンクリート製原子炉格納容器の鉄筋等は、荷重状態Ⅰ，荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、降伏せず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、破断に至るひずみが生じない設計とする。</p> <p>(7) せん断破壊の防止 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部は、荷重状態Ⅰ，荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、せん断破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、コンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じない設計とする。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>(8) ライナプレートにおける荷重及びコンクリート部の変形等による強制ひずみの制限 コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート(貫通部スリーブ等が取り付く部分を除く。)は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、著しい残留ひずみが生じず、かつ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて、破断に至らない設計とする。</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> <ul style="list-style-type: none"> ・不連続で特異な形状でない設計とする。 ・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。 ・適切な強度を有する設計とする。 	<p>(8) ライナプレートにおける荷重及びコンクリート部の変形等による強制ひずみの制限 コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート(貫通部スリーブ等が取り付く部分を除く。)は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、著しい残留ひずみが生じず、かつ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて、破断に至らない設計とする。</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> <ul style="list-style-type: none"> ・不連続で特異な形状でない設計とする。 ・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。 ・適切な強度を有する設計とする。 	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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</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，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，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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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。</p> <p>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」(J S M E S N C 1)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。</p> <p>ただし, クラス1機器, クラス2管又はクラス3管であつ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</p>	<p>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。</p> <p>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」(J S M E S N C 1)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。</p> <p>ただし, クラス1機器, クラス2管又はクラス3管であつ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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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>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>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>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」(J S M E S N C 1)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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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>(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>(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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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</p> <p>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、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、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)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 5 0 1 号)」) の規定に適合する設計とする。</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</p> <p>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「発電用原子力設備規格 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 5 0 1 号)」) の規定に適合する設計とする。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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>設計基準対象施設のうち減圧弁を有する管であつて、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>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であつて、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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って、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>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破壊板を設ける場合は、安全弁等の動作を妨げないように低圧で破壊し、破壊板の破壊により吹出し管の機能を損なわない設計とする。</p>	<p>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>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破壊板を設ける場合は、安全弁等の動作を妨げないように低圧で破壊し、破壊板の破壊により吹出し管の機能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>また、破壊板の吹出し圧力に安全弁等の吹出し圧力を加えた圧力が、過圧防止に必要な吹出し圧力以下となる設計とする。</p> <p>破壊板を支持する構造は、流体が排出する場合の通過面積が安全弁等の出口の面積以上となる設計とする。</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</p>	<p>また、破壊板の吹出し圧力に安全弁等の吹出し圧力を加えた圧力が、過圧防止に必要な吹出し圧力以下となる設計とする。</p> <p>破壊板を支持する構造は、流体が排出する場合の通過面積が安全弁等の出口の面積以上となる設計とする。</p> <p>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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くことにより、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</p>	<p>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くことにより、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 変更なし</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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 内燃機関の設計条件</p> <p>5.7.1 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>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」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作動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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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>内燃機関を屋内に設置するときは、酸素欠乏の発生のおそれのないように、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>内燃機関及びその付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>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>内燃機関を屋内に設置するときは、酸素欠乏の発生のおそれのないように、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>内燃機関及びその付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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>内燃機関の付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>内燃機関及びガスタービンの付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並びに軸受が異常な摩耗，変形及び過熱が生じないように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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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</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</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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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</p>	<p>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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</p>	<p>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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>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>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、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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>止できる柵，鉄筋コンクリート造り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。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>止できる柵，鉄筋コンクリート造り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。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その他人に危害を与え，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発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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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>6.3 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（「7号機設備」、「6,7号機共用,6号機に設置」、「6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））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、蓄電池を内蔵した非常灯（「7号機設備」、「6,7号機共用,6号機に設置」、「6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））及び誘導灯（「7号機設備」、「6,7号機共用,6号機に設置」、「6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））を設置し、安全に避難できる設計とする。</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>6.3 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（「7号機設備」、「6,7号機共用,6号機に設置」、「6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））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、蓄電池を内蔵した非常灯（「7号機設備」、「6,7号機共用,6号機に設置」、「6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））及び誘導灯（「7号機設備」、「6,7号機共用,6号機に設置」、「6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））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,直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する設計とする。</p> <p>非常用照明は非常用低圧母線,直流非常灯は非常用直流電源設備に接続し,非常用ディーゼル発電設備からも電力を供給できる設計とするとともに,蓄電池内蔵型照明は共通用低圧母線等に接続し,内蔵蓄電池を備える設計とする。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 288 1733 464">直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は、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 data-bbox="1066 480 1733 655">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、乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）（「6,7号機共用,5号機及び7号機に保管」（以下同じ。))を配備する。</p> <p data-bbox="1066 671 1733 895">乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）は全交流動力電源喪失時に作業場所までの移動に必要な照明を確保できるように内蔵電池を備える設計とし、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。</p> <p data-bbox="1066 911 1733 1134">乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）は非常用ガス処理系配管補修時、狹隘箇所の照度を確保できるように内蔵電池を備える設計とし、現場復旧要員が持参し、作業開始前に準備可能なように5号機サービス建屋及び大湊高台宿直棟に配備する。</p> <p data-bbox="1066 1150 1733 1374">乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）は夜間の5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備における照度を確保できるように内蔵電池を備える設計とし、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備起動対応の要員が持参し、作業開始前に準備可能なよう</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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、液体廃棄物処理設備で処理する設計とする。</p>	<p>こ 5 号機サービス建屋及び大湊高台宿直棟に配備する。</p> <p>6.4 放射性物質による汚染の防止 変更なし</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>7. 設備の共用</p> <p>安全避難通路、非常灯及び誘導灯は 6 号機及び 7 号機で共用とするが、共用とする号機内で同時に避難及び使用するために必要な仕様を満足する設備とすることで、安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>7. 設備の共用</p> <p>安全避難通路、非常灯、誘導灯及び乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）は 6 号機及び 7 号機で共用とするが、共用とする号機内で同時に避難及び使用するために必要な仕様を満足する設備とすることで、安全性を損なわない設計とする。</p>	
<p>第 2 章 個別項目</p> <p>1. 原子炉冷却材</p> <p>原子炉冷却材は、通常運転時における圧力、温度及び</p>	<p>第 2 章 個別項目</p> <p>1. 原子炉冷却材 変更なし</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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>2. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>原子炉冷却材再循環系は、原子炉压力容器底部に設けられた原子炉冷却材再循環ポンプにより、炉水を原子炉压力容器内に循環させて、炉心から熱除去を行う。</p> <p>原子炉冷却材再循環ポンプ3台が電源喪失した場合でも、燃料棒が十分な熱的余裕を有し、かつ、タービントリップ又は負荷遮断直後の原子炉出力を抑制できるように、原子炉冷却材再循環系は適切な慣性を有する設計とする。</p>	<p>2. 原子炉冷却材再循環設備 変更なし</p>	
<p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>3.1 原子炉冷却材の循環設備の機能</p> <p>炉心で発生した蒸気は、原子炉压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</p>	<p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>3.1 原子炉冷却材の循環設備の機能 変更なし</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="311 285 622 320">気隔離弁を取り付ける。</p> <p data-bbox="311 333 981 464">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、給水加熱器を通り、原子炉給水ポンプにより発電用原子炉に戻す設計とする。</p> <p data-bbox="311 477 981 563">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 data-bbox="311 576 981 850">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 data-bbox="311 863 981 1042">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 33%を処理できる設計とする。</p> <p data-bbox="266 1107 698 1137">3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p data-bbox="311 1155 981 1377">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 data-bbox="1021 1107 1456 1137">3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p data-bbox="1064 1155 1733 1377">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、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重を考慮するとともに、反応度が炉心に投入されることにより原子炉冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破損に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。）を考慮した設計とする。</p> <p>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（主蒸気系配管及び復水給水系配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、第一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</p>	<p>設計における衝撃荷重として、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重を考慮するとともに、反応度が炉心に投入されることにより原子炉冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破損に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。）を考慮した設計とする。</p> <p>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（主蒸気系配管及び復水給水系配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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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) 通常時閉及び原子炉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。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、以下に示す事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。</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ことを保安規定に定めて管理する。</p> <p>タービントリップ、主蒸気隔離弁閉止等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等の原子炉スクラム信号を発生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</p>	<p>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) 通常時閉及び原子炉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。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、以下に示す事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。</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ことを保安規定に定めて管理する。</p> <p>タービントリップ、主蒸気隔離弁閉止等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等の原子炉スクラム信号を発生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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>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、中空ピストンのダッシュポット効果、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、設計基準事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器の材料は、耐食性を考慮して選定する。</p> <p>3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって、原子炉冷却材の流出を制限するために配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切に隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>なお、原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁の対象は、以下のとおりとする。</p>	<p>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、中空ピストンのダッシュポット効果、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、設計基準事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器の材料は、耐食性を考慮して選定する。</p> <p>3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって、原子炉冷却材の流出を制限するために配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切に隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>なお、原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁の対象は、以下のとおりとする。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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) 通常時閉及び原子炉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。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>(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) 通常時閉及び原子炉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。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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、アクチュエータ作動の逃がし弁機能及びバネ作動の安全弁機能を有し、蒸気をサプレッションチェンバのプール水中に導き、原子炉冷却系統の過度の圧力上昇を防止できる設計とする。</p> <p>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り付けたもので、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、18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、排気管によりサプレッションチェンバ内のプール水面下に導き凝縮する設計とする。</p> <p>3.4.1 主蒸気逃がし安全弁の容量</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</p>	<p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、アクチュエータ作動の逃がし弁機能及びバネ作動の安全弁機能を有し、蒸気をサプレッションチェンバのプール水中に導き、原子炉冷却系統の過度の圧力上昇を防止できる設計とする。</p> <p>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り付けたもので、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、18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、排気管によりサプレッションチェンバ内のプール水面下に導き凝縮する設計とする。</p> <p>3.4.1 主蒸気逃がし安全弁の容量</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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>とにより，原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上を有する設計とする。なお，容量は運転時の異常な過渡変化時に，原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>3.4.2 自動減圧系による原子炉圧力容器の減圧</p> <p>自動減圧系は，中破断の原子炉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へ逃がし原子炉圧力をすみやかに低下させて低圧注水系による注水を早期に可能とし，燃料被覆管の大破損を防止しジルコニウム-水反応を極力抑えること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>とにより，原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上を有する設計とする。なお，容量は運転時の異常な過渡変化時に，原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>3.4.2 自動減圧系による原子炉圧力容器の減圧</p> <p>自動減圧系は，中破断の原子炉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へ逃がし原子炉圧力をすみやかに低下させて低圧注水系による注水を早期に可能とし，燃料被覆管の大破損を防止しジルコニウム-水反応を極力抑えること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>3.4.3 主蒸気逃がし安全弁による原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の減圧</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>あつて、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使用する主蒸気逃がし安全弁は、代替自動減圧ロジック（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ガス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>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使用する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ガスをアクチュエータのピストンに供給することで</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1733 464">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 data-bbox="1122 480 1733 799">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使用する主蒸気逃がし安全弁は、可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池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="1122 815 1733 1134">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使用する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> <p data-bbox="1122 1150 1733 1374">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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>等対処設備として使用する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ガス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>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逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備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>4. 残留熱除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系の機能</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</p>	<p>4. 残留熱除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系の機能</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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>超えないようにするため、原子炉压力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの加熱・冷却速度の制限値 (55°C/h) を超えないように制限できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) は、原子炉停止時に原子炉压力容器内において発生した残留熱及び炉心の崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (サプレッションチェンバプール水冷却モード) は、サ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>残留熱除去系は、使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>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及び原子炉補機冷却海水系を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p>	<p>超えないようにするため、原子炉压力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの加熱・冷却速度の制限値 (55°C/h) を超えないように制限できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) は、原子炉停止時に原子炉压力容器内において発生した残留熱及び炉心の崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (サプレッションチェンバプール水冷却モード) は、サ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>残留熱除去系は、使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>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及び原子炉補機冷却海水系を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<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）、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（サブプレッションチェンバ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>原子炉停止中において全交流動力電源喪失により、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使用する残留熱除去系（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復旧できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系又は代替原子炉補機冷却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、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 288 1736 416">部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="1066 432 1736 799">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、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）、配管貫通部、原子炉格納容器スプレイ管（ドライウエル側）及び原子炉格納容器スプレイ管（サプレッションチェンバ側）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="1066 815 1736 1086">残留熱除去系（サプレッションチェンバ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、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部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="1066 1102 1736 1374">残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、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（サプレッションチェンバ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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1064 287 1736 470">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="1019 526 1736 614">4.2 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p data-bbox="1064 622 1736 949">設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1064 957 1736 1380">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使用する格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置(フィルタ容器, スクラバ水, 金属フィルタ), よう素フィルタ, ドレンタンク, ラブチャーディスク, 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不活性ガス系を経由して, フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き, 放</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>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放出（系統設計流量 31.6kg/s（2Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p> <p>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圧力逃がし装置は、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>格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5 mSv 以下であることを確認しており、格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる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水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態 (pH <input type="text" value="12"/> 以上) に維持する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置はサプレッションチェーン及びドライウエルと接続し、いずれからも排気でき</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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、ダイヤフラムフロア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>格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数5）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 288 1290 320">能な設計とする。</p> <p data-bbox="1066 336 1733 655">また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気駆動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作ポンベを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数 3）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1066 671 1733 847">また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1066 863 1733 1038">系統内に設けるラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p data-bbox="1066 1054 1733 1374">格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合の水位調整のため、又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプによりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>格納容器圧力逃がし装置は、代替淡水源から、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（「6, 7 号機共用」（以下同じ。)), 可搬型 Y 型ストレーナ（6, 7 号機共用）等によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。</p> <p>スクラバ水 pH 制御設備用ポンプ（6, 7 号機共用）は、可搬型窒素供給装置（「6, 7 号機共用」（以下同じ。))により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液（「6, 7 号機共用」（以下同じ。)) []（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ水の pH を [] 以上に維持できる設計とする。</p> <p>可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部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>4.2.1 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系と共通要因によつ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1736 512">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、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1122 528 1736 991">格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔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、非常用ディーゼル発電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）、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1122 1007 1736 1374">また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁を遠隔空気駆動弁操作設備による遠隔操作を可能に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、非常用ディーゼル発電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）、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>性を有する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは、原子炉建屋近傍の屋外に設置し、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器並びにタービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、原子炉建屋内の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位置的分散を図った設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>4.3 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系を設け</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>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使用する耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して、主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出（系統設計流量 15.8kg/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がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。</p> <p>耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる不活性ガス系等の配管は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>レイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁（T31-F019, T31-F022, T61-F002（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）、T31-F070 及び T31-F072）は、遠隔手動弁操作設備（個数 5）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）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>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作ポンベを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数 3）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。これらにより、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。サプレッションチェンバ側からの排気ではサ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>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、ダイヤフラムフロア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主排気筒（内筒）、原子炉格納容器及び配管貫通部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>4.3.1 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>耐圧強化ベント系は、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>系に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系は、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔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、非常用ディーゼル発電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）、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>また、耐圧強化ベント系は、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁を遠隔空気駆動弁操作設備による遠隔操作を可能に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、非常用ディーゼル発電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）、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系は、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器並びにタービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び熱交</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>換器と異なる区画に設置することで、原子炉建屋内の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位置的分散を図った設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して独立性を有する設計とする。</p>	
<p>5. 非常用炉心冷却設備</p> <p>5.1 非常用炉心冷却設備の機能</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、低圧注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系から構成する。これらの各系統は、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに、復水貯蔵槽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内に注水し、又は原子炉蒸気をサプレッションチェンバのプール水中に逃がし原子炉圧力を速やかに低下させるなどにより、炉心を冷却し、燃料被覆管の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とするとともに、燃料の過熱による燃料被覆管の大破損を防ぎ、さらにこれにともなうジルコニ</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、低圧注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系から構成する。これらの各系統は、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに、復水貯蔵槽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内に注水し、又は原子炉蒸気をサプレッションチェンバのプール水中に逃がし原子炉圧力を速やかに低下させるなどにより、炉心を冷却し、燃料被覆管の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とするとともに、燃料の過熱による燃料被覆管の大破損を防ぎ、さらにこれにともなうジルコニ</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>ウムと水との反応を極力抑え、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のうち、サプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプは、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備のうち、復水貯蔵槽を水源とするポンプは、復水貯蔵槽の圧力及び温度により最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p>	<p>ウムと水との反応を極力抑え、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その他原子炉注水設備のうち、サプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプは、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時又は重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備のうち、復水貯蔵槽を水源とするポンプは、復水貯蔵槽の圧力及び温度により最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち、復水貯蔵槽、ほう酸水注入系貯蔵タンク、淡水貯水池、防火水槽、海を水源とするポンプは、復水貯蔵槽、ほ</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>5.2 高圧注水機能</p> <p>5.2.1 高圧炉心注水系の機能</p> <p>高圧炉心注水系は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプにより復水貯蔵槽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より燃料集合体上に注水し、炉心を冷却する設計とする。</p>	<p>う酸水注入系貯蔵タンク，淡水貯水池，防火水槽，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>5.2 高圧注水機能</p> <p>5.2.1 高圧炉心注水系の機能</p> <p>高圧炉心注水系は，原子炉冷却材喪失事故時に，非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプにより復水貯蔵槽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より燃料集合体上に注水し，炉心を冷却する設計とする。</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注水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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>5.2.2 原子炉隔離時冷却系の機能</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、原子炉水位を維持することにより、炉心を冷却する機能を有する設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、原子炉冷却材喪失事故</p>	<p>高压炉心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、原子炉压力容器内部構造物、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）及び配管貫通部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>高压炉心注水系は、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>5.2.2 原子炉隔離時冷却系の機能</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>原子炉隔離時冷却系は、原子炉冷却材喪失事故</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>時に、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、復水貯蔵槽の水又はサプレッションチェンバのプール水を復水給水系を経由して原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却する設計とする。</p>	<p>時に、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、復水貯蔵槽の水又はサプレッションチェンバのプール水を復水給水系を経由して原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却する設計とする。</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>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備として、設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できる設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>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-F004), 原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁 (E51-F034), 原子炉隔離時冷却系タービン止め弁 (E51-F037), 原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁 (E51-F012), 原子炉隔離時冷却系真空タンクドレン弁 (E51-F652), 原子炉隔離時冷却系真空タンク水位検出配管ドレン弁 (E51-F653) 及び原子炉隔離時冷却系セパレータドレン弁 (E51-F655) 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槽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へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり, 発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお, 人力による措置は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>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蓄電式直流電源設備により給電している場合は, 所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備によ</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 284 1738 368">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="1122 379 1738 655">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槽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="1122 667 1738 991">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、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部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="1122 1002 1738 1377">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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1050 336 1736 368">5.2.3 高圧代替注水系による原子炉冷却材圧力バウ</p> <p data-bbox="1126 384 1659 416">ンダリ高圧時における発電用原子炉の冷却</p> <p data-bbox="1126 432 1736 991">原子炉冷却材圧力バウ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。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心注水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="1126 1007 1736 1278">高圧炉心注水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使用する高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、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="1126 1294 1736 1374">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、常設代替直流電源設備又</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1126 284 1736 416">は可搬型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="1126 427 1736 994"> 高压代替注水系は、常設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高压代替注水系注入弁 (E61-F004)、高压代替注水系タービン止め弁 (E51-F065) 及び原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁 (E51-F034) の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は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="1126 1005 1736 1281"> 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圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部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>5.3 低圧注水機能</p> <p>5.3.1 低圧注水系（残留熱除去系（低圧注水モード））の機能</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を炉心シュラウド外に注水し、炉心を冷却する設計とする。</p>	<p>5.3 低圧注水機能</p> <p>5.3.1 低圧注水系（残留熱除去系（低圧注水モード））の機能</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を炉心シュラウド外に注水し、炉心を冷却する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）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>全交流動力電源喪失により、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使用する残留熱除去系（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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1738 416">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及び原子炉補機冷却海水系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 432 1738 751">低圧注水系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物、残留熱除去系熱交換器、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）及び配管貫通部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="1122 767 1738 1182">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 data-bbox="1055 1254 1738 1334">5.3.2 低圧代替注水系による原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における発電用原子炉の冷却</p> <p data-bbox="1077 1350 1738 1374">(1) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 284 1189 320">冷却</p> <p data-bbox="1122 331 1738 703">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）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1122 715 1738 1086">残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合又は全交流動力電源喪失により、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使用する低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 1098 1738 1380">炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1736 416">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="1122 432 1736 847">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原子炉停止中において全交流動力電源喪失により、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使用する低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 863 1736 1038">低圧代替注水系（常設）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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="1122 1054 1736 1326">低圧代替注水系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部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="1122 1342 1570 1374">a. 多様性、位置的分散及び独立性</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1151 288 1736 751"> 低圧代替注水系（常設）は、残留熱除去系（低圧注水モード）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ディーゼル発電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）に対して多様性を有する設計とする。 </p> <p data-bbox="1151 767 1736 943"> 低圧代替注水系（常設）は、復水貯蔵槽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）に対して異なる水源を有する設計とする。 </p> <p data-bbox="1151 959 1736 1182"> 復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽は、廃棄物処理建屋内に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及びサブプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 </p> <p data-bbox="1151 1198 1736 1374"> 低圧代替注水系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電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 </p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1149 288 1738 512">た、低圧代替注水系（常設）の電動弁は、代替 所内電気設備を経由して給電する系統におい て、独立した電路で系統構成することにより、 非常用所内電気設備を経由して給電する系統 に対して独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1149 528 1738 751">低圧代替注水系（常設）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="1149 767 1738 991">これらの多様性及び系統の独立性並びに位 置的分散によって、低圧代替注水系（常設）は、 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低 圧注水モード）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="1081 1054 1738 1134">(2) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉 の冷却</p> <p data-bbox="1122 1150 1738 1374">原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態 あつて、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1736 368">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="1122 384 1736 751">残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合又は全交流動力電源喪失により、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使用する低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 767 1736 1182">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は、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使用する低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 1198 1736 1374">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原子炉停止中において全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動で</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1733 512">きない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 528 1733 703">低圧代替注水系（可搬型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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="1122 719 1733 799">可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、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="1122 815 1733 1086">低圧代替注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部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="1122 1102 1570 1134">a. 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p data-bbox="1144 1150 1733 1374">低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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）及び低圧代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水源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）及び復水貯蔵槽を水源とする低圧代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、原子炉建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の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>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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>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、非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、代</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1149 288 1736 464">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="1149 480 1736 703">低圧代替注水系（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="1149 719 1736 1134">これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）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。また、これらの多様性及び位置的分散によって、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1025 1206 1736 1374">5.4 ほう酸水注入系による原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における事象の進展抑制 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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 288 1733 320">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="1066 336 1733 655"> 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 使用するほう酸水注入系は、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高圧炉 心注水系等を経由して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="1066 671 1733 895"> 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、原子炉圧力容 器内部構造物及び配管貫通部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="1025 959 1263 991">5.5 水の供給設備</p> <p data-bbox="1052 1007 1599 1038">5.5.1 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p data-bbox="1120 1054 1733 1374"> 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重 大事故等の収束に必要な十分な量の水を有 する水源を確保することに加えて、設計基準事故 対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大 事故等の収束に必要な十分な量の水を供給 するために必要な重大事故等対処設備として、復 水貯蔵槽、サブプレッションチェンバ及びほう酸水 </p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1733 368">注入系貯蔵タンクを重大事故等の収束に必要なとなる水源として設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1122 384 1733 512">これら重大事故等の収束に必要なとなる水源とは別に、代替淡水源として防火水槽及び淡水貯水池を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1122 528 1733 608">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="1093 624 1496 655">(1) 復水貯蔵槽からの水の供給</p> <p data-bbox="1122 671 1733 1086">復水貯蔵槽は、想定される重大事故等において、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）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）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注水系の水源として使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1081 1150 1653 1182">(2) サプレッションチェンバからの水の供給</p> <p data-bbox="1122 1198 1733 1374">原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）（容量約 3580m³、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 284 1736 611"> 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）である原子炉隔離時冷却系，高压炉心注水系，残留熱除去系（低压注水モード），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（サブプレッションチェンバ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="1081 671 1736 946"> (3) ほう酸水注入系貯蔵タンクからの水の供給 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> <p data-bbox="1081 1007 1736 1377"> (4) 代替淡水源からの水の供給 代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池は，想定される重大事故等時において，復水貯蔵槽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压代替注水系（可搬型），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及 </p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 285 1736 611">び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、また、使用済燃料貯蔵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の水源及び格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置へのスクラバ水補給の水源として使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1081 671 1375 703">(5) 海からの水の供給</p> <p data-bbox="1122 719 1736 1334">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、復水貯蔵槽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）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、また、使用済燃料貯蔵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の水源として、さらに、代替原子炉補機冷却系及び原子炉建屋放水設備の水源として利用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1149 1350 1736 1382">大容量送水車（海水取水用）（「6,7号機共用」）（以</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1733 368">下同じ。)) は、海水を各系統へ供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1055 432 1541 464">5.5.2 水源へ水を供給するための設備</p> <p data-bbox="1122 480 1733 703">設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備として、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1122 719 1733 847">また、海を利用するために必要な設備として、大容量送水車 (海水取水用) (「6,7 号機共用」(以下同じ。)) を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1122 863 1733 1038">代替水源からの移送ルートを確保するとともに、可搬型のホース、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及び大容量送水車 (海水取水用) については、複数箇所に分散して保管する。</p> <p data-bbox="1077 1054 1458 1086">(1) 復水貯蔵槽への水の供給</p> <p data-bbox="1122 1102 1733 1374">重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池の淡水を復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>必要な水源である復水貯蔵槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及び大容量送水車 (海水取水用) は、海水を復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。</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による原子炉圧力容器への原子炉冷却材の補給</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、復水貯蔵槽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補給し水位を維持できる設計とする。</p> <p>また、原子炉冷却材喪失事故に至らない原子炉冷却材圧力バウンダリからの小さな漏えい及び原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する小口径配管の破断又は小さな機器の損傷による冷却材の漏えいに対し、冷却材を補給する能力を有する設計とする。</p>	<p>6. 原子炉冷却材補給設備</p> <p>変更なし</p>	
<p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の</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及び原子炉補機冷却海水系の</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>機能</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及び原子炉補機冷却海水系は、発電用原子炉停止時に残留熱除去系により除去された原子炉压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、短時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。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及び原子炉補機冷却海水系は、原子炉補機から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海水に伝達するために必要な容量を有する設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は、残留熱除去系の3系統に対応して原子炉補機冷却系区分Ⅰ、区分Ⅱ、区分Ⅲの3区分に分離して残留熱除去系機器の冷却を行うことができる設計とする。</p>	<p>機能</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及び原子炉補機冷却海水系は、発電用原子炉停止時に残留熱除去系により除去された原子炉压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。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及び原子炉補機冷却海水系は、原子炉補機から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海水に伝達するために必要な容量を有する設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は、残留熱除去系の3系統に対応して原子炉補機冷却系区分Ⅰ、区分Ⅱ、区分Ⅲの3区分に分離して残留熱除去系機器の冷却を行うこと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おいて、設計基準事故</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1070 288 1736 416">対処設備である原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水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="1070 432 1736 804">原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は、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="1025 868 1458 898">7.2 代替原子炉補機冷却系の機能</p> <p data-bbox="1055 914 1736 994">7.2.1 代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p data-bbox="1128 1010 1736 1378">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、代替原子炉補機冷却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="1126 288 1736 850">原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する代替原子炉補機冷却系は、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）（「6,7号機共用」（以下同じ。））により熱交換器ユニットに海水を送水することで、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 data-bbox="1126 863 1736 1377">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、原子炉格納容器内の冷却等のため、及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する代替原子炉補機冷却系は、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1126 288 1736 464">熱交換器ユニットは、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、大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、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="1055 528 1736 655">7.2.2 使用済燃料貯蔵プール除熱のための代替原子炉補機冷却系による最終ヒートシンクへの熱の輸送</p> <p data-bbox="1126 671 1736 991">燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により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の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="1126 1007 1736 1182">熱交換器ユニットは、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、大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、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="1055 1246 1541 1278">7.2.3 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p data-bbox="1126 1294 1736 1374">代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系と共通要因によって</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>同時に機能を損なわないよう、熱交換器ユニットを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ことで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性及び独立性を有する設計とし、大容量送水車（熱交換器ユニット用）を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及び原子炉補機冷却海水系に対して多様性を有する設計とする。また、代替原子炉補機冷却系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。</p> <p>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、タービン建屋、原子炉建屋、主排気筒及び格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで、タービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び熱交換器、原子炉建屋内及び屋外に設置される格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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に設置する設計とする。</p> <p>代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機冷却海水系に対して独立性を有するとともに、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及び原子炉補機冷却海水系に対し独立性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器圧力逃がし装置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>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、かつ格納容器圧力逃がし装置との離隔を考慮した設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>的分散によって、代替原子炉補機冷却系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水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>8. 原子炉冷却材浄化設備</p> <p>8.1 原子炉冷却材浄化系の機能</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、残留熱除去系配管及び原子炉圧力容器底部から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</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>漏えいに対して、ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量、ドライウエル高電導度廃液サンプ水位、ドライウエル低電導度廃液サンプ水位及びドライウエル内雰囲気放射能濃度の測定により検出する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、ドライウエル高電導度廃液サンプ水位により 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。また、測定値は、中央制御室に指示する設計とする。</p> <p>ドライウエル高電導度廃液サンプ水位測定装置は、ドライウエル高電導度廃液サンプに設ける設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは、ドライウエル高電導度廃液サンプ水位測定装置にて検出できる設計とする。</p> <p>ドライウエル高電導度廃液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エル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置、ドライウエル内雰囲気放射能濃度測定装置及びドライウエル低電導度廃液サンプ水位測定装置により、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>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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ず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ず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ず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>—</p>	<p>11. インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備</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使用する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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
—	<p>漏えいを抑制できる設計とする。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として使用する高圧炉心注水系注入隔離弁 (E22-F003B, C) 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注水系注入隔離弁 (E22-F003B, C) を重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用することから、重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>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使用する燃料取替床ブローアウトパネル (設置枚数 4 枚, 開放差圧 3.43kPa 以下) (原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用) は、高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉区域へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉区域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、原子炉建屋原子炉区域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>	
12. 設備の共用	<p>12. 設備の共用</p> <p>復水貯蔵槽及び復水補給水系は、6 号機及び 7 号機間で相互に接続するが、各号機で要求される容量をそれぞれ確保するとともに、連絡時以外においては、号機間</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p>の接続部の弁を常時閉とすることにより物理的に分離し、安全性を損なわない設計とする。連絡時においても、各号機にて設計する圧力に差異を生じさせず、安全性を損なわない設計とする。</p>	
<p>13. 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>13. 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>本系統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, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>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 (5.7 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. 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付属設備は, 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。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>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="295 284 595 316">1.1 蒸気タービン本体</p> <p data-bbox="309 331 981 459">蒸気タービンの定格出力は、復水器真空度 93.6kPa、補給水率 0%にて、発電端で 1,356,000kW となる設計とする。</p> <p data-bbox="309 475 981 603">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 data-bbox="309 619 981 842">蒸気タービンは、非常調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 data-bbox="309 858 981 1042">また、蒸気タービンの軸受は、主油ポンプ、補助油ポンプ、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、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。</p> <p data-bbox="309 1058 981 1281">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設計とする。</p> <p data-bbox="309 1297 981 1377">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>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>蒸気タービン及びその付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>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調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、復水器真空度低下、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につ速やかに遮断する非常調速装置及び保安装置を設置する。また、調速装置は、最大負荷を遮断した場合に達する回転速度を非常調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>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調速装置が作動する設計とする。</p> <p>蒸気タービン及びその付属設備であって、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>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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> <p>(1) 蒸気タービンの回転速度</p> <p>(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</p> <p>(3) 蒸気タービンの排気圧力</p> <p>(4) 蒸気タービンの軸受の入口における潤滑油の圧力</p> <p>(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</p> <p>(6) 蒸気加減弁の開度</p> <p>(7) 蒸気タービンの振動の振幅</p> <p>蒸気タービンは、振動を起こさないように十分配慮をばらうとともに、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>蒸気タービン及びその付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</p>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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 28.6℃、蒸気タービンの定格出力及び大気圧 101.3kPa において真空度 93.6kPa を確保できる設計とする。</p> <p>1.2 蒸気タービンの付属設備</p> <p>ポンプを除く蒸気タービンの付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、蒸気タービンの付属設備のうち、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</p>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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。</p> <p>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>蒸気タービンの付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, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>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, 再循環流量を調整することによって反応度を制御する原子炉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</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, 再循環流量を調整することによって反応度を制御する原子炉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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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炉心へのほう酸注入は、それぞれ発電用原子炉を未臨界に移行でき、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未臨界に移行でき、かつ、維持できる設計とする。</p> <p>設置（変更）許可を受けた原子炉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、炉心を未臨界に移行でき、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>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炉心へのほう酸注入は、それぞれ発電用原子炉を未臨界に移行でき、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未臨界に移行でき、かつ、維持できる設計とする。</p> <p>設置（変更）許可を受けた原子炉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、炉心を未臨界に移行でき、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、最大の反応度価値を持つ制御棒（同一の水圧制御ユニットに属する1組又は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未臨界に移行できる設計とする。</p> <p>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価値を有する制御棒（同一の水圧制御ユニットに属する1組又は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未臨界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以下に制御棒駆動機構の中空ピストンのダッシュポット効果により制限することで、反応度添加率を抑制する。</p> <p>また、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き</p>	<p>1.2 制御棒及び制御棒駆動系</p> <p>制御棒は、最大の反応度価値を持つ制御棒（同一の水圧制御ユニットに属する1組又は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未臨界に移行できる設計とする。</p> <p>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価値を有する制御棒（同一の水圧制御ユニットに属する1組又は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未臨界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以下に制御棒駆動機構の中空ピストンのダッシュポット効果により制限することで、反応度添加率を抑制する。</p> <p>また、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>抜き」の評価で想定した制御棒引抜速度以下に制限することで、反応度添加率を抑制するとともに、零出力ないし低出力においては、運転員の制御棒引抜操作を制限する補助機能として、制御棒価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価値を制限する。</p> <p>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。</p> <p>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や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。</p> <p>なお、制御棒引抜手順については、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納めたものであ</p>	<p>抜き」の評価で想定した制御棒引抜速度以下に制限することで、反応度添加率を抑制するとともに、零出力ないし低出力においては、運転員の制御棒引抜操作を制限する補助機能として、制御棒価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価値を制限する。</p> <p>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。</p> <p>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や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。</p> <p>なお、制御棒引抜手順については、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納めたものであ</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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>制御棒の駆動は、電動・水圧駆動方式の制御棒駆動機構により、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、電動機で駆動し、原子炉緊急停止時は、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。なお、103個の水圧制御ユニットのうち102個はそれぞれ2個の制御棒駆動機構に、残る1個は1個の制御棒駆動機構に接続する。</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</p>	<p>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>制御棒の駆動は、電動・水圧駆動方式の制御棒駆動機構により、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、電動機で駆動し、原子炉緊急停止時は、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。なお、103個の水圧制御ユニットのうち102個はそれぞれ2個の制御棒駆動機構に、残る1個は1個の制御棒駆動機構に接続する。</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</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>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、モードスイッチ「停止」の位置にあるとき、モードスイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、燃料取替機位置が原子炉上部にあり、荷重状態のとき、モードスイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、引き抜かれている制御棒が同一の水圧制御ユニットに属する1組又は1本のとき、モードスイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、制御棒駆動機構充てん水圧力低によるスクラム信号がバイパスされているとき、制御棒駆動機構充てん水圧力低のとき、モードスイッチ「起動」の位置にある場合で、起動領域モニタの原子炉周期（ペリオド）短、指示高、指示低又は動作不能のとき、モードスイッチ「起動」又は「運転」の位置にある場合で、制御棒駆動機構の分離検出装置が動作したとき、モードスイッチ「運転」の位置にある場合で、平均出力領域モニタの指示低又は動作不能のとき、平均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</p>	<p>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、モードスイッチ「停止」の位置にあるとき、モードスイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、燃料取替機位置が原子炉上部にあり、荷重状態のとき、モードスイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、引き抜かれている制御棒が同一の水圧制御ユニットに属する1組又は1本のとき、モードスイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、制御棒駆動機構充てん水圧力低によるスクラム信号がバイパスされているとき、制御棒駆動機構充てん水圧力低のとき、モードスイッチ「起動」の位置にある場合で、起動領域モニタの原子炉周期（ペリオド）短、指示高、指示低又は動作不能のとき、モードスイッチ「起動」又は「運転」の位置にある場合で、制御棒駆動機構の分離検出装置が動作したとき、モードスイッチ「運転」の位置にある場合で、平均出力領域モニタの指示低又は動作不能のとき、平均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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>あるときに、引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電動・水圧駆動方式のものであり、カップリング、ボールねじ、ボールナット、中空ピストン、アウターチューブ、スプールピース、電動機等で構成され、制御棒の駆動動力源である電源が喪失した場合においても、中空ピストンのラッチ機構により制御棒を現状位置に保持することができ、また、電動機には無励磁でロック状態となるブレーキ機構を設け、制御棒を現状位置に保持することができ、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、制御棒と制御棒駆動機構の結合は、制御棒あるいは制御棒駆動機構を軸中心に 45° 回転させなければ外れない構造（バイオネットカップリング）とする。</p> <p>制御棒駆動系にあっては、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>あるときに、引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電動・水圧駆動方式のものであり、カップリング、ボールねじ、ボールナット、中空ピストン、アウターチューブ、スプールピース、電動機等で構成され、制御棒の駆動動力源である電源が喪失した場合においても、中空ピストンのラッチ機構により制御棒を現状位置に保持することができ、また、電動機には無励磁でロック状態となるブレーキ機構を設け、制御棒を現状位置に保持することができ、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、制御棒と制御棒駆動機構の結合は、制御棒あるいは制御棒駆動機構を軸中心に 45° 回転させなければ外れない構造（バイオネットカップリング）とする。</p> <p>制御棒駆動系にあっては、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>「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>1.3 原子炉再循環流量制御系</p> <p>原子炉再循環流量制御系は、原子炉冷却材再循環ポンプ速度を調整することにより原子炉出力を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、原子炉冷却材再循環ポンプ4台が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. 原子炉冷却材の循環設備 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>ほう酸水注入系の原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置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. 原子炉冷却材の循環設備 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等」に基づく設計とする。</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</p>	<p>1.3 原子炉再循環流量制御系</p> <p>原子炉再循環流量制御系は、原子炉冷却材再循環ポンプ速度を調整することにより原子炉出力を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、原子炉冷却材再循環ポンプ4台が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. 原子炉冷却材の循環設備 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>ほう酸水注入系の原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置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. 原子炉冷却材の循環設備 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等」に基づく設計とする。</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</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>(五ほう酸ナトリウム溶液)を炉心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未臨界に維持できるだけの反応度効果を持つ設計とする。</p>	<p>(五ほう酸ナトリウム溶液)を炉心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未臨界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>原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入系は、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高圧炉心注水系等を経由して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、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部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>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>圧力制御装置は原子炉ドーム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、原子炉給水ポンプの速度を調整すること等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>圧力制御装置は原子炉ドーム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、原子炉給水ポンプの速度を調整すること等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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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設計基準事故時における計測</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，設計基準事故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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 285 1736 751"> 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の監視、格納容器バイパスの監視並びに水源の確保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 data-bbox="1122 767 1736 895"> なお、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補助パラメータの運用については、保安規定に定めて管理する。 </p> <p data-bbox="1122 911 1736 1182"> 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> <p data-bbox="1122 1198 1736 1375"> 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 </p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 284 1736 1042"> 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 2, 計測範囲 0~350℃), フィルタ装置水 位 (個数 2, 計測範囲 0~6000mm), フィルタ装置 入口圧力 (個数 1, 計測範囲 0~1MPa), フィルタ 装置水素濃度 (個数 2, 計測範囲 0~100vol%), フ ィルタ装置金属フィルタ差圧 (個数 2, 計測範囲 0~50kPa), フィルタ装置スクラバ水 pH (個数 1, 計測範囲 pH0~14), 原子炉補機冷却水系系統流量 (個数 3, 計測範囲 0~3000m³/h (区分 I, II), 0~2000m³/h (区分 III)), 残留熱除去系熱交換器入 口冷却水流量 (個数 3, 計測範囲 0~1500m³/h), 復水移送ポンプ吐出圧力 (個数 3, 計測範囲 0~ 2MPa), 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (個数 4, 計測範囲 0~300℃) とする。 </p> <p data-bbox="1055 1106 1713 1185"> 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="1122 1201 1736 1377"> 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 が変動する可能性のある範囲を測定できる設備 </p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>として、格納容器内水素濃度 (SA) を設ける設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための設備として、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を設ける設計とする。</p> <p>格納容器内水素濃度 (SA) は、中央制御室 (「6, 7号機共用」(以下同じ。)) より監視できる設計とする。</p> <p>格納容器内水素濃度 (SA) は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、サンプリング装置 (格納容器内ガスサンプリングポンプ (個数 2, 吐出圧力 0.62MPa 以上, 容量 1L/min/個以上), 格納容器内ガス冷却器 (個数 2, 伝熱面積 0.20m²/個以上)) により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉区域内へ導き、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>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1599 320">源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1122 336 1733 464">なお、代替原子炉補機冷却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="1055 528 1711 608">2.1.3 格納容器圧力逃がし装置排出経路内の水素濃度の計測</p> <p data-bbox="1122 624 1733 847">格納容器圧力逃がし装置の排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度（個数 2，計測範囲 0～100vol%）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1122 863 1733 991">フィルタ装置水素濃度は、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="1055 1054 1711 1134">2.1.4 耐圧強化ベント系排出経路内の水素濃度の計測</p> <p data-bbox="1122 1150 1733 1374">耐圧強化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、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度（個数 1，計測範囲 0～100vol%）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="1122 285 1738 416">フィルタ装置水素濃度は、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="1055 480 1711 560">2.1.5 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="1122 576 1738 847">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区域（二次格納施設）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、原子炉建屋水素濃度を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1122 863 1738 943">原子炉建屋水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 959 1738 1086">原子炉建屋水素濃度は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1055 1150 1655 1182">2.1.6 静的触媒式水素再結合器の作動状態監視</p> <p data-bbox="1122 1198 1738 1374">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区域（二次格納施設）内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満</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</p>	<p>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器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器動作監視装置（個数 4、計測範囲 0～300℃、検出器種類 熱電対）は、静的触媒式水素再結合器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器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器動作監視装置は、常設代替直流電源設備又は可搬型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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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、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 計測結果の表示及び記録</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原子炉水導電率を計測する装置、原子炉圧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、主蒸気流量及び給水流量を計測する装置、原子炉圧力容器内の水位を計測するための原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域）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の濃度を計測するための格納容器内圧力、格納容器内温度、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を計測する装置を設け、これらの計測</p>	<p>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、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、及び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原子炉水導電率を計測する装置、原子炉圧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、主蒸気流量及び給水流量を計測する装置、原子炉圧力容器内の水位を計測するための原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域）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の濃度を計測するための格納容器内圧力、格納容器内温度、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を計測する装置を設け、これらの計測</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>装置は計測結果を中央制御室（「6,7号機共用」（以下同じ。))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、原子炉压力容器の入口及び出口における圧力及び温度を計測するための主蒸気圧力、給水圧力及び主蒸気温度を計測する装置並びに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）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>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、及び保存することができる設計とする。</p> <p>制御棒の位置を計測する装置、原子炉压力容器の入口及び出口における圧力及び温度を計測するための主蒸気圧力、給水圧力及び主蒸気温度を計測する装置並びに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）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。また、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 284 1738 368">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 data-bbox="1066 379 1738 703">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 data-bbox="1066 715 1738 943">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に指示又は表示し、記録できる設計とする。</p> <p data-bbox="1066 954 1738 1278">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）（「7号機設備」、「6,7号機共用、5号機に設置」（以下同じ。））のうち緊急時対策支援システム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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1025 288 1317 320">2.4 電源喪失時の計測</p> <p data-bbox="1066 336 1733 703">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、非常用ディーゼル発電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、所内蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1066 719 1733 1326">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、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うち特に重要なパラメータとして、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）等の計測用として測定時の故障を想定した予備1個含む1セット24個（予備24個（6,7号機共用,5号機に保管））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用（以下同じ。））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 data-bbox="1093 1342 1733 1374">なお、可搬型計測器による計測においては、計測対</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>象の選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が生ずる場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉緊急停止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、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。</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非常停止信号及び工学的安全施設作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</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が生ずる場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉緊急停止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、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。</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非常停止信号及び工学的安全施設作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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>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、電氣的に分離し、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、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行する（フェイル・セイフ）か、又は当該状態を維持する（フェイル・アズ・イズ）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</p>	<p>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、電氣的に分離し、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、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行する（フェイル・セイフ）か、又は当該状態を維持する（フェイル・アズ・イズ）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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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>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>安全保護装置は、デジタル回路で構築する設計とし、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及び保守</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 data-bbox="1122 288 1733 560">ツール接続部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、安全保護装置の保守ツールを施錠管理された場所に保管することや保守ツールのパスワード管理により不要なソフトウェアへのアクセスを制限することを保安規定に定め、不正アクセスを防止する。</p> <p data-bbox="1122 571 1733 751">安全保護装置のソフトウェアは、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 data-bbox="1025 818 1319 850">3.2 工学的安全施設等</p> <p data-bbox="1055 866 1711 946">3.2.1 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 data-bbox="1084 962 1630 994">(1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）</p> <p data-bbox="1122 1010 1733 1377">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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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使用する 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>その他、設計基準対象施設である制御棒及び制御棒駆動系のうち水圧制御ユニット、制御棒駆動機構 (水圧駆動) 等を重大事故等対処設備として使用できる設計とする。また、制御棒駆動系の流路として、設計基準対象施設である配管貫通部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 data-bbox="1081 288 1733 368">(2) ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）</p> <p data-bbox="1117 384 1733 847">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（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1117 863 1733 1378">発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならぬ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使用する ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し、原子炉水位低（レベル 2）の信号により原子炉冷却材再循環ポンプ 6 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>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1731 563">また、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・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、原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置を停止することで、原子炉冷却材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 data-bbox="1055 627 1711 703">3.2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</p> <p data-bbox="1122 722 1731 1090">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ロジック（代替自動減圧機能）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1122 1109 1731 1377">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使用する代替自動減圧ロジック（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）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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.3 試験及び検査</p> <p>原子炉緊急停止系作動回路は、原子炉運転中でも必要な試験ができる設計とする。</p>	<p>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、18個の主蒸気逃がし安全弁のうち、4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起動阻止スイッチの判断操作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>3.2.3 自動減圧機能作動阻止</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に、自動減圧系の起動阻止スイッチを1個作動させることで発電用原子炉の自動による減圧を防止できる設計とする。原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水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、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（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>3.3 試験及び検査</p> <p>原子炉緊急停止系作動回路は、原子炉運転中でも必要な試験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</p>

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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を出して各々の検出器及びチャンネルの試験を行う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を出して各々の検出器及びチャンネルの試験を行うことができる設計とする。</p>	<p>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、作業又は退避の指示等の連絡を行うことができる設備として、警報装置及び所内通信連絡設備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、警報装置及び所内通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。</p> <p>警報装置として、十分な数量の送受話器（ページング）（警報装置）（「7号機設備」，「6,7号機共用，5号機に設置」）及び送受話器（ページング）（警報装置）（コントロール建屋，廃棄物処理建屋，サービス建屋及び屋外）（「6,7号機共用，6号機に設置」（以下同じ。））並びに多様性を確保した所内通信連絡設備として、十分な数量の送受話器（ページング）</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>(「7号機設備」, 「6,7号機共用, 5号機に設置」), 送受信器(ページング)(コントロール建屋, 廃棄物処理建屋, サービス建屋及び屋外)(「6,7号機共用, 6号機に設置」(以下同じ。)), 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS 端末及びFAX)(「7号機設備」, 「6,7号機共用, 5号機に設置」), 電力保安通信用電話設備(固定電話機及びPHS 端末)(コントロール建屋, 廃棄物処理建屋, サービス建屋及び屋外)(「6,7号機共用, 6号機に設置」(以下同じ。)), 衛星電話設備(常設)(「7号機設備」, 「6,7号機共用, 5号機に設置」(以下同じ。)), 衛星電話設備(可搬型)(「6,7号機共用, 5号機に保管」(以下同じ。)), 無線連絡設備(常設)(「7号機設備」, 「6,7号機共用, 5号機に設置」(以下同じ。)), 無線連絡設備(可搬型)(「6,7号機共用, 5号機に保管」(以下同じ。))及び携帯型音声呼出電話設備(携帯型音声呼出電話機)(「7号機設備」, 「6,7号機共用, 5号機に保管」(以下同じ。))を設置又は保管する設計とする。</p> <p>また, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(「6,7号機共用, 5号機に設置」(以下同じ。))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, 安全パラメータ表示システム(SPDS)を一</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>式設置する設計とする。</p> <p>なお、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（「6,7号機共用,5号機に設置」(以下同じ。))内に設置又は保管する所内通信連絡設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。安全パラメータ表示システム(SPDS)は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。</p> <p>警報装置,所内通信連絡設備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>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所内通信連絡設備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所内通信連絡設備として、必要な数量の衛星電話設備(常設)、無線連絡設備(常設)及び携帯型音声呼出電話設備(携帯型音声呼出電話機)を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内に設置又は保管し、必要な数量の衛星電話設備(可搬型)及び無線連絡設備(可搬型)を5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内に保管する設計とする。また、5号機屋外緊</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>急連絡用インターフォン（インターフォン）（「6,7号機共用,5号機に設置」(以下同じ。))を5号機原子炉建屋屋外,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内及び5号機中央制御室内に設置する設計とする。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>5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)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)のうちデータ伝送装置をコントロール建屋内に一式設置し,緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内にそれぞれ一式設置する設計とする。</p> <p>なお,5号機原子炉建屋内緊急時対策所内に設置又は保管する所内通信連絡設備は,計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。5号機屋外緊急連絡用インターフォン(インターフォン)及び安全パラメータ表示システム(SPDS)は,計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。</p> <p>衛星電話設備(常設)及び無線連絡設備(常設)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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 285 1738 416">また、中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1066 432 1738 703">中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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="1066 719 1738 1086">5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）内に設置する衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）及び5号機屋外緊急連絡用インターフォン（インターフォン）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（「6,7号機共用」（以下同じ。））からの給電が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1066 1102 1738 1233">衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（可搬型）及び携帯型音声呼出電話設備（携帯型音声呼出電話機）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="1066 1249 1738 1380">充電式電池を使用する所内通信連絡設備については、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより、継続して通話ができ、使用後</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>の充電式電池は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を使用する所内通信連絡設備については、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>安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちデータ伝送装置は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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>安全パラメータ表示システム(SPDS)のうち緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型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所内通信連絡設備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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1025 336 1429 368">4.2 通信連絡設備（発電所外）</p> <p data-bbox="1066 384 1733 1091">設計基準事故が発生した場合において、発電所外の 本社、国、地方公共団体、その他関係機関の必要箇所 へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うこと ができる所外通信連絡設備として、十分な数量のテレ ビ会議システム（テレビ会議システム（社内向））（「6,7 号機共用，5号機に設置」（以下同じ。）、専用電話設 備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他 向））（「6,7号機共用，5号機に設置」（以下同じ。）、 衛星電話設備（社内向）（テレビ会議システム（社内向） 及び衛星社内電話機）（「6,7号機共用，5号機に設置」 （以下同じ。）、衛星電話設備（常設）、衛星電話設備 （可搬型）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-電話機及び IP-FAX）（「6,7号機共用，5号機に設置」（以下同じ。） を設置又は保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1066 1107 1733 1283">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）等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（「6,7号機共用，5号機に設置」 （以下同じ。）を一式設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1066 1299 1733 1378">なお、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・ 高気密室）に設置又は保管する所外通信連絡設備及び</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>データ伝送設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。</p> <p>所外通信連絡設備及びデータ伝送設備については、有線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の通信回線に接続する。テレビ会議システム(テレビ会議システム(社内向))、専用電話設備(専用電話設備(ホットライン)(地方公共団体他向))、衛星電話設備(社内向)(テレビ会議システム(社内向))及び衛星社内電話機)、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-電話機及びIP-FAX)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>所外通信連絡設備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>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)等へ必要なデータを伝送する機能を保持する</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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>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所外通信連絡設備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に必要な所外通信連絡設備として、必要な数量の衛星電話設備（常設）を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）内に設置し、必要な数量の衛星電話設備（可搬型）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-電話機及びIP-FAX）を5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）内に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>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）等へ必要なデータを伝送できる設備として、緊急時対策支援システム伝送装置で構成するデータ伝送設備を5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）内に一式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="1066 284 1736 464">なお、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に設置又は保管する所外通信連絡設備及びデータ伝送設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。</p> <p data-bbox="1066 475 1736 611">衛星電話設備（常設）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="1066 622 1736 758">また、中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1066 769 1736 995">中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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="1066 1007 1736 1377">5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）内に設置する衛星電話設備（常設）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-電話機及びIP-FAX）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>衛星電話設備（可搬型）は、充電式電池を使用する設計とする。</p> <p>充電式電池を使用する所外通信連絡設備については、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）の電源から充電することができる設計とする。</p> <p>データ伝送設備は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型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所外通信連絡設備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>5. 制御用空気設備</p> <p>5.1 計装用圧縮空気系による圧縮空気の供給</p> <p>原子炉の運転に必要な圧縮空気を供給する制御用</p>	<p>5. 制御用空気設備</p> <p>5.1 計装用圧縮空気系による圧縮空気の供給</p> <p>原子炉の運転に必要な圧縮空気を供給する制御用</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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、空気圧縮機、空気貯槽、空気貯槽安全弁、除湿装置、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、空気作動の弁、流量制御器等に圧縮空気を供給できる設計とする。</p> <p>計装用圧縮空気系の空気圧縮機が故障した場合でも、所内用圧縮空気系の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、空気圧縮機、空気貯槽、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、空気貯槽を経て各使用先へ圧縮空気を供給できる設計とする。</p>	<p>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、空気圧縮機、空気貯槽、空気貯槽安全弁、除湿装置、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、空気作動の弁、流量制御器等に圧縮空気を供給できる設計とする。</p> <p>計装用圧縮空気系の空気圧縮機が故障した場合でも、所内用圧縮空気系の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、空気圧縮機、空気貯槽、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、空気貯槽を経て各使用先へ圧縮空気を供給できる設計とする。</p> <p>5.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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使用する逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備は、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、高圧窒素ガスポンベにより主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを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>逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備の流路として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ、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配管貫通部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>	
6. 設備の共用	<p>6. 設備の共用</p> <p>計装用圧縮空気系は、6号機及び7号機間で相互に接続するが、各号機で要求される容量をそれぞれ確保するとともに、連絡時以外においては、号機間の接続部の弁</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>通信連絡設備のうち送受信器（ページング）（警報装置）（コントロール建屋，廃棄物処理建屋，サービス建屋及び屋外），送受信器（ページング）（コントロール建屋，廃棄物処理建屋，サービス建屋及び屋外）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機及び PHS 端末）（コントロール建屋，廃棄物処理建屋，サービス建屋及び屋外）は，6 号機及び 7 号機で共用とするが，共用対象号機内で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>を常時閉とすることにより物理的に分離し，安全性を損なわない設計とする。連絡時においても，各号機にて設計する圧力に差異を生じさせず，安全性を損なわない設計とする。</p> <p>通信連絡設備のうち 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に設置又は保管する通信連絡設備は，6 号機及び 7 号機で共用とするが，共用対象号機内で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。</p> <p>通信連絡設備のうち送受信器（ページング）（警報装置）（コントロール建屋，廃棄物処理建屋，サービス建屋及び屋外），送受信器（ページング）（コントロール建屋，廃棄物処理建屋，サービス建屋及び屋外）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機及び PHS 端末）（コントロール建屋，廃棄物処理建屋，サービス建屋及び屋外）は，6 号機及び 7 号機で共用とするが，共用対象号機内で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。</p> <p>5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）内に設置する衛星電話設備（常設），無線連絡設備（常設），5 号機屋外緊急連絡用インターフォン（インターフォン），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（テレビ会議</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>システム、IP-電話機及び IP-FAX) 及びデータ伝送設備は、号機の区分けなく通信連絡することで、必要な情報(相互のプラント状況、運転員の対応状況等)を共有・考慮しながら、総合的な管理(事故対応を含む。)を行うことができ、安全性の向上が図れることから、6号機及び7号機で共用する設計とする。</p> <p>これらの通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号機及び7号機に必要な数量又は容量を確保するとともに、号機の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</p>	
<p>7. 主要対象設備 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>7. 主要対象設備 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。 本系統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, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.7 内燃機関の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>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 (5.5 安全弁等, 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. 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</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>変更なし</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="311 284 981 464">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 data-bbox="271 528 539 560">1.2 廃棄物処理設備</p> <p data-bbox="311 572 981 895">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 data-bbox="311 911 981 1091">さらに、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 data-bbox="311 1107 981 1377">気体廃棄物処理設備は、主として排ガス予熱器、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再結合器、排ガス復水器、除湿冷却器、活性炭式希ガスホールドアップ塔等で構成し、排ガスは、放射性物質の濃度を監視しながら主排気筒から放出する設計とする。なお、活性炭式希ガスホールドアップ塔は、</p>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>排ガス流量約 40Nm³/h において、キセノン を 30 日間以上、クリプトンを 40 時間以上保持する設計とする。</p> <p>液体廃棄物処理設備は、廃液の性状により、低電導度廃液系、高電導度廃液系、洗濯廃液系、シャワードレン系等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>固体廃棄物処理設備は、廃棄物の種類に応じて、濃縮廃液を固化材（セメント）と混合して固化する固化装置（5号機設備、5,6,7号機共用）、可燃性雑固体廃棄物並びに復水浄化系復水脱塩装置及び液体廃棄物処理系脱塩装置から発生する使用済樹脂を焼却する雑固体廃棄物焼却設備（「1号機設備、1,2,3,4,5,6,7号機共用」、「5号機設備、1,2,3,4,5,6,7号機共用」）、不燃性雑固体廃棄物を圧縮減容する減容装置（5号機設備、5,6,7号機共用）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</p>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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主排気筒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、取替が容易な設計とする。</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（「1号機設備、1,2,3,4,5,6,7号機共用」（以下同じ。））は、容易かつ安全に取り扱うことができ、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>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="315 288 981 512">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 data-bbox="315 528 981 799">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「工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める告示」に定められた線量当量率を超えない設計とする。</p> <p data-bbox="271 863 510 895">1.3 汚染拡大防止</p> <p data-bbox="297 911 981 991">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 data-bbox="367 1007 981 1278">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 data-bbox="327 1294 622 1326">(1) 漏えいし難い構造</p> <p data-bbox="396 1342 981 1374">全ての床面、適切な高さまでの壁面及びその両</p>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="369 288 981 464">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 data-bbox="331 528 622 560">(2) 漏えいの拡大防止</p> <p data-bbox="369 576 981 895">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、流体状の放射性廃棄物（気体状のものを除く。以下同じ。）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 data-bbox="331 959 875 991">(3) 放射性廃棄物処理施設に係る堰の施設</p> <p data-bbox="369 1007 981 1182">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 data-bbox="369 1198 981 1374">施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、処理する設備に関わる配管について、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</p>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="369 287 981 518">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 data-bbox="369 526 981 853">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か所想定し、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 data-bbox="331 917 873 949">(4) 放射性廃棄物貯蔵施設に係る堰の施設</p> <p data-bbox="369 965 981 1141">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 data-bbox="369 1157 981 1380">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</p>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="369 287 846 323">を防止できる能力をもつ設計とする。</p> <p data-bbox="297 384 875 421">1.3.2 固体状の放射性廃棄物の汚染拡大防止</p> <p data-bbox="369 432 981 707">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 data-bbox="271 767 427 804">1.4 排水路</p> <p data-bbox="311 815 981 995">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 data-bbox="311 1011 981 1185">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 data-bbox="1765 1011 2114 1377">「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>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ルの水位）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、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 変更なし</p>	
<p>3. 設備の共用</p> <p>圧力抑制室プール水排水系は、5号機、6号機及び7号機で共用とするが、各号機に必要な容量をそれぞれ確保するとともに、号機間の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安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>3. 設備の共用</p> <p>圧力抑制室プール水排水系は、5号機、6号機及び7号機で共用とするが、各号機に必要な容量をそれぞれ確保するとともに、号機間の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安全性を損なわない設計とする。なお、圧力抑制室プール水サージタンク（5</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>液体廃棄物処理系のうち、低電導度廃液系は、6号機及び7号機で共用とし、高電導度廃液系は、5号機、6号機及び7号機で共用とするが、その処理量は各号機における合計の予想発生量を考慮するとともに、号機間の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安全性を損なわない設計とする。</p> <p>固体廃棄物処理系のうち、原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽及び使用済樹脂槽は6号機及び7号機で共用とし、濃縮廃液タンク及び固体廃棄物処理系固化装置は5号機、6号機及び7号機で共用とし、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物処理建屋は、1号機、2号機、3号機、4号機、5号機、6号機及び7号機で共用とするが、その処理量は各号機における合計の予想発生量を考慮することで安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>号機設備, 5, 6, 7号機共用) は, 7号機において使用しない。</p> <p>液体廃棄物処理系のうち、低電導度廃液系は、6号機及び7号機で共用とし、高電導度廃液系は、5号機、6号機及び7号機で共用とするが、その処理量は各号機における合計の予想発生量を考慮するとともに、号機間の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安全性を損なわない設計とする。</p> <p>固体廃棄物処理系のうち、原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽及び使用済樹脂槽は6号機及び7号機で共用とし、濃縮廃液タンク及び固体廃棄物処理系固化装置は5号機、6号機及び7号機で共用とし、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物処理建屋は、1号機、2号機、3号機、4号機、5号機、6号機及び7号機で共用とするが、その処理量は各号機における合計の予想発生量を考慮することで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>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、「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>4. 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、「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, 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 内燃機関の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>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的外部放射線に係る線量当量</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的外部放射線に係る線量当量</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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を設ける設計とする。出入管理関係設備（6,7号機共用）には，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。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，試料分析関係設備（6,7号機共用）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（「6,7号機共用」（以下同じ。））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</p>	<p>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を設ける設計とする。出入管理関係設備（6,7号機共用）には，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。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，試料分析関係設備（6,7号機共用）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（「6,7号機共用」（以下同じ。））及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（「6,7号機共用，5号機に設置」（以下同じ。））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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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（原子炉建屋原子炉区域内の放射能レベルが設定値を超えた場合、主蒸気管又は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>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（原子炉建屋原子炉区域内の放射能レベルが設定値を超えた場合、主蒸気管又は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、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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1064 287 1736 518">格納容器内の線量当量率，最終ヒートシンクの確保の監視及び使用済燃料貯蔵プール（「設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 7 号機共用」（以下同じ。））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 data-bbox="1064 526 1736 805">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 data-bbox="1064 813 1736 1236">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」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貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）とする。</p> <p data-bbox="1064 1244 1736 1380">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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>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。また、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線量当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）（「7号機設備」、「6,7号機共用, 5号機に設置」）のうち緊急時対策支援システム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ようにする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>	

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</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、非常用ディーゼル発電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、所内蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。</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>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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>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>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，原子炉区域</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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</p>	<p>換気空調系排気放射線モニタ及び燃料取替エリア排気放射線モニタは，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>格納容器圧力逃がし装置の排出経路における線量当量率を測定し，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，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系の排出経路における線量当量率を測定し，放射性物質濃度を推定できるよう，排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設ける設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系放射線モニタは，常設代替直流電源設備又は可搬型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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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>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、燃料貯蔵プール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>重大事故等時に使用済燃料貯蔵プールの監視設備として、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）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。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>エリアモニタリング設備のうち5号機原子炉建屋内緊急時対策所等に設ける可搬型エリアモニタ（「6,7号機共用」（以下同じ。））及び可搬型モ</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（「1号機設備, 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用」(以下同じ。)) を設け、中央制御室に計測結果を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>ニタリングポスト（「6, 7号機共用」(以下同じ。))は、重大事故等時に5号機原子炉建屋内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（「1号機設備, 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用」(以下同じ。)) を設け、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に計測結果を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>モニタリングポストは、5号機の常用所内電源系が使用できない場合においても、電源復旧までの期間、専用の無停電電源装置（「1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用, 1号機に設置」(以下同じ。))からの電源供給により、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、</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>モニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。</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計測するための移動式周辺モニタリング設備として、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普拉と測</p>	<p>専用の無停電電源装置により、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、代替電源設備であるモニタリングポスト用発電機（6,7号機共用）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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（「6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所から中央制御室間において有線回線と衛星回線又は無線回線により多様性を有する設計とする。</p> <p>モニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に警報を発信する設計とする。</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計測するための移動式周辺モニタリング設備として、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普拉と測</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>定器を備えた放射能観測車（「1号機設備，1,2,3,4,5,6,7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，従事者が測定結果を記録し，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>定器を備えた放射能観測車（「1号機設備，1,2,3,4,5,6,7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，従事者が測定結果を記録し，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使用する NaI シンチレーションサーベイメータ（「6,7号機共用」（以下同じ。)), GM 汚染サーベイメータ（「6,7号機共用」（以下同じ。)), ZnS シンチレーションサーベイメータ（6,7号機共用）及び電離箱サーベイメータ（6,7号機共用）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（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。))（個数2（予備1））及び小型船舶（海上モニタリング用）（6,7号機共用，屋外に保管）（個数</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>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，よう素測定装置又は GM 計数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使用する可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染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使用する可搬型モニタリングポスト（「6,7号機共用」（以下同じ。））を設け，重大事故等が発生した場合に，周辺監視区域境界付近において，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。可搬型モニタリングポストの記録は，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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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5号機原子炉建屋内緊急時対策所付近等において、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。また、5号機原子炉建屋内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判断に用いる設計とする。</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、衛星回線により伝送し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所でデータ処理装置（可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象測定装置用）（「6,7号機共用, 5号機に設置」（以下同じ。))のうち表示部にて監視できる設計とする。</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>	

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>周辺監視区域境界付近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（「1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用, 1号機に設置」(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>1.1.5 環境測定装置</p> <p>周辺監視区域境界付近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（「1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用, 1号機に設置」(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、可搬型気象観測装置(「6, 7号機共用, 屋外に保管」(以下同じ。)) (個数1 (予備1)) を設ける設計とする。</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使用する可搬型気象観測装置は、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。可搬型気象観測装置の記録は、電磁的に記録、</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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。可搬型気象観測装置の指示値は、衛星回線により伝送し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所でデータ処理装置（可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象測定装置用）のうち表示部にて監視できる設計とする。</p>	
<p>2. 換気設備、生体遮蔽装置</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>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉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、中央制御室遮蔽（「6,7号機共用」（以下同じ。））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、中央制御室遮蔽、二次遮蔽壁及び補助遮蔽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</p>	<p>2. 換気設備、生体遮蔽装置</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>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉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、中央制御室遮蔽（「6,7号機共用」（以下同じ。））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、中央制御室遮蔽、二次遮蔽壁及び補助遮蔽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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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。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並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙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>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。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並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、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>炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）（「6,7号機共用」（以下同じ。)), 中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）（「6,7号機共用」（以下同じ。)), 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）（「6,7号機共用」（以下同じ。)), 中央制御室遮蔽, 中央制御室待避室遮蔽（常設）（「6,7号機共用」（以下同じ。)) 及び中央制御室待避室遮蔽（可搬型）（「6,7号機共用」（以下同じ。)) により、運転員が中央制御室にとどまることができる設計とする。</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、中央制御室遮蔽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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>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、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、二次遮蔽壁、補助遮蔽、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）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。</p> <p>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可搬型陽圧化空調機（ファン）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>炉心の著しい損傷後に格納容器圧力逃がし装置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、中央制御室待避室には、遮蔽設備として、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）及び中央制御室待避室遮蔽（可搬型）を設ける設計とする。中央制御室待避室は、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）で陽圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入すること</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>を一定時間完全に防ぐことができる設計とする。</p> <p>中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）及び中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において仮設ダクトを用いて中央制御室を陽圧化することにより、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る設計とする。</p> <p>中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）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、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する。</p> <p>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>重大事故等時に、身体サーベイ、作業服の着替え等に必要な照度の確保は、中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）（6,7号機共用）（個数4（予備1））によりできる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>重大事故等が発生した場合において、5号機原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（「6,7号機共用」（以下同じ。)), 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（「6,7号機共用」（以下同じ。)), 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（「6,7号機共用」（以下同じ。)), 二次遮蔽壁, 補助遮蔽, 緊急時対策所換気空調系の設備, 可搬型モニタリングポスト及び可搬型エリアモニタを設置又は保管する設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽, 二次遮蔽壁及び補助遮蔽は, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気空調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>緊急時対策所換気空調系の設備のうち, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（ファン）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）は, 仮設ダクトを用いて5号機原子炉建屋内緊急時対策所</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>(対策本部・高気密室)を陽圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また、緊急時対策所換気空調系の5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンベ)は、放射性雲通過時において、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)を陽圧化し、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>緊急時対策所換気空調系の設備のうち、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(ファン)及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)は、仮設ダクトを用いて5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)を陽圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンベ)は、放射性雲通過時において、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)を陽圧化することにより、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>5号機原子炉建屋内緊急時対策所には、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換気空調系の設備による加圧判断のために使用する可搬型エリアモニタ及び可搬型</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</p>	<p>モニタリングポストを保管する設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所は，重大事故等が発生し，5号機原子炉建屋内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，要員が5号機原子炉建屋内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，要員の汚染が確認された場合は，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。身体サーベイ，作業服の着替え等に必要な照度の確保は，5号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）（6,7号機共用，5号機に保管）（個数4（予備1））によりできる設計とする。</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</p>	<p>「実用発電用原子炉及びそ</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>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及び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よう素フィルタ及び放射性微粒子を除去する微粒子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、中央制御室排風機、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等から構成す</p>	<p>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及び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よう素フィルタ及び放射性微粒子を除去する微粒子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 (6,7 号機共用)、中央制御室排風機 (6,7 号機共用)、中央制御室再循環フィルタ装置 (「6,7 号</p>	<p>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>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やばい煙及び有毒ガスに対し、中央制御室換気空調系の外気取入れを手動で遮断し、再循環方式に切り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、高性能粒子フィルタ及びチャコール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、中央制御室換気空調系の給気隔離弁及び排気隔離弁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を通る再循環方式とし、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、運転員を放射線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>機共用」(以下同じ。))、中央制御室再循環送風機(「6,7号機共用」(以下同じ。))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やばい煙、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、再循環方式に切り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、高性能粒子フィルタ及びチャコール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、中央制御室換気空調系の給気隔離弁及び排気隔離弁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を通る再循環方式とし、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、運転員を放射線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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1736 512"> 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 data-bbox="1122 528 1736 1038"> 中央制御室換気空調系のMCR通常時外気取入隔離ダンパ (U41-F001A, B) (6, 7号機共用), MCR排気隔離ダンパ (U41-F002A, B) (6, 7号機共用), MCR非常時外気取入隔離ダンパ (U41-F003A, B) (6, 7号機共用), MCR外気取入ダンパ (U41-DAM601A, B) (6号機設備, 6, 7号機共用), MCR非常用外気取入ダンパ (U41-DAM602A, B) (6号機設備, 6, 7号機共用) 及びMCR排気ダンパ (U41-DAM604A, B) (6号機設備, 6, 7号機共用) を閉操作することで、中央制御室の外気との連絡口を遮断することが可能な設計とする。 </p> <p data-bbox="1122 1054 1736 1374"> 中央制御室換気空調系 (中央制御室外気取入ダクト) (6, 7号機共用) 及び中央制御室換気空調系 (中央制御室排気ダクト) (6, 7号機共用) は中央制御室とともに中央制御室換気空調系バウンダリを形成しており、重大事故等発生時において中央制御室内にとどまる運転員の被ばく線量を低減するために必要な気密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>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、ダクトについては全周破断、中央制御室再循環フィルタ装置については閉塞を想定しても、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。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的设计に当たっては、想定</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>2.2.2 原子炉区域・タービン区域換気空調系</p> <p>原子炉区域・タービン区域換気空調系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）及びタービン建屋タービン区域内の換気を行い、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に保ち、排気空気は、フィルタを通したのち、主排気筒から放出する。</p> <p>また、原子炉区域の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、原子炉建屋原子炉区域放射能高等の信号により、隔離弁を自動閉鎖するとともに原子炉区域・タービン区域換気空調系から非常用ガス処理系に切り替わることで放射性物質の放散を防ぐ設計とする。</p> <p>2.2.3 廃棄物処理建屋換気空調系</p> <p>廃棄物処理建屋換気空調系（6,7号機共用）は、送風機、排風機、排気処理装置等からなり、放射性希ガス及び放射性よう素による汚染の可能性</p>	<p>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 原子炉区域・タービン区域換気空調系</p> <p>原子炉区域・タービン区域換気空調系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）及びタービン建屋タービン区域内の換気を行い、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に保ち、排気空気は、フィルタを通したのち、主排気筒から放出する。</p> <p>また、原子炉区域の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、原子炉建屋原子炉区域放射能高等の信号により、隔離弁を自動閉鎖するとともに原子炉区域・タービン区域換気空調系から非常用ガス処理系に切り替わることで放射性物質の放散を防ぐ設計とする。</p> <p>2.2.3 廃棄物処理建屋換気空調系</p> <p>廃棄物処理建屋換気空調系（6,7号機共用）は、送風機、排風機、排気処理装置等からなり、放射性希ガス及び放射性よう素による汚染の可能性</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>のある区域の排気を排風機により高性能粒子フィルタを通して6号機の主排気筒から放出する設計とする。</p>	<p>のある区域の排気を排風機により高性能粒子フィルタを通して6号機の主排気筒から放出する設計とする。</p> <p>2.2.4 緊急時対策所換気空調系</p> <p>緊急時対策所換気空調系の設備として、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の居住性を確保するため、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ファン)(「6,7号機共用」(以下同じ。)),5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)(「6,7号機共用」(以下同じ。)),5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機(「6,7号機共用」(以下同じ。)),5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンペ)(「6,7号機共用」(以下同じ。))を保管する設計とする。</p> <p>また、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の居住性を確保するため、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(ファン)(「6,7号機共用」(以下同じ。)),5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)(「6,7号機共</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>用」(以下同じ。)), 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンペ)〔6,7号機共用〕(以下同じ。))を保管する設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンペ)は,放射性雲通過時において,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)を陽圧化し,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保管する設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンペ)は,放射性雲通過時において,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)を陽圧化することにより,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保管する設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機は,放射性雲通過後の5号機原子炉建屋付属棟内を換気できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所換気空調系は,5号機原子炉建屋内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,5号機原子炉</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.3 生体遮蔽装置</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ガンマ線及びスカイシャインガンマ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</p>	<p>建屋内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>緊急時対策所換気空調系は、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、5号機原子炉建屋内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>2.3 生体遮蔽装置</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ガンマ線及びスカイシャインガンマ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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>務従事者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、原子炉遮蔽壁、一次遮蔽壁、二次遮蔽壁、補助遮蔽及び中央制御室遮蔽から構成し、想定する通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び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。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、付加荷重及び熱応力に耐える設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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、高所等）への開口部設置 ・ 貫通部に対する遮蔽補強（スリーブと配管との間隙 	<p>務従事者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、原子炉遮蔽壁、一次遮蔽壁、二次遮蔽壁、補助遮蔽、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽から構成し、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。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、付加荷重及び熱応力に耐える設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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、高所等）への開口部設置 ・ 貫通部に対する遮蔽補強（スリーブと配管との間隙 	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>への遮蔽材の充てん等)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>中央制御室遮蔽、二次遮蔽壁及び補助遮蔽は、「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>への遮蔽材の充てん等)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>格納容器圧力逃がし装置は、原子炉建屋近傍の屋外に設置し、格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となるフィルタ装置等の周囲には遮蔽体(フィルタベント遮蔽壁、配管遮蔽)を設け、格納容器圧力逃がし装置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とともに、中央制御室内の居住性を確保できる設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽(常設)、中央制御室待避室遮蔽(可搬型)、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)遮蔽、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)遮蔽、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)室内遮蔽、二次遮蔽壁及び補助遮蔽は、「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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>断基準を満足する設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽は、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多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。</p>	
<p>3. 設備の共用</p> <p>3.1 放射線管理施設</p> <p>固定式周辺モニタリング設備及び気象観測設備は、1号機、2号機、3号機、4号機、5号機、6号機及び7号機で共用とするが、各号機で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備とすることで、安全性を損なわない設計とする。</p> <p>焼却炉建屋排気筒放射線モニタ及び焼却炉建屋放射線モニタは、1号機、2号機、3号機、4号機、5号機、6号機及び7号機で共用とするが、共用の建屋における放射線量率等の測定に必要な仕様を満足する設備とすることで、安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>3. 設備の共用</p> <p>3.1 放射線管理施設</p> <p>固定式周辺モニタリング設備及び気象観測設備は、1号機、2号機、3号機、4号機、5号機、6号機及び7号機で共用とするが、各号機で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備とすることで、安全性を損なわない設計とする。</p> <p>焼却炉建屋排気筒放射線モニタ及び焼却炉建屋放射線モニタは、1号機、2号機、3号機、4号機、5号機、6号機及び7号機で共用とするが、共用の建屋における放射線量率等の測定に必要な仕様を満足する設備とすることで、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>3.2.2 生体遮蔽装置</p> <p>中央制御室遮蔽は、6号機及び7号機で共用とするが、運転員を防護するために必要な居住性を有することで、安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>3.2 換気設備, 生体遮蔽装置</p> <p>3.2.1 換気設備</p> <p>中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く。）については、6号機及び7号機で共用とするが、各号機で必要な容量を確保した上で、共用により多重性を確保することで、6号機及び7号機の安全性が向上する設計とする。各号機1基設置する当該システムの再循環フィルタについても、共用により多重性を確保することで、6号機及び7号機の安全性が向上する設計とする。</p> <p>3.2.2 生体遮蔽装置</p> <p>中央制御室遮蔽は、6号機及び7号機で共用とするが、運転員を防護するために必要な居住性を有することで、安全性を損なわない設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は、重大事故等時において、隣接する6号機及び7号機の事故対応を一つの中央制御室として共用することによって、プラント状態に応じた運転員の融通により安全性が向上することから、6号機及び7号機で共用する設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>遮蔽, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)遮蔽及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)室内遮蔽は, 重大事故等時において, 6号機及び7号機双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)を共用することによって, 必要な情報(相互のプラント状況, 運転員の対応状況等)を共有・考慮しながら, 総合的な管理(事故対応を含む。)を行うことで, 安全性の向上が図れることから, 6号機及び7号機で共用する設計とする。</p>	
<p>4. 主要対象設備 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>4. 主要対象設備 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, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.7 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. 原子炉格納容器</p> <p>1.1 原子炉格納容器本体等</p> <p>原子炉格納施設は, 設計基準対象施設として, 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は, 鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造とし, 円筒形のドライウエル及びサプレ</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉格納容器</p> <p>1.1 原子炉格納容器本体等</p> <p>原子炉格納施設は, 設計基準対象施設として, 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は, 鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造とし, 円筒形のドライウエル及びサプレ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>ツシヨンチェンバからなる圧力抑制形であり、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原子炉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。</p> <p>また、原子炉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、原子炉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非延性破壊（脆性破壊）及び破断が生じない設計とする。</p> <p>非延性破壊（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>原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定</p>	<p>ツシヨンチェンバからなる圧力抑制形であり、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原子炉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。</p> <p>また、原子炉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、原子炉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非延性破壊（脆性破壊）及び破断が生じない設計とする。</p> <p>非延性破壊（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>原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3)に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器(サプレッションチェンバ)は、設計基準対象施設として容量3580m³、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隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか、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</p>	<p>される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3)に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器(サプレッションチェンバ)は、設計基準対象施設として容量3580m³、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隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>いる各配管は、原子炉冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測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、原子炉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、原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも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</p>	<p>いる各配管は、原子炉冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測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、原子炉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、原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>より駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に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>より駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所，配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に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不活性ガス系の隔離弁及び復水補給水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>	

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>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>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又</p>	<p>2. 原子炉建屋</p> <p>2.1 原子炉建屋原子炉棟等</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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区域（二次格納施設）を設置する。</p> <p>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は、原子炉格納容器を完全に囲む構造となっており、非常用ガス処理系により、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>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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>新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵プールは、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、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に設置する。</p>	<p>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区域（二次格納施設）を設置する。</p> <p>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は、原子炉格納容器を完全に囲む構造となっており、非常用ガス処理系により、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>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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>新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵プールは、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、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に設置する。</p> <p>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>原子炉区域（二次格納施設）の気密バウンダリの一部として原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）に設置する主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル（浸水防護施設の設備で兼用）は、閉状態の維持が可能な設計とする。</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>原子炉冷却材喪失事故後、ドライウエ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、ドライウエルとサブプレッションチェンバ間に設置された8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逆流並びにドライウエルとサブプレッションチェンバの差圧によるダイヤフラムフロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止できる設計とする。</p> <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>原子炉冷却材喪失事故後、ドライウエ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、ドライウエルとサブプレッションチェンバ間に設置された8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逆流並びにドライウエルとサブプレッションチェンバの差圧によるダイヤフラムフロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止できる設計とする。</p> <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、ドライウエ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、ドライウエルとサブプレッションチェンバ間に設置された8個の真空破壊弁が、圧力差により自動的に働</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 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））</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、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>き、サプレッションチェンバのプール水の逆流並びにドライウェルとサプレッションチェンバの差圧によるダイヤフラムフロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止できる設計とする。</p> <p>3.2 原子炉格納容器安全設備</p> <p>3.2.1 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））</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、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>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>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>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</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>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>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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>過装置の性能評価により，設計基準事故時及び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>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>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>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，全交流動力電源喪失により起動できない場合の重大事故等対処</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 284 1736 416">設備として使用する残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 427 1736 751">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により、残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 762 1736 1182">残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却モード）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によりサ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プレッションチェンバ内にスプレィすることで原子炉格納容器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及び原子炉補機冷却海水系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 1193 1736 1380">残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備として</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 284 1736 368">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="1122 379 1736 802">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="1081 815 1404 850">(1) 単一故障に係る設計</p> <p data-bbox="1122 863 1736 1286">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）の原子炉格納容器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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>3.2.2 サプレッションチェンバプール水冷却系（残留熱除去系（サプレッションチェンバプール水冷却モード））</p> <p>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（サプレッションチェンバ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>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（サプレッションチェンバプール水冷却モード）が、全交流動力電源喪失により起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（サプレッションチェンバ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復旧できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（サプレッションチェンバ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使用する残留熱除去系（サプレッションチェンバプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>給電により復旧できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サプレッションチェンバ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。本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サプレッションチェンバ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、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部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>残留熱除去系（サプレッションチェンバ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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1736 416">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="1122 432 1736 948">原子炉格納容器安全設備のうち，サブプレッショナル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="1055 1011 1736 1091">3.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器の冷却</p> <p data-bbox="1122 1107 1736 1378">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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>(1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>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使用する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内及びサ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>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により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1126 288 1736 655">起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内及びサ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="1126 671 1736 895">代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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="1126 911 1736 1134">代替格納容器スプレイ冷却系（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及び配管貫通部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="1126 1150 1736 1278">代替格納容器スプレイ冷却系（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="1126 1294 1736 1374">原子炉格納容器安全設備のうち、復水貯蔵槽を水源として原子炉格納容器冷却のために運転す</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1126 288 1733 416">るポンプは、復水貯蔵槽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="1126 432 1570 464">a. 多様性，位置的分散及び独立性</p> <p data-bbox="1149 480 1733 991">代替格納容器スプレイ冷却系（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できることで，非常用所内電気設備を経由した非常用ディーゼル発電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（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1149 1007 1733 1374">代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用ディーゼル発電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，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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>また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、復水貯蔵槽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）に対して異なる水源を有する設計とする。復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽は、廃棄物処理建屋内に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及びサブプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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>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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による 原子炉格納容器の冷却</p> <p>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使用する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（「6,7号機共用」（以下同じ。))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スプレイ管からドライウエル内及びサ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>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使用する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1126 284 1736 512">子炉格納容器スプレイ管から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="1126 523 1736 847">代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、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="1126 858 1736 1086">代替格納容器スプレイ冷却系（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及び配管貫通部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="1126 1098 1736 1230">代替格納容器スプレイ冷却系（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="1126 1241 1736 1377">原子炉格納容器安全設備のうち、淡水貯水池、防火水槽、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、淡水貯水池、防火水槽、</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1126 285 1736 416">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="1126 432 1576 464">a. 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p data-bbox="1149 480 1736 943">代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を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（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1149 959 1736 1377">代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電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、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を經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經由して給電する系統に対して独立性を有</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、代替淡水源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（格納容器スプレイ冷却モード）及び復水貯蔵槽を水源とする代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、原子炉建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の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>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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>代替格納容器スプレイ冷却系（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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1149 284 1736 563">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、代替格納容器スプレイ冷却系（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="1055 624 1711 703">3.2.4 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 data-bbox="1122 719 1736 999">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="1122 1015 1736 1377">代替循環冷却系は、復水移送ポンプによりサブ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又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、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="1122 288 1733 368">また、本システムに使用する冷却水は、代替原子炉補機冷却系により冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 384 1733 655">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、格納容器ベント管に設けられている連通孔を経て、サブ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="1122 671 1733 799">代替循環冷却系は、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 data-bbox="1122 815 1733 1134">代替循環冷却系の流路として、設計基準対象施設である残留熱除去系ポンプ、原子炉圧力容器、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉格納容器、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）及び配管貫通部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="1122 1150 1733 1374">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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1120 284 1736 563">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="1081 571 1545 611">(1) 多様性, 位置的分散及び独立性</p> <p data-bbox="1120 619 1736 850">代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、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="1120 858 1736 1377">代替循環冷却系は、非常用ディーゼル発電設備に対して多様性を有す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により駆動できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、非常用ディーゼル発電設備に対して多様性を有す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により駆動できる設計とする。格納容器圧力逃がし装置は、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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1733 655">代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッショントラップは原子炉建屋内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外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="1122 671 1733 847">代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、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="1122 863 1733 1038">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、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、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="1055 1110 1711 1190">3.2.5 格納容器下部注水系による原子炉格納容器下部への注水</p> <p data-bbox="1122 1206 1733 1382">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、格納容器</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1736 368">下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1122 384 1736 560">また、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下するまでに、原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保し、落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1122 576 1736 799">なお、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの熔融炉心の流入を抑制するため、コリウムシールドを設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1084 815 1736 895">(1) 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p data-bbox="1122 911 1736 1278">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使用する格納容器下部注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を復水補給水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="1122 1294 1736 1374">格納容器下部注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1733 368">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="1122 384 1733 608">格納容器下部注水系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部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="1122 624 1733 1182">コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制する設計とする。さらに格納容器下部注水系（常設）を使用することにより、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が高さ0.65m、厚さ0.13m、材料がジルコニア（ZrO_2）、個数が1個の設計とする。</p> <p data-bbox="1122 1198 1733 1374">原子炉格納容器安全設備のうち、復水貯蔵槽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、復水貯蔵槽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、</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1120 284 1653 320">正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1079 379 1736 464">(2) 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 data-bbox="1131 475 1736 898">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使用する格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を復水補給水系を經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="1131 911 1736 1187">格納容器下部注水系（可搬型）は、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。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、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="1131 1200 1736 1377">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及び配管貫通部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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1137 288 1525 320">対処設備としての設計を行う。</p> <p data-bbox="1137 336 1733 895">コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプへの熔融炉心の流入を抑制する設計とする。さらに格納容器下部注水系（可搬型）を使用することにより、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が高さ 0.65m, 厚さ 0.13m, 材料がジルコニア (ZrO_2), 個数が 1 個の設計とする。</p> <p data-bbox="1137 911 1733 1182">原子炉格納容器安全設備のうち、淡水貯水池, 防火水槽, 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、淡水貯水池, 防火水槽, 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="1081 1254 1541 1286">(3) 多様性, 位置的分散及び独立性</p> <p data-bbox="1122 1302 1733 1374">格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、共通要因によって同時に機</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>能を損なわないよう、格納容器下部注水系（常設）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、格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を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>格納容器下部注水系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、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、格納容器下部注水系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を經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經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>また、格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵槽を水源とする格納容器下部注水系（常設）に対して、異なる水源を有する設計とする。</p> <p>復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置し、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は廃棄物処</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>理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>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、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經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經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>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>3.2.6 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための原子炉圧力容器への注水及び注入</p> <p>(1) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）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圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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>低圧代替注水系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部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 data-bbox="1081 288 1733 368">(2) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水</p> <p data-bbox="1117 384 1733 655">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、低圧代替注水系（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圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p data-bbox="1117 671 1733 847">低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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圧力容器に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="1117 863 1733 1038">低圧代替注水系（可搬型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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="1117 1054 1733 1134">可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、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="1117 1150 1733 1374">低圧代替注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1120 284 1178 320">う。</p> <p data-bbox="1079 331 1711 416">(3) 高压代替注水系による原子炉压力容器への注水</p> <p data-bbox="1120 427 1736 703">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="1120 715 1736 895">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槽の水を高压炉心注水系等を経由して、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="1120 906 1736 1134">高压代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室（「6,7号機共用」（以下同じ。））からの操作が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1120 1145 1736 1374">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、原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部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 data-bbox="1077 288 1711 368">(4) 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</p> <p data-bbox="1117 384 1733 703">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）、低圧代替注水系（可搬型）及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して行う。</p> <p data-bbox="1117 719 1733 943">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、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する設計とする。</p> <p data-bbox="1117 959 1733 1134">ほう酸水注入系は、非常用ディーゼル発電設備に加え、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="1117 1150 1733 1374">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、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部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 data-bbox="1055 288 1429 320">3.2.7 原子炉建屋放水設備等</p> <p data-bbox="1081 336 1711 368">(1) 原子炉建屋放水設備による大気への拡散抑制 及び航空機燃料火災対応</p> <p data-bbox="1149 432 1733 464">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及 び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、原子炉建 屋放水設備を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1122 719 1570 751">a. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p data-bbox="1149 767 1733 1086">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使用する原子炉 建屋放水設備は、大容量送水車（原子炉建屋放 水設備用）（「6,7号機共用」（以下同じ。））によ り海水を取水し、ホースを經由して放水砲 （「6,7号機共用」（以下同じ。））から原子炉建 屋へ放水できる設計とする。</p> <p data-bbox="1149 1102 1733 1278">大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）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="1122 1342 1514 1374">b. 航空機燃料火災への泡消火</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として使用する原子炉建屋放水設備は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により泡原液混合装置（「6,7号機共用、屋外に保管」（以下同じ。））を通して、海水を泡消火薬剤（「6,7号機共用、屋外に保管」（以下同じ。））と混合しながらホースを経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>泡原液搬送車（6,7号機共用）は、航空機燃料火災への泡消火に対応するために必要な容量の泡消火薬剤を保管できる設計とする。泡消火薬剤の保有量は、必要な容量として646L確保し、故障時の予備用として646Lの計1292Lを保管する。</p> <p>泡原液混合装置は、航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）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、泡原液混合装置の保有数は、航空機燃料火災に対応するため、1個と故障時の予備として1個の合計2個を保管する。</p> <p>(2) 海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>の拡散抑制</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、海洋拡散抑制設備を設ける設計とする。</p> <p>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使用する海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜（「6,7号機共用、屋外に保管」（以下同じ。））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用（以下同じ。））、放射性物質吸着材（「6,7号機共用、屋外に保管」（以下同じ。））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用（以下同じ。））等で構成し、汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出する4箇所（北放水口1箇所及び取水口3箇所）に小型船舶（汚濁防止膜設置用）（6,7号機共用、屋外に保管）個数1（予備1）（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用）により設置できる設計とする。</p> <p>汚濁防止膜は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要な幅に対して汚濁防止膜を二重に設置することとし、北放水口側1箇所の設置場所に計14本（高さ約</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>6m, 幅約 20m) 及び取水口側 3 箇所を設置場所に計 24 本 (高さ約 8m, 幅約 20m) の合計 38 本使用する設計とする。また, 予備については, 各設置場所に対して 2 本の計 8 本を保管することとし, 予備を含めた保有数として設置場所 4 箇所分の合計 46 本を保管する。</p> <p>放射性物質吸着材は, 雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう, 6 号機及び 7 号機の雨水排水路集水桝に加え, 6 号機又は 7 号機雨水排水路集水桝の損傷等により汚染水が敷地に溢れた場合のバックアップとして 5 号機雨水排水路集水桝とフラップゲート入口 3 箇所の計 6 箇所に, 網目状の袋に布状の放射性物質吸着材を詰めたもの約 1020kg (7 号機雨水排水路集水桝), 約 1020kg (6 号機雨水排水路集水桝), 約 510kg (5 号機雨水排水路集水桝), 約 510kg (フラップゲート 1 箇所当たり) を使用時に設置できる設計とする。</p> <p>放射性物質吸着材は, 各設置場所に必要となる保有量に加え, 6 号機又は 7 号機雨水排水路集水桝用放射性物質吸着材の予備として約 1020kg を保管する。</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</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>3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系乾燥装置、高性能粒子フィルタとよう素用チャコールフィルタ等を含む非常用ガス処理系フィルタ装置及び非常用ガス処理系排風機等から構成される。放射性物質の放出を伴う設計基準事故時には非常用ガス処理系で原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に保ちながら、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系を通して除去・低減した後、主排気筒（内筒）より放出できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、原子炉冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p>	<p>3.3 放射性物質濃度制御設備</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質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>3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系乾燥装置、高性能粒子フィルタとよう素用チャコールフィルタ等を含む非常用ガス処理系フィルタ装置、非常用ガス処理系排風機等から構成される。放射性物質の放出を伴う設計基準事故時には非常用ガス処理系で原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に保ちながら、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系を通して除去・低減した後、主排気筒（内筒）より放出できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、原子炉冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<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>新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵プールは、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>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>新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵プールは、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>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区域（二次格納施設）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区域（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）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の被ばくを低減することができる設計とする。</p> <p>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、燃料取替床ブローアウトパネル</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 285 1736 608">(原子炉冷却系統施設の設備, 浸水防護施設の設備で兼用) を閉止する必要がある場合には, 中央制御室から燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置 (個数 4) 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, 燃料取替床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="1122 624 1736 847">非常用ガス処理系は, 非常用ディーゼル発電設備に加えて, 常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また, 燃料取替床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="1122 863 1736 1230">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乾燥装置, 非常用ガス処理系フィルタ装置, 主排気筒 (内筒), 原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設), 原子炉建屋機器搬出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 data-bbox="1081 1246 1404 1278">(1) 単一故障に係る設計</p> <p data-bbox="1122 1294 1736 1375">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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1736 900"> 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雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、配管については全周破断、非常用ガス処理系フィルタ装置については閉塞を想定しても、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="1122 911 1736 1334"> 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。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="1149 1345 1736 1378"> 単一設計とする箇所の設計に当たっては、想定 </p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.4 可燃性ガス濃度制御設備</p> <p>3.4.1 可燃性ガス濃度制御系による可燃性ガス濃度の抑制</p> <p>原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生する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、不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素を充てん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>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>3.4 可燃性ガス濃度制御設備</p> <p>3.4.1 可燃性ガス濃度制御系による可燃性ガス濃度の抑制</p> <p>原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生する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、不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素を充てん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>3.4.2 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制</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区域（二次格納施設）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器</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>を設ける設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。また、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器は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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区域（二次格納施設）4階に設置することとし、静的触媒式水素再結合器の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう隔離距離を設ける設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合器の流路として、設計基準対象施設設備である原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）、原子炉建屋機器搬出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 data-bbox="1050 336 1711 368">3.4.3 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の</p> <p data-bbox="1122 384 1487 416">水素ガス及び酸素ガスの排出</p> <p data-bbox="1122 432 1733 703">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ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、耐圧強化ベント系を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1122 719 1733 1230">原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として使用する耐圧強化ベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合であって、代替循環冷却系を長期使用した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して主排気筒（内筒）を通して大気に放出（系統設計流量15.8kg/s（1Pdにおいて））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発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 1246 1733 1374">耐圧強化ベント系はサプレッションチェンバ及びドライウェルのいずれにも接続するが、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1733 512"> 納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は、サプレッションチェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサプレッションチェンバ側からの排出経路のみを使用する設計とする。 </p> <p data-bbox="1122 528 1733 1334"> 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排出するために使用する耐圧強化ベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管について、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換しておく運用を保安規定に定めて管理するとともに、耐圧強化ベント系の使用前に可搬型窒素供給装置（「6,7号機共用」（以下同じ。））により外部より排出経路の配管へ不活性ガス（窒素ガス）を供給できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素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="1149 1350 1733 1378"> 耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置さ </p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>れる隔離弁 (T31-F022, T61-F002 (原子炉冷却系統施設の設備で兼用), T31-F070 及び T31-F072) は, 遠隔手動弁操作設備 (個数 4) (原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を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>また, 排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については, 原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作ポンベを設置することで, 離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備 (個数 2) (原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を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の設備として兼用) の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより, 容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また, 排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については, 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により, 中央制御室から操作が可能な設計とする。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 284 1736 368">可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1122 379 1736 608">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主排気筒（内筒）、原子炉格納容器及び配管貫通部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="1055 671 1713 703">3.4.4 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容</p> <p data-bbox="1122 719 1570 751">器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</p> <p data-bbox="1122 767 1736 1038">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ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1122 1054 1736 1374">原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として使用する格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、ドレンタンク、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>て、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、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31.6kg/s (2Pd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排出を低減しつつ、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ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる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水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態(pH <input type="text"/> 以上) に維持する設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出するために使用する格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のあ</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>る箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素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>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数5）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を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>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作ポンベを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数3）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を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の設備として兼用）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に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>また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合の水位調整のため、又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプによりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、代替淡水源から、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)、可搬型 Y 型ストレーナ (6, 7 号機共用) 等によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。</p> <p>スクラバ水 pH 制御設備用ポンプ (「6, 7 号機共用」(以下同じ。)) は、可搬型窒素供給装置 (「6, 7 号機共用」(以下同じ。)) により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液 (「6, 7 号機共用」(以下同じ。)) (原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を放射性物質濃度制御設備及び</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.5 原子炉格納容器調気設備</p> <p>3.5.1 不活性ガス系</p> <p>不活性ガス系は、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てんすることにより、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>可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備として兼用) をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ水の pH を <input type="text" value="10"/> 以上に維持できる設計とする。</p> <p>可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の流路として、設計基準対象施設設備である原子炉格納容器及び配管貫通部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>3.5 原子炉格納容器調気設備</p> <p>3.5.1 不活性ガス系</p> <p>不活性ガス系は、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てんすることにより、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不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1023 336 1290 368">3.6 圧力逃がし装置</p> <p data-bbox="1050 384 1458 416">3.6.1 格納容器圧力逃がし装置</p> <p data-bbox="1079 432 1711 512">(1) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p data-bbox="1120 528 1736 799">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中に逃がすための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1120 815 1736 1334">格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラプチャーディスク、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不活性ガス系を經由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、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 31.6kg/s（2Pd 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="1149 1350 1736 1382">フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>性物質及びガス状の無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる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水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH <input type="text"/> 以上）に維持する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置はサ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。サプレッションチェンバ側からの排気ではサ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、ダイヤフラムフロア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溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために使用する格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1736 416">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="1122 432 1736 703">格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p data-bbox="1122 719 1736 991">格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1122 1007 1736 1374">格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数5）（原子炉冷却系統施設の設備、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち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の設備で兼用）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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作ポンベを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数3）（原子炉冷却系統施設の設備、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち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の設備で兼用）の配管を經由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設けるラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合の水位調整のため、又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>素が系統内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプによりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、代替淡水源から、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)、可搬型 Y 型ストレーナ等によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。</p> <p>スクラバ水 pH 制御設備用ポンプは、可搬型窒素供給装置により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液 () (原子炉冷却系統施設) (原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち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の設備で兼用) をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ水の pH を 以上 に維持できる設計とする。</p> <p>可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋内の原子炉区域外とし、一次隔離弁 (サプレッションチェンバ側) の</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>操作を行う原子炉建屋地下1階、一次隔離弁（ドライウェル側）の操作を行う原子炉建屋地上2階には遮蔽体（遠隔手動弁操作設備遮蔽）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、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁操作ができるよう、原子炉建屋地下1階においては格納容器圧力逃がし装置入口配管側（原子炉区域外）に [] の遮蔽厚さを有し、原子炉建屋地上2階においては格納容器圧力逃がし装置入口配管側（原子炉区域外）に [] の遮蔽厚さを有する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部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>a. 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>代替循環冷却系は、非常用ディーゼル発電設備に対して多様性を有す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により駆動できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、非常用ディーゼル発電設備に対して多様性を有す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により駆動できる設計とする。格納容器圧力逃がし装置は、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>代替循環冷却系の復水 移送ポンプは廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外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>代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>計とする。</p> <p>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、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、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>4. 設備の共用</p> <p>不活性ガス系は、5号機、6号機及び7号機で共用とするが、各号機に必要な容量をそれぞれ確保するとともに、号機間の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、安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>4. 設備の共用 変更なし</p>	
<p>5. 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>5. 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>本系統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, 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>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</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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>安全施設に関す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、工学的安全施設に関す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>さらに、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る。</p>	<p>安全施設に関す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、工学的安全施設に関す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>さらに、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>加えて、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（非常用ディーゼル発電設備に接続される電気盤に関する措置に係る部分を除く。）。</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>原子炉緊急停止系並びに工学的安全施設に係る多重性を持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>非常用所内電気設備は、3系統の非常用母線等（メタルクラッド開閉装置（6900V, 1200Aのものを3個）、パワーセンタ（480V, 4000A及び480V, 3000Aのものを4個）、モータコントロールセンタ（480V, 400A, 480V, 600A及び480V, 800Aのものを18個）、動力変圧器（3330kVA, 6900/480V及び2000kVA, 6900/480Vのものを6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>原子炉緊急停止系並びに工学的安全施設に係る多重性を持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>非常用所内電気設備は、3系統の非常用母線等（メタルクラッド開閉装置（6900V, 1200Aのものを3個）、パワーセンタ（480V, 4000A及び480V, 3000Aのものを6個）、モータコントロールセンタ（480V, 400A, 480V, 600A及び480V, 800Aのものを18個）、動力変圧器（3330kVA, 6900/480V及び2000kVA, 6900/480Vのものを6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>これとは別に設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用できる設計とする。</p> <p>代替所内電気設備は、緊急用断路器（「6,7号機共用」（以下同じ。））（6900V, 600Aのものを2個）、緊急用電</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>源切替箱断路器 (6900V, 600A のものを 1 個), 緊急用電源切替箱接続装置 (6900V, 1200A のものを 2 個), AM 用動力変圧器 (800kVA, 6900/480V のものを 1 個), AM 用 MCC (480V, 400A 及び 480V, 800A のものを 4 個), AM 用切替盤 (480V, 50A のものを 2 個), AM 用操作盤, メタルクラッド開閉装置 7C 及びメタルクラッド開閉装置 7D, 電路, 計測制御装置で構成し, 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直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。</p> <p>また, 代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は, 少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p> <p>代替所内電気設備の緊急用断路器, 緊急用電源切替箱断路器, 緊急用電源切替箱接続装置, AM 用動力変圧器, AM 用 MCC 及び AM 用操作盤は, 非常用所内電気設備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に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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 288 1733 368">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 data-bbox="1066 384 1733 560">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、非常用電源系統へ接続するか、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 data-bbox="1025 624 1346 655">1.3 号炉間電力融通系統</p> <p data-bbox="1066 671 1733 799">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）した場合の重大事故等対処設備として、号炉間電力融通電気設備を使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1066 815 1733 1374">号炉間電力融通電気設備は、号炉間電力融通ケーブル（常設）（「6,7号機共用,6号機及び7号機の間」にわたり設置」（以下同じ。））（6900V,258.3Aのものを1相分1本の3相分3本を1セット）、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（「6,7号機共用,7号機に保管」（以下同じ。））（6900V,258.3Aのものを1相分1本の3相分3本を1セット）、計測制御装置で構成し、号炉間電力融通ケーブル（常設）をあらかじめ敷設し、6号機及び7号機の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで、6号機の電源設備からメタルクラッド開閉装置7C及びメタルクラッド開閉装置7Dに電力を融通できる設計とする。また、号炉間電力融通ケーブル</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>(常設) が使用できない場合に、予備ケーブルとして号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を6号機及び7号機の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで、6号機の電源設備からメタルクラッド開閉装置7C及びメタルクラッド開閉装置7Dに電力を融通できる設計とする。</p> <p>号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル(常設)は、コントロール建屋内に設置することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電設備のディーゼル機関及び発電機(以下、「非常用ディーゼル発電機」という。)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>号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル(可搬型)は、原子炉建屋及びコントロール建屋から離れた屋外に保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機及びコントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル(常設)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>2. 交流電源設備</p> <p>2.1 非常用ディーゼル発電設備</p> <p>発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維</p>	<p>2. 交流電源設備</p> <p>2.1 非常用ディーゼル発電設備</p> <p>発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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、使用済燃料貯蔵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電源設備の非常用ディーゼル発電設備からの電源供給が可能な設計とする。</p> <p>非常用電源設備及びその付属設備は、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>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、使用済燃料貯蔵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電源設備の非常用ディーゼル発電設備からの電源供給が可能な設計とする。</p> <p>非常用電源設備及びその付属設備は、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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>非常用ディーゼル発電設備は、非常用高压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）許可を受けた原子炉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である 13 秒以内に電圧を確立した後は、各非常用高压母線に接続し、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所内電源設備及びその付属設備は、発電用原子炉ごとに設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。</p>	<p>非常用ディーゼル発電設備は、非常用高压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）許可を受けた原子炉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である 13 秒以内に電圧を確立した後は、各非常用高压母線に接続し、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所内電源設備及びその付属設備は、発電用原子炉ごとに設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備は、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>非常用ディーゼル発電設備は、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>非常用ディーゼル発電設備は重大事故等時に、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS 緩和設備（代</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1064 284 1736 802">替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能), ほう酸水注入系, 高圧炉心注水系, 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能), 低圧代替注水系 (常設), 低圧代替注水系 (可搬型), 残留熱除去系 (低圧注水モード), 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, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設), 代替格納容器スプレイ冷却系 (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 (サブプレッションチェンバプール水冷却モード), 計装設備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 data-bbox="1025 863 1375 895">2.2 常設代替交流電源設備</p> <p data-bbox="1064 911 1736 1233">設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において, 炉心の著しい損傷, 原子炉格納容器の破損, 使用済燃料貯蔵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に必要な交流負荷へ電力を供給する重大事故等対処設備として常設代替交流電源設備を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1064 1249 1736 1377">常設代替交流電源設備は, 第一ガスタービン発電機 (「6,7号機共用」(以下同じ。)), 第一ガスタービン発電機用燃料タンク (「6,7号機共用」(以下同じ。)), 第</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（「6,7号機共用」(以下同じ。)), 軽油タンク（「重大事故等時のみ6,7号機共用」, 「6号機設備, 重大事故等時のみ6,7号機共用」(以下同じ。)), タンクローリ（16kL）（「6,7号機共用」(以下同じ。)), 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）した場合には, 重大事故等に対処するために第一ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し, 代替所内電気設備を介してメタルクラッド開閉装置 7C 及びメタルクラッド開閉装置 7D, 又は AM 用 MCC へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備は, 非常用ディーゼル発電設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 第一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を用いる非常用ディーゼル発電設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機, タンクローリ（16kL）, 第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは, 原子炉建屋から離れた屋外に設置又は保管することで, 原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機及び</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 288 1733 416">燃料ディタンク並びに原子炉建屋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="1066 432 1733 655">常設代替交流電源設備は、第一ガスタービン発電機から非常用高圧母線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非常用高圧母線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="1066 671 1733 799">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ディーゼル発電設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1025 863 1402 895">2.3 可搬型代替交流電源設備</p> <p data-bbox="1066 911 1733 1182">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発電用原子炉等を冷却するための設備である復水移送ポンプ、プラント監視機能を維持する設備等に電力を供給する重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1066 1198 1733 1374">可搬型代替交流電源設備は、電源車（「6,7号機共用」（以下同じ。）、軽油タンク、タンクローリ（4kL）（「6,7号機共用」（以下同じ。）、電路、計測制御装置等で構成し、電源車を、非常用所内電気設備又は代替所内電</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 288 1738 464">気設備を経由してメタルクラッド開閉装置 7C 及びメタルクラッド開閉装置 7D, 若しくは AM 用 MCC へ接続し, 又は直接, 熱交換器ユニット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="1066 480 1738 991">可搬型代替交流電源設備は, 非常用ディーゼル発電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を用いる非常用ディーゼル発電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第一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="1066 1007 1738 1374">可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ (4kL) は, 屋外の原子炉建屋から離れた場所に保管することで, 原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機及び燃料ディタンク並びに原子炉建屋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, 可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ (4kL) は, 屋外のタービン建屋近傍の第一ガスタービン発電</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 288 1733 464">機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ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 data-bbox="1066 480 1733 703">可搬型代替交流電源設備は，電源車から非常用高压母線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非常用高压母線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="1066 719 1733 847">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ディーゼル発電設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1066 863 1733 1038">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 data-bbox="1025 1110 1458 1139">2.4 負荷に直接接続する電源設備</p> <p data-bbox="1055 1155 1458 1184">2.4.1 監視測定設備用電源設備</p> <p data-bbox="1151 1200 1733 1228">モニタリングポスト用発電機（「6,7号機共用」</p> <p data-bbox="1122 1244 1733 1273">（以下同じ。））は，モニタリングポスト用発電機</p> <p data-bbox="1122 1289 1733 1318">1台により，3台のモニタリングポストに給電で</p> <p data-bbox="1122 1334 1346 1362">きる設計とする。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1055 336 1541 368">2.4.2 可搬型窒素供給装置用電源設備</p> <p data-bbox="1122 384 1733 560">可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備（「6,7号機共用」（以下同じ。））は、可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備1台により、1台の可搬型窒素供給装置に給電できる設計とする。</p> <p data-bbox="1055 624 1487 655">2.4.3 緊急時対策所代替電源設備</p> <p data-bbox="1122 671 1733 1378">5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（「6,7号機共用」（以下同じ。））は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用受電盤（「6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））（440V,225Aのものを1個）、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤（「6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））（150kVA,440/220-110Vのものを1個）、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤1（「6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））（110V,225Aのものを1個）、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤2（「6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））（110V,225Aのものを1個）、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤3（「6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））（110V,225Aのものを1個）、可搬</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>ケーブル(6,7号機共用,7号機に保管)(440V,290A)のものを1相分1本の3相分3本を1セット及び1相分2本の3相分6本を3セット)を經由して5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ファン)(6,7号機共用),5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機(6,7号機共用),5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(ファン)(6,7号機共用),衛星電話設備(常設)(6,7号機共用,5号機に設置),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-電話機及びIP-FAX)(6,7号機共用,5号機に設置),安全パラメータ表示システム(SPDS)(6,7号機共用,5号機に設置)等へ給電できる設計とする。</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>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</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>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70分を包絡し</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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直流 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 125V4 系統の蓄電池、充電器、直流 125V 主母線盤等で構成する。これらの 4 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 4 組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、交流 120V バイタル分電盤に給電するバイタル交流電源装置等である。</p>	<p>た約 12 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直流 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 125V4 系統の蓄電池、充電器、直流 125V 主母線盤等で構成する。これらの 4 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 4 組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、交流 120V バイタル分電盤に給電するバイタル交流電源装置等である。</p> <p>非常用直流電源設備の直流 125V 蓄電池、直流 125V 充電器 (125V, 700A 及び 125V, 400A のものを 5 個)、直流 125V 主母線盤 (125V, 1600A のものを 4 個)、125V 同時投入防止用切替盤 (125V, 800A 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>非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備であ</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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>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設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として、所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p>所内蓄電式直流電源設備は、直流 125V 蓄電池 7A, 直流 125V 蓄電池 7A-2, AM 用直流 125V 蓄電池, 直流 125V 充電器 7A, 直流 125V 充電器 7A-2, AM 用直流 125V 充電器, 直流 125V 主母線盤 7A, 125V 同時投入防止用切替盤, 直流 125V HPAC MCC (125V, 600A のものを 1 個), 電路, 計測制御装置等で構成し、直流 125V 蓄電池 7A, 直流 125V 蓄電池 7A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池は、直流母線へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 7A, 直流 125V 蓄電池 7A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池は、全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>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、直流 125V 蓄電池 7A, 直流 125V 蓄電池 7A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池から電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、交流電源復旧後に、交流電源を直流 125V 充電器 7A, 直流 125V 充電器 7A-2 又は AM 用直流 125V 充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>常設代替直流電源設備は、AM 用直流 125V 蓄電池、AM 用直流 125V 充電器、直流 125V HPAC MCC、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、AM 用直流 125V 蓄電池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 AM 用直流 125V 充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>所内蓄電式直流電源設備は、コントロール建屋内の非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統と異なる区画及び原子炉建屋内に設置することで、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>所内蓄電式直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線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 4 系統のうち</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 288 1733 368">3 系統の蓄電池及び充電器から直流母線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="1066 384 1733 512">これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1066 528 1733 703">常設代替直流電源設備は、原子炉建屋内に設置することで、コントロール建屋内の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="1066 719 1733 943">常設代替直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線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蓄電池及び充電器から直流母線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="1066 959 1733 1086">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 data-bbox="1025 1158 1346 1182">3.2 可搬型直流電源設備</p> <p data-bbox="1066 1198 1733 1374">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設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として可搬型直流電源設備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>可搬型直流電源設備は、電源車、AM用直流125V充電器、直流125V HPAC MCC、軽油タンク、タンクローリ（4kL）、電路、計測制御装置等で構成し、電源車を代替所内電気設備及びAM用直流125V充電器を経由して直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備は、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>可搬型直流電源設備は、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、AM用直流125V充電器により交流電力を直流に変換できることで、直流125V蓄電池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>可搬型直流電源設備の電源車、AM用直流125V充電器及びタンクローリ（4kL）は、屋外の原子炉建屋から離れた場所及び原子炉建屋内に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機及び燃料ディタンク、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ並び</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 288 1733 416">にコントロール建屋内の充電器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="1066 432 1733 608">可搬型直流電源設備は、電源車から直流母線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直流母線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="1066 624 1733 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、可搬型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 data-bbox="1066 767 1733 895">可搬型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 data-bbox="1025 959 1541 991">3.3 逃がし安全弁用可搬型直流電源設備</p> <p data-bbox="1066 1007 1733 1182">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、可搬型直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1066 1198 1733 1374">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使用する可搬型直流電源設備は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 288 1733 464">源系統が喪失した場合においても、AM 用切替装置 (SRV) (125V, 50A のものを 1 個) を切り替えることにより、主蒸気逃がし安全弁 (8 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="1066 480 1733 852">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使用する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="1025 916 1458 946">3.4 通信連絡設備用直流電源設備</p> <p data-bbox="1066 962 1733 1334">送受話器 (ページング) 用 48V 蓄電池 (「6, 7 号機共用, 6 号機に設置」(以下同じ。)) (48V, 2400Ah/組 (10 時間率) のものを 1 組 (1 組当たり 24 個)) 及び 5 号機電力保安通信用電話設備用 48V 蓄電池 (「6, 7 号機共用, 5 号機に設置」(以下同じ。)) (48V, 1000Ah/組 (10 時間率) のものを 1 組 (1 組当たり 25 個)) は、外部電源が期待できない場合においても、通信連絡設備の動作に必要な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>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、無停電電源装置であるバイタル交流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、バイタル交流電源装置 4 母線及び中央制御室計測用主母線盤 3 母線で構成する。</p> <p>非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線及び非常用直流母線に接続するバイタル交流電源装置並びに中央制御室計測用主母線盤等で構成し、原子炉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>バイタル交流電源装置は、非常用直流電源設備である直流 125V 蓄電池から直流電源が供給されることにより、交流 120V バイタル分電盤に対し電力供給を確保する設計とする。</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、無停電電源装置であるバイタル交流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、バイタル交流電源装置 4 母線及び中央制御室計測用主母線盤 3 母線で構成する。</p> <p>非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線及び非常用直流母線に接続するバイタル交流電源装置並びに中央制御室計測用主母線盤等で構成し、原子炉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>バイタル交流電源装置 7A 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直流 125V 蓄電池から直流電源が供給されることにより、交流 120V バイタル分電盤に対し電力供給を確保する設計とする。</p> <p>なお、バイタル交流電源装置 7B, 7C 及び 7D は約 1 時間、電力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>4. 燃料設備</p> <p>4.1 非常用ディーゼル発電設備の燃料補給設備</p> <p>非常用ディーゼル発電設備は、7日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7日間分の容量以上の燃料を7号機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 非常用ディーゼル発電設備の燃料補給設備</p> <p>非常用ディーゼル発電設備は、7日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7日間分の容量以上の燃料を7号機の軽油タンクに貯蔵する設計とする。</p> <p>4.2 常設代替交流電源設備の燃料補給設備</p> <p>第一ガスタービン発電機は、第一ガスタービン発電機用燃料タンクから第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。</p> <p>また、第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、軽油タンクからタンクローリ（16kL）を用いて燃料を補給できる設計とする。</p> <p>軽油タンクからタンクローリ（16kL）への軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。</p> <p>4.3 その他発電装置の燃料補給設備</p> <p>重大事故等時に非常用電源設備の燃料を貯蔵及び補給する設備として、軽油タンク、タンクローリ（4kL）及びホースを使用できる設計とする。</p> <p>電源車、モニタリングポスト用発電機及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、軽油タ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>タンクからタンクローリ (4kL) を用いて燃料を補給できる設計とする。</p> <p>軽油タンクからタンクローリ (4kL) への軽油の補給は、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 (4kL) は、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、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>軽油タンクは、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>5. 設備の共用</p> <p>非常用所内電源系については、6号機及び7号機間で相互に接続するが、通常時は、6号機及び7号機間連絡ケーブルの両端の遮断器を開放することにより、6号機非常用所内電源系と7号機非常用所内電源系を分離するとともに、迅速かつ安全な電源融通を可能とすることで、6号機及び7号機の安全性が向上するよう、重大事故等発生時においては、6号機及び7号機間連絡ケーブルの両端の遮断器を投入すること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 data-bbox="1039 288 1738 512">送受話器（ページング）用 48V 蓄電池及び 5 号機電力保安通信用電話設備用 48V 蓄電池は 6 号機及び 7 号機で共用とするが、共用する通信連絡設備への給電に必要な仕様を満足する設備とすることで、安全性を損なわない設計とする。</p> <p data-bbox="1039 528 1738 799">号炉間電力融通ケーブル（常設）は、共用により 6 号機及び 7 号機相互間での電力融通を可能とし、安全性の向上を図れることから、6 号機及び 7 号機で共用する設計とする。号炉間電力融通ケーブル（常設）は、共用により悪影響を及ぼさないよう、通常時は接続先の系統と分離した状態で設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1039 815 1738 1278">第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器は、共用により第一ガスタービン発電機から自号機だけでなく他号機にも電力の供給が可能となり、安全性の向上を図れることから、6 号機及び 7 号機で共用する設計とする。第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6 号機及び 7 号機を断路器等により系統を隔離して使用する設計とする。</p> <p data-bbox="1039 1294 1738 1374">軽油タンクは、第一ガスタービン発電機、電源車、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）（6, 7 号機共用）、可搬型代</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>替注水ポンプ (A-2 級) (6, 7 号機共用), 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (6, 7 号機共用), 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) (6, 7 号機共用), 大容量送水車 (海水取水用) (6, 7 号機共用), モニタリングポスト用発電機及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料を貯蔵しており, 共用により他号機のタンクに貯蔵している燃料も使用可能となり, 安全性の向上が図られることから, 6号機及び7号機で共用する設計とする。軽油タンクは, 共用により悪影響を及ぼさないよう, 6号機及び7号機で必要な重大事故等対処設備の燃料を確保するとともに, 号機の区分けなくタンクローリー (16kL) 及びタンクローリー (4kL) を用いて燃料を利用できる設計とする。</p> <p>なお, 軽油タンクは, 重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ6号機及び7号機共用とする。</p> <p>モニタリングポスト用発電機は, モニタリングポストに給電する設備であるため, モニタリングポストと同様に6号機及び7号機で共用することで, 操作に必要な時間及び要員を減少させて安全性の向上を図る設計とする。モニタリングポスト用発電機は, 共用により悪影響を及ぼさないよう, 号機の区分けなく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>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用受電盤, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤1, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤2及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤3は, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(「6,7号機共用, 5号機に設置(以下同じ。))」)の設備であり, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所の共用により, 必要な情報(相互のプラント状況, 運転員の対応状況等)を共有・考慮しながら, 総合的な管理(事故対応を含む。)を行うことで, 安全性の向上が図れることから, 6号機及び7号機で共用する設計とする。5号機原子炉建屋内緊急時対策所用受電盤, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤1, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤2及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤3は, 共用により悪影響を及ぼさないよう, 6号機及び7号機を5号機原子炉建屋内緊急時対策所用6/7号機電源切替盤(6,7号機共用)(480V, 225Aのものを1個)の遮断器により系統を隔離して使用する設計とする。</p>	
<p>6. 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,</p>	<p>6. 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,</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</p>

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
「表 1 非常用電源設備の主要設備リスト」に示す。	「表 1 非常用電源設備の主要設備リスト」に示す。	あるため、記載しない。

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, 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 内燃機関の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>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 (5.2 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 機器の損壊, 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</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 機器の損壊, 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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>発電機，外部電源系及び非常用電源設備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，4 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，4 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。</p> <p>また，高圧及び低圧母線等で故障が発生した際</p>	<p>発電機，外部電源系及び非常用電源設備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，4 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，4 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。</p> <p>また，高圧及び低圧母線等で故障が発生した際</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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>常用の直流電源設備は、蓄電池、充電器、直流主母線盤等で構成する。</p> <p>常用の直流電源設備は、主タービン非常用油ポンプ、給水ポンプタービン非常用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、原子炉系計測用主母線盤、タービン系計測用主母線盤等で構成する。</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>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>常用の直流電源設備は、蓄電池、充電器、直流主母線盤等で構成する。</p> <p>常用の直流電源設備は、主タービン非常用油ポンプ、給水ポンプタービン非常用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、原子炉系計測用主母線盤、タービン系計測用主母線盤等で構成する。</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>変圧器一次側において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、変圧器一次側の電路は、電路を筐体に内包する変圧器やガ</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1733 512">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 data-bbox="1122 528 1733 943">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、500kV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。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。さらに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 data-bbox="1122 959 1733 1182">154kV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。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで、保護継電器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 data-bbox="1122 1198 1733 1374">500kV送電線及び154kV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、故障箇所の隔離又は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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>1.2 電線路の独立性及び物理的分離</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500kV 送電線（東京電力パワーグリッド株式会社新新潟幹線及び東京電力パワーグリッド株式会社南新潟幹線）2ルート4回線（「1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用, 1号機に設置」（以下同じ。））及び受電専用の回線として154kV 送電線（東北電力ネットワーク株式会社荒浜線）1ルート1回線（「1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用, 1号機に設置」（以下同じ。））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>500kV 送電線4回線は、東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所に連系する設計とする。また、154kV 送電線1回線は、東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所に連系する設計とする。</p>	<p>設計とする。</p> <p>1.2 電線路の独立性及び物理的分離</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500kV 送電線（東京電力パワーグリッド株式会社新新潟幹線及び東京電力パワーグリッド株式会社南新潟幹線）2ルート4回線（「1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用, 1号機に設置」（以下同じ。））及び受電専用の回線として154kV 送電線（東北電力ネットワーク株式会社荒浜線）1ルート1回線（「1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用, 1号機に設置」（以下同じ。））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>500kV 送電線4回線は、東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所に連系する設計とする。また、154kV 送電線1回線は、東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所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東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉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、東北</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1066 288 1736 416">電力ネットワーク株式会社刈羽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 data-bbox="1066 432 1736 655">また、東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所が停止した場合には、外部電源からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉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 data-bbox="1066 671 1736 847">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 data-bbox="1066 863 1736 1134">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、送電線の近接箇所においては、必要な絶縁距離及び水平距離が確保された送電線から受電する設計とする。</p> <p data-bbox="1025 1206 1682 1238">1.3 複数号機を設置する場合における電力供給確保</p> <p data-bbox="1066 1254 1736 1374">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力系統から同一の発電所内の発電用原子炉施設への電力の供給が同時</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>に停止しない設計とし、500kV 送電線 4 回線は 500kV 開閉所及び 66kV 開閉所を介して接続するとともに、154kV 送電線 1 回線は 66kV 開閉所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並びに重心の低いガス絶縁開閉装置及びガス遮断器を設置する設計とする。</p> <p>さらに、津波の影響を受けない敷地高さに設置するとともに、塩害を考慮し、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、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及びガス遮断器を設置し、ガス遮断器の架線部については屋内に設置する。</p>	
<p>2. 設備の共用</p> <p>500kV 送電線、154kV 送電線、変圧器の一部及び開閉所の一部は 1 号機、2 号機、3 号機、4 号機、5 号機、6 号機及び 7 号機で共用とするが、各号機に必要な容量をそれぞれ確保するとともに、外部電源の受電ルートに遮断器を設け、電気事故が発生した場合、故障箇所を隔離し、他の系統への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</p>	<p>2. 設備の共用 変更なし</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>常用ディーゼル発電設備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、安全性を損なわない設計とする。</p>		
<p>3. 主要対象設備 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>3. 主要対象設備 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 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, 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>第1章 共通項目 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. 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, 5.6 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 (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 1. 補助ボイラー 1.1 補助ボイラーの機能 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, タンクの保温用等及び主蒸気が使用できない場合の</p>	<p>第2章 個別項目 1. 補助ボイラー 変更なし</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="311 285 981 464">タービンのグランド蒸気に必要な蒸気を供給する能力を有する補助ボイラー（「5号機設備, 5, 6, 7号機共用」, 「6号機設備, 5, 6, 7号機共用」(以下同じ。))を設置する。</p> <p data-bbox="311 480 981 563">補助ボイラーは, 発電用原子炉施設の安全性を損わない設計とする。</p> <p data-bbox="271 624 651 655">1.2 補助ボイラーの設計条件</p> <p data-bbox="311 671 981 994">補助ボイラーは, ボイラー本体, 給水設備, 制御装置, 缶水処理装置等で構成し, 蒸気を蒸気だめより所内蒸気系母管を経て, 蒸気を使用する各機器に供給できる設計とする。蒸気使用機器で使用される蒸気のうち回収できるものは, 所内蒸気戻り系より補助ボイラーの給水タンクに集め, ボイラー用水として再利用し, 給水使用量を低減できる設計とする。</p> <p data-bbox="311 1010 981 1284">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 data-bbox="311 1300 981 1377">設計基準対象施設に施設する補助ボイラー及びその付属設備の耐圧部分に使用する材料は, 安全な化学</p>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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> <p>(1) 不連続で特異な形状でない設計とする。</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する。</p> <p>(3) 適切な強度を有する設計とする。</p> <p>(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> <p>補助ボイラーの缶体には、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>補助ボイラーの缶体には、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</p>		

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="311 285 983 416">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、流路を速やかに遮断できる設計とする。</p> <p data-bbox="311 429 983 560">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、補助ボイラー水を抜くことができる設計とする。</p> <p data-bbox="311 572 983 659">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 data-bbox="253 722 454 754">2. 設備の共用</p> <p data-bbox="282 767 983 994">補助ボイラー設備並びに所内蒸気系及び戻り系は、5号機、6号機及び7号機で共用とするが、各号機に必要な容量をそれぞれ確保するとともに、号機間の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、安全性を損なわない設計とする。</p>	<p data-bbox="1008 722 1205 799">2. 設備の共用 変更なし</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
<p>用語の定義</p> <p>(1) 「火災区域」 耐火壁，隔壁，間隔又はそれらの組合せによって他の区域と分離され，火災防護の見地から，一つの単位と考えられる空間をいう。</p> <p>(2) 「耐火壁」 床，壁，天井，扉等耐火構造の一部であって，一時間以上の耐火能力を有するものをいう。</p> <p>(3) 「隔壁」 火災の波及を防止するための不燃材構造物をいう。</p> <p>(4) 「消火装置」 消火器具，消火栓設備，自動消火設備及び遠隔手動消火設備をいう。</p> <p>(5) 「不燃性」 火災により燃焼しない性質をいう。</p> <p>(6) 「難燃性」 火災により著しい燃焼をせず，また，加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質をいう。</p> <p>(7) 「可燃性材料」 不燃性材料以外の材料をいう。</p> <p>(8) 「原子炉施設」 発電所内すべての構築物，系統及び機器をいう。</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」，「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」及び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」による。</p>	<p>本記載は用語の定義であるため，記載しない。</p>

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>第1章 共通項目</p> <p>火災防護設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>火災防護設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 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. 火災防護設備の基本設計方針</p> <p>原子炉施設の火災防護設計は, 火災により原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するために火災発生防止, 火災検知及び消火, 火災の影響の軽減の3方策を組み合わせたいわゆる深層防護の考え方に基づいたものとする。</p> <p>審査指針が要求する各項目に対する具体的な設計方針は, 日本電気協会「原子力発電所の火災防護指針」(J E A G 4 6 0 7) に準拠するものとする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 火災防護設備の基本設計方針</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1039 287 1738 515">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。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1066 528 1543 563">① 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 <li data-bbox="1066 576 1460 611">② 過剰反応度の印加防止機能 <li data-bbox="1066 624 1375 659">③ 炉心形状の維持機能 <li data-bbox="1066 671 1404 707">④ 原子炉の緊急停止機能 <li data-bbox="1066 719 1321 754">⑤ 未臨界維持機能 <li data-bbox="1066 767 1684 802">⑥ 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 <li data-bbox="1066 815 1431 850">⑦ 原子炉停止後の除熱機能 <li data-bbox="1066 863 1292 898">⑧ 炉心冷却機能 <li data-bbox="1066 911 1711 994">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 <li data-bbox="1066 1007 1460 1042">⑩ 安全上特に重要な関連機能 <li data-bbox="1066 1054 1599 1090">⑪ 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能 <li data-bbox="1066 1102 1543 1137">⑫ 事故時のプラント状態の把握機能 <li data-bbox="1066 1150 1487 1185">⑬ 制御室外からの安全停止機能 <p data-bbox="1039 1198 1738 1378">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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<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123mm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（強化石膏ボード、貫通部シール、防火扉、防火ダンパ、天井デッキスラブを含む。）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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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、火災区域外への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。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築物、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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>1.1 火災発生防止</p> <p>発火性又は引火性の液体又は気体を内包する系統は、原則として溶接構造とし、漏えいがないよう設計</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>重大事故等対処設備のうち、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及び水素ガス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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>する。なお、完成後、耐圧試験、水張試験等により漏えいのないことを確認する。</p> <p>ただし、機器等の接続部でフランジ又はネジ込み継手を使用し、下部に引火点を越える高温機器、配管等が設置されている場合には、漏えいによる引火を防止するためオイルパン等を設ける。</p> <p>多量の発火性又は引火性の液体を内包する機器の周囲は、堰等にて、その漏えい拡大防止を行う設計とし、機器の分解点検のための配管フランジからの漏えいは堰内に落ちるようにする。なお、漏えい拡大防止に設ける堰等の容量は、機器等に保有する発火性又は引火性の液体の100%容量以上とする。</p> <p>油のような可燃性物質を使用するのは、回転機器の潤滑油とディーゼル用燃料油等があるが、これらの系統・機器のための可燃性物質の貯蔵量は運転上の要求に見合う最低量とする。</p> <p>水素の供給設備として、タービン発電機水素ガス供給設備、気体廃棄物処理系校正用・格納容器内雰囲気モニタ校正用水素ガスボンベを考え、以下に示す通り設計する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 供給設備から発電機までの配管は、機器の分解点検を必要とする部分以外は溶接接続方法とし、弁はベロー弁等耐漏えい性に優れた弁を使用し漏えいが 	<p>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、壁等の設置又は隔離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を貯蔵することを考慮した設計とする。</p> <p>水素ガスを内包する設備のうち気体廃棄物処理設備及び発電機水素ガス供給設備の配管等は溶接構造によって、水素ガスの漏えいを防止し、弁グランド部から水素ガスの漏えいの可能性のある弁は、ベローズ弁等を用いて防爆の対策を行う設計とし、水素ガス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、壁等の設置による配置上の考慮を行う設計とする。</p> <p>水素ガスを内包する設備である蓄電池、気体廃</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>ないよう設計する。</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン発電機用水素の供給設備は原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋等の本館外に設置し，専用の換気設備又は自然換気による換気が行えるよう設計する。 気体廃棄物処理系校正用・格納容器内雰囲気モニタ校正用水素ガスボンベは容量が少ないため，本館内に配置しても良いが十分に換気された場所に設置し，また監視が行えるように設計する。 バッテリー室には水素の蓄積を防止するために必要な量以上の換気風量を確保する。 	<p>廃棄物処理設備，発電機水素ガス供給設備及び水素ガスボ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>水素ガスボンベは，運転上必要な量を考慮し貯蔵する設計とする。また，使用時を除きボンベ元弁を閉とする運用として保安規定に定めて，管理する。</p> <p>火災の発生防止における水素ガス漏えい検知は，蓄電池室の上部に水素濃度検出器を設置し，水素ガス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>気体廃棄物処理設備内の水素濃度については，燃焼限界濃度以下となるよう設計するとともに，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，水素ガス消費量を管理するとともに，発電機内の水素純度，水素ガス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ガス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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>る。</p> <p>水素ガスボンベを設置する火災区域又は火災区画については、通常時はボンベ元弁を閉とする運用、又は通常時は建屋外に保管し、ボ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。</p> <p>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。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、他の火災区域又は火災区画や環境への放射</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1736 368">性物質の放出を防ぐために、空調を停止し、風量調整ダンパを閉止し、隔離できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 384 1736 751">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 data-bbox="1122 767 1736 1134">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」第六十九条及び「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 data-bbox="1122 1150 1736 1374">火災の発生防止のため、可燃性の微粉が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つて、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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>電気系統は、保護継電器あるいはヒューズにより過電流を検出し、遮断器あるいはヒューズにより自動的に故障区間の切り離しを行う。</p> <p>また、重要な電気系統には地絡検出器を設け地絡電流による過熱を未然に防止できるよう設計する。</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計とするとともに、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ガスが発生する火災区域又は火災区画における、水素ガス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ガス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ガスについては、重大事故等対処施設にて、蓄積防止対策を行う設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>原子炉施設を設計するにあたっては、火災負荷を少なくするために実用上可能な限り不燃性材料又は難燃性材料を使用することとし、止むを得ず油等の可燃性材料を使用する場合は、運転上の要求に見合う最低量とするよう設計する。</p> <p>燃料油、潤滑油などの可燃性材料を使用する場合は、運転上の要求に見合う最低量とする。</p> <p>原子炉施設内の構築物は、鉄筋コンクリート、鋼材により構成する。</p> <p>原子炉施設内の全ての使用材料は、不燃化又は難燃化が実用上困難なものを除いて、不燃性又は難燃性材料を使用する。ただし、消耗品等で減容処理上可燃性材料を使用する必要のあるものについてはその影響を確認する。</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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>保温材は、金属、ロックウール又はグラスウール等実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。</p> <p>建屋内装材は、実用上可能な限り、不燃性又は難燃性材料を使用する。</p> <p>原子炉格納容器内には可燃性物質の集積を行わないよう設計する。ここにいう可燃性物質の集積とは、運転上の要求に見合う最低量以上の燃料油、潤滑油、木材、紙及びケーブル等を指す。</p>	<p>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、管理区域や非管理区域の床や、原子炉格納容器内の床や壁に使用する耐放射線性、除染性、防塵性又は耐腐食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、難燃性が確認さ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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>ケーブルは、米国 I E E E 規格 3 8 3 の垂直トレイ試験に合格した難燃性ケーブルを使用する。</p> <p>換気フィルタは、ガラス繊維等実用上可能な限り、</p>	<p>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、その周辺における可燃物を管理することから、難燃性材料を使用する設計とする。</p> <p>また、中央制御室の床面は、防炎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（U L 垂直燃焼試験）及び耐延焼性（I E E E 3 8 3（光ファイバケーブルの場合は I E E E 1 2 0 2）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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>不燃性又は難燃性材料を使用する。</p> <p>屋内設置トランスは全て乾式とする。 建屋内に設置する変圧器，しゃ断器は乾式を使用する。</p> <p>原子炉施設は，建築基準法に従った避雷設備を設け，落雷による火災発生を防止する。</p>	<p>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，日本規格協会「繊維製品の燃焼性試験方法」(J I S L 1 0 9 1)又は日本空気清浄協会「空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針」(J A C A N o . 1 1 A)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，建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 落雷，地震等の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，風(台風)，竜巻，低温(凍結)，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象及び森林火災を考慮する。 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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>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基づいて適切な耐震設計を行い，地震による破損又は倒壊を防ぐことにより，火災発生を防止するとともに，安全機能を有する構築物，系統及び機器以外の破損・発火によっても悪影響を受けないよう，適切な配置設計，耐震設計を行う。</p> <p>1.2 火災の感知及び消火</p> <p>原子炉施設内の万一の火災発生に備えて，適切な個所に火災感知器及び消火設備を設置し，安全機能を有する構築物，系統及び機器に対する火災の悪影響を限</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，森林火災から，防火帯による防護等により，火災発生防止を講じる設計とし，竜巻（風（台風）を含む。）から，竜巻防護対策施設の設置及び固縛により，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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>定し早期消火を行える設計とする。</p> <p>また、火災感知器及び消火設備を設計するにあたっては火災の早期検出、早期消火のため、「消防法」及び「建築基準法」に定める基準に準じて設計する。</p> <p>消火設備は、「耐震設計基準」の重要度分類に基づき、耐震クラスCにて設計を行う。</p> <p>消火設備のうち、安全機能を有する構築物、系統及び機器の設置エリアを通過する配管は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対応した耐震設計を行う。</p> <p>自動火災報知設備の火災感知器は、各区域における取付面高さ、火災の影響及び性質並びに放射線、温度、湿度、空気流等の環境条件を考慮した上で、煙感知器、熱感知器等の種類を選定する。</p> <p>なお、火災感知器の設置及び選定にあたっては、消防法施行規則第23条に準拠する。</p>	<p>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 落雷、地震等の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別に応じ、火災を早期に感知できるよう、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器、又は炎が発する赤外線又は紫外線を検知するため炎が生じた時点で感知することができ火災の早期感知に優位性がある非アナログ式の炎感知器から、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>なお、基本設計のとおり火災感知器を設置で</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>自動火災報知設備の受信機を常時人のいる場所（中央制御室）に設置する。</p>	<p>きない箇所は、上記感知器の代わりに環境条件や火災の性質を考慮し、光電分離型煙感知器、煙吸引式検出設備、光ファイバケーブル式熱感知器、熱感知カメラ、非アナログ式の防爆型煙感知器、非アナログ式の防爆型熱感知器及び非アナログ式の熱感知器も含めた組合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> <p>なお、光電分離型煙感知器、熱感知カメラ及び炎感知器は、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等に設置し、火災感知設備の作動状況を常時監</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="309 288 983 416">受信機は、感知器、中継器又は発信機の作動と連動して当該感知器、中継器又は発信機の作動した警戒区域を表示できるものであること。</p> <p data-bbox="309 868 983 995">自動火災報知設備の電源は、常用電源が喪失した場合でも、本設備を有効に60分間監視の後10分間作動できる容量以上の蓄電池設備を設ける。</p>	<p data-bbox="1122 288 1733 416">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。</p> <p data-bbox="1122 432 1733 608">屋外区域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정이可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1122 624 1733 847">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。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 data-bbox="1122 863 1733 1182">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、非常用電源からの受電も可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1122 1198 1733 1326">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、性能が維持できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 1342 1733 1374">屋外に設置する火災感知設備は-15.2℃まで気</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>消火設備を設計するにあたっては、その破損、誤動作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失わないよう設計する。</p> <p>安全機能を有する構築物、系統及び機器は、多重に系統を設け、物理的分離を図ることで、万一の消火設備の破損、誤動作又は誤操作が生じて、一系統はその安全機能を失わないよう設計する。</p> <p>なお、安全上機能を有する構築物、系統及び機器を内蔵する区域で燃料油を貯蔵する場合は、その貯蔵量は、運転上の要求に見合う最低量とし、かつ、固定式消火設備を設ける。</p> <p>二酸化炭素消火設備は、火災感知器作動（火災表示）後、現場確認の上で手動操作及び火災感知器作動による自動起動も行えるよう設計する。</p> <p>二酸化炭素消火設備は、手動方式とし、火災確認後、</p>	<p>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所は、自動起動又は中央制御室からの手動起動による固定式消火設備である二酸化炭素消火設備、小空間固定式消火設備、SLC ポンプ・CRD ポンプ局所消火設備、電源盤・制御盤消火設備、ケーブルトレイ消火設備又は5号機原子炉建屋内緊急時対策所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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>現場にて手動起動させる構造とする。</p>	<p>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、浸水防護施設の基本設計方針にて示す。</p> <p>原子炉格納容器は、運転中は窒素ガス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設計とし、運転員及び初期消火要員による速やかな初期消火活動を行う設計とする。</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（7350m³）に対してページ用排風機の容量が22000m³/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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>消火ポンプは、100%容量の電動機駆動1台、100%容量のディーゼル駆動1台を設置し、多重性を持たせ、かつ常用電源が喪失しても機能を失わないよう設計する。</p>	<p>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、中央制御室床下フリーアクセスフロアについては、中央制御室からの手動操作により早期の起動が可能な中央制御室床下フリーアクセスフロア消火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>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、消防法施行規則又は試験結果に基づく容量を配備する設計とする。</p> <p>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> <p>屋内、屋外の消火栓は、消防法施行令に基づく最大放水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>消火用水供給系の水源は、ろ過水タンク(5号機設備、6,7号機共用)を2基設置し多重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="1151 288 1736 515">消火用水供給系の消火ポンプは、電動機駆動消火ポンプ（「5号機設備, 6, 7号機共用」(以下同じ。)), ディーゼル駆動消火ポンプ（「5号機設備, 6, 7号機共用」(以下同じ。)) を設置し, 多様性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1122 576 1487 611">b. 系統分離に応じた独立性</p> <p data-bbox="1151 624 1736 994">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二酸化炭素消火設備, 小空間固定式消火設備及び中央制御室床下フリーアクセスフロア消火設備は, 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 data-bbox="1151 1010 1736 1090">(a) 容器弁及びポンペを必要数より 1 つ以上多く設置する。</p> <p data-bbox="1151 1106 1736 1281">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 data-bbox="1151 1297 1736 1377">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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>消火用水系は、他のユーティリティ系と共用する場合は、ユーティリティ系分岐部に隔離弁（手動弁で可）を設置する。</p>	<p>区域又は火災区画に設置する二酸化炭素消火設備及び小空間固定式消火設備は、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、飲料水系や水道水系等と共用する場合には、隔離弁を設置し、通常時全閉とすることで消火用水供給系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>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>二酸化炭素消火設備、小空間固定式消火設備、SLC ポンプ・CRD ポンプ局所消火設備、電源盤・制御盤消火設備、中央制御室床下フリーアクセスフロア消火設備及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所消火設備は、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>二酸化炭素消火設備を使用する場合には、その散布により安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能が損なわれないよう、安全機能を有する構築物、系統及び機器で多重に系統があるものは物理的分離を図るか他の適切な処置を施す。</p> <p>二酸化炭素消火設備が動作しても、他の安全機能を有する系統及び機器は健全であるように考慮する。</p>	<p>する。</p> <p>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>(4) 消火設備の配置上の考慮</p> <p>a. 火災による二次的影響の考慮</p> <p>二酸化炭素消火設備、小空間固定式消火設備、中央制御室床下フリーアクセスフロア消火設備及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所消火設備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>また、二酸化炭素消火設備、小空間固定式消火設備、中央制御室床下フリーアクセスフロア消火設備及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所消火設備は、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影響を及ぼさない設計とする。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>消火水等，汚染の可能性がある水のプラント外への</p>	<p>SLC ポンプ・CRD ポンプ局所消火設備，ケーブルトレイ消火設備及び電源盤・制御盤消火設備は，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・制御盤消火設備については，ケーブルトレイ内又は盤内に消火剤を留める設計とする。SLC ポンプ・CRD ポンプ局所消火設備については，消火対象と十分に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影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>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>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>b. 管理区域内からの放出消火剤の流出防止 管理区域内で放出した消火水は，放射性物質</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>流出を防止するため、放射性物質を内包する建屋又はエリアの屋外出入口部には堰（スロープ付の堰でも可）を設ける。</p> <p>屋内消火栓及び屋外消火栓は消防法施行令により設ける。</p> <p>所員用エアロック付近に屋内消火栓を配置し定検時等プラント停止時において原子炉格納容器内火災に対応できるようにする。</p> <p>二酸化炭素消火設備エリアにおいても、消火活動に対処可能な設置エリアの近傍に消火栓を配置する。</p> <p>中央制御室、電気品室には原則として室外近傍に（出入口ドア付近）に屋内消火栓を配置する。</p> <p>消火ポンプ故障時には、5号機の中央制御室に警報を表示する。</p>	<p>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系に回収し、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、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、ディーゼル駆動消火ポンプ、二酸化炭素消火設備、小空間固定式消火設備、SLCポンプ・CRDポンプ局所消火設備、電源盤・制御盤消火設備、ケーブルトレイ消火設備、5号機原子炉建屋内緊急時対策所消火設備及び中央制御室床下フリーアクセスフロア消火設備は、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>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>音響警報装置は、起動スイッチの作動と連動して自動的に警報を発するようにする。</p> <p>音響警報装置は、防護区画又は防護対象物にいるすべてのものに、消火剤が放出される旨を有効に報知できるように設ける。他、消防法施行規則第 19 条による。</p> <p>屋外消火栓は、凍結防止構造とする。</p>	<p>b. 固定式ガス消火設備の職員退避警報</p> <p>二酸化炭素消火設備は、作動前に職員等の退出ができるように警報を発する設計とする。</p> <p>小空間固定式消火設備、SLC ポンプ・CRD ポンプ局所消火設備、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所消火設備、中央制御室床下フリーアクセスフロア消火設備については、消火剤に毒性がないが、消火時に生成されるフッ化水素が周囲に拡散することを踏まえ、消火設備作動前に退避警報を発する設計とする。</p> <p>ケーブルトレイ消火設備及び電源盤・制御盤消火設備は、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又は 金属製の盤内に留まり、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、保温材等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、通常は</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1149 288 1736 416">ブロー弁を常時開として消火栓本体内の水が排水され、使用時にブロー弁を閉にして放水する設計とする。</p> <p data-bbox="1122 480 1319 512">b. 風水害対策</p> <p data-bbox="1149 528 1736 991">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、ディーゼル駆動消火ポンプ、二酸化炭素消火設備、小空間固定式消火設備、SLC ポンプ・CRD ポンプ局所消火設備、電源盤・制御盤消火設備、ケーブルトレイ消火設備、5号機原子炉建屋内緊急時対策所消火設備及び中央制御室床下フリーアクセスフロア消火設備は、風水害により性能が著しく阻害されることがないように、建屋内に設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1122 1054 1346 1086">c. 地盤変位対策</p> <p data-bbox="1149 1102 1736 1374">地震時における地盤変位対策として、屋外消火配管は、タンクと配管の継手部へのフレキシブル継手を採用する設計や、建屋等の取り付け部における消火配管の曲げ加工（地震時の地盤変位を配管の曲げ変形で吸収）を行う設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1151 288 1733 464">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へ消火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 data-bbox="1081 528 1234 560">(7) その他</p> <p data-bbox="1122 576 1375 608">a. 移動式消火設備</p> <p data-bbox="1151 624 1733 847">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、泡消火薬剤備蓄車、水槽付消防自動車及び消防ポンプ自動車を配備する設計とする。</p> <p data-bbox="1122 911 1402 943">b. 消火用の照明器具</p> <p data-bbox="1151 959 1733 1230">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、12 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 data-bbox="1122 1294 1487 1326">c. ポンプ室の煙の排気対策</p> <p data-bbox="1178 1342 1733 1374">火災発生時の煙の充満により消火活動が困</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>1.3 火災の影響軽減</p>	<p>難となるポンプ室には、消火活動によらず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運転員や消防隊員がポンプ室に入る場合については、再発火の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する設計とする。</p> <p>d. 使用済燃料貯蔵設備及び新燃料貯蔵設備 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。 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 ケーブル処理室は、消火活動のため2箇所の入口を設置する設計とする。</p> <p>1.3 火災の影響軽減 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>火災の影響評価における火災区域の設定は、可燃物の存在する区域で、その火災により、安全機能を有する構築物、系統及び機器が影響を受けるおそれのある、全ての区域について行う。</p> <p>原子炉施設を設計するにあたっては、原子炉の安全停止及び除熱の観点から安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域は、耐火壁のみあるいは耐火壁、隔壁、間隔及び消火設備の組合せにより隣接区域間の火災による影響を軽減できるよう設計する。</p> <p>安全機能を有する構築物、系統及び機器で多重性のあるものは、「安全分離指針」に従い物理的分離配置を行う。</p> <p>安全系を分離する躯体（壁、天井、床等）には可能な限り異区分をまたがる貫通孔、開口及び扉を設置しない。なお、これらを設置する場合は、防火又は耐火構造とする。</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並びにこれらに関連する非安全系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対策</p> <p>中央制御室、原子炉格納容器、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク及び燃料移送ポンプ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を境界とし、以下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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>ダクトは、安全系異区分間に影響を与えないよう必要に応じて熱、又は煙感知器と連動する防火ダンパ等を計画する。</p> <p>ケーブルトレイは、「原子力安全施設系における電気設備の分離仕様」に基づき、分離配置を行う。なお、必要に応じ分離板、延焼防止剤を使用する。</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. 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>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>(2) 中央制御室の火災の影響軽減のための対策</p> <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、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すべて喪失しても、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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>制御室には、可搬型消火器を設置する。</p>	<p>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金属外装ケーブル，耐熱ビニル電線，難燃仕様の ETFE 電線及び難燃ケーブルを使用し，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。これらの火災感知器は，アナログ機能を有するものとする。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定が困難な場合も想定し，サーモグラフィカメラの配備によって，火</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1149 288 1653 320">災の発生箇所を特定できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 384 1711 464">b. 中央制御室床下フリーアクセスフロアの影 響軽減対策</p> <p data-bbox="1149 480 1733 991">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、中央制御室床下フリーアクセスフロア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、中央制御室床下フリーアクセスフロアについては、下記に示す分離対策等を行い、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="1137 1007 1458 1038">(a) 分離板等による分離</p> <p data-bbox="1178 1054 1733 1278">中央制御室床下フリーアクセスフロアに敷設する互いに相違する系列の火災防護ケーブルについては、非安全系ケーブルも含めて1時間以上の耐火能力を有する分離板又は障壁で分離する設計とする。</p> <p data-bbox="1178 1294 1733 1374">また、ある区分の火災防護対象ケーブルが敷設されている箇所に別区分のケーブルを</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1176 288 1736 416">敷設する場合は、1 時間以上の耐火能力を有する耐火材で覆った電線管又はトレイに敷設する設計とする。</p> <p data-bbox="1137 480 1375 512">(b) 火災感知設備</p> <p data-bbox="1176 528 1736 751">中央制御室床下フリーアクセスフロアには、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で設置する設計とする。これらの火災感知器は、アナログ機能を有するものとする。</p> <p data-bbox="1176 767 1736 1086">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="1137 1150 1321 1182">(c) 消火設備</p> <p data-bbox="1176 1198 1736 1374">中央制御室床下フリーアクセスフロアは、系統分離の観点から中央制御室からの手動操作により早期の起動が可能な中央制御室床下フリーアクセスフロア消火設備を設置</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1178 288 1402 320">する設計とする。</p> <p data-bbox="1178 336 1733 512">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="1151 576 1682 608">c. 下部中央制御室エリアの影響軽減対策</p> <p data-bbox="1178 624 1733 751">下部中央制御室エリアは、以下の系統分離対策等を行い、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="1140 767 1375 799">(a) 系統分離対策</p> <p data-bbox="1178 815 1733 1086">下部中央制御室エリアは、上部中央制御室に存在するような安全系区分Ⅰ、Ⅱが混在する制御盤、フリーアクセスフロアは存在せず、ケーブルトレイ等については、火災防護対象となる安全系区分Ⅰ、Ⅱのケーブルを分離する設計とする。</p> <p data-bbox="1178 1102 1733 1278">また、1時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、1時間の耐火性能に必要なコンクリート壁等で安全系区分Ⅰと安全系区分Ⅱの火災区画の境界を分離する設計とする。</p> <p data-bbox="1126 1342 1361 1374">(b) 火災感知設備</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1160 284 1736 464"> 系統分離のために設置する消火設備を作動させるために、異なる 2 種類の火災感知器を設置する設計とする。これらの火災感知器は、アナログ機能を有するものとする。 </p> <p data-bbox="1122 523 1305 560">(c) 消火設備</p> <p data-bbox="1160 571 1736 751"> 下部中央制御室エリアは、自動又は中央制御室からの遠隔手動操作により早期の起動が可能な小空間固定式消火設備を設置する設計とする。 </p> <p data-bbox="1081 815 1711 895"> (3) 原子炉格納容器内の火災の影響軽減のための対策 </p> <p data-bbox="1122 911 1736 1182"> 原子炉格納容器内は、プラント運転中は窒素ガスが封入され、火災の発生は想定されない。窒素ガス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、わずかに低温停止状態では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="1122 1198 1736 1326"> 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="1122 1342 1711 1378"> a. 原子炉格納容器内の火災防護対象機器等の </p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1151 288 1711 368">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="1137 384 1733 560">(a) 火災防護対象機器等は、難燃ケーブルを使用するとともに、耐火性能を確認した電線管又は金属製の密閉ダクトの使用により火災の影響軽減対策を行う設計とする。</p> <p data-bbox="1137 576 1733 895">(b) 原子炉格納容器内の火災防護対象機器等は、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="1137 911 1733 1038">(c) 原子炉格納容器内の火災防護対象ケーブルは、可能な限り距離的分散を図る設計とする。</p> <p data-bbox="1137 1054 1733 1326">(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一部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 data-bbox="1122 1342 1733 1374">b. 火災感知設備については、異なる2種類の火</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1144 288 1733 368">災感知器を設置する設計とする。これらの火災感知器は、アナログ機能を有するものとする。</p> <p data-bbox="1122 384 1733 560">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 data-bbox="1144 576 1733 799">なお、原子炉格納容器内点検終了後から窒素ガス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ガス封入作業の継続による窒息消火を行う。</p> <p data-bbox="1088 863 1733 991">(4) 非常用ディーゼル発電設備軽油タンク及び燃料移送ポンプに対する火災の影響軽減のための対策</p> <p data-bbox="1133 1007 1733 1182">非常用ディーゼル発電設備軽油タンク及び燃料移送ポンプについては、以下の対策を行い、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="1133 1198 1733 1374">a. 屋外開放の非常用ディーゼル発電設備軽油タンク及び燃料移送ポンプに関しては互いに相違する系列間で水平距離を6m以上確保する設計とする。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>換気系は、火災による火、熱又は煙による悪影響を、安全機能を有する構築物、系統及び機器に与えないよう、換気系ダクトには、必要に応じ熱又は煙感知器と連動する防火ダンパを設置する。</p> <p>制御室の換気系について、建築基準法により専用の排煙設備を設ける場合には、これに従う。</p>	<p>b. 火災感知設備については、固有の信号を発する異なる 2 種類の火災感知器を設置する設計とする。これらの火災感知器は、アナログ機能又は非アナログ機能を有するものとする。</p> <p>c. 消火については、消火器又は移動式消火設備を用いた運転員及び初期消火要員による速やかな初期消火活動を行う設計とする。</p> <p>(5) 換気設備に対する火災の影響軽減のための対策</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関連する換気設備には、他の火災区域又は火災区画からの境界となる箇所に 3 時間耐火性能を有する防火ダンパ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>(6) 煙に対する火災の影響軽減のための対策</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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p data-bbox="338 1011 936 1038">油タンクにはベント管を設け屋外にベントする。</p> <p data-bbox="311 1302 981 1377">電気ケーブルや引火性液体の密集区域には、万一の火災による煙を処理できる様に配慮する。なお、煙の</p>	<p data-bbox="1122 288 1563 320">の排煙設備を設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1122 336 1733 655">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、二酸化炭素消火設備、小空間固定式消火設備又は中央制御室床下フリーアクセスフロア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 data-bbox="1122 671 1733 847">なお、引火性液体が密集する非常用ディーゼル発電設備軽油タンクは、屋外に設置されるため、煙が大気に放出されることから、排煙設備を設置しない設計とする。</p> <p data-bbox="1081 911 1733 991">(7) 油タンクに対する火災の影響軽減のための対策</p> <p data-bbox="1122 1007 1733 1134">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> <p data-bbox="1081 1198 1733 1278">(8) ケーブル処理室に対する火災の影響軽減のための対策</p> <p data-bbox="1122 1294 1733 1374">ケーブル処理室の最も分離距離を確保しなければならない蓋なしの動力ケーブルトレイ間は、</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>処理は火災鎮火後，通常換気系を期待するものとし，特別な配慮は行わないものとする。</p>	<p>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。</p> <p>最小離隔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</p> <p>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，火災が発生した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動的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</p> <p>発電用原子炉施設内の火災によって運転時の</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>火災の影響評価により、火災区域から隣接区域への影響を、耐火壁又は隔壁、間隔及び消火装置の効果を加味して評価し、その結果により必要な対策を施すものとする。</p> <p>火災区域が全て開口の無い躯体で囲まれている場合は耐火壁のみによる隣接区域への影響の軽減効果を評価する。</p> <p>耐火壁の耐火能力は、耐火壁で仕切られる各火災区域における、想定火災に基づく耐火要求時間より定める。</p> <p>なお、耐火要求時間が2時間を超える場合には、固定式消火設備による軽減効果に期待する。</p>	<p>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>火災区域が全て耐火壁で囲まれていない場合は、隔壁及び間隔による隣接区域への影響の軽減効果を評価する。</p> <p>想定火災が隣接区域に存在する異区分の安全系機器の機能を阻害するか、又は隣接区域の可燃物により、周辺に延焼拡大するおそれのある場合には、必要に応じて躯体の開口部を防火又は耐火構造とする。</p>	<p>与えない場合</p> <p>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> <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</p> <p>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</p> <p>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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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>2. 設備の共用</p> <p>消火系のうち電動機駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ及びろ過水タンクは、5号機、6号機及び7号機で共用とするが、各号機に必要な容量をそれぞれ確保するとともに、号機間の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、安全性を損なわない設計とする。また、消火系のうち防火扉等は6号機及び7号機で共用とするが、共用対象号機内で共通の対象を防護するために必要な耐火能力を有する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。</p>	
<p>3. 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>3. 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 (5.5 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>	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浸水経路等を考慮して、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1066 284 1736 368">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 data-bbox="1055 384 1375 416">1.1.1 津波防護対象設備</p> <p data-bbox="1095 432 1736 751">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> <p data-bbox="1095 767 1736 1086">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。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="1095 1102 1736 1278">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="1025 1350 1290 1382">1.2 入力津波の設定</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p>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>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とする。</p> <p>① 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>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襲来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>② 経路からの津波による入力津波については、浸水経路を特定し、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>③ 上記①及び②においては、水位変動として、朔望平均満潮位 T.M.S.L. +0.49m、朔望平均干潮位 T.M.S.L. +0.03m 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朔望平均満潮位の標準偏差 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朔望平均干潮位の標準偏差 0.15m 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日本海東縁部に想定される地震と海域の活断層に想定される地震による広域的な地殻変動を余効変動を含めて考慮する。なお、日本海東縁部に想定される地震については断層の傾斜角を複数設定しており、上昇側・下降側の水位変動量が保守的な評価結果となるケースを考慮する。</p> <p>日本海東縁部に想定される地震と海域の活断層に想定される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ており、敷地地盤の地殻変動量は、日本海東縁部に想定される地震では 0.21m の沈降（西傾斜，傾斜角 30°）と 0.20m の沈降（東傾斜，傾斜角 30°），海域の活断層に想定される地震では 0.29m の沈降となっている。広域的な余効変動については、柏崎地点における 2015</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1093 288 1738 852"> 年6月から2016年6月の一年間の変位量が約0.7cmと小さいことから、津波に対する安全性評価に影響を及ぼすことはない。上昇側の水位変動に対して安全側に評価するため、地殻変動量について、日本海東縁部に想定される地震では0.21mの沈降(西傾斜, 傾斜角30°)を、海域の活断層に想定される地震では0.29mの沈降を考慮する。下降側の水位変動に対して安全側に評価するため、日本海東縁部に想定される地震による地殻変動量0.20mの沈降(東傾斜, 傾斜角30°)は考慮しない。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 data-bbox="1025 916 1263 948">1.3 津波防護対策</p> <p data-bbox="1066 963 1738 1378"> 「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、津波による溢水の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 </p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p>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定める。</p> <p>1.3.1 敷地への浸水防止（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の高さ分布を基に，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。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可能性がある場合は，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は，津波による遡上波が地上部から到達，流入しない十分高い場所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>(2) 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止 津波の流入の可能性のある経路につながる循環水系、補機冷却海水系、それ以外の屋外排水路、電源ケーブルトレンチ及びケーブル洞道の標高に基づき、許容される津波高さと同経路からの津波高さを比較することにより、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への流入を防止するため、浸水防止設備として取水槽閉止板の設置及び貫通部止水処置を実施する設計とする。また、浸水防止設備の取水槽閉止板は、経路からの津波の流入を防止するため、閉止運用の手順を整備し、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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1122 288 1736 416">する浸水防止設備については、補機冷却用海水取水槽における入力津波に対し、設計上の裕度を考慮する。</p> <p data-bbox="1061 480 1736 608">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 data-bbox="1081 624 1263 655">(1) 漏水対策</p> <p data-bbox="1122 671 1736 1086">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の可能性のある経路及び浸水口（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。</p> <p data-bbox="1122 1102 1736 1374">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>	

変更前	変更後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1122 288 1733 464">評価の結果、浸水想定範囲における長期間の冠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> <p data-bbox="1061 528 1733 655">1.3.3 津波による溢水の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 data-bbox="1077 671 1487 703">(1) 浸水防護重点化範囲の設定</p> <p data-bbox="1122 719 1733 847">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 data-bbox="1077 911 1711 943">(2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策</p> <p data-bbox="1122 959 1733 1326">経路からの津波による溢水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への浸水の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。地震による溢水のうち、津波による影響を受けない範囲の評価については、「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。</p> <p data-bbox="1144 1342 1733 1374">評価の結果、浸水防護重点化範囲への浸水の可</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1122 288 1736 512">能性のある経路，浸水口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，水密扉及び床ドレンライン浸水防止治具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 data-bbox="1122 528 1736 655">また，浸水防止設備として設置する水密扉については，津波の流入を防止するため，扉の閉止運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1061 719 1736 847">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 data-bbox="1090 863 1736 991">(1) 原子炉補機冷却海水ポンプ並びに大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び大容量送水車（海水取水用）の付属品である水中ポンプの取水性</p> <p data-bbox="1122 1007 1736 1230">原子炉補機冷却海水ポンプについては，評価水位としての補機冷却用海水取水槽での下降側水位と同ポンプ取水可能水位を比較し，評価水位が同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 data-bbox="1122 1246 1736 1374">評価の結果，補機冷却用海水取水槽の下降側の評価水位が原子炉補機冷却海水ポンプの取水可能水位を下回る可能性があるため，津波防護施設</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p>として、海水を貯留するための海水貯留堰（「重大事故等時のみ 6, 7 号機共用」, 「6 号機設備, 重大事故等時のみ 6, 7 号機共用」(以下同じ。)) を設置することで、取水性を確保する設計とする。</p> <p>なお、津波による水位低下を検知した際には、原子炉補機冷却海水ポンプの取水性を確保するため、循環水ポンプ及びタービン補機冷却海水ポンプを停止する手順を保安規定に定めて管理する。</p> <p>原子炉補機冷却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>大容量送水車（熱交換器ユニット用）（「6, 7 号機共用」(以下同じ。)) 及び大容量送水車（海水取水用）（「6, 7 号機共用」(以下同じ。)) の付属品である水中ポンプについても、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>(2) 津波の二次的な影響による原子炉補機冷却海水ポンプ並びに大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び大容量送水車（海水取水用）の付属品である水中ポンプの機能保持確認</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p>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、スクリーン室（「重大事故等時のみ6,7号機共用」,「6号機設備,重大事故等時のみ6,7号機共用」(以下同じ。)), 取水路（「重大事故等時のみ6,7号機共用」,「6号機設備,重大事故等時のみ6,7号機共用」(以下同じ。)), 補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽が閉塞することなく取水口,スクリーン室,取水路,補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽の通水性が確保できる設計とする。</p> <p>また,原子炉補機冷却海水ポンプは,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。大容量送水車(熱交換器ユニット用),大容量送水車(海水取水用)及びその付属品である水中ポンプは,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>漂流物に対しては,発電所構内及び構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,原子炉補機冷却海水ポンプへの衝突並びに取水口,スクリーン室,取水路,補機冷</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1122 288 1736 512">却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽の閉塞が生じることがなく原子炉補機冷却海水ポンプの取水性確保並びに取水口，スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽の通水性が確保できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 528 1736 991">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。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，原子炉補機冷却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> <p data-bbox="1055 1054 1263 1086">1.3.5 津波監視</p> <p data-bbox="1122 1102 1736 1374">津波監視設備として，敷地への津波の繰返しの襲来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（「6,7号機共用」（以下同じ。））（計測制御系統施設の設備で兼用（以下同じ。））及び取水槽水位計を設置する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1025 288 1626 320">1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計</p> <p data-bbox="1055 336 1263 368">1.4.1 設計方針</p> <p data-bbox="1093 384 1733 608">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襲来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 data-bbox="1081 624 1319 655">(1) 津波防護施設</p> <p data-bbox="1149 671 1733 703">津波防護施設は、漏水を防止する設計とする。</p> <p data-bbox="1122 719 1733 895">津波防護施設として設置する海水貯留堰については、津波による水位低下に対して、原子炉補機冷却海水ポンプ等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 data-bbox="1122 911 1733 1086">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ゴム等を設置し、止水処置を講じる設計とする。</p> <p data-bbox="1081 1150 1319 1182">(2) 浸水防止設備</p> <p data-bbox="1122 1198 1733 1374">浸水防止設備は、浸水想定範囲等における浸水時及び冠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。また、津波防護対象設備を内包する建屋及</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
—	<p>び区画に浸水時及び冠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>補機冷却用海水取水槽の浸水防止設備については、外郭防護として T. M. S. L. +3.5m 以下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。</p> <p>タービン建屋内の復水器を設置する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 T. M. S. L. +3.5m 以下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。</p> <p>タービン建屋内の循環水ポンプを設置する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 T. M. S. L. +12.3m 以下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。</p> <p>タービン建屋内のタービン補機冷却水系熱交換器を設置する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 T. M. S. L. ±0.0m 以下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。</p> <p>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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1081 288 1319 320">(3) 津波監視設備</p> <p data-bbox="1122 336 1733 703">津波監視設備は、津波の襲来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、取水槽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="1122 719 1733 895">津波監視設備のうち津波監視カメラは、7号機の非常用電源設備から給電し、暗視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="1122 911 1733 1182">津波監視設備のうち取水槽水位計は、7号機の非常用電源設備から給電し、T.M.S.L. -5.0m～+9.0mを測定範囲として、原子炉補機冷却海水ポンプが設置された補機冷却用海水取水槽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="1055 1254 1487 1286">1.4.2 荷重の組合せ及び許容限界</p> <p data-bbox="1122 1302 1733 1378">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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1122 288 1733 464">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="1081 480 1317 512">(1) 荷重の組合せ</p> <p data-bbox="1122 528 1733 943">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="1081 1007 1261 1038">(2) 許容限界</p> <p data-bbox="1122 1054 1733 1230">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概ね弾性状態に留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 data-bbox="1010 288 1711 368">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 data-bbox="1025 384 1375 416">2.1 溢水防護等の基本方針</p> <p data-bbox="1066 432 1733 560">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 data-bbox="1066 576 1733 1038">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には、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、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び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、使用済燃料貯蔵プールにおいては、燃料プール冷却機能及び燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。</p> <p data-bbox="1066 1054 1733 1326">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 data-bbox="1093 1342 1733 1374">また、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p>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の機能については，溢水影響を受けて設計基準対象施設の安全機能並びに使用済燃料貯蔵プールの燃料プール冷却機能及び燃料プールへの給水機能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。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，使用済燃料貯蔵プール，原子炉ウェル，機器貯蔵ピット等を含む。）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 data-bbox="1025 288 1375 320">2.2 防護すべき設備の抽出</p> <p data-bbox="1066 336 1733 1378"> 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」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。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。具体的には, 運転状態にある場合には原子炉を高温停止でき, 引き続き低温停止, 及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するため, また, 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, 使用済燃料貯蔵プールの燃料プール冷却機能及び燃料プールへの給水機能を維持するために必要となる, 「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」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。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, 使用済燃料貯蔵プールの燃料プール冷却機能及び燃料プールへの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>	

変更前	変更後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1066 288 1733 655">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、使用済燃料貯蔵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 data-bbox="1025 722 1402 751">2.3 溢水源及び溢水量の設定</p> <p data-bbox="1066 770 1733 1090">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、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及び地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料貯蔵プール等のスロッシングにより生じる溢水を含む。）を踏まえ、溢水源及び溢水量を設定する。</p> <p data-bbox="1066 1109 1733 1233">また、その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水の影響も評価する。</p> <p data-bbox="1066 1252 1733 1377">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では、単一の配管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>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<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 の長さで配管肉厚の 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。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配管は、評価結果に影響するような配管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。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
—	<p>高エネルギー配管として運転している割合が、当該システムの運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さい場合には、低エネルギー配管として扱う。</p> <p>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については、発電用原子炉施設内に設置される消火設備及び格納容器スプレイ冷却系からの放水を溢水源として設定する。</p> <p>地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料貯蔵プール等のスロッシングにより生じる溢水を含む。）については、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貯蔵プール等のスロッシングによる漏えい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るものについては溢水源として想定しない。</p> <p>溢水量の算出に当たっては、漏水が生じるとした機</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1066 288 1733 512">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。溢水源となる容器については全保有水量を溢水量とする。溢水源となる配管は完全全周破断を考慮した溢水量とする。</p> <p data-bbox="1066 528 1733 703">漏えい検知による漏えい停止を期待する場合は、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。</p> <p data-bbox="1066 719 1733 943">その他の要因により生じる溢水については、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、弁グランド部、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="1025 1007 1514 1038">2.4 溢水防護区画及び溢水経路の設定</p> <p data-bbox="1066 1054 1733 1326">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。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とし、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する。</p> <p data-bbox="1093 1342 1733 1374">溢水経路は、溢水防護区画内外で発生を想定する溢</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1066 288 1733 368">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設定する。</p> <p data-bbox="1066 384 1733 464">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="1066 480 1733 608">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="1066 624 1733 703">なお、溢水の影響がない大湊側高台については、区画の設定を行わない。</p> <p data-bbox="1032 767 1733 847">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="1066 863 1733 895">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="1126 911 1733 1182">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="1126 1198 1733 1374">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余裕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="1126 285 1733 751"> 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、床ドレンライン浸水防止治具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。 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="1055 815 1682 847">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="1126 863 1733 1086"> 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="1126 1102 1733 1378"> 防護すべき設備のうち、浸水に対する保護構造を有している設備は、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設計とする。浸水に対する保護構造を有していない設備は、機能を損なうおそれがない配置、保護カバーによる要求される機能を損なうおそれがな </p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1122 288 1736 464">い設計又は被水の影響が発生しないよう、水消火を行わない消火手段（固定式消火設備等）を採用する等により、被水の影響が発生しない設計とする。</p> <p data-bbox="1055 528 1682 560">2.5.3 蒸気の影響に対する評価及び防護設計方針</p> <p data-bbox="1122 576 1736 847">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="1122 863 1736 1038">また，漏えい蒸気による環境条件（温度，湿度及び圧力）を想定した蒸気曝露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="1122 1054 1736 1374">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，発生を想定する漏えい蒸気による影響を緩和するための対策を実施する。具体的には，蒸気条件を考慮した蒸気曝露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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1122 288 1346 320">ない設計とする。</p> <p data-bbox="1122 336 1738 799">また、主蒸気管破断事故時等には、原子炉建屋内外の差圧による燃料取替床ブローアウトパネル（設置枚数 4 枚，開放差圧 3.43kPa 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）及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル（設置枚数 BOP-R1：79 枚，開放差圧 5.89kPa 以上，9.81kPa 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="1061 868 1738 900">2.5.4 使用済燃料貯蔵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="1122 963 1738 1378">使用済燃料貯蔵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，使用済燃料貯蔵プール外へ漏れいする水量を考慮する。その際，使用済燃料貯蔵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。算出した溢水量からスロッシング後の使用済燃料貯蔵プールの水位低下を考慮しても，使用済燃料</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1122 288 1733 464">貯蔵プールの燃料プール冷却機能及び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="1039 528 1733 900">2.6 防護すべき設備を内包するエリア外及び建屋外からの流入防止に関する溢水評価及び防護設計方針 防護すべき設備を内包する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及び建屋外で発生を想定する溢水である屋外タンクで発生を想定する溢水等の影響を評価し、防護すべき設備を内包するエリア内及び建屋内へ溢水が流入し伝播しない設計とする。</p> <p data-bbox="1066 916 1733 1043">具体的には、止水性を維持する扉、床ドレンライン浸水防止治具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="1066 1059 1733 1331">循環水配管の破損による溢水量低減については、循環水配管の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及び漏えい検出制御盤）により、隔離信号発信後[]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="1093 1347 1733 1378">タービン補機冷却海水配管の破損による溢水量の</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
—	<p>低減については、タービン補機冷却海水配管の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、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吐出弁及び漏えい検出制御盤）により、隔離信号発信後[]でタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁を自動閉止する設計とする。</p> <p>また、地下水に対しては、7号機地下水排水設備の停止により建屋周囲の水位が周辺の地下水位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。さらに、耐震性を有する7号機地下水排水設備（サブドレンポンプ、排水配管等）（原子炉冷却系統施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用（以下同じ。））により地下水の水位上昇を抑制し、溢水防護区画を内包する建屋内へ伝播しない設計とする。</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>	

変更前	変更後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1039 288 1727 368">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 data-bbox="1066 384 1727 703">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，使用済燃料貯蔵プール，原子炉ウェル，機器貯蔵ピット等を含む。）からあふれ出る放射性物質を含む液体の溢水量，溢水評価区画及び溢水経路により溢水水位を評価し，放射性物質を含む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。</p> <p data-bbox="1066 719 1727 847">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 data-bbox="1066 863 1727 991">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，管理区域外への溢水伝播を防止するため，止水性を維持する扉及び堰等を設置する。</p> <p data-bbox="1039 1054 1727 1086">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 data-bbox="1066 1102 1727 1230">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，以下のとおり設計する。</p> <p data-bbox="1066 1246 1727 1374">止水に期待する壁，扉，堰，床ドレンライン浸水防止治具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（使用済燃料貯蔵プール</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p>等のスロッシングにより生じる溢水を含む。) 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。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及び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から防護する設備については、要求される荷重に対して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>7号機地下水排水設備については、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、地下水を処理し、溢水伝播を防止する機能を損なわない設計とする。</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>3. 設備の共用</p> <p>3.1 津波による損傷の防止</p> <p>浸水防護施設のうち津波防護に関する施設の一部は、号機の区分けなく一体となった津波防護対策及び監視を実施することで、共用により発電用原子炉施設</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p data-bbox="1066 284 1514 320">の安全性を損なわない設計とする。</p> <p data-bbox="1025 379 1711 464">3.2 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 data-bbox="1066 475 1733 655">浸水防護施設のうち溢水防護に関する施設の一部は、号機の区分けなく一体となった溢水防護対策を実施することで、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、安全設備に準じた設計とする。</p>	
—	<p data-bbox="1010 722 1234 751">4. 主要対象設備</p> <p data-bbox="1039 770 1733 847">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 data-bbox="1039 866 1733 991">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 浸水防護施設の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p data-bbox="1765 722 2112 847">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
—	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>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, 4. 溢水等, 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 (6.3 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>	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. 補機駆動用燃料設備</p> <p>ディーゼル駆動消火ポンプ（「5号機設備, 6,7号機共用」(以下同じ。))の駆動用燃料は、ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク（「5号機設備, 6,7号機共用」(以下同じ。))に貯蔵する。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-1級)（「6,7号機共用」(以</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
—	<p>下同じ。)), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (「6, 7 号機共用」(以下同じ。)), 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (「6, 7 号機共用」(以下同じ。)), 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) (「6, 7 号機共用」(以下同じ。)) 又は大容量送水車 (海水取水用) (「6, 7 号機共用」(以下同じ。)) のポンプ駆動用燃料は, 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 燃料タンク (6, 7 号機共用), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 燃料タンク (6, 7 号機共用), 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 燃料タンク (6, 7 号機共用), 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) 燃料タンク (6, 7 号機共用) 又は大容量送水車 (海水取水用) 燃料タンク (6, 7 号機共用) に貯蔵する。</p> <p>軽油タンク (「重大事故等時のみ 6, 7 号機共用」, 「6 号機設備, 重大事故等時のみ 6, 7 号機共用」(以下同じ。)) は, 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), 大容量送水車 (熱交換器ユニット用), 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) 及び大容量送水車 (海水取水用) の燃料を貯蔵できる設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), 大容量送水車 (熱交換器ユニット用), 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) 及び大容量送水車 (海水取水用) は, 軽油タンクからタンクローリ (4kL) (6, 7 号機共用) 及びホースを用いて燃料を補給できる</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	設計とする。	
—	<p>2. 設備の共用</p> <p>ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンクは、ディーゼル駆動消火ポンプの機能を達成するために必要となる容量を有することで、共用により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>3. 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, 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>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. 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 (6.3 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</p> <p>1.1 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に使用する海水を取水し, 導水する</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 非常用取水設備</p> <p>1.1 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に使用する海水を取水し, 導水する</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>ための流路を構築するため、7号機のスクリーン室、7号機の取水路、補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽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、7号機のスクリーン室、7号機の取水路、補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽は、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>ための流路を構築するため、7号機のスクリーン室（「重大事故等時のみ6,7号機共用」（以下同じ。）」、7号機の取水路（「重大事故等時のみ6,7号機共用」（以下同じ。）」、補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽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、7号機のスクリーン室、7号機の取水路、補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽は、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が引き波時においても機能保持できるよう、7号機の海水貯留堰（重大事故等時のみ6,7号機共用）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>非常用取水設備の海水貯留堰（「重大事故等時のみ6,7号機共用」、「6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用」（以下同じ。）」、スクリーン室（「重大事故等時のみ6,7号機共用」、「6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用」（以下同じ。）」、取水路（「重大事故等時のみ6,7号機共用」、「6号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用」（以下同じ。）」、補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p>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. 設備の共用</p> <p>非常用取水設備である海水貯留堰、スクリーン室及び取水路は、共用により自号機だけでなく他号機の海水取水箇所も使用することで、安全性の向上を図れることから、6号機及び7号機で共用する設計とする。</p> <p>これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号機及び7号機に必要な取水容量を十分に有する設計とする。なお、海水貯留堰、スクリーン室及び取水路は、重大事故等時のみ6号機及び7号機共用とする。</p>	
<p>3. 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>3. 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>第1章 共通項目</p> <p>緊急時対策所の共通項目である「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 (5.2 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 (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</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</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
<p>た場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所機能を備えた緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。</p>	<p>た場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所機能を備えた 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（「6,7 号機共用, 5 号機に設置」(以下同じ。)) を中央制御室以外の場所に設置する。なお, 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所は, 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (「6,7 号機共用, 5 号機に設置」(以下同じ。)) 及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) (「6,7 号機共用, 5 号機に設置」(以下同じ。)) から構成され, 5 号機原子炉建屋附属棟内に設置する設計とする。</p> <p>1.1.2 設計方針</p> <p>5 号機原子炉建屋内緊急時対策所は, 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>(1) 耐震性及び耐津波性</p> <p>5 号機原子炉建屋内緊急時対策所は, 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 S_s による地震</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 288 1733 368">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 data-bbox="1081 432 1487 464">(2) 中央制御室に対する独立性</p> <p data-bbox="1122 480 1733 703">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 data-bbox="1081 767 1402 799">(3) 代替交流電源の確保</p> <p data-bbox="1122 815 1733 1134">5号機原子炉建屋内緊急時対策所は、全交流動力電源が喪失した場合に、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(「6,7号機共用」(以下同じ。))からの給電が可能な設計とする。なお、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、放射性雲通過時において、燃料を補給せずに運転継続できる設計とする。</p> <p data-bbox="1122 1150 1733 1374">5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、1台で5号機原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料補給時の切替えを考慮して、2台を1セットとして使用することに加え、予備を3台保管するこ</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 285 1570 320">とで、多重性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1081 384 1458 419">(4) 緊急時対策所機能の確保</p> <p data-bbox="1122 432 1733 560">5号機原子炉建屋内緊急時対策所は、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 data-bbox="1122 576 1346 611">a. 居住性の確保</p> <p data-bbox="1149 624 1733 895">5号機原子炉建屋内緊急時対策所は、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指示を行う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 data-bbox="1149 911 1733 1374">5号機原子炉建屋内緊急時対策所は、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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>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5号機原子炉建屋内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を福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、5号機原子炉建屋内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、5号機原子炉建屋内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>重大事故等が発生した場合において、5号機原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置(「6,7号機共用,5号機に設置」(以下同じ。)),5号機原子炉建屋内緊急時対策所用差圧計(「6,7号機共用,5号機に保管」(以下同じ。)),酸素濃度計(「6,7号機共用,5号機に保管」(以下同じ。))及び二酸化炭素濃度計(「6,7号機共用,5号機に保管」(以下同じ。))を設置又は保管する設計</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用差圧計（個数2（予備1）、計測範囲0～200Pa）は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化された室内と周辺エリアとの差圧を監視できる設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置（個数1（予備1））は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）の二酸化炭素を除去することにより、要員の窒息を防止する設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所には、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（個数2（予備1））及び二酸化炭素濃度計（個数2（予備1））を保管する設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所は、重大事故等が発生し、5号機原子炉建屋内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、要員が5号機原子炉建屋内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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1149 288 1317 320">設計とする。</p> <p data-bbox="1122 384 1317 416">b. 情報の把握</p> <p data-bbox="1149 432 1733 847">5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)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情報収集設備を設置する。</p> <p data-bbox="1149 863 1733 1374">緊急時対策所の情報収集設備として、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、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内で表示できるように、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置で構成する安全パラメータ表示システム(SPDS)(「7号機設備」、「6,7号機共用,5号機に設置」(以下同じ。))を設置する設計とする。なお、安全パラメータ表示システム(SPDS)は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1122 336 1290 368">c. 通信連絡</p> <p data-bbox="1151 384 1733 703">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所内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 data-bbox="1151 719 1733 895">5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)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 data-bbox="1151 911 1733 1086">なお、5号機原子炉建屋内緊急時対策所に設置又は保管する通信連絡設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。</p> <p data-bbox="1151 1102 1733 1374">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)等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備として、緊急時対策支援システム伝送装置を設置する設計と</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p data-bbox="1151 288 1736 512">する。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。なお、データ伝送設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。</p> <p data-bbox="1151 528 1736 751">緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる緊急時対策支援システム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 data-bbox="1122 815 1514 847">d. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p data-bbox="1151 863 1736 1230">5号機原子炉建屋内緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「指示要員」という。）に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないよう、指示要員が5号機原子炉建屋内緊急時対策所内にとどまり、必要な指示及び操作を行うことができる設計とする。</p> <p data-bbox="1151 1246 1736 1374">敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内に</p>	

変 更 前	変 更 後	記載しない理由
	<p> おいて輸送手段の輸送容器に保管されている 有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学 物質（以下「可動源」という。）それぞれに対し て有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下 「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実 施する。 </p> <p> 有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、 「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照 して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に 放出されるかの観点から、有毒化学物質の性 状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特 定する。 </p> <p> 固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影 響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏ま え評価条件を設定する。 </p> <p> 固定源及び可動源に対しては、指示要員の吸 気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防 護のための判断基準値を下回ることにより、指 示要員を防護できる設計とする。 </p> <p> 可動源の輸送ルートは、指示要員の吸気中の 有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のた めの判断基準値を下回るよう運用について保 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 data-bbox="1010 288 1205 320">2. 設備の共用</p> <p data-bbox="1039 336 1733 948">5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）は、事故対応において6号機及び7号機双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）を6号機及び7号機で共用とし、事故収束に必要な5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（6,7号機共用）、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（6,7号機共用）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（6,7号機共用）、緊急時対策所換気空調系の設備、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備等を設置する。</p> <p data-bbox="1039 963 1733 1187">共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故対応を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れるとともに安全性を損なわないことから、6号機及び7号機で共用する設計とする。</p> <p data-bbox="1039 1203 1733 1283">各設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号機の区分けなく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. 主要対象設備 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>3. 主要対象設備 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>

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>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、特に断らない限り以下のとおりとする。</p> <p><u>原子炉熱出力は 4,005MW（定格出力の約 102%）,</u></p> <p><u>炉心入口流量（以下「炉心流量」という。）は 47.0×10^3 t/h（定格流量の 90%）を仮定した。</u></p> <p><u>これは、圧力上昇率等を有意に厳しく見積るために行った仮定であり、燃料の局所出力を約 102%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 102%とした時の値であり、局所の表面熱流束は、解析結果を約 1.02 で除した値である。</u></p> <p>また、MCPR については以下を仮定している。</p> <p><u>高燃焼度 8×8 燃料 1.22</u></p> <p><u>9×9 燃料(A 型) 1.22</u></p> <p><u>9×9 燃料(B 型) 1.21</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>（本文五号に記載なし）</p> <p>・ハ(1)(iv) 主要な熱的限制値</p>	<p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>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>原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>原子炉本体 （基本設計方針）</p> <p>1. 炉心等</p>	<p>・解析に当たって、評価に用いる燃料の局所出力の取扱いについて説明したものであるため。</p> <p>・高燃焼度 8×8 燃料は、本設工認において申請対象としていないため。</p> <p>・9×9 燃料(B 型)は、本設工認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>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> <p>冷却材再循環ポンプ（以下「再循環ポンプ」という。）は通常運転時の10台運転を仮定している。</p> <p>b. <u>冷却材再循環流量制御系（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。</u></p> <p>c. <u>作動を要求される安全機能の単一故障については、特に断らない限り安全保護系の単一故障を仮定する。</u></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。 (a) 初期運転条件(定格出力の約102%の場合) 原子炉給水温度 217℃ 原子炉圧力 7.17MPa[gage] (73.1kg/cm²g) (原子炉圧力容器ドーム部)</p> <p>タービン蒸気流量 7.82×10³ t/h</p> <p>(b) 安全保護系設定値 原子炉圧力高スクラム 7.52MPa[gage] (76.7kg/cm²g) (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-119cm）から +62cm（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102%の120%</p>	<p>・ハ(1)(iv) 主要な熱的制限値</p> <p>・ホ(1)(ii) a. 冷却材再循環系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ヘ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p>	<p>原子炉本体 (基本設計方針) 1. 炉心等</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>【既工認】 (要目表) 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号、原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件 ・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>め。</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について」（以下「安全評価指針」という。）に基づき、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、単一故障を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、タービン蒸気流量を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>(スクラム遅れ時間0.09秒)</p> <p>熱流束（相当）として（第20図）</p> <p>(スクラム遅れ時間0.09秒)</p> <p>原子炉周期短スクラム 原子炉周期10秒</p> <p>(スクラム遅れ時間0.20秒)</p> <p>主蒸気隔離弁閉スクラム 90%ストローク位置</p> <p>(スクラム遅れ時間0.06秒)</p> <p>タービン主蒸気止め弁閉スクラム 90%ストローク位置</p> <p>(スクラム遅れ時間0.06秒)</p> <p>(c) その他</p> <p>主蒸気隔離弁閉止時間 3 秒</p> <p>タービン主蒸気止め弁閉止時間 0.1 秒</p> <p>タービン蒸気加減弁閉止時間 0.075 秒</p> <p>タービン・バイパス弁容量 定格蒸気流量の 33%</p> <p>設計用スクラム反応度曲線（第 21 図）</p> <p>スクラム時挿入時間 全ストロークの 60%で 1.71 秒</p> <p>全ストロークの 100%で 3.70 秒</p> <p>減速材ボイド係数(*)</p> <p>ボイドが減少する過渡変化に対しては、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9×9燃料(A型)取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の1.25倍の値を用いる。ボイドが増加する過渡</p>	<p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</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)d. 挿入時間及び駆動速度</p> <p>・ハ(1)(iii)c. 減速材ボイド係数及びドップラ係数</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針)</p> <p>3. 原子炉冷却材の循環設備</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>3 制御材駆動装置</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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</p>	<p>・安全評価指針に基づき,タービン主蒸気止め弁閉止時間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,タービン蒸気加減弁閉止時間を保守的に設定したものであるため。</p> <p>・9×9燃料(B型)は,本設工認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>変化に対しては、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倍の値を用いる。</p> <p>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、9×9燃料(A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。ボイドが増加する過渡変化に対しては、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 セパレータ・スカート下端から+166cm (レベル8)</p> <p>原子炉水位低(再循環ポンプ4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3)</p> <p>原子炉水位低(再循環ポンプ6台トリップ)設定点 セパレータ・スカート下端から-58cm (レベル2)</p> <p>逃がし安全弁設定点 第1段：7.66MPa[gage] (78.1kg/cm²g) ×1 個 第2段：7.73MPa[gage] (78.8kg/cm²g) ×1 個 第3段：7.80MPa[gage] (79.5kg/cm²g) ×4 個 第4段：7.87MPa[gage] (80.2kg/cm²g) ×4 個 第5段：7.94MPa[gage] (80.9kg/cm²g) ×4 個 第6段：8.01MPa[gage] (81.6kg/cm²g) ×4 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 (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10⁻⁸、原子炉圧力は0.0MPa[gage] (0.0kg/cm²g)、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は20℃とする。 また、燃料エンタルピの初期値は8kJ/kgUO₂ (2cal/gUO₂)とする。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・へ(5)(xii) a. (b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>・ホ(1)(ii) b. 主蒸気系</p>	<p>ド係数及び出力反応度係数)並びに減速材 【既工認】 ・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) 7 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4 原子炉冷却材の循環設備</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価に用いる想定事象を説明したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、臨界状態を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、燃料エンタルピ</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>引抜制御棒価値は、制御棒価値ミニマイザで許容される最大反応度価値である 0.035 Δk とする。</u></p> <p>c) <u>制御棒は、引抜速度の上限値 3.3cm/s で引き抜かれるとする。</u></p> <p>d) <u>制御棒は、起動領域モニタの原子炉周期短信号 (原子炉周期 20 秒) で引き抜きを阻止されるとする。</u></p> <p>e) <u>起動領域モニタの A, B, C グループ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> <p>f) <u>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。</u></p> <p>g) <u>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て求めた値(*)を用い、</u> <u>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。</u></p> <p>(b) <u>出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</u> <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>制御棒は、最も厳しい結果を与える 1 本引き抜きを仮定する。</u></p> <p>b) <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 1.22 (9×9 燃料(A 型)を装荷した炉心について) 及び</u></p>	<p>・ハ(1)(iii) b. 制御棒の最大反応度価値</p> <p>・ヘ(3)(ii) d. 挿入時間及び駆動速度</p> <p>・ヘ(5)(i) 制御棒引抜阻止回路</p> <p>・ハ(1)(iv) 主要な熱的制限値</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 2 制御材</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 3 制御材駆動装置</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 5 計測装置</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針)</p>	<p>の初期値を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、起動領域モニタのバイパス状態を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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> <p>・9×9 燃料(B 型)は、本設工認において申請対象としていないため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価に用いる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、制御棒の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>1.21 (9×9 燃料(B型)を装荷した炉心について),</p> <p>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。</p> <p>なお,初期出力は定格出力,</p> <p>原子炉圧力は 7.07MPa[gage] (72.1kg/cm²g)とする。</p> <p>c) <u>制御棒が連続的に引き抜かれた場合,中性子束は通常,表面熱流束よりも早く上昇するが,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>d) <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>e) <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>f) <u>制御棒引抜監視装置の2チャンネル4系統(各チャンネルにつき,(A+C)系統及び(B+D)系統の2系統)のうち,応答の早い(B+D)系統が2系統とも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>g) <u>炉心流量は定格流量の111%とする。</u></p>	<p>・ハ(1)(iv) 主要な熱的制限値</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>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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>原子炉冷却系統設備 冷却材の種類,純度並びに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>・制御能力についての計算書</p>	<p>・9×9 燃料(B型)は,本設工認において申請対象としていないため。</p> <p>・安全評価指針に基づき,中性子束及び表面熱流束の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,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>・解析に当たって,制御棒引抜監視装置のバイパス状態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>

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. 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常用高圧母線の故障等により、再循環ポンプ 3 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>再循環ポンプは、初期炉心流量に対応した回転数にあるものとする。</u></p> <p>b) <u>再循環ポンプ及び同駆動電動機の定格炉心流量に対応する回転数からの回転数半減時間の設計値は約 0.7 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 10%小さな値(0.62 秒)を用いる。</u></p> <p>(b) 外部電源喪失 <u>外部電源の喪失により、発電機負荷遮断が生じ、タービン蒸気加減弁が急速に閉止する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>外部電源の喪失により発電機負荷遮断が生じ、タービン蒸気加減弁が急速閉止され、原子炉はスクラムする。</u></p> <p><u>この結果として、所内補機への常用電源の供給がすべて失われた場合を仮定する。</u></p> <p>b) <u>タービン蒸気加減弁は、0.075 秒で急速閉止すると仮定する。</u></p> <p>c) <u>所内電源は、瞬時に喪失するものとする。</u></p> <p><u>また、再循環ポンプ MG セットに接続された再循環ポンプの電源は、3 秒後に喪失するものとする。</u></p>	<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>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号, 原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</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>・安全評価指針に基づき, 評価に用いる想定事象を説明したものであるため。</p> <p>・解析に当たって, 再循環ポンプの回転数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, 常用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, タービン蒸気加減弁閉止時間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, 所内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>d) <u>発電機負荷遮断により作動したタービン・バイパス弁は、循環水ポンプの停止に伴う復水器真空度の低下により閉止するが、</u> <u>この時間を所内電源の喪失より6秒後とする。</u></p> <p>(c) 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>(d) 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、主制御器等の誤動作により、全再循環ポンプに増加要求信号が発生した場合を仮定する。</u></p> <p>b) <u>再循環ポンプ速度の変化率は、主制御部の速度変化率制限器により5%/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65%、定格流量の42%)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)ではそれぞれ1.37(*)及び28kW/m(*)、</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> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気タービン制御装置説明書 <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>	<ul style="list-style-type: none"> ・解析に当たって、タービンバイパス弁の閉止時間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、評価に用いる想定事象を説明したものであるため。 ・解析に当たって、給水温度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、運転モードを設定したものであるため。 ・安全評価指針に基づき、評価に用いる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、再循環流量の最も厳しい過渡変化を設定したものであるため。 ・安全評価指針に基づき、運転モードを設定したものであるため。 ・安全評価指針に基づき、再循環ポンプの状態を保守的に設定したものであるため。 ・解析に当たって、MCPR及び最大出力密度の初期値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><u>9×9 燃料(B 型)ではそれぞれ 1.40(*)及び 28 kW/m(*)とする。</u></p> <p><u>原子炉圧力の初期値は 6.93MPa〔gage〕(70.7kg/cm²g)とする。</u></p> <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 (a) 負荷の喪失 <u>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、タービン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。</u></p> <p>a) タービン・バイパス弁容量を定格蒸気流量の 33%とする。</p> <p>b) <u>タービン蒸気加減弁は 0.075 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。</u></p> <p>c) <u>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。</u></p> <p>(b) 主蒸気隔離弁の誤閉止 <u>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。</u></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 <u>原子炉の出力運転中に、給水制御器の誤動作等により、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。</u></p> <p>a) <u>給水流量は瞬時に定格流量の 138%になるとする。</u></p>	<p>・ホ(1) (ii) e. タービン・バイパス系</p> <p>・ホ(1) (ii) b. 主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針) 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4 原子炉冷却材の循環設備</p>	<p>・9×9 燃料(B 型)は、本設工認において申請対象としていないため。</p> <p>・解析に当たって、原子炉圧力の初期値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、タービン蒸気加減弁閉止時間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、タービン・バイパス弁の状態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、評価に用いる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、評価に用いる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、給水流量を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>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 117%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、給水制御器の故障又は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>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の効果は考慮しない。</u></p>			<p>め。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全評価指針に基づき、運転モードを設定したものであるため。 ・安全評価指針に基づき、評価に用いる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、最大出力信号が発生した場合を設定したものであるため。 ・安全評価指針に基づき、最大出力信号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、主蒸気隔離弁の状態を設定したものであるため。 ・安全評価指針に基づき、評価に用いる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、給水流量の喪失を設定したものであるため。 ・安全評価指針に基づき、給水ポンプの慣性を実プラントの実績に基づき設定したものであるため。 ・解析に当たって、保守的に原子炉隔離時冷却系の効果を期待しないこと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><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る長期的な変動を考慮して選定した解析条件</u></p>			<p>・安全評価指針に基づき、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>

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 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 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 <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 102%(熱出力 4,005MW)</u></p> <p><u>及び定格炉心流量の 90%で運転していたものとする。</u></p> <p><u>また、原子炉ドーム圧力の初期値は 7.17MPa[gage] (73.1kg/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。</u></p> <p><u>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</u></p>	<p>・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) 主要な熱的制限値</p>	<p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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>原子炉冷却系統設備 冷却材の種類，純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p>	<p>・安全評価指針に基づき，評価に用いる想定事象を説明したものであるため。</p> <p>・解析に当たって，MCPR の初期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について（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</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>(GE(平均)+3σ)で計算される値を使用する。</u> <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> <u>(d) 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10台は即時にトリップするものとする。</u> <u>原子炉は、炉心流量急減信号でスクラムするものとする。</u></p> <p><u>(e) 非常用炉心冷却系起動信号として、ドライウエル圧力高信号は、原子炉水位低(レベル1.5若しくは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非常用炉心冷却系が起動すると仮定する。</u></p> <p><u>(f) 原子炉停止機能の観点から安全保護系(炉心流量急減スクラム)に単一故障を仮定する。</u></p> <p><u>(g) 炉心冷却機能の観点から非常用炉心冷却系ネットワークに対する最も厳しい単一故障を仮定する。HPCF配管破断事故の場合の最も厳しい単一故障は、健全側の高圧炉心注水系に給電するディーゼル発電機の故障である。</u></p> <p><u>(h) 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><u>(i) 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、安全弁機能が作動すると仮定する。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類 ・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類 	<p>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号, 原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 7 工学的安全施設等の起動信号, 工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p>	<p>熱を設定したものであるため。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全評価指針に基づき、外部電源の喪失を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。 ・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、冷却材流出の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、逃がし安全弁の動作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>(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><u>9×9 燃料(A型)を装荷した炉心について</u></p> <p>①核沸騰冷却 ボイド率の関数とする相関式</p> <p>②膜沸騰冷却 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</p> <p>③遷移沸騰冷却 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</p> <p>④蒸気冷却 Dittus-Boelter の式</p> <p>⑤噴霧流冷却 Sun-Saha の式</p> <p>⑥ぬれによる冷却 ぬれた後の熱伝達係数は Andersen のモデルに基づく</p> <p><u>9×9 燃料(B型)を装荷した炉心について</u></p> <p>①核沸騰冷却 ボイド率の関数とする相関式</p> <p>②膜沸騰冷却 修正 Bromley の式と Dougall-Rohsenow の式をボイド率で内挿した相関式</p> <p>③遷移沸騰冷却 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</p> <p>④蒸気冷却 Dittus-Boelter の式</p> <p>(k) <u>ジルコニウム-水反応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。</p> <p>炉心入口エンタルピ 1.23MJ/kg(293kcal/kg)</p> <p>高圧炉心注水系流量(定格値) 727m³/h (ポンプ1台当たり, 0.69MPa[dif](7.0kg/cm²d)において)</p> <p>低圧注水系流量(定格値) 954m³/h (ポンプ1台当たり, 0.27MPa[dif](2.8kg/cm²d)において)</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系</p> <p>・ホ(4) (i) a. ポンプ</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>6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5 残留熱除去設備</p>	<p>・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。</p> <p>・9×9 燃料(B型)は、本設工認において申請対象としていないため。</p> <p>・ECCS 性能評価指針に基づき、評価に用いるジルコニウム-水反応による酸化量の計算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>原子炉隔離時冷却系流量(定格値) 182m³/h（ポンプ 1 台当たり，8.12～1.03MPa[dif] (82.8～10.5kg/cm²d)において)</p> <p>炉心流量急減(スクラム)設定点（第 22 図）</p> <p>原子炉水位低(主蒸気隔離弁閉止，高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用ディーゼル発電機(区分Ⅱ及びⅢ)起動)設定点 セパレータ・スカート下端から-203cm(レベル 1.5)</p> <p>原子炉水位低(低圧注水系及び非常用ディーゼル発電機(区分Ⅰ)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-287cm(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，電源母線の故障等の原因によって再循環ポンプが同時に全台とも停止することにより，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する事象を想定する。</p>	<p>・ホ(4) (ii) 原子炉隔離時冷却系</p> <p>・へ(2) (i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>非常用電源設備 (基本設計方針) 2. 交流電源設備</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>非常用電源設備 (基本設計方針) 2. 交流電源設備</p>	<p>・安全評価指針に基づき，評価に用いる想定事象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>(a) <u>再循環ポンプ全台の駆動電源が、同時に喪失するものと仮定する。</u></p> <p>(b) <u>原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約 102%(熱出力 4,005MW)</u></p> <p><u>及び定格炉心流量の 90%で運転していたものとする。</u></p> <p><u>また、原子炉ドーム圧力の初期値は 7.17MPa[gage] (73.1kg/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、(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>(c) <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%とする。</u></p> <p><u>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>(d) <u>再循環ポンプ及び同駆動電動機の定格炉心流量に対応する回転数からの回転数半減時間の設計値は約 0.7 秒であるが、本解析では、厳しめの結果を与えるよう 10%小さな値(0.62 秒)を用いる。</u></p> <p>(e) <u>スクラム反応度曲線は厳しめの結果を与えるよう選定することとし、設計用スクラム反応度曲線を用いる。</u></p> <p>(f) <u>減速材ボイド係数及びドップラ係数は、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>・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) 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>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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>原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>3 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>【既工認】 ・制御能力についての計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、再循環ポンプの状態を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、MCPR の初期値について、保守的に厳しい値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、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>・「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針について」(以下「RIA 評価指針」という。)に基づき、減速材ボイド係数及びドップラ係数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>(g) <u>原子炉は、炉心流量急減信号によりスクラムするものとする。</u></p> <p>(h) <u>原子炉停止機能の観点から安全保護系(炉心流量急減スクラム)に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(i) <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、安全弁機能が作動すると仮定する。</u></p> <p>(j) <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 a. 制御棒落下 <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 <u>解析は、9×9燃料(A型)を装荷した炉心、</u> <u>9×9燃料(B型)</u> <u>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> ①<u>サイクル初期 低温時臨界状態</u> ②<u>サイクル初期 高温待機時臨界状態</u> ③<u>サイクル末期 低温時臨界状態</u> ④<u>サイクル末期 高温待機時臨界状態</u> <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$8\text{kJ/kgUO}_2(2\text{cal/gUO}_2)$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$287^{\circ}\text{C}$で燃料エンタルピの初期値は$75\text{kJ/kgUO}_2(18\text{cal/gUO}_2)$である。</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) 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</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，逃がし安全弁の動作を設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき，タービン・バイパス弁の不作動を設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき，評価に用いる想定事象を説明したものであるため。</p> <p>・RIA 評価指針に基づき，原子炉初期状態を設定したものであるため。</p> <p>・9×9燃料(B型)は，本設工認において申請対象としていないため。</p> <p>・RIA 評価指針に基づき，原子炉初期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>また、原子炉圧力上昇解析における原子炉圧力の初期値は 7.17MPa[gage] (73.1kg/cm²g)である。</p> <p>(b) 炉心流量 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30～40%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。</p> <p>(c) 落下制御棒価値及び落下速度 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、中空ピストンのダッシュポット効果によって制限される0.7m/sとする。</p> <p>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。</p> <p>(d) スクラム条件 原子炉のスクラムは、最大反応度価値を有する制御棒1本及びこれと同一の水压制御ユニットに属する制御棒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。 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。</p> <p>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。</p> <p>(e) 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。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ハ(1)(iii)b. 制御棒の最大反応度価値</p> <p>・ヘ(3)(ii)b. 構造</p> <p>・ヘ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p>	<p>【既工認】 (要目表) 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 2 制御材</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 2 制御材</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号、原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件 ・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>・解析に当たって、炉心流量を保守的に厳しい値を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、落下制御棒の反応度曲線を保守的に設定したものであるため。</p> <p>・RIA 評価指針に基づき、スクラム条件を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、スクラム反応度曲線を保守的に設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、安全保護系について保守的に動作しないこと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>更に、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。</u> <u>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> ①<u>単相強制対流 Dittus-Boelter の式</u> ②<u>核沸騰状態 Jens-Lottes の式</u> ③<u>膜沸騰状態</u> <u>高温待機時 Dougall-Rohsenow の式</u> <u>低温時 NSRR の実測データに基づいて導出された熱伝達相関式</u> <u>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。</u></p> <p>(j) 限界熱条件の判定 <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> ①<u>高温待機時 沸騰遷移相関式で MCPR が 1.07</u> ②<u>低温時 Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式</u></p> <p>(k) 局所出力ピーキング係数(*) <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> <u>9×9 燃料(A型)を装荷した炉心について</u> ①<u>サイクル初期 低温時 1.49</u> ②<u>サイクル初期 高温待機時 1.44</u> ③<u>サイクル末期 低温時 1.30</u> ④<u>サイクル末期 高温待機時 1.24</u></p>			<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・安全評価指針に基づき、逃がし安全弁の動作を設定したものであるため。 ・解析に当たって、ドップラ係数を解析結果が厳しくなるように設定したものであるため。 ・解析に当たって、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。 ・RIA 評価指針に基づき、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。 ・RIA 評価指針に基づき、限界熱条件の判定について設定したものであるため。 ・解析に当たって、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。

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>9×9 燃料(B型)を装荷した炉心について</u></p> <p>①<u>サイクル初期 低温時 1.35</u> ②<u>サイクル初期 高温待機時 1.28</u> ③<u>サイクル末期 低温時 1.21</u> ④<u>サイクル末期 高温待機時 1.18</u></p> <p>(1) <u>燃料棒挙動解析に当たっては、燃料エンタルピの最大値が、「反応度投入事象評価指針」に示された燃料エンタルピを超える燃料被覆管は破損したものとし、ここでは、ペレット燃焼度 40,000Mwd/t 未満の破損しきい値として燃料エンタルピ 385kJ/kgUO₂(92cal/gUO₂)とし、ペレット燃焼度 40,000Mwd/t 以上の破損しきい値として、燃焼に伴い燃料棒内圧が上昇することも加味し「反応度投入事象評価指針」が示す燃料の許容設計限界である燃料エンタルピの最低値 272kJ/kgUO₂(65cal/gUO₂)を用いる。</u></p> <p>(m) <u>ピーク出力部燃料エンタルピ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-燃料被覆管機械的相互作用を原因とする破損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>①<u>ペレット燃焼度 25,000Mwd/t 未満</u> 460kJ/kgUO₂(110cal/gUO₂)</p> <p>②<u>ペレット燃焼度 25,000Mwd/t 以上 40,000Mwd/t 未満</u> 355kJ/kgUO₂(85cal/gUO₂)</p> <p>③<u>ペレット燃焼度 40,000Mwd/t 以上 65,000Mwd/t 未満</u> 209kJ/kgUO₂(50cal/gUO₂)</p> <p>④<u>ペレット燃焼度 65,000Mwd/t 以上 75,000Mwd/t 程度まで</u> 167kJ/kgUO₂(40cal/gUO₂)</p> <p>(iii) 環境への放射性物質の異常な放出 a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損 <u>原子炉運転中、何らかの原因で放射性気体廃棄物処理施設（以下「オフガス系」という。）の一部が破損し、オフガス系に貯留されていた希ガス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式希ガス・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>・9×9 燃料(B型)は、本設工認において申請対象としていないため。</p> <p>・RIA 評価指針に基づき、燃料エンタルピを保守的に設定したものであるため。</p> <p>・反応度投入事象取扱報告書に基づき、燃料の破損しきい値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、放射性気体廃棄物処理施設の破損箇所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>破損が生じた時点における蒸気式空気抽出器の希ガスの放出率は、運転上許容される最大値である $1.11 \times 10^{10} \text{Bq/s}$ (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、及び放射能閉じ込め機能の観点から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>環境への希ガスの放出は、評価結果が厳しくなる換気空調系の作動を仮定して評価する。</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主排気筒から放散するものとする。</u></p> <p><u>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、現地における昭和60年10月から昭和61年9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 <u>原子炉の出力運転中に、何らかの原因により原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）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102% (熱出力4,005MW) で</u></p> <p><u>十分長時間運転していたものとし、</u></p>	<p>・原子炉の型式、熱出力及び基数※ (※本文三号に記載)</p>	<p>原子炉本体 (要目表) 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、放射性気体廃棄物処理施設の希ガス放出量を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、大気中に放出される希ガスの放散について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、γ線空気カーマ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、評価に用いる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、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>炉心流量は定格流量の111%とする。</p> <p>また、原子炉ドーム圧力の初期値は7.17MPa[gage] (73.1kg/cm²g)とする。</p> <p><u>M CPR 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>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。</u></p> <p><u>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>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>(d) <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秒で全閉するものとする。</u></p> <p>(e) <u>原子炉は、主蒸気隔離弁閉信号でスクラムするものとする。</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>・ヘ(2)(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ヘ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p>	<p>【既工認】 (要目表) 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針) 1. 炉心等</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4 原子炉冷却材の循環設備 計測制御系統施設 (要目表) 7 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 ・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) 6 原子炉非常停止信号、原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p>	<p>・解析に当たって、M CPR の初期値について、保守的に厳しい値を設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数を設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価に用いる想定事象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>(f) <u>流出流量は、主蒸気流量制限器により定格流量の 200%に制限されるとする。</u></p> <p><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。</u></p> <p>(g) <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>(h) <u>事故発生と同時に外部電源が喪失するとする。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>(i) <u>原子炉停止機能の観点から安全保護系(主蒸気管流量大の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>(j) <u>事故発生前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 $1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ に相当するものとし、</u></p> <p><u>その組成を拡散組成とする。気相のハロゲンの濃度は、液相の濃度の 2%とする。</u></p> <p>(k) <u>事故発生後、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131 については先行炉等の実測値の平均値に適切な余裕をみた値である $3.7 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、</u></p> <p><u>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>・ホ(1) (ii)b. 主蒸気系</p>	<p>原子炉本体 (要目表) 7 原子炉圧力容器</p>	<p>・安全評価指針に基づき、流出流量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、外部電源の喪失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>・解析に当たって、事故発生前の冷却材中の核分裂生成物の濃度を設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価に用いる想定事象を説明したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、燃料棒からの追加放出量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、評価に用いる想定事象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>(1) <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、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>(m) <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伴い徐々に冷却材中へ放出されるものとする。</u></p> <p>(n) <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>(o) <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。有機よう素から分解したよう素、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>(p) <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として、</u></p> <p><u>8個の主蒸気隔離弁のうち</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>各主蒸気隔離弁の閉止直後の漏えい率は、設計漏えい率 10%/d(逃がし安全弁の最低設定圧力において、原子炉圧力容器気相体積に対し、飽和蒸気で)とし、</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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>(q) <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ブプレッション・チェンバのプール水中に移行するものとし、その蒸気量は原子炉圧力容器気相体積の320倍/dとする。この蒸気に含まれる核分裂生成物は、被ばく</u></p>	<p>・ホ(1) (ii) b. 主蒸気系</p> <p>・ホ(1) (ii) b. 主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4 原子炉冷却材の循環設備</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価に用いる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、評価に用いる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、主蒸気隔離弁の状態を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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漏えい率を保守的に設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、漏えい率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、蒸気を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>には寄与しないものとする。</p> <p>(r) <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にまで減圧され、主蒸気系からの漏えいは停止するものとする。</u></p> <p>(s) <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>(t) <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>(u) <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、大気中に地上放散するものとする。</u></p> <p>(v) <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47%を用いる。</u></p> <p>(w) <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1m/sの速度で移動するものとする。</u></p> <p>(x) <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気中濃度は、現地における昭和60年10月から昭和61年9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>(y) <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、現地における昭和60年10月から昭和61年9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>(z) <u>なお、よう素以外のハロゲン等の内部被ばくによる実効線量は、よう素の内部被ばくによる実効線量に比べて十分小さいためその評価は省略する。</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102%(熱出</u></p>	<p>・発電用原子炉の型式、熱出力及び基数*</p>	<p>原子炉本体</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価に用いる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、評価に用いる想定事象を説明したものであるため。</p> <p>・気象指針に基づき、解析条件における半球状の蒸気雲移動速度について説明したものであるため。</p> <p>・気象指針に基づき、地表空気中濃度の設定方法を説明したものであるため。</p> <p>・気象指針に基づき、γ線空気カーマの設定方法を説明したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、よう素以外のハロゲン等の実効線量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、評価に用いる想定事象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>力 4, 005MW)</p> <p><u>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(3 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区域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 3 日後としており、燃料及び冷却材温度は低下しているので、放出されたよう素のうち 1%は有機状とし、すべて原子炉区域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>原子炉区域放射能高の信号により非常用ガス処理系が起動するものとする。</u></p> <p>(h) <u>非常用ガス処理系のよう素用チャコール・フィルタのよう素除去効率は、設計値 99. 99%を用いるものとする。</u></p>	<p>(＊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>・リ(4) (ii) 非常用ガス処理系</p>	<p>(要目表)</p> <p>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)</p> <p>7 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>3 圧力低減設備その他の安全設備</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>・解析に当たって、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>・解析に当たって、破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の取扱い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、放出された希ガスを設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、放出されたよう素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、よう素の水中での除染係数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>(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>原子炉区域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、非常用ガス処理系の排気口から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、現地における昭和60年10月から昭和61年9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、現地における昭和60年10月から昭和61年9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</p> <p>(i), a. <u>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102%(熱出力4,005MW)</u></p> <p><u>で十分長時間(2,000日)運転されていたものとする。</u></p> <p>(b) <u>事故発生前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$1.3 \times 10^9 \text{Bq/g}$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$3.7 \times 10^{13} \text{Bq}$とし、</u></p>	<p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</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>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉格納施設)</p> <p>原子炉格納施設 (基本設計方針)</p> <p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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>・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、地表空气中濃度の設定方法を説明したものであるため。</p> <p>・気象指針に基づき、γ線空気カーマ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、運転時間を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、核分裂生成物の濃度を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、核分裂生成物の追加放出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><u>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無視するものとする。</u></p> <p>(f) <u>格納容器内での核分裂生成物の自然崩壊を考慮する。</u></p> <p>(g) <u>格納容器の漏えい率は、事故時の格納容器圧力に対応する漏えい率に余裕をとった値とする。</u></p> <p><u>なお、非常用炉心冷却系により格納容器外へ導かれたサプレッション・チェンバ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・タービン区域換気空調系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉区域放射能高の信号により非常用ガス処理系に切り替えられるものとする。</u></p> <p><u>核分裂生成物が原子炉区域において、床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</u></p> <p>(i) <u>非常用ガス処理系のよう素用チャコール・フィルタのよう素除去効率は、設計値99.99%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>原子炉区域内の核分裂生成物からの直接線量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区域内に漏えいした核分裂生成物がすべて原子炉区域内に均一に分布するものとする。</u></p> <p><u>なお、格納容器内の核分裂生成物からの直接線量及びスカイシャイン線は、原子炉一次遮蔽等により十分遮蔽されており、実効線量の評価において有意な寄与はないため原子炉区域内の線源としては除外する。</u></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>・リ(4) (ii)非常用ガス処理系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>3 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉格納施設)</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価に用いる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、除去効果は無視する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、核分裂生成物からの直接線量及びスカイシャイン線による実効線量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>(1) <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でき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区域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、非常用ガス処理系の排気口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、現地における昭和60年10月から昭和61年9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、現地における昭和60年10月から昭和61年9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>(q) <u>直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉区域内の核分裂生成物によるγ線積算線源強度を用い、原子炉建屋の遮蔽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1.7%であるが保守的に2%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</u></p> <p><u>定格出力の約102%(熱出力4,005MW)で</u></p>	<p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p> <p>・原子炉の型式、熱出力及び基数※ (※本文三号に記載)</p>	<p>原子炉格納施設 (基本設計方針)</p> <p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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、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、地表空気中濃度の設定方法を説明したものであるため。</p> <p>・気象指針に基づき、γ線空気カーマ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、実効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、評価に用いる想定事象を説明したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、破損燃料棒割合について保守的に厳しい値を設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、炉の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>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。</u></p> <p><u>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>(h) <u>主蒸気隔離弁は、主蒸気管放射能高信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み5秒で全閉するものとする。</u></p>	<p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備 計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起</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>・安全評価指針に基づき、事故時の主蒸気流量を評価上仮定した条件であるため。</p> <p>・解析に当たって、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を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、燃料ギャップ中の核分裂生成物の取扱いについて設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、破損した燃料棒から放出された希ガス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、破損した燃料棒から放出されたよう素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>(i) <u>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、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、原子炉・タービン区域換気空調系が作動しているものとし、これにより主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気中濃度は、現地における昭和 60 年 10 月から昭和 61 年 9 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>(m) <u>敷地境界外の希ガスによる γ 線空気カーマは、現地における昭和 60 年 10 月から昭和 61 年 9 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>(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 <u>原子炉冷却材喪失時の格納容器健全性を確認するため、最も格納容器の圧力が高くなる給水配管の完全破断事故の際に、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 102%(熱出力 4,005MW)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したとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップする。</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>(本文五号に記載なし)</p> <p>・原子炉の型式、熱出力及び基数※ (※本文三号に記載)</p>	<p>動信号を発信させない条件</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 <p>放射線管理施設 (基本設計方針)</p> <p>2. 換気設備、生体遮蔽装置</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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、復水器へ移行した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、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、地表空気中濃度の設定方法を説明したものであるため。</p> <p>・気象指針に基づき、γ線空気カーマ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、評価に用いる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、外部電源の喪失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、解析において、冷却材の計算方法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) <u>事故発生直前のドライウェル温度，サプレッション・チェンバのプール水温度及び格納容器内圧は，それぞれ 57℃，35℃及び 5kPa[gage] (0.05kg/cm²g) とする。</u></p> <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は，事故の発生を検出してから 10 分後に操作開始されるものとし，事故発生後 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 <u>(i), a. 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 102%(熱出力 4,005MW) 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>不活性ガス系により事故前の格納容器内の酸素濃度は 3.5vol%以下としているが，解析では 3.5vol%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>(本文五号に記載なし)</p> <p>・原子炉の型式，熱出力及び基数※ (※本文三号に記載)</p>	<p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>原子炉本体 (要目表) 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，評価に用いる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，外部電源の喪失を設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき，水素の発生量の取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・9×9 燃料(B 型)は，本設工認において申請対象としていないため。</p> <p>・解析に当たって，格納容器内の酸素濃度を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって，冷却材中に溶存している水素，酸素を評価では無視</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) <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>(h) <u>ドライウエルから可燃性ガス濃度制御系への吸込み流量は153m³/h[normal]とし、再循環流量102m³/h[normal]と合せ、合計255m³/h[normal](1系列当りのガスが可燃性ガス濃度制御系で処理されるものとする。可燃性ガス濃度制御系で処理されたガスは、再循環するものを除き、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>事故後、可燃性ガスが可燃限界となるまで時間的余裕があるため、可搬式の再結合装置をプラント外部から搬入し、可燃性ガス濃度制御系が事故後40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) 格納容器内ガス濃度制御系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) 3 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 3 圧力低減設備その他の安全設備</p>	<p>する事を説明したものであるため。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全評価指針に基づき、核分裂生成物の取扱いを設定したものであるため。 ・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年度)に基づき、水素ガス及び酸素ガスの発生割合を設定したものであるため。 ・解析に当たって、可搬式の再結合装置を搬入して機能を発揮できる時間を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。 ・安全評価指針に基づき、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。

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 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>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 <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 <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 <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 <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> <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作時間の想定等に基づき設定する。</u></p> <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（3,926MWt）を用いるものとする。 	<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>原子炉本体 （要目表）</p> <p>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>・ 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、評価に当たって考慮する事項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>・原子炉圧力の初期値は、定格値（7.07MPa[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（52.2×10³t/h）を用いるものとする。</p> <p>・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、</p> <p>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。</p> <p>・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。</p> <p>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。</p> <p>・燃料棒の最大線出力密度は、44.0kW/mを用いるものとする。</p> <p>・原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>・原子炉格納容器の容積について、ドライウェル空間部は7,350m³、ウェットウェル空間部は5,960m³、ウェットウェル液相部は3,580m³を用いるものとする。</p> <p>・原子炉格納容器の初期温度について、ドライウェル空間部温度は57℃、サブプレッション・チェンバ・プール水温は35℃を用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は5.2kPa[gage]を用いるものとする。</p> <p>・サブプレッション・チェンバ・プールの初期水位は、7.05mを用いるものとする。</p>	<p>（本文五号に記載なし）</p> <p>（本文五号に記載なし）</p> <p>・ハ(2) (i)燃料材の種類</p> <p>・ハ(2) (iii)b. 主要寸法</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>【既工認】 （要目表） 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに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） 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>原子炉本体 （基本設計方針） 1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 （基本設計方針） 1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 （基本設計方針） 1. 炉心等</p> <p>・原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p>	<p>・解析に当たって、炉心に関する条件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>・解析に当たって、崩壊熱を保守的に設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、運転状態を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、運転状態を設定</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。</p> <p>・ <u>真空破壊装置の作動条件は、3.43kPa（ドライウェル・サプレッション・チェンバ間差圧）を用いるものとする。</u></p> <p>・ <u>外部水源の温度について、復水貯蔵槽の水温は初期温度を50℃とし、事象発生から12時間以降は45℃、事象発生から24時間以降は40℃とする。また、淡水貯水池の水温は40℃とする。</u></p> <p>・ <u>原子炉圧力容器、</u></p> <p><u>原子炉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。</u></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>・ <u>原子炉熱出力の初期値は、定格値（3,926MWt）を用いるものとする。</u></p> <p>・ <u>原子炉圧力の初期値は、定格値（7.07MPa[gage]）を用いるものとする。</u></p> <p>・ <u>炉心流量の初期値は、定格値である100%流量（52.2×10³t/h）を用いるものとする。</u></p> <p>・ <u>主蒸気流量の初期値は、定格値（7.64×10³t/h）を用いるものとする。</u></p> <p>・ <u>給水温度の初期値は215℃とする。</u></p>	<p>・ ハ(4) (i)b. 主要寸法</p> <p>・ リ(1)原子炉格納容器の構造</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>（本文五号に記載なし）</p> <p>・ ホ(1) (ii)c. 蒸気タービン</p> <p>・ ホ(1) (iii)冷却材の温度及び圧力</p>	<p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>7 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 （要目表）</p> <p>1 原子炉格納容器</p> <p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>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>原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに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）</p> <p>原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに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）</p>	<p>したものであるため。</p> <p>・ 解析条件における真空破壊装置の作動条件を記載したものであるため。</p> <p>・ 解析に当たって、外部水源の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>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、</p> <p>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。</p> <p>・ <u>燃料の最小限界出力比は、1.22を用いるものとする。</u></p> <p>・ <u>燃料棒の最大線出力密度は、44.0kW/mを用いるものとする。</u></p> <p>・ <u>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。</u></p> <p>・ <u>原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</u></p> <p>・ <u>原子炉格納容器の容積について、ドライウエル空間部は7,350m³、ウェットウエル空間部は5,960m³、ウェットウエル液相部は3,580m³を用いるものとする。</u></p> <p>・ <u>原子炉格納容器の初期温度について、サブプレッション・チェンバ・プール水温は35℃を用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は5.2kPa[gage]を用いるものとする。</u></p> <p>・ <u>外部水源の温度は32℃とする。</u></p>	<p>・ ハ(2) (i) 燃料材の種類</p> <p>・ ハ(2) (iii) b. 主要寸法</p> <p>・ ハ(1) (iv) 主要な熱的制限値</p> <p>・ ハ(1) (iv) 主要な熱的制限値</p> <p>・ ハ(1) (iii) c. 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>原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針) 1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針) 1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針) 1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針) 1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 (要目表) 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 【既工認】 ・ 制御能力についての計算書</p> <p>・ 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>・ 解析に当たって、炉心に関する条件を設定したものであるため。</p> <p>・ 解析に当たって、運転状態を設定したものであるため。</p> <p>・ 解析に当たって、外部水源の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>原子炉圧力容器</u>，</p> <p><u>原子炉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。</u></p> <p>(b-1-2) 事故条件 <u>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。</u></p> <p>(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>・ <u>安全保護系等の設定点</u></p> <p><u>原子炉緊急停止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。</u></p> <p><u>原子炉水位低（レベル3）</u></p> <p><u>セパレータスカート下端から+62cm（遅れ時間 1.05 秒）</u></p> <p><u>タービン蒸気加減弁急速閉</u></p> <p><u>制御油圧低（4.12MPa[gage]）（遅れ時間 0.08 秒）</u></p> <p><u>炉心流量急減</u></p> <p><u>「第 22 図 炉心流量急減の解析上のスクラムの設定値」参照</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>原子炉水位低（原子炉隔離時冷却系（補給水機能）起動）設定点</u></p> <p><u>セパレータスカート下端から-58cm（レベル2）</u></p> <p><u>原子炉水位低（高圧炉心注水系起動，主蒸気隔離弁閉止）設定点</u></p> <p><u>セパレータスカート下端から-203cm（レベル1.5）</u></p> <p><u>原子炉水位低（低圧注水系起動，自動減圧系作動）設定点</u></p> <p><u>セパレータスカート下端から-287cm（レベル1）</u></p> <p><u>原子炉水位低（再循環ポンプ4台トリップ）設定点</u></p> <p><u>セパレータスカート下端から+62cm（レベル3）</u></p> <p><u>原子炉水位低（再循環ポンプ6台トリップ）設定点</u></p> <p><u>セパレータスカート下端から-58cm（レベル2）</u></p> <p><u>原子炉水位高（原子炉隔離時冷却系（補給水機能）トリップ，高圧炉心注水系注入隔離弁閉止）設定点</u></p>	<p>・ ハ(4) (i)b. 主要寸法</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) (ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ ヘ(5) (xii) a. (b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p>	<p>原子炉本体 （要目表） 7 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 1 原子炉格納容器</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件 ・ 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） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</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>・ 解析条件における原子炉の満水を防止する設定点を記載したもので</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>セパレータスカート下端から+166cm（レベル8）</p> <p>原子炉圧力高（再循環ポンプ4台トリップ）設定点 原子炉圧力 7.48MPa[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：7.51MPa[gage] 1個，363t/h/個 第2段：7.58MPa[gage] 1個，367t/h/個 第3段：7.65MPa[gage] 4個，370t/h/個 第4段：7.72MPa[gage] 4個，373t/h/個 第5段：7.79MPa[gage] 4個，377t/h/個 第6段：7.86MPa[gage] 4個，380t/h/個</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（3,926MWt）を用いるものとする。</p> <p>・原子炉圧力の初期値は，定格値（7.07MPa[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（$52.2 \times 10^3 \text{t/h}$）を用いるものとする。</p> <p>・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，</p>	<p>・へ(5) (xii) a. (b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</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>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉本体 （要目表） 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） 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類，純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p>	<p>あるため。</p> <p>・解析に当たって，炉心に関す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>燃料ペレット,</p> <p>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。</p> <p>・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。</p> <p>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。</p> <p>・原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>・原子炉格納容器の容積について、ドライウエル空間部は 7,350m³、ウェットウエル空間部は 5,960m³、ウェットウエル液相部は 3,580m³ を用いるものとする。</p> <p>・原子炉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・チェンバ・プール水温は 35℃ を用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は 5.2kPa[gage] を用いるものとする。</p> <p>・サブプレッション・チェンバ・プールの初期水位は、7.05m を用いるものとする。</p> <p>・真空破壊装置の作動条件は、3.43kPa（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。</p> <p>・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。</p> <p>・コンクリートの種類は、玄武岩系コンクリートとする。</p>	<p>・ハ(2) (i) 燃料材の種類</p> <p>・ハ(2) (iii) b. 主要寸法</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉本体 （基本設計方針）</p> <p>1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 （基本設計方針）</p> <p>1. 炉心等</p> <p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</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>・解析に当たって、崩壊熱を保守的に設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、運転状態を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、運転状態を設定したものであるため。</p> <p>・解析条件における真空破壊装置の作動条件を記載したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、熱流束を設定したものであるため。</p> <p>・解析条件におけるコンクリートの種類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>・ <u>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。</u></p> <p>・ <u>原子炉压力容器下部の構造物は，原子炉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。</u></p> <p>・ <u>格納容器下部床面積は，6号炉の格納容器下部床面積を用いるものとする。</u></p> <p>・ <u>外部水源の温度は，初期温度を50℃とし，事象発生から12時間以降は45℃，事象発生から24時間以降は40℃とする。</u></p> <p>・ <u>原子炉压力容器，</u></p> <p><u>原子炉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。</u></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>・ <u>逃がし安全弁</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>第1段：7.51MPa[gage] 1個，363t/h/個</u></p> <p><u>第2段：7.58MPa[gage] 1個，367t/h/個</u></p> <p><u>第3段：7.65MPa[gage] 4個，370t/h/個</u></p> <p><u>第4段：7.72MPa[gage] 4個，373t/h/個</u></p> <p><u>第5段：7.79MPa[gage] 4個，377t/h/個</u></p> <p><u>第6段：7.86MPa[gage] 4個，380t/h/個</u></p>	<p>・ ハ(4) (i) b. 主要寸法</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>原子炉本体 (要目表) 7 原子炉压力容器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 1 原子炉格納容器</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4 原子炉冷却材の循環設備</p>	<p>・ 解析に当たって，内側鋼板，外側鋼板及びリブ鋼板を保守的に考慮しないことと設定したものであるため。</p> <p>・ 解析に当たって，原子炉压力容器下部の構造物の取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・ 解析に当たって，格納容器下部床面積について，コンクリート侵食量の観点で厳しくなる号炉を設定したものであるため。</p> <p>・ 解析に当たって，外部水源の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>(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> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールの崩壊熱は、約 11MW を用いるものとする。 使用済燃料プールの初期水位は通常水位とする。 使用済燃料プール保有水量は、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し、約 2,093m³とする。 使用済燃料プールの初期水温は、65℃とする。 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。 <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"> 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 22MW を用いるものとする。 原子炉初期水位は通常運転水位とする。 原子炉初期水温は 52℃とする。 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。 外部水源の温度は 50℃とする。 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。 <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 (a) 高圧・低圧注水機能喪失 (a-1) 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。 (a-2) 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注水系、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失するものとする。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <ul style="list-style-type: none"> ニ(2)(ii)a. 構造 ハ(4)(i)b. 主要寸法 	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表) 3 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>原子炉本体 (要目表) 7 原子炉圧力容器</p>	<ul style="list-style-type: none"> 解析に当たって、運転状態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。 解析に当たって、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止 1 日後の崩壊熱として設定したものであるため。 解析に当たって、運転停止状態を設定したものであるため。 解析に当たって、外部水源の条件を設定したものであるため。 PRA 選定結果に基づき、想定事象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>(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（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）（以下「代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能」という。）は、原子炉水位低（レベル3）信号により再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）信号により残りの再循環ポンプ6台を自動停止するものとする。</u></p> <p>(a-6) <u>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</u></p> <p><u>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（8個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</u></p> <p>(a-7) <u>低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大300m³/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><u>なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</u></p> <p>(a-8) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、140m³/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p> <p><u>なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</u></p> <p>(a-9) <u>格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作にて原</u></p>	<p>・へ(2) (i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5) (xii) a. (b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系</p> <p>・ホ(3) (ii) b. (c) 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</p> <p>・リ(3) (iii) a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>・リ(3) (iii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針）</p>	<p>・解析に当たって、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、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>子炉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。 (a-10-1)低圧代替注水系（常設）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10分後に開始するものとし、操作時間は約4分間とする。 (a-10-2)逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から約14分後に開始する。 (a-10-3)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した後、格納容器ベント実施前に停止する。 (a-10-4)格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(b) 高圧注水・減圧機能喪失 (b-1) 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。 (b-2) 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注水系、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。 (b-3) 外部電源は使用できるものとする。</p> <p>(b-4) 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。</p> <p>(b-5) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉水位低（レベル3）信号により再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）信号により残りの再循環ポンプ6台を自動停止するものとする。</p> <p>(b-6) 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</p>	<p>・へ(2) (i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5) (xii) a. (b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p>	<p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 3. 原子炉冷却材の循環設備</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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>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。</p> <p>代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁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、</p> <p>自動減圧機能付き逃がし安全弁4個により原子炉減圧する。容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(b-7) 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、</p> <p>逃がし安全弁による原子炉減圧後に、</p> <p>954m³/h（0.27MPa[dif]において）にて原子炉注水する。</p> <p>(b-8) 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器1基あたり約8MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温又は原子炉冷却材温度52℃、海水温度30℃において）とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・へ(5)(x iii)原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 ・ホ(3)(ii) a. 非常用炉心冷却系 ・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類 ・ホ(4)(i) a. ポンプ ・ホ(4)(i) b. 熱交換器 	<p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・PRA 選定結果に基づき，想定事象を設定したものであるため。 ・解析に当たって，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。

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) 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>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・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-9-2) <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0.93MPa[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></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>(c-1-4) <u>原子炉スクラムは、タービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。</u></p> <p>(c-1-5) <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、</u></p> <p><u>182m³/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(c-1-6) <u>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</u></p> <p><u>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%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>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ホ(4) (ii) 原子炉隔離時冷却系</p> <p>・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、想定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>(c-1-7) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、事象発生から24時間後に手動起動し、</u></p> <p><u>954m³/h（0.27MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(c-1-8) <u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後、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手動起動し、</u></p> <p><u>954m³/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイするものとする。</u></p> <p><u>また、伝熱容量は、熱交換器1基あたり約8MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温52℃、海水温度30℃において）とする。</u></p> <p>(c-1-9) <u>低圧代替注水系（常設）は、残留熱除去系の低圧注水モードから格納容器スプレイ冷却モード（ドライウエル側のみ）への切替え後に、</u></p> <p><u>約90m³/hにて崩壊熱相当量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持する。</u></p> <p>(c-1-10) <u>格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。</u></p> <p>(c-1-11) <u>代替原子炉補機冷却系の伝熱容量は、約23MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温100℃、海水温度30℃において）とする。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)a.ポンプ</p> <p>・ホ(4)(i)a.ポンプ</p> <p>・ホ(4)(i)b.熱交換器</p> <p>・ホ(3)(ii)b.(c)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</p> <p>・リ(3)(iii)b.原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>・ホ(4)(v)b.サポート系故障時に用いる設備</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 8 原子炉補機冷却設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子</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> <p>・解析に当たって、低圧代替注水系（常設）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-1-12)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> <p>(c-1-12-1) <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-1-12-2) <u>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</u></p> <p>(c-1-12-3) <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-1-12-4) <u>代替原子炉補機冷却系運転操作は、事象発生から24時間後に開始する。</u></p> <p>(c-1-12-5) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）の起動操作は、事象発生から24時間後に開始する。</u></p> <p>(c-1-12-6) <u>低圧代替注水系（常設）の起動操作は、事象発生から24時間後に開始する。なお、サブプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1mに到達した場合、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止する。</u></p> <p>(c-1-12-7) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の起動操作は、事象発生から約25時間後に開始する。</u></p> <p>(c-1-13)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>(c-1-13-1) <u>事象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、</u></p> <p><u>その組成を拡散組成とする。これにより、事象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>(c-1-13-2) <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、</u></p>		<p>炉冷却系統施設)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。 ・解析に当たって、事象発生時の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度を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。 ・解析に当たって、核分裂生成物の追加放出量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><u>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0.5MeV換算値で約9.9×10^{14}Bq、よう素についてはI-131等価量で約6.5×10^{13}Bqとなる。</u></p> <p><u>(c-1-13-3)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><u>(c-1-13-4)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><u>(c-1-13-5)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、原子炉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><u>(c-1-13-6)サブプレッション・チェンバの無機よう素は、スクラビング等により除去されなかったものが原子炉格納容器の気相部へ移行するものとする。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><u>(c-1-13-7)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><u>(c-1-13-8)大気拡散条件については、格納容器圧力逃がし装置を用いる場合は、格納容器圧力逃がし装置排気管からの放出、実効放出継続時間1時間の値として、相対濃度(χ/Q)を1.2×10^{-5}(s/m³)、相対線量(D/Q)を1.9×10^{-19}(Gy/Bq)とし、耐圧強化ベント系を用いる場合は、主排気筒放出、実効放出継続時間1時間の値として、相対濃度(χ/Q)は6.2×10^{-6}(s/m³)、相対線量(D/Q)は1.2×10^{-19}(Gy/Bq)とする。</u></p> <p><u>(c-1-13-9)サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング等による除染係数は10、</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置による除染係数は1,000、排気ガスに含まれるよう素を除去するためのよう素フィルタによる除染係数は50とする。</u></p>	<p>・リ(3)(iii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) 3 圧力低減設備その他の安全設備</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>

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) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機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>起回事象として、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、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></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>(c-2-4) <u>原子炉スクラムは、タービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。</u></p> <p>(c-2-5) <u>高圧代替注水系は、運転員による高圧代替注水系の蒸気入口弁の遠隔での手動開閉操作によって、</u></p> <p><u>設計値である 182m³/h (8.12MPa[dif]において) ~114m³/h (1.03MPa[dif]において) に対し、</u></p> <p><u>20%減の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(c-2-6) <u>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</u></p> <p><u>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (2 個) を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約 5%を処理するものとする。</u></p> <p>(c-2-7) <u>残留熱除去系 (低圧注水モード) は、事象発生から 24 時間後に手動起動し、</u></p> <p><u>954m³/h (0.27MPa[dif]において) の流量で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>・ホ(3) (ii) b. (a) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系</p> <p>・ホ(4) (i) a. ポンプ</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6 原子炉非常停止信号, 原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p> <p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針)</p> <p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p>	<p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象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>・解析に当たって、保守的に流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、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>(c-2-8) <u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後、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手動起動し、</u> <u>954m³/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイするものとする。</u></p> <p>また、伝熱容量は、熱交換器1基あたり約8MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温52℃、海水温度30℃において）とする。</p> <p>(c-2-9) <u>低圧代替注水系（常設）は、残留熱除去系の低圧注水モードから格納容器スプレイ冷却モード（ドライウエル側のみ）への切替え後に、</u> <u>約90m³/hにて崩壊熱相当量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持する。</u></p> <p>(c-2-10) <u>格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。</u></p> <p>(c-2-11) <u>代替原子炉補機冷却系の伝熱容量は、約23MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温100℃、海水温度30℃において）とする。</u></p> <p>(c-2-12) 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>	<p>・ホ(4)(i)a. ポンプ</p> <p>・ホ(4)(i)b. 熱交換器</p> <p>・ホ(3)(ii)b.(c) 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</p> <p>・リ(3)(iii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>・ホ(4)(v)b.(a) 代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>5 残留熱除去設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針）</p> <p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>8 原子炉補機冷却設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</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>・解析に当たって、低圧代替注水系（常設）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-2-12-1) <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15分間とする。</u></p> <p>(c-2-12-2) <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-2-12-3) <u>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</u></p> <p>(c-2-12-4) <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-2-12-5) <u>代替原子炉補機冷却系運転操作は、事象発生から24時間後に開始する。</u></p> <p>(c-2-12-6) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低压注水モード）の起動操作は、事象発生から24時間後に開始する。</u></p> <p>(c-2-12-7) <u>低压代替注水系（常設）起動操作は、事象発生から24時間後に開始する。なお、サブプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1mに到達した場合、低压代替注水系（常設）による原子炉注水を停止する。</u></p> <p>(c-2-12-8) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の起動操作は、事象発生から約25時間後に開始する。</u></p> <p>(c-2-13) <u>敷地境界での実効線量評価の条件は、(c-1-13)に同じ。</u></p> <p>(c-3) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能及び直流電源が喪失する事故 <u>「(c-2) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機及び原子炉隔離時冷却系の機能が喪失する事故」の条件を適用する。ただし、安全機能としては、全ての直流電源が機能喪失するものとする。これにより、全ての非常用ディーゼル発電機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。</u></p> <p>(c-4) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し、逃がし安全弁の再開に失敗する事故 (c-4-1) <u>起回事象として、外部電源を喪失するものとする。</u> (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> (c-4-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p>			<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して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、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、想定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>(c-4-4) 原子炉スクラムは、タービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。</p> <p>(c-4-5) 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、</p> <p>182m³/h (8.12MPa[dif]～1.03MPa[dif])においての流量で注水するものとする。</p> <p>(c-4-6) 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</p> <p>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(c-4-7) 低圧代替注水系（可搬型）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、</p> <p>84m³/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>また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却と併せて実施する場合は、40m³/hの流量で原子炉注水するものとする。</p> <p>(c-4-8) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、80m³/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</p>	<p>・へ(2) (i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ホ(4) (ii) 原子炉隔離時冷却系</p> <p>・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系</p> <p>・ホ(3) (ii) b. (c) 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</p> <p>・リ(3) (iii) a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （要目表） 4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （要目表）</p>	<p>・解析に当たって、低圧代替注水系（可搬型）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-4-9) 格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(c-4-10) 代替原子炉補機冷却系の伝熱容量は、約 23MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温 100℃、海水温度 30℃において）とする。</p> <p>(c-4-11) 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃、海水温度 30℃において）とする。</p> <p>(c-4-12) 残留熱除去系（低圧注水モード）は、954m³/h（0.27MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p>	<p>・リ (3) (iii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>・ホ(4) (v)b. (a) 代替原子炉補機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) (i) b. 熱交換器</p> <p>・ホ(4) (i) a. ポンプ</p>	<p>4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針）</p> <p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>8 原子炉補機冷却設備に係る次の事項 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</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-4-13) 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-4-13-1) <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-4-13-2) <u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作は、事象発生から4時間後に開始する。</u></p> <p>(c-4-13-3) <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（可搬型）による原子炉注水の準備が完了した時点で開始する。</u></p> <p>(c-4-13-4) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した後、格納容器ベント実施前に停止する。</u></p> <p>(c-4-13-5) <u>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</u></p> <p>(c-4-13-6) <u>代替原子炉補機冷却系運転操作は、事象発生から24時間後に開始する。</u></p> <p>(c-4-13-7) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）の起動操作は、事象発生から25.5時間後に開始する。</u></p> <p>(c-4-13-8) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の起動操作は、原子炉水位高（レベル8）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、タービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。</u></p> <p>(d-1-5) <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、</u></p>	<p>・へ(2) (i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(2) (ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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>182m³/h (8.12~1.03MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。</p> <p>(d-1-6) 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</p> <p>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(d-1-7) 低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、</p> <p>最大 300m³/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>なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(d-1-8) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、140m³/h の流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(d-1-9) 代替原子炉補機冷却系の伝熱容量は、約 23MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温 100℃、海水温度 30℃において）とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(4) (ii) 原子炉隔離時冷却系 ・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造 ・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系 ・ホ(3) (ii) b. (c) 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 ・リ(3) (iii) a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・ホ(4) (v)b. (a) 代替原子炉補機冷却系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 	<p>等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針) 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 8 原子炉補機冷却設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子</p>	<p>・解析に当たって、低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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) 残留熱除去系が故障した場合</p> <p>(d-2-1) <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-2-2) <u>安全機能としては、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(d-2-3) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(d-2-4) <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>(d-2-5) <u>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉水位低（レベル3）信号により再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）信号により残りの再循環ポンプ6台を自動停止するものとする。</u></p> <p>(d-2-6) <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、</u></p> <p><u>182m³/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(d-2-7) <u>高圧炉心注水系は、原子炉水位低（レベル1.5）で自動起動し、</u></p>	<p>・へ(2) (i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5) (xii) a. (b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ホ(4) (ii) 原子炉隔離時冷却系</p> <p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p>	<p>・PRA 選定結果に基づき，想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって，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>727m³/h (0.69MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。</p> <p>(d-2-8) 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</p> <p>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（1個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(d-2-9) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、140m³/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(d-2-10) 格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。</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) 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、サプレッション・チェンバプール水温が 49°C に到達した場合に実施する。</p> <p>(d-2-11-2) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 0.18MPa[gage] に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、格納容器圧力が 0.31MPa[gage] に到達した後、格納容器ベント実施前に停止する。</p> <p>(d-2-11-3) 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.31MPa[gage] に到達した場合に実施する。</p> <p>(e) 原子炉停止機能喪失</p> <p>(e-1) 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。</p> <p>(e-2) 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。</p> <p>(e-3) 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。</p>	<p>・ホ(3)(ii)a. 非常用炉心冷却系</p> <p>・ホ(1)(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・ホ(3)(ii)a. 非常用炉心冷却系</p> <p>・リ(3)(iii)a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>・リ(3)(iii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3. 圧力低減設備その他の安全設備</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、評価対象とする</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>(e-4) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(e-5) <u>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。</u></p> <p>(e-6) <u>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉圧力高（7.48MPa[gage]）又は原子炉水位低（レベル3）信号により再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）信号により残り再循環ポンプ6台を自動停止するものとする。</u></p> <p><u>また、4台以上の再循環ポンプがトリップした際に残りの再循環ポンプの回転速度を5%/秒で速やかに低下させる高速ランバック機能については、保守的に使用できないものと仮定する。</u></p> <p><u>さらに、再循環ポンプが2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ー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。</u></p> <p>(e-7) <u>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</u></p> <p><u>また、逃がし安全弁（18個）は、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</u></p> <p>(e-8) <u>電動駆動給水ポンプは、主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプが停止した後、自動起動するものとする。また、復水器ホットウエル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップするものとする。</u></p> <p>(e-9) <u>原子炉隔離時冷却系は、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、</u></p>	<p>・ホ(2) (ii) b. 主蒸気系</p> <p>・へ(5) (xii) a. (b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系</p> <p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設</p>	<p>炉心の状態を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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>・解析に当たって、高速ランバック機能について、保守的に使用できないものと設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、選択制御棒挿入について、保守的に作動しないと設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、電動駆動給水給水ポンプの動作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>182m³/h (8.12~1.03MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。</p> <p>(e-10) 高圧炉心注水系は、原子炉水位低（レベル 1.5）又はドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動し、</p> <p>182~727m³/h (8.12~0.69MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。</p> <p>(e-11) 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、</p> <p>190L/min の流量</p> <p>及びほう酸濃度 13.4wt%で注入するものとする。</p> <p>(e-12) 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃、海水温度 30℃において）とする。</p>	<p>・ホ(4) (ii) 原子炉隔離時冷却系</p> <p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系</p> <p>・へ(4) (ii) a. ほう酸水注入系ポンプ</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ホ(4) (i) b. 熱交換器</p>	<p>等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 7 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 4 ほう酸水注入設備</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 2 制御材</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</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>(e-13)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-13-1) <u>運転員による自動減圧系の自動起動を阻止する操作に期待する。</u> (e-13-2) <u>ほう酸水注入系は、原子炉スクラムの失敗を確認後、10分間経過した時点で手動起動する。残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は、サブプレッション・チェンバ・プール水温が49℃に到達した時点から、10分間経過した時点で手動起動する。</u></p> <p>(f) LOCA時注水機能喪失 (f-1) <u>破断箇所は、原子炉圧力容器下部のドレン配管（配管断面積約26cm²）とし、破断面積を1cm²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注水系、低圧注水機能として残留熱除去系（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> (f-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(f-4) <u>原子炉スクラムは、炉心流量急減信号によるものとする。</u></p> <p>(f-5) <u>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</u></p> <p><u>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（8個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</u></p> <p>(f-6) <u>低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、</u> <u>最大300m³/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>・へ(2) (i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系</p> <p>・ホ(3) (ii) b. (c) 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</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 4. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・PRA選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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>・解析に当たって、低圧代替注水系（常設）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>なお、<u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えで実施する。</u></p> <p>(f-7) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、140m³/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>なお、<u>格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えで実施する。</u></p> <p>(f-8) <u>格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。</u></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) <u>低圧代替注水系（常設）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 14 分後に開始するものとし、操作時間は約 4 分間とする。</u></p> <p>(f-9-2) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から約 18 分後に開始する。</u></p> <p>(f-9-3) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した後、格納容器ベント実施前に停止する。</u></p> <p>(f-9-4) <u>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</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、高圧炉心注水系の吸込配管とし、破断面積は、10cm²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 が発生した側の高圧炉心注水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、炉心流量急減信号によるものとする。</u></p>	<p>・リ(3)(iii)a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>・リ(3)(iii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号、原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p>	<p>・解析に当たって、低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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-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、</u></p> <p><u>182m³/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(g-6) <u>高圧炉心注水系は、原子炉水位低（レベル1.5）で自動起動し、</u></p> <p><u>727m³/h（0.69MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(g-7) <u>原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（8個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</u></p> <p>(g-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。 (g-8-1) <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15分後に開始するものとする。</u> (g-8-2) <u>高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作は、事象発生から3時間後に開始するものとし、操作時間は60分間とする。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類 ・ホ(4) (ii) 原子炉隔離時冷却系 ・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類 ・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系 ・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系 	<p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して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>c. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>(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）</p> <p>(a-1) 代替循環冷却系を使用する場合</p> <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、残留熱除去系の吸込配管とする。</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、非常用炉心冷却系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>水素ガスの発生については、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、事象の発生と同時に発生するものとする。</u></p> <p>(a-1-6) <u>低圧代替注水系（常設）は、最大 300m³/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>なお、<u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</u></p> <p>(a-1-7) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、140m³/h の流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>なお、<u>格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えで実施する。</u></p> <p>(a-1-8) <u>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、代替循環冷却系の運転準備において復水移送ポンプを停止する期間に、90m³/h の流量で原子炉注水を実施する。</u></p> <p>(a-1-9) <u>代替循環冷却系の循環流量は、全体で約 190m³/h とし、原子炉注水へ</u></p>	<p>・ホ(3)(ii)b.(c) 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</p> <p>・リ(3)(iii)a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>・ホ(3)(ii)b.(c) 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</p> <p>・リ(3)(iii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表) 4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>原子炉冷却系統施設</p>	<p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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>・解析に当たって、原子炉スクラムが事象の発生と同時に発生するものと設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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>約 90m³/h、格納容器スプレイへ約 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。</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。 (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）による原子炉注水操作は、事象発生から 70 分後に開始する。なお、原子炉注水は、代替循環冷却系の運転準備時に停止する。</u> (a-1-10-2) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器スプレイは、代替循環冷却系の運転準備時に停止する。</u> (a-1-10-3) <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、事象発生から約 22.5 時間後に開始する。なお、代替原子炉補機冷却系の運転操作は事象発生から 20 時間後に開始する。</u> (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。 (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> (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、原子炉格納容器内に放出されるものとする。</u> (a-1-11-3) <u>原子炉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・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</u> (a-1-11-4) <u>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。</u></p> <p>漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。 (a-1-11-4-1) <u>原子炉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もとに評価する。</u> (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の設計負圧が達成されるまでの</u></p>	<p>するための設備</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>(要目表)</p> <p>7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 1 原子炉格納容器</p>	<p>設計及び工事の計画に該当しない理由</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、運転時間を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物の取扱いについて設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、スクラビングによる除去効果について考慮することを説明したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、放射性物質の漏えいについて考慮することを説明したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しな</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>期間は、<u>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。</u></p> <p><u>非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。</u></p> <p><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><u>非常用ガス処理系は、事象発生 30 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><u>(a-1-11-4-3) 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しない場合</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、残留熱除去系の吸込配管とする。</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の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系が機能喪失するものとする。なお、代替循環冷却系は使用しないものとする。</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>水素ガスの発生については、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、事象の発生と同時に発生するものとする。</u></p> <p>(a-2-6) <u>低圧代替注水系（常設）は、最大 300m³/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注水する。</u></p>	<p>・リ(4) (ii) 非常用ガス処理系</p> <p>・ホ(3) (ii) b. (c) 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</p>	<p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p>	<p>いことを設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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期待しないこと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>・解析に当たって、放射能の時間減衰及び粒子状物質の除去効果について、保守的に考慮しないことを説明したものであるため。</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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>・解析に当たって、原子炉スクラムが事象の発生と同時に発生するものと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、<u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えで実施する。</u></p> <p>(a-2-7) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、140m³/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>なお、<u>格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えで実施する。</u></p> <p>(a-2-8) <u>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中央制御室からの遠隔操作による中間開操作で原子炉格納容器除熱を実施する。</u></p> <p>(a-2-9) 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>(a-2-9-1) <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）による原子炉注水操作は、事象発生から 70 分後に開始する。</u></p> <p>(a-2-9-2) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器ベントに伴うサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇を考慮し、サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1m を超えないように格納容器スプレイを停止する。</u></p> <p>(a-2-9-3) <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.62MPa[gage]に接近した場合に実施する。</u></p> <p>(a-2-10) 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-2-10-1) <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-2-10-2) <u>格納容器圧力逃がし装置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、原子炉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格納容器圧力逃がし装置に至るものとする。格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は、格納容器圧力逃がし装置内のフィルタによって除去された後、格納容器圧力逃がし装置排気管から放出されるものとする。</u></p> <p>(a-2-10-3) <u>格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の Cs-137 放出量は、原子炉格納容器からの放出割合及び格納容器圧力逃がし装置の除染係数を考慮して計算する。</u></p>	<p>・リ (3) (iii) a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>・リ (3) (iii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>・リ (3) (iii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3. 圧力低減設備その他の安全設備</p>	<p>・解析に当たって、低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせて長めに設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、Cs-137 の放出量について計算方法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-2-10-4) <u>原子炉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・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</u></p> <p>(a-2-10-5) <u>格納容器圧力逃がし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-2-10-6) <u>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。</u></p> <p>漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-10-6-1) <u>原子炉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もとに評価する。</u></p> <p>(a-2-10-6-2) <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。</u> <u>非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。</u></p> <p><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><u>非常用ガス処理系は、事象発生 30 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-2-10-6-3) <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>・リ (3) (iii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</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>原子炉格納施設 （要目表） 3 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 1 原子炉格納容器</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p>	<p>・解析に当たって、スクラビングによる除去効果について考慮することを説明したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、放射性物質の漏えいについて考慮することを説明したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないことを設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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期待しないこと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>・解析に当たって、放射能の時間減衰及び粒子状物質の除去効果について、保守的に考慮しないこと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>(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、高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の機能喪失を、低压注水機能として低压注水系の機能喪失を想定する。さらに、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>水素ガスの発生については、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、事象の発生と同時に発生するものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</u></p> <p><u>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</u></p> <p>(b-8) <u>格納容器下部注水系（常設）は、原子炉圧力容器破損前に、90m³/hの流量で原子炉格納容器下部に注水し、水位が2mに到達するまで水張りを実施するものとする。</u></p> <p><u>原子炉圧力容器が破損して熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）により、崩壊熱相当の注水を実施するものとする。</u></p> <p>(b-9) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、原子炉圧力容器破損前におい</u></p>	<p>・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系</p> <p>・リ(3) (iii) c. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</p> <p>・リ(3) (iii) a. 原子炉格納容器内の冷却等のため</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉冷却系統施設</p>	<p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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>・解析に当たって、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 of 取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、原子炉スクラムが事象の発生と同時に発生するものと設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、格納容器下部注水系（常設）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>ては70m³/hの流量で、原子炉压力容器破損後においては130m³/h以上の流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(b-10) 代替循環冷却系の循環流量は、全体で約190m³/hとし、ドライウェルへ約140m³/h、原子炉格納容器下部へ約50m³/hにて流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。</p> <p>(b-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>(b-11-1) <u>逃がし安全弁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有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で開始する。</u></p> <p>(b-11-2) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）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、原子炉压力容器破損を確認した場合に停止する。</u></p> <p>(b-11-3) <u>格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の先行水張り）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、原子炉格納容器下部の水位が2mに到達したことを確認した場合に停止する。</u></p> <p>(b-11-4) <u>格納容器下部注水系（常設）による原子炉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を確認した場合に開始する。</u></p> <p>(b-11-5) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器冷却）は、格納容器圧力が0.465MPa[gage]又は格納容器温度が190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器スプレイは、事象発生から約20時間後に停止する。</u></p> <p>(b-11-6) <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、事象発生から20.5時間後に開始する。</u></p> <p>(b-12) 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-12-1) <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-12-2) <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、原子炉格納容器内に放出されるものとする。</u></p>	<p>の設備</p> <p>・リ(3)(iii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p>	<p>(要目表)</p> <p>7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉冷却系統施設</p> <p>(要目表)</p> <p>7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、運転時間を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物の放出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>(b-12-3) <u>原子炉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・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</u></p> <p>(b-13) <u>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。</u></p> <p>漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(b-13-1) <u>原子炉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もとに評価する。</u></p> <p>(b-13-2) <u>非常用ガス処理系による原子炉建屋の設計負圧が維持されていることを想定し、設計換気率0.5回/日相当を考慮する。</u></p> <p><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-13-3) <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 <u>「(b) 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件を適用する。</u></p> <p>(d) 水素燃焼 <u>「(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。</u></p> <p>(d-1) <u>原子炉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ガス及び酸素ガスを考慮することとする。</u></p> <p><u>原子炉格納容器の初期酸素濃度は、3.5vol%とする。</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>・リ(4) (ii)非常用ガス処理系</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) 1 原子炉格納容器</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p>	<p>・解析に当たって、スクラビングによる除去効果について考慮することを説明したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、放射性物質の漏えいについて考慮することを説明したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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期待しないことを設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、放射能の時間減衰及び粒子状物質の除去効果について、保守的に考慮しないことを説明したものであるため。</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象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、発生する水素ガス及び酸素ガスの取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、原子炉格納容器の初期酸素濃度を設定したもので</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) <u>炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、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ガス及び酸素ガスの発生量は、解析コードで得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素ガス及び酸素ガスの発生割合（100eVあたりの分子発生量）は、それぞれ0.06, 0.03とする。</u></p> <p><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、原子炉压力容器内については、ベータ線、ガンマ線ともに0.1,</u></p> <p><u>原子炉压力容器外の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1とする。</u></p> <p>(d-4) <u>金属腐食等による水素ガス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 <u>「(b) 高压溶融物放出／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ガス及び酸素ガスの発生量については「(d) 水素燃焼」の条件を適用する。</u></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></p>			<p>あるため。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価ガイドに基づき、発生する水素ガスの取扱いを設定したものであるため。 ・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年度）に基づき、水素ガス及び酸素ガスの発生割合を設定したものであるため。 ・解析に当たって、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。 ・解析に当たって、放射線エネルギーの吸収割合を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。 ・解析に当たって、水素ガス発生量について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。 ・PRA選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。 <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-3) <u>使用済燃料プールの崩壊熱は、約 11MW を用いるものとする。</u></p> <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による使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）4 台を使用するものとし、45m³/h の流量で注水する。</u></p> <p>(a-7) 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-7-1) <u>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、事象発生から 12 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>(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 11MW 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、残留熱除去系配管の貫通クラックによる損傷を想定する。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ニ(3)(ii) d. 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設備</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表)</p> <p>4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p>	<p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、運転状態を設定したものであるため。</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象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、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>

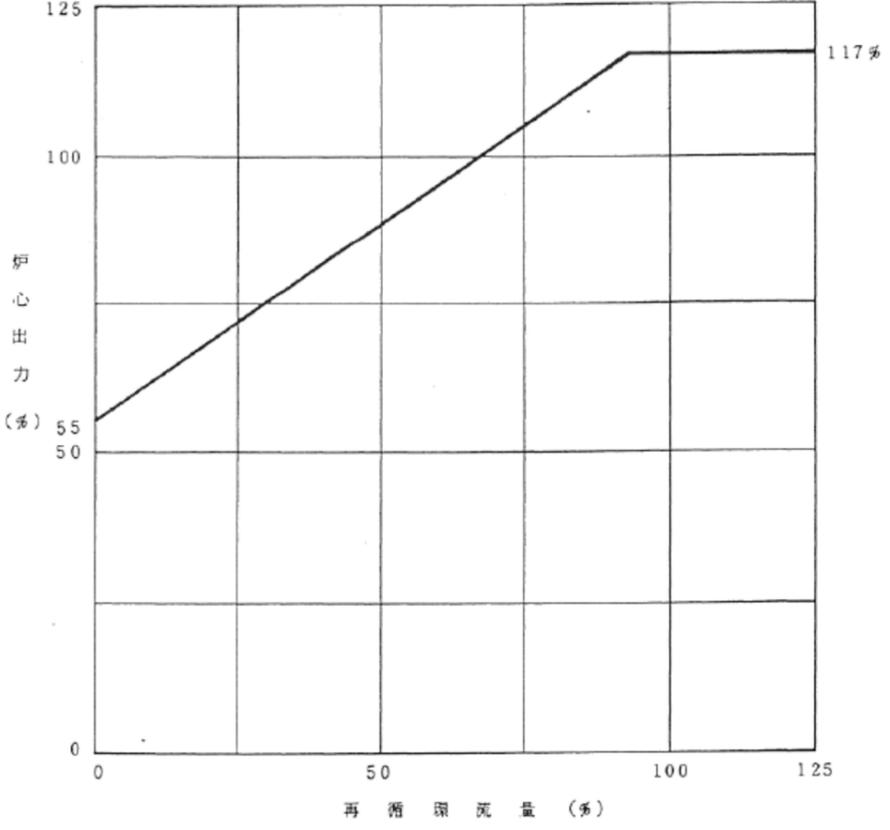
発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（十号））	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（五号））	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に 該当しない理由
<p>(b-6) <u>使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えい量は、約 70m³/h とする。</u></p> <p>なお、<u>ディフューザ配管のサイフォンブレイク孔による漏えい停止効果には期待しないものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(b-8) <u>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）4 台を使用するものとし、45m³/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。 (b-9-1) <u>使用済燃料プール漏えい箇所の隔離は、事象発生から 150 分後に完了するものとする。</u> (b-9-2) <u>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、事象発生から 12 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 (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） (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、</u></p> <p><u>原子炉停止 1 日後の崩壊熱として約 22MW を用いるものとする。</u></p>	<p>・ニ(3)(ii) d. 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設備</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （要目表） 4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</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想定した漏えい量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、サイフォンブレイク孔による漏えい停止効果に期待しないものと設定したため。</p> <p>・解析に当たって、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、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、原子炉の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、崩壊熱を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止 1 日後の崩壊熱として設定したものであるため。</p>

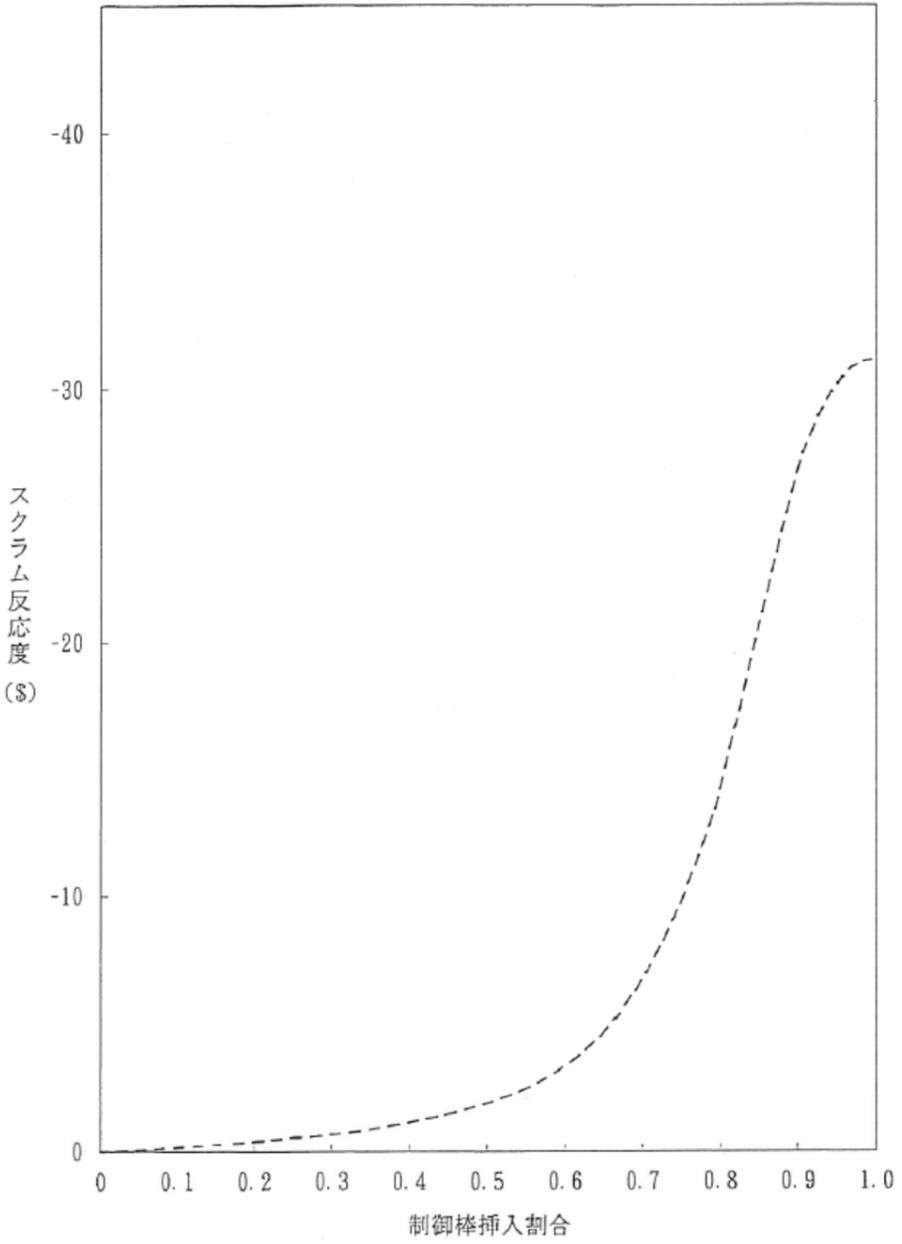
発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（十号））	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（五号））	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-3) <u>原子炉初期水位は通常運転水位とする。</u></p> <p>(a-4) <u>原子炉初期水温は52℃とする。</u></p> <p>(a-5) <u>原子炉圧力の初期値は大気圧とし、事象発生後も大気圧が維持されるものとする。</u></p> <p>(a-6) <u>起因事象として、運転中の残留熱除去系の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。</u></p> <p>(a-7) <u>安全機能としては、運転中の残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>(a-9) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、954m³/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基あたり約8MW（原子炉冷却材温度52℃、海水温度30℃において）とする。</u></p> <p>(a-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>(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) 全交流動力電源喪失</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、</u></p> <p><u>原子炉停止1日後の崩壊熱として約22MWを用いるものとする。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)a.ポンプ</p> <p>・ホ(4)(i)b.熱交換器</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p>	<p>・解析に当たって、原子炉の状態を設定したものであるため。</p> <p>・PRA選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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、崩壊熱を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、崩壊熱を厳しく</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-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></p> <p>(b-8) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(b-9) <u>低圧代替注水系（常設）は、150m³/h の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(b-10) <u>代替原子炉補機冷却系の伝熱容量は、約 23MW（原子炉冷却材温度 100℃、海水温度 30℃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 基あたり約 8MW（原子炉冷却材温度 52℃、海水温度 30℃において）とする。</u></p>	<p>・ホ(3) (ii) b. (c) 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</p> <p>・ホ(4) (v) b. (a) 代替原子炉補機冷却系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・ホ(4) (i) b. 熱交換器</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 8 原子炉補機冷却設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p>	<p>見積もるために、原子炉停止 1 日後の崩壊熱として設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、運転停止状態を設定したものであるため。</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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-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> <p>(b-12-1) <u>事象発生 145 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）による原子炉注水操作は、事象発生から 145 分後に開始する。</u></p> <p>(b-12-3) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転操作は、代替原子炉補機冷却系の準備が完了する事象発生から 20 時間後に開始する。</u></p> <p>(c) 原子炉冷却材の流出</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、原子炉圧力容器内の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>(c-4) <u>起因事象として、残留熱除去系の系統切替え時の原子炉冷却材流出を想定し、流出量は約 87m³/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、954m³/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></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]、</u></p>	<p>・ホ(4)(i)a.ポンプ</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 5 残留熱除去設備</p>	<p>・運転停止中原子炉有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、運転停止状態を設定したものであるため。</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、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>・原子炉有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、炉心状態を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、炉心の実効増倍率を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、運転停止状態を</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>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></p> <p><u>また、燃料エンタルピの初期値は 8kJ/kgUO₂とする。</u></p> <p><u>(d-4) 起因事象として、運転停止中の原子炉において、制御棒 1 本が全引抜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><u>(d-5) 誤引き抜きされる制御棒は、最大反応度値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒とする。</u></p> <p><u>(d-6) 外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p><u>(d-7) 制御棒は、33mm/s の速度で連続で引き抜かれ、</u></p> <p><u>起動領域モニタの原子炉周期短（原子炉周期 20 秒）による制御棒引抜阻止信号で引き抜きを阻止されるものとする。</u></p> <p><u>なお、制御棒引抜阻止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, C グループ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> <p><u>(d-8) 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）によるものとする。</u></p> <p><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, C グループ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(5) (i) 制御棒引抜阻止回路 • へ(2) (i) 原子炉停止回路の種類 	<p>計測制御系統施設 (要目表) 3 制御材駆動装置</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 5 計測装置</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p>	<p>設定したものであるため。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 解析に当たって、燃料エンタルピの初期値を設定したものであるため。 • PRA 選定結果に基づき、想定事象を設定したものであるため。 • 解析に当たって、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。 • 解析に当たって、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。 • 解析に当たって、起動領域モニタのバイパス状態を設定したものであるため。 • 解析に当たって、起動領域モニタのバイパス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 data-bbox="296 1596 1038 1638">第20図 中性子束高 (熱流束相当) の解析上のスクラム設定</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 data-bbox="243 814 284 1037">スクラム反応度 (\$)</p> <p data-bbox="647 1541 813 1570">制御棒挿入割合</p> <table border="1" data-bbox="243 331 1145 1575"><caption>Approximate data points from the Scram Reactivity Curve</caption><thead><tr><th>制御棒挿入割合</th><th>スクラム反応度 (\$)</th></tr></thead><tbody><tr><td>0.0</td><td>0.0</td></tr><tr><td>0.1</td><td>0.1</td></tr><tr><td>0.2</td><td>0.2</td></tr><tr><td>0.3</td><td>0.5</td></tr><tr><td>0.4</td><td>1.0</td></tr><tr><td>0.5</td><td>2.0</td></tr><tr><td>0.6</td><td>4.0</td></tr><tr><td>0.7</td><td>10.0</td></tr><tr><td>0.8</td><td>20.0</td></tr><tr><td>0.9</td><td>28.0</td></tr><tr><td>1.0</td><td>31.0</td></tr></tbody></table> <p data-bbox="468 1755 914 1785">第 21 図 設計用スクラム反応度曲線</p>	制御棒挿入割合	スクラム反応度 (\$)	0.0	0.0	0.1	0.1	0.2	0.2	0.3	0.5	0.4	1.0	0.5	2.0	0.6	4.0	0.7	10.0	0.8	20.0	0.9	28.0	1.0	31.0			
制御棒挿入割合	スクラム反応度 (\$)																										
0.0	0.0																										
0.1	0.1																										
0.2	0.2																										
0.3	0.5																										
0.4	1.0																										
0.5	2.0																										
0.6	4.0																										
0.7	10.0																										
0.8	20.0																										
0.9	28.0																										
1.0	31.0																										

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
<div data-bbox="237 336 1142 1113" data-label="Figure"> <p data-bbox="682 1176 1127 1260">本スクラムは、原子炉出力75%以下で バイパスされる。</p> </div> <div data-bbox="296 1701 1053 1753" data-label="Caption"> <p>第 22 図 炉心流量急減の解析上のスクラムの設定値</p> </div>			