

2023年11月17日
九州電力株式会社

申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針と
申請書記載の整合性について

本資料では、本申請における申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針と関連する本文及び添付書類の主な記載内容との整合性を示す。表 1 に本文五号関連、表 2 に本文九号関連、表 3 に本文十号関連をそれぞれ示す。

表1 本文五号関連（4号炉のみ）（1/10）

	申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
<p>第十五条 炉心等</p>	<p>1 について 濃縮ウラン燃料、軽水減速、軽水冷却、加圧水型の本発電用原子炉は、低濃縮二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料を使用し、ドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数を総合した固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより、固有の出力抑制特性を有する設計とする。 具体的には、発電用原子炉は、高温状態以外で臨界としない設計とする。ドップラ係数は、急激な反応度増加があった場合でも十分な出力抑制効果を有するように、常に負になる設計とする。減速材温度係数は、高温出力運転状態で負になる設計とする。減速材ボイド係数及び圧力係数は、減速材温度係数と同様、減速材密度の変化に基づく反応度係数であるが、これらによる反応度が炉心に与える効果は、通常、温度の効果に比べ小さい。 これらにより、設計負荷変化及び外乱に起因する反応度変化に対しては、固有の出力抑制特性と原子炉制御設備により原子炉出力の振動が十分な減衰特性を有する設計とするとともに、急激な反応度増加に対しても、固有の出力抑制特性により十分な出力抑制効果を有する設計とする。 発電用原子炉に固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより、キセノンによる原子炉出力分布の空間振動のうち水平方向振動は減衰特性を有する設計とする。軸方向振動は、炉外核計装で軸方向中性子束偏差を計測することにより確実かつ容易に検出でき、制御棒クラスタを操作して、アキシヤルオフセットを適正な範囲に維持することによって出力振動を抑制できる設計とする。 また、アキシヤルオフセットが運転目標値から大きく逸脱した場合には、原子炉制御設備又は原子炉保護設備が作動し、出力低下あるいは原子炉トリップを行うことにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 ハ、原子炉本体の構造及び設備 (1) 発電用原子炉の炉心 (iii) 主要な核的制限値 発電用原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として、次のような核的制限値を設定する。 なお、発電用原子炉は高温状態以外で臨界としない設計とする。 d. 減速材温度係数及びドップラ係数 減速材温度係数は、高温出力運転状態では負になるように設計する。また、ドップラ係数は負になるように設計する。 ヘ、計測制御系統施設の構造及び設備 (2) 安全保護回路 (i) 原子炉停止回路の種類 次に示す信号により発電用原子炉をトリップさせる原子炉停止回路を設ける。 ・過大温度 ΔT 高 ・過大出力 ΔT 高 (3) 制御設備 (iii) 反応度制御能力 a. 制御棒クラスタ 制御する最大過剰反応度は、約 $0.03\Delta K/K$ とし、その場合の反応度制御能力は約 $0.05\Delta K/K$ とする。 (最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合)</p>	<p>○添付書類八 3. 発電用原子炉及び炉心 3.3 核設計 3.3.1 概要 3.3.2 設計方針 (1) a, c, d (2) c. 反応度係数 e. 安定性 3.3.4 核設計値及び炉心内の配置 3.3.5 核設計の内容 (1) 反応度制御 (2) 反応度係数 (3) 出力分布 b. 通常運転時の出力分布 c. 運転時の異常な過渡変化時における出力分布 (4) 安定性 3.5 動特性 3.5.1 概要 3.5.2 設計方針 3.5.4 過渡応答 第3.3.1表 核設計値（4号炉） (5) 反応度制御能力（取替炉心） (6) 反応度係数 第3.5.2図 10%ステップ状負荷減少の場合（100%→90%）（4号炉） 第3.5.3図 10%ステップ状負荷増加の場合（90%→100%）（4号炉） 第3.5.4図 5%/min ランプ状負荷増加の場合（15%→100%）（4号炉） 第3.5.5図 5%/min ランプ状負荷減少の場合（100%→15%）（4号炉） 第3.5.6図 50%ステップ状負荷減少の場合（100%→50%）（4号炉）</p>

表1 本文五号関連（4号炉のみ）(2/10)

	申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所									
第十五条 炉心等	<p>2 について</p> <p>(1) 炉心は、それに関連する1次冷却系統、反応度制御系統、原子炉停止系統、計測制御系統、安全保護回路の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料要素の許容損傷限界を超えないように以下の基準を満足する設計とする。</p> <p>a. 最小DNBRは、許容限界値以上であること。</p> <p>b. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの融点未満であること。</p> <p>すなわち、炉心設計においては、炉内出力分布が平坦になるような燃料取替方式を採用するほか、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ハ、原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(1) 発電用原子炉の炉心</p> <p>(iv) 主要な熱的制限値</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、安全保護系の作動等とあいまって、被覆管の焼損を起こさず、燃料中心温度をその融点未満とするため、次のような通常運転時の熱的制限値を設定する。</p> <p>a. 最小限界熱流束比（最小DNBR） 2.19</p> <p>b. 燃料棒最大線出力密度 43.1kW/m</p>	<p>○添付書類八</p> <p>3. 発電用原子炉及び炉心</p> <p>3.3 核設計</p> <p>3.3.2 設計方針</p> <p>(2)d. 出力分布</p> <p>3.3.5 核設計の内容</p> <p>(3) 出力分布</p> <p>b. 通常運転時の出力分布</p> <p>c. 運転時の異常な過渡変化時における出力分布</p> <p>3.4 熱水力設計</p> <p>3.4.1 概要</p> <p>3.4.2 設計方針</p> <p>3.4.4 熱水力設計値</p> <p>3.4.5 熱水力設計の内容</p> <p>第3.4.1表 熱水力設計値（4号炉）</p>									
	<p>また、計測制御系統により、原子炉運転中の炉内出力分布を監視できる設計とする。</p> <p>さらに、燃料中心最高温度が二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの融点を超えるか又は最小DNBRが許容限界値を下回るおそれがある場合には、安全保護回路の作動により発電用原子炉を自動的に停止できる設計とする。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ヘ、計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(1) 計装</p> <p>(i) 核計装の種類</p> <p>a. 炉外核計装</p> <p>原子炉容器外周に設置した炉外核計装の中性子束検出器により次の3領域に分けて中性子束を測定する。</p> <table border="1" data-bbox="1113 919 1825 1018"> <tr> <td>中性子源領域</td> <td>比例計数管</td> <td>2チャンネル</td> </tr> <tr> <td>中間領域</td> <td>γ線補償型電離箱</td> <td>2チャンネル</td> </tr> <tr> <td>出力領域</td> <td>γ線非補償型電離箱</td> <td>4チャンネル</td> </tr> </table> <p>b. 炉内核計装</p> <p>炉内核計装の可動小型中性子束検出器を使用し、特定の燃料集合体の中で適時、遠隔操作により、炉内中性子束を測定する。</p> <p>(2) 安全保護回路</p> <p>(i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>次に示す信号により発電用原子炉をトリップさせる原子炉停止回路を設ける。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・過大温度ΔT高 ・過大出力ΔT高 	中性子源領域	比例計数管	2チャンネル	中間領域	γ線補償型電離箱	2チャンネル	出力領域	γ線非補償型電離箱	4チャンネル	<p>○添付書類八</p> <p>3. 発電用原子炉及び炉心</p> <p>3.4 熱水力設計</p> <p>3.4.6 運転時のDNBR及び燃料過出力の防止</p>
	中性子源領域	比例計数管	2チャンネル									
中間領域	γ線補償型電離箱	2チャンネル										
出力領域	γ線非補償型電離箱	4チャンネル										
<p>(2) 想定される反応度投入過渡事象（原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き）時においては「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」に定める燃料材のエンタルピに関する燃料要素の許容損傷限界及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に定めるPCMI破損しきい値のめやすを超えることのない設計とする。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ハ、原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(1) 発電用原子炉の炉心</p> <p>(iii) 主要な核的制限値</p> <p>b. 制御棒クラスタによる最大反応度添加率</p> <p>制御棒クラスタによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタが引抜き順上可能な最大速度で引き抜かれても、0.00075(ΔK/K)/s以下とする。</p>	<p>○添付書類八</p> <p>3. 発電用原子炉及び炉心</p> <p>3.3 核設計</p> <p>3.3.2 設計方針</p> <p>(2) b. 制御棒クラスタの最大反応度値及び最大反応度添加率</p> <p>3.3.5 核設計の内容</p> <p>(1) 反応度制御</p>										

表1 本文五号関連（4号炉のみ）（3/10）

申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
<p>3 について 炉心を構成する燃料要素以外の燃料体の構成要素及び原子炉容器内で炉心近辺に位置する燃料体以外の構成要素は、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想定される荷重の組合せに対し、発電用原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保するために必要な構造及び強度を維持し得る設計とする。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 ハ、原子炉本体の構造及び設備 (1) 発電用原子炉の炉心 (iv) 主要な熱的制限値 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、安全保護系の作動等とあ いまって、被覆管の焼損を起こさず、燃料中心温度をその融点未満とするため、 次のような通常運転時の熱的制限値を設定する。 a. 最小限界熱流束比（最小DNBR） 2.19 b. 燃料棒最大線出力密度 43.1kW/m</p>	<p>○添付書類八 3. 発電用原子炉及び炉心 3.2 機械設計 3.2.1 燃 料 3.4 熱水力設計 3.4.1 概要 3.4.2 設計方針 3.4.4 熱水力設計値 3.4.5 熱水力設計の内容</p>
<p>4 について 燃料体は、1次冷却材の挙動により生じる流体振動により損傷を受けない設計とする。 炉心支持構造物、熱遮へい材並びに1次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、1次冷却材又は2次冷却材の循環、沸騰等により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合等により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。</p>	<p>(2) 燃 料 体 (iii) 燃料要素の構造 a. 構 造 燃料要素（燃料棒）は、円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）を挿入し、両端を密封した構造であり、ヘリウムが加圧充てんされている。</p>	<p>第3.4.1表 熱水力設計値（4号炉） 第3.2.4図 二酸化ウランペレットの中心、平均及び表面温度対線出力密度（4号炉）</p>
<p>5及び6の一 について 燃料体は、通常運転時における燃料要素の内外圧差、燃料要素及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力及び温度の変化、化学的効果、静的及び動的荷重、燃料材の変形並びに燃料要素内封入ガスの組成の変化等を考慮して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能を保持できる設計とし、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材の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とする。 このため、燃料要素は所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、以下の基準を満足できる設計とする。 (1) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの融点未満であること。 (2) 燃料要素内圧は、通常運転時において、燃料被覆材の外向きのクリープ変形により燃料材と燃料被覆材のギャップが増加する圧力を超えないこと。 (3) 燃料被覆材応力は、燃料被覆材の耐力以下であること。 (4) 燃料被覆材に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下であること。 (5) 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下であること。</p>	<p>(iv) 燃料集合体の構造 a. 構 造 燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シンプル及び炉内計装用案内シンプルを支持格子により17行17列の一定ピッチの正方形に配列し、制御棒案内シンプルの上端に上部ノズル、下端に下部ノズルを取り付け、下部ノズルでその荷重を支持する構造とする。 燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料集合体に加わる負荷に耐えるものとし、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>第3.2.5図 燃料棒内圧の燃焼度変化（4号炉） 第3.2.6図 燃料径の燃焼度変化（4号炉）</p>
<p>6の二 について 燃料体は、輸送及び取扱中に燃料体に加わる荷重に対して構成部品が十分な強度を有し、燃料体としての機能を阻害することのない設計とする。 また、輸送及び取扱いに当たっては、過度な外力がかからないよう十分な配慮をするとともに、発電所へ搬入後、健全性を確認する。</p>		

第十五条
炉心等

表1 本文五号関連（4号炉のみ）（4/10）

	申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
<p>第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設</p>	<p>2 について 二 使用済燃料の貯蔵設備は以下のように設計する。 ロ 使用済燃料の貯蔵設備は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却して、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できる設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備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。 また、浄化系は、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 二、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備 (3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力 (i) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備 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（以下「通常運転時等」という。）において、使用済燃料ピットには、使用済燃料からの崩壊熱の除去及び使用済燃料ピット水の浄化を行うため、ポンプ、冷却器等で構成する使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号、2号及び4号炉共用）を設け、使用済燃料から発生する崩壊熱の除去を行うために十分な冷却能力を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、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。 a. 使用済燃料ピットポンプ（1号、2号及び4号炉共用） 台数 2 容量 約690m³/h（1台当たり） b. 使用済燃料ピット冷却器（1号、2号及び4号炉共用） 型式 横置U字管式 基数 2 伝熱容量 約5.4MW（1基当たり）</p>	<p>○添付書類八 第4.2.1表 使用済燃料ピット水浄化冷却設備の設備仕様 (1) 使用済燃料ピット冷却器（1号、2号及び4号炉共用）</p>

表1 本文五号関連（4号炉のみ）（5/10）

第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統	申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
	<p>2 について</p> <p>反応度制御系統のうち、制御棒制御系は主として負荷変動及び零出力から全出力までの反応度変化を制御し、化学体積制御設備はキセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの1次冷却材温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化を制御する設計とし、両者の組合せによって所要の運転状態に維持できる設計とする。</p> <p>制御棒制御系は、制御棒クラスタの炉心への挿入により、高温運転状態から速やかに炉心を高温状態で未臨界にすることができる設計とする。</p> <p>化学体積制御設備は、燃料の燃焼、キセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの温度変化等による比較的緩やかな反応度変化の制御に使用するが、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、炉心を高温運転状態から高温状態で未臨界にし、その状態を維持できる設計とする。</p> <p>反応度制御系統は、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。さらに、反応度制御系統は以下の能力を有する設計とする。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ハ、原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(1) 発電用原子炉の炉心</p> <p>(iii) 主要な核的制限値</p> <p>発電用原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として、次のような核的制限値を設定する。</p> <p>なお、発電用原子炉は高温状態以外で臨界としない設計とする。</p> <p>a. 反応度停止余裕</p> <p>最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合でも、以下に示す反応度停止余裕を有する設計とする。</p> <p>高温停止状態 0.016ΔK/K</p> <p>低温停止状態 0.010ΔK/K</p> <p>ヘ、計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>(i) 制御材の個数及び構造</p> <p>発電用原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの位置調整並びに1次冷却材中のほう素濃度調整の2方式により行う。これらの制御方式に加えて、過剰増倍率を抑制し、高温出力状態で減速材温度係数を負にし、また、中性子束分布を平坦化するため、必要に応じてバーナブルポイズンを使用する。</p> <p>(iii) 反応度制御能力</p> <p>a. 制御棒クラスタ</p> <p>制御する最大過剰反応度は、約0.03ΔK/Kとし、その場合の反応度制御能力は約0.05ΔK/Kとする。</p> <p>(最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合)</p> <p>b. ほう素濃度調整 0.18ΔK/K以上</p> <p>(4) 非常用制御設備</p> <p>(i) 制御材の個数及び構造</p> <p>制御棒クラスタによる原子炉停止が不可能な場合でも、化学体積制御設備の一部を使用することにより1次冷却設備へ高濃度のほう酸水を注入し、1次冷却材中のほう素濃度を高めて発電用原子炉を停止する。化学体積制御設備は1系統設ける。</p> <p>(iii) 反応度制御能力</p> <p>化学体積制御設備は、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、発電用原子炉を低温停止できる能力を持つ設計とする。</p> <p>停止時実効増倍率 0.99以下</p> <p>負の反応度添加速度 0.00018(ΔK/K)/min以上</p>	<p>○添付書類八</p> <p>3. 発電用原子炉及び炉心</p> <p>3.1 概要</p> <p>3.3 核設計</p> <p>3.3.2 設計方針</p> <p>(1)b</p> <p>(2)a. 反応度停止余裕</p> <p>3.3.5 核設計の内容</p> <p>(1) 反応度制御</p> <p>a. 制御棒クラスタ</p> <p>b. ほう素濃度調整</p> <p>(5) 反応度制御能力（取替炉心）</p> <p>第3.3.1表 核設計値（4号炉）</p> <p>(5) 反応度制御能力（取替炉心）</p> <p>第3.3.2表 反応度停止余裕（4号炉）</p> <p>6. 計測制御系統施設</p> <p>6.1 原子炉制御設備</p> <p>6.1.1 概要</p> <p>6.1.3 主要設備</p> <p>6.1.3.1 制御棒制御系</p> <p>6.1.3.2 ほう素濃度制御系</p>

表1 本文五号関連（4号炉のみ）(6/10)

申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
<p>第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統</p> <p>二 反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである制御棒制御系による反応度制御は、制御棒クラスターの炉心への挿入により、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料要素の許容損傷限界を超えることなく、高温状態で炉心を未臨界にできる設計とする。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ハ、原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(1) 発電用原子炉の炉心</p> <p>(iii) 主要な核的制限値</p> <p>発電用原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として、次のような核的制限値を設定する。</p> <p>なお、発電用原子炉は高温状態以外で臨界としない設計とする。</p> <p>a. 反応度停止余裕</p> <p>最大反応度値を有する制御棒クラスター1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合でも、以下に示す反応度停止余裕を有する設計とする。</p> <p>高温停止状態 0.016ΔK/K</p> <p>低温停止状態 0.010ΔK/K</p> <p>ヘ、計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>(iii) 反応度制御能力</p> <p>a. 制御棒クラスター</p> <p>制御する最大過剰反応度は、約0.03ΔK/Kとし、その場合の反応度制御能力は約0.05ΔK/Kとする。</p> <p>(最大反応度値を有する制御棒クラスター1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合)</p>	<p>○添付書類八</p> <p>3. 発電用原子炉及び炉心</p> <p>3.3 核設計</p> <p>3.3.2 設計方針</p> <p>(1)b</p> <p>(2)a. 反応度停止余裕</p> <p>3.3.5 核設計の内容</p> <p>(1) 反応度制御</p> <p>a. 制御棒クラスター</p> <p>第3.3.1表 核設計値（4号炉）</p> <p>(5) 反応度制御能力（取替炉心）</p> <p>第3.3.2表 反応度停止余裕（4号炉）</p>
<p>また、化学体積制御設備による反応度制御は、1次冷却材中へのほう酸注入により、キセノン濃度変化に対しても高温状態で十分未臨界を維持できる設計とする。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ヘ、計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>(iii) 反応度制御能力</p> <p>b. ほう素濃度調整 0.18ΔK/K以上</p>	<p>○添付書類八</p> <p>3. 発電用原子炉及び炉心</p> <p>3.3 核設計</p> <p>3.3.5 核設計の内容</p> <p>(1) 反応度制御</p> <p>b. ほう素濃度調整</p> <p>第3.3.1表 核設計値（4号炉）</p> <p>(5) 反応度制御能力（取替炉心）</p>
<p>原子炉運転中は、所要の反応度停止余裕を確保するため、制御棒クラスターの位置が挿入限界を超えないことを監視する。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ヘ、計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(1) 計装</p> <p>(ii) その他の主要な計装の種類</p> <p>発電用原子炉施設のプロセス計測制御のため、原子炉圧力、加圧器水位、1次冷却材流量及び温度、蒸気発生器水位、制御棒クラスター位置、反応度停止余裕等の計測装置を設ける。</p>	<p>○添付書類八</p> <p>6. 計測制御系統施設</p> <p>6.1 原子炉制御設備</p> <p>6.1.3 主要設備</p> <p>6.1.3.2 ほう素濃度制御系</p> <p>(1) 制御棒クラスター位置とほう素濃度</p> <p>6.2 原子炉計装</p> <p>6.2.4 停止余裕監視装置</p>

表1 本文五号関連（4号炉のみ）（7/10）

申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所												
<p>第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 非常用冷却設備</p> <p>(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>a. 非常用炉心冷却設備</p> <p>(a) 高圧注入系</p> <p>高圧注入ポンプ</p> <p>(「高圧注入系」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「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」及び「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」と兼用)</p> <table border="1"> <tr> <td>台数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約 320m³/h (1 台当たり)</td> </tr> <tr> <td>揚程</td> <td>約 960m</td> </tr> </table> <p>燃料取替用水ピット</p> <p>(「高圧注入系」、「低圧注入系」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「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」、「原子炉格納容器スプレイ設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」、「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」及び「火災防護設備」と兼用)</p> <table border="1"> <tr> <td>基数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約 2,100m³</td> </tr> <tr> <td>ほう素濃度</td> <td>3,100ppm 以上</td> </tr> </table> <p>ヘ. 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(2) 安全保護回路</p> <p>(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>その他の主要な安全保護回路として、次の工学的安全施設作動回路を設ける。</p> <p>a. 原子炉圧力低、主蒸気ライン圧力低、原子炉格納容器圧力高のいずれかの信号による非常用炉心冷却設備の起動。</p>	台数	2	容量	約 320m ³ /h (1 台当たり)	揚程	約 960m	基数	1	容量	約 2,100m ³	ほう素濃度	3,100ppm 以上	<p>○添付書類八</p> <p>第 5.3.1 表 非常用炉心冷却設備の設備仕様</p> <p>(6) 燃料取替用水ピット（4号炉）</p>
台数	2													
容量	約 320m ³ /h (1 台当たり)													
揚程	約 960m													
基数	1													
容量	約 2,100m ³													
ほう素濃度	3,100ppm 以上													
<p>三 反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである化学体積制御設備による反応度制御は、1次冷却材中へのほう酸注入により、キセノン濃度変化に伴う反応度変化及び高温状態から低温状態までの反応度変化を制御し、低温状態で炉心を未臨界に維持できる設計とする。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ヘ. 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>(iii) 反応度制御能力</p> <p>b. ほう素濃度調整 0.18ΔK/K以上</p> <p>(4) 非常用制御設備</p> <p>(iii) 反応度制御能力</p> <p>化学体積制御設備は、全制御棒クラスが挿入不能の場合でも、発電用原子炉を低温停止できる能力を持つ設計とする。</p> <table border="1"> <tr> <td>停止時実効増倍率</td> <td>0.99 以下</td> </tr> <tr> <td>負の反応度添加速度</td> <td>0.00018(ΔK/K)/min 以上</td> </tr> </table>	停止時実効増倍率	0.99 以下	負の反応度添加速度	0.00018(ΔK/K)/min 以上	<p>○添付書類八</p> <p>3. 発電用原子炉及び炉心</p> <p>3.3 核設計</p> <p>3.3.5 核設計の内容</p> <p>(1) 反応度制御</p> <p>b. ほう素濃度調整</p> <p>第 3.3.1 表 核設計値（4号炉）</p> <p>(5) 反応度制御能力（取替炉心）</p>								
停止時実効増倍率	0.99 以下													
負の反応度添加速度	0.00018(ΔK/K)/min 以上													

表1 本文五号関連（4号炉のみ）(8/10)

申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所	
<p>第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統</p>	<p>四 反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである制御棒制御系は、1次冷却材の喪失その他の設計基準事故時において、原子炉トリップ信号により制御棒クラスタを炉心に挿入することにより、高温状態において炉心を未臨界にできる設計とする。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ハ、原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(1) 発電用原子炉の炉心</p> <p>(iii) 主要な核的制限値 発電用原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として、次のような核的制限値を設定する。 なお、発電用原子炉は高温状態以外で臨界としない設計とする。</p> <p>a. 反応度停止余裕 最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合でも、以下に示す反応度停止余裕を有する設計とする。 高温停止状態 0.016ΔK/K 低温停止状態 0.010ΔK/K</p> <p>ヘ、計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>(iii) 反応度制御能力</p> <p>a. 制御棒クラスタ 制御する最大過剰反応度は、約0.03ΔK/Kとし、その場合の反応度制御能力は約0.05ΔK/Kとする。 (最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合)</p>	<p>○添付書類八</p> <p>3. 発電用原子炉及び炉心</p> <p>3.3 核設計</p> <p>3.3.1 概要</p> <p>3.3.2 設計方針</p> <p>(1)b</p> <p>(2)a. 反応度停止余裕</p> <p>3.3.5 核設計の内容</p> <p>(1) 反応度制御</p> <p>a. 制御棒クラスタ</p> <p>第3.3.1表 核設計値（4号炉）</p> <p>(5) 反応度制御能力（取替炉心）</p> <p>第3.3.2表 反応度停止余裕（4号炉）</p>
	<p>また、反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである化学体積制御設備は、キセノン濃度変化及び1次冷却材温度変化による反応度変化がある場合には、1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界に維持できる設計とする。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ヘ、計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>(iii) 反応度制御能力</p> <p>b. ほう素濃度調整 0.18ΔK/K以上</p>	<p>○添付書類八</p> <p>3. 発電用原子炉及び炉心</p> <p>3.3 核設計</p> <p>3.3.5 核設計の内容</p> <p>(1) 反応度制御</p> <p>b. ほう素濃度調整</p> <p>第3.3.1表 核設計値（4号炉）</p> <p>(5) 反応度制御能力（取替炉心）</p>

表1 本文五号関連（4号炉のみ）（9/10）

	申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所												
第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統	<p>なお、「主蒸気管破断」のように炉心が冷却されるような設計基準事故時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ、設計基準事故後において未臨界を維持できる設計とする。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ホ、原子炉冷却系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 非常用冷却設備</p> <p>(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>a. 非常用炉心冷却設備</p> <p>(a) 高圧注入系</p> <p>高圧注入ポンプ</p> <p>（「高圧注入系」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「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」及び「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」と兼用）</p> <table border="0"> <tr><td>台数</td><td>2</td></tr> <tr><td>容量</td><td>約 320m³/h (1 台当たり)</td></tr> <tr><td>揚程</td><td>約 960m</td></tr> </table> <p>燃料取替用水ピット</p> <p>（「高圧注入系」、「低圧注入系」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「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」、「原子炉格納容器スプレイ設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」、「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」及び「火災防護設備」と兼用）</p> <table border="0"> <tr><td>基数</td><td>1</td></tr> <tr><td>容量</td><td>約 2, 100m³</td></tr> <tr><td>ほう素濃度</td><td>3, 100ppm 以上</td></tr> </table> <p>ヘ、計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(2) 安全保護回路</p> <p>(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>その他の主要な安全保護回路として、次の工学的安全施設作動回路を設ける。</p> <p>a. 原子炉圧力低、主蒸気ライン圧力低、原子炉格納容器圧力高のいずれかの信号による非常用炉心冷却設備の起動。</p>	台数	2	容量	約 320m ³ /h (1 台当たり)	揚程	約 960m	基数	1	容量	約 2, 100m ³	ほう素濃度	3, 100ppm 以上	<p>○添付書類八</p> <p>第 5.3.1 表 非常用炉心冷却設備の設備仕様</p> <p>(6) 燃料取替用水ピット（4号炉）</p>
	台数	2													
容量	約 320m ³ /h (1 台当たり)														
揚程	約 960m														
基数	1														
容量	約 2, 100m ³														
ほう素濃度	3, 100ppm 以上														
<p>五 制御棒クラスタは、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できないときでも、高温状態で十分な反応度停止余裕を有して炉心を未臨界にできる設計とする。さらに、低温状態でも化学体積制御設備によるほう酸注入により、十分な反応度停止余裕を有して炉心を未臨界に維持できる設計とする。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ハ、原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(1) 発電用原子炉の炉心</p> <p>(iii) 主要な核的制限値</p> <p>発電用原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として、次のような核的制限値を設定する。</p> <p>なお、発電用原子炉は高温状態以外で臨界としない設計とする。</p> <p>a. 反応度停止余裕</p> <p>最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合でも、以下に示す反応度停止余裕を有する設計とする。</p> <table border="0"> <tr><td>高温停止状態</td><td>0.016ΔK/K</td></tr> <tr><td>低温停止状態</td><td>0.010ΔK/K</td></tr> </table> <p>ヘ、計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>(iii) 反応度制御能力</p> <p>b. ほう素濃度調整 0.18ΔK/K以上</p> <p>(4) 非常用制御設備</p> <p>(iii) 反応度制御能力</p> <p>化学体積制御設備は、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、発電用原子炉を低温停止できる能力を持つ設計とする。</p> <table border="0"> <tr><td>停止時実効増倍率</td><td>0.99 以下</td></tr> <tr><td>負の反応度添加速度</td><td>0.00018(ΔK/K)/min 以上</td></tr> </table>	高温停止状態	0.016ΔK/K	低温停止状態	0.010ΔK/K	停止時実効増倍率	0.99 以下	負の反応度添加速度	0.00018(ΔK/K)/min 以上	<p>○添付書類八</p> <p>3. 発電用原子炉及び炉心</p> <p>3.3 核設計</p> <p>3.3.2 設計方針</p> <p>(2)a. 反応度停止余裕</p> <p>3.3.5 核設計の内容</p> <p>(1) 反応度制御</p> <p>b. ほう素濃度調整</p> <p>第 3.3.1 表 核設計値（4号炉）</p> <p>(5) 反応度制御能力（取替炉心）</p> <p>第 3.3.2 表 反応度停止余裕（4号炉）</p>					
高温停止状態	0.016ΔK/K														
低温停止状態	0.010ΔK/K														
停止時実効増倍率	0.99 以下														
負の反応度添加速度	0.00018(ΔK/K)/min 以上														

表1 本文五号関連（4号炉のみ）（10/10）

	申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
<p>第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統</p>	<p>3 について 反応度が大きく、かつ、急激に投入される事象として「制御棒飛び出し」があるが、零出力から全出力間の制御棒クラスタの挿入限界を設定することにより、制御棒クラスタの位置を制限し、制御棒クラスタ1本が飛び出した場合でも過大な反応度が添加されない設計とする。 また、反応度が急激に投入される事象として「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」があるが、この場合には制御棒クラスタの引抜最大速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならない設計とする。 さらに、これら反応度投入事象に対しては「出力領域中性子束高」等による原子炉トリップ信号を設け、燃料材の最大エンタルピや原子炉圧力が顕著に上昇する前に、発電用原子炉を自動的に停止し、過渡状態を早く終結させることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、また、炉心冷却を損なうような炉心及び炉内構造物の破壊を生じない設計とする。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 ハ、原子炉本体の構造及び設備 (1) 発電用原子炉の炉心 (iii) 主要な核的制限値 b. 制御棒クラスタによる最大反応度添加率 制御棒クラスタによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタが引抜手順上可能な最大速度で引き抜かれても、$0.00075(\Delta K/K)/s$以下とする。 c. 制御棒クラスタの最大反応度価値 制御棒クラスタの最大反応度価値は、制御棒クラスタが挿入限界位置から飛び出した場合、炉心の状態に応じ、次の値以下とする。 高温全出力時 $0.0012\Delta K/K$ 高温零出力時 $0.0087\Delta K/K$ ヘ、計測制御系統施設の構造及び設備 (2) 安全保護回路 (i) 原子炉停止回路の種類 次に示す信号により発電用原子炉をトリップさせる原子炉停止回路を設ける。 ・中性子束高（中性子源領域及び中間領域） ・中性子束高（出力領域） ・中性子束変化率高（出力領域）</p>	<p>○添付書類八 3. 発電用原子炉及び炉心 3.3 核設計 3.3.2 設計方針 (2)b. 制御棒クラスタの最大反応度価値及び最大反応度添加率 3.3.5 核設計の内容 (1) 反応度制御 a. 制御棒クラスタ 6. 計測制御系統施設 6.1 原子炉制御設備 6.1.3 主要設備 6.1.3.2 ほう素濃度制御系 (1) 制御棒クラスタ位置とほう素濃度</p>

表2 本文九号関連（3号炉及び4号炉）（1/1）

申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
<p>一 放射性気体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する放射性気体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の被ばく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」（昭和50年5月13日原子力安全委員会決定）を満足する設計とする。</p> <p>放射性液体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する放射性液体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の被ばく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」（昭和50年5月13日原子力安全委員会決定）を満足する設計とする。</p>	<p>九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項</p> <p>ロ、放射性廃棄物の廃棄に関する事項</p> <p>(2) 気体廃棄物の発生源及び放出管理目標値</p> <p>(3) 液体廃棄物の発生源及び放出管理目標値</p> <p>ハ、周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果</p> <p>(1) 線量の評価条件</p> <p>(i) 気体廃棄物中の希ガスのγ線に起因する実効線量</p> <p>a. 年間放出量及びγ線実効エネルギー</p> <p>(a) ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置からの排気</p> <p>(b) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気</p> <p>(c) 原子炉格納容器減圧時の排気</p> <p>(d) 原子炉補助建屋等の換気</p> <p>b. 気象条件</p> <p>c. 計算地点</p> <p>(ii) 液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量</p> <p>a. 年間放出量</p> <p>b. 海水中における放射性物質の濃度</p> <p>(iii) 気体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量</p> <p>a. 年間放出量</p> <p>(a) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気</p> <p>(b) 原子炉格納容器減圧時の排気</p> <p>(c) 原子炉補助建屋等の換気</p> <p>(d) 定期検査時のよう素 131</p> <p>b. 気象条件</p> <p>c. 計算地点</p> <p>(2) 線量の評価結果</p> <p>敷地等境界外における1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中の希ガスのγ線に起因する実効線量、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）に起因する実効線量及びよう素に起因する実効線量は、それぞれ年間約2.8μSv、年間約2.8μSv及び年間約2.1μSvとなり、合計は年間約7.7μSvである。</p> <p>この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間50μSvを下回る。</p>	<p>○添付書類九</p> <p>4. 放射性廃棄物処理</p> <p>4.2 気体廃棄物処理</p> <p>4.2.3 気体廃棄物の放出量</p> <p>4.3 液体廃棄物処理</p> <p>4.3.3 液体廃棄物の放出量</p> <p>4. 放射性廃棄物処理</p> <p>4.2 気体廃棄物処理</p> <p>4.2.2 1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度</p> <p>4.2.3 気体廃棄物の放出量</p> <p>○添付書類六</p> <p>7.2 気象</p> <p>7.2.3 敷地における観測結果</p> <p>7.2.4 安全解析に使用する気象条件</p> <p>○添付書類九</p> <p>4. 放射性廃棄物処理</p> <p>4.3 液体廃棄物処理</p> <p>4.3.2 放射性廃液の発生量</p> <p>4.3.3 液体廃棄物の放出量</p> <p>4.2 気体廃棄物処理</p> <p>4.2.2 1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度</p> <p>4.2.3 気体廃棄物の放出量</p> <p>○添付書類六</p> <p>7.2 気象</p> <p>7.2.3 敷地における観測結果</p> <p>7.2.4 安全解析に使用する気象条件</p> <p>○添付書類九</p> <p>5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価</p> <p>5.1 実効線量の計算</p> <p>5.1.1 気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量</p> <p>5.1.2 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量</p> <p>5.1.3 よう素による実効線量</p> <p>5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量</p> <p>5.1.3.2 液体廃棄物中のよう素による実効線量</p> <p>5.1.3.3 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量</p> <p>5.2 線量評価結果</p>

第二十七条 放射性廃棄物の処理施設

表3-1 本文十号関連（4号炉）（1/5）

申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
<p>第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止</p>	<p>設計基準対象施設は固有の安全性及び安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示すために、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を、「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決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。</p> <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</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>(i) 主要な解析条件</p> <p>a. 初期定常運転条件</p> <p>b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間</p> <p>c. 原子炉トリップ特性</p> <p>d. 反応度係数</p> <p>(ii) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <p>a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</p> <p>b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</p> <p>c. 制御棒の落下及び不整合</p> <p>d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈</p> <p>(iii) 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</p> <p>b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動</p> <p>c. 外部電源喪失</p> <p>d. 主給水流量喪失</p> <p>e. 蒸気負荷の異常な増加</p> <p>f. 2次冷却系の異常な減圧</p> <p>g. 蒸気発生器への過剰給水</p> <p>(iv) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <p>a. 負荷の喪失</p> <p>b. 原子炉冷却材系の異常な減圧</p> <p>c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 最小DNBRについては、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約1.64であり、許容限界値である1.42を下回ることではない。</p> <p>b. 燃料中心最高温度については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約2,300℃であり、設計に当たっての制限値である2,570℃を下回っており、熔融点未満である。</p> <p>c. 燃料エンタルピの最大値については、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において約378kJ/kg・UO₂であり、燃料の許容限界値である712kJ/kg・UO₂（「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」（以下「RIE評価指針」という。）に示す170cal/g・UO₂に相当）を下回っている。</p> <p>なお、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じることではない。</p> <p>また、「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り扱いについて」（以下「RIE報告書」という。）に示すペレット/被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI破損」という。）のしきい値のめやすに対して、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は、これを下回っており、燃料棒の破損は生じない。</p> <p>d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失」において約18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.1倍である18.88MPa[gage]を下回っている。</p>	<p>○添付書類十</p> <p>1. 安全評価に関する基本方針</p> <p>1.2 主要な解析条件</p> <p>1.2.1 初期定常運転条件</p> <p>1.2.2 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間</p> <p>1.2.3 原子炉トリップ特性</p> <p>1.2.4 反応度係数</p> <p>1.2.5 解析に当たって考慮する事項</p> <p>1.3 解析に使用する計算プログラム</p> <p>2. 運転時の異常な過渡変化の解析</p> <p>2.2 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <p>2.2.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</p> <p>2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</p> <p>2.2.3 制御棒の落下及び不整合</p> <p>2.2.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈</p> <p>2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <p>2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失</p> <p>2.3.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動</p> <p>2.3.3 外部電源喪失</p> <p>2.3.4 主給水流量喪失</p> <p>2.3.5 蒸気負荷の異常な増加</p> <p>2.3.6 2次冷却系の異常な減圧</p> <p>2.3.7 蒸気発生器への過剰給水</p> <p>2.4 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <p>2.4.1 負荷の喪失</p> <p>2.4.2 原子炉冷却材系の異常な減圧</p> <p>2.4.3 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動</p>

表3-1 本文十号関連（4号炉）（2/5）

第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針 (続き)	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
			<p>ロ. 設計基準事故</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>(i) 主要な解析条件</p> <p>(ii) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失</p> <p>b. 原子炉冷却材流量の喪失</p> <p>c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着</p> <p>d. 主給水管破断</p> <p>e. 主蒸気管破断</p> <p>(iii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</p> <p>a. 制御棒飛び出し</p> <p>(iv) 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p>b. 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>c. 燃料集合体の落下</p> <p>d. 原子炉冷却材喪失</p> <p>e. 制御棒飛び出し</p> <p>(v) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失</p> <p>b. 可燃性ガスの発生</p>

表 3-1 本文十号関連（4号炉）（3/5）

	申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
<p>第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止</p>	<p>(続き)</p>	<p>(3) 評価結果 判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であることについては、「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しく、以下のとおり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示された基準を満たす。</p> <p>(a) 燃料被覆管温度の最高値は約 984℃であり、制限値の 1,200℃を下回る。</p> <p>(b) 燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム-水反応量は燃料被覆管厚さの約 1%であり、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下である。</p> <p>(c) 全炉心平均ジルコニウム-水反応量は、0.3%以下であり、反応に伴い発生する水素の量は原子炉格納容器の健全性確保の見地から十分小さい。</p> <p>(d) 再冠水開始以降、熱除去は順調に行われており、その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能である。</p> <p>b. 燃料エンタルピーの最大値については、「制御棒飛び出し」において約 358kJ/kg・UO₂であり、791kJ/kg・UO₂（「RIE 評価指針」に示す 230cal/g・UO₂に対して燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア添加によるペレットの融点低下を考慮した燃料エンタルピー）を下回っている。</p> <p>また、「RIE 報告書」に示される PCMI 破損時の機械的エネルギーの影響を評価した結果、PCMI 破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力のもつ機械的エネルギーは、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギーに対して十分小さく、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。</p> <p>c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「主給水管破断」において約 18.4MPa [gage] であり、最高使用圧力の 1.2 倍である 20.59MPa [gage] を下回っている。</p> <p>d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において、約 0.308MPa [gage] であり、最高使用圧力である 0.392MPa [gage] を下回っている。この時の原子炉格納容器温度は、最高温度となるが、最高使用温度を超えない。また、「可燃性ガスの発生」に伴う原子炉格納容器内の水素最大濃度については、事故発生後、30 日時点で約 2.7%であり、可燃限界である 4%を下回っている。</p> <p>e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において、約 0.24mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。</p>	

表3-1 本文十号関連（4号炉）（4/5）

	申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
<p>第三十七条 重大事故等の拡大の防止等</p>	<p>1 について 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、想定した事故シーケンスグループに対して、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。</p>	<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>ハ、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</p> <p>(2) 有効性評価</p> <p>(iii) 評価結果</p> <p>e. 重大事故等に対処するために必要な要員及び資源 重大事故等に対処するために必要な要員及び資源については、要員、水源、燃料及び電源が確保され、重大事故等に対処できる。</p>	<p>○添付書類十</p> <p>7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価</p> <p>7.1 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>7.1.2 全交流動力電源喪失</p> <p>7.1.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>7.1.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>7.1.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>7.5 必要な要員及び資源の評価</p> <p>7.5.3 重大事故等対策の7日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果</p>
	<p>2 について 重大事故が発生した場合において、想定した格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器破損及び放射性物質の発電所の外への異常な放出を防止するために必要な措置を講じる設計とする。</p>	<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>ハ、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</p> <p>(2) 有効性評価</p> <p>(ii) 解析条件</p> <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) 格納容器過圧破損</p> <p>(a-1-2) 放射性物質（Cs-137）の放出量評価の条件</p> <p>(iii) 評価結果</p> <p>b. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>(c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、Cs-137 の総放出量は、事故発生後から7日後までの間で約 5.5TBq、100 日後までを考慮したとしても約 6.0TBq であり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。</p>	<p>○添付書類十</p> <p>7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価</p> <p>7.2 重大事故</p> <p>7.2.1 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>7.2.1.1 格納容器過圧破損</p> <p>7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(3) 有効性評価（Cs-137 の放出量評価）の条件</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>7.2.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p>
	<p>3 について 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、想定した事故に対して、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。</p>	<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>ハ、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</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>(b) 共通解析条件</p> <p>(b-3) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故</p>	<p>○添付書類十</p> <p>6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方</p> <p>6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針</p> <p>6.5.2 共通解析条件</p> <p>6.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故</p>

表3-1 本文十号関連（4号炉）（5/5）

	申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針 (続き)	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
第三十七条 重大事故等の拡大の防止等	4 について 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、想定した運転停止中事故シーケンスグループに対して、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。	<p>d. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(a) 想定事故1 (b) 想定事故2</p> <p>(iii) 評価結果</p> <p>c. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故 初期水位の観点から最も厳しい想定事故2において、事故発生から使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取扱時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値0.15mSv/hに相当する水位まで低下するのに要する時間は約1.3日であり、事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを配備し注水を行うまでに十分な時間余裕があることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。さらに、使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.939であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。この実効増倍率は使用済燃料ピット内の水の沸騰による水密度の低下に伴って低下することから、未臨界は維持される。 このため、不確かさを考慮しても燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮へいが維持される水位を確保できるとともに未臨界は維持される。</p> <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>ハ、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</p> <p>(2) 有効性評価 (ii) 解析条件 e. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(d) 反応度の誤投入</p> <p>(iii) 評価結果</p> <p>d. 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 炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から最も厳しい「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」及び「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、事象発生後の50分後に充てんポンプ又は常設電動注入ポンプによる炉心注水により、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。また、燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、燃料取替時の遮へい設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮へいを維持できる。さらに、運転停止中において、炉心は高濃度のほう酸水で満たされており、事象進展に伴う1次冷却材中のほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることで、炉心反応度が正側に移行する可能性がある。このため、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化をほう素値の大きいウラン炉心を対象に評価した結果、最も炉心反応度が大きくなる場合でも約-6.6%Δk/kであり、未臨界を確保できる。また、取替炉心のほう素値は、ウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、事象進展中の反応度変化量も同程度又は小さくなり、取替炉心を考慮しても未臨界を確保できる。 このため、不確かさを考慮しても炉心が露出することはなく、未臨界は確保され、また、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいは維持される。</p>	<p>7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価</p> <p>7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故 7.3.1 想定事故1 7.3.2 想定事故2</p> <p>○添付書類十</p> <p>7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価 7.4 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 7.4.4 反応度の誤投入</p>

表3-2 本文十号関連（3号炉）（1/3）

申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
<p>第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止</p>	<p>設計基準対象施設は固有の安全性及び安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示すために、設計基準事故に対する解析及び評価を、「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決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。</p>	<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>ロ、設計基準事故</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>(iv) 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p>b. 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>c. 燃料集合体の落下</p> <p>d. 原子炉冷却材喪失</p> <p>e. 制御棒飛び出し</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において、約0.23mSvであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。</p>	<p>○添付書類十</p> <p>3. 設計基準事故の解析</p> <p>3.4 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p>3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>3.4.3 燃料集合体の落下</p> <p>3.4.4 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.4.5 制御棒飛び出し</p> <p>○添付書類六</p> <p>7.2 気象</p> <p>7.2.3 敷地における観測結果</p> <p>7.2.4 安全解析に使用する気象条件</p>

表3-2 本文十号関連（3号炉）（2/3）

	申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
第三十七条 重大事故等の拡大の防止等	<p>2 について</p> <p>重大事故が発生した場合において、想定した格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器破損及び放射性物質の発電所の外への異常な放出を防止するために必要な措置を講じる設計とする。</p>	<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>ハ、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</p> <p>(2) 有効性評価 (ii) 解析条件</p> <p>c. 運転中の原子炉における重大事故 (a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>(a-1) 格納容器過圧破損</p> <p>(a-1-2) 放射性物質（Cs-137）の放出量評価の条件</p> <p>(iii) 評価結果</p> <p>b. 運転中の原子炉における重大事故 (c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、Cs-137 の総放出量は、事故発生後から7日後までの間で約 5.5TBq、100 日後までを考慮したとしても約 6.0TBq であり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。</p>	<p>○添付書類十</p> <p>7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価</p> <p>7.2 重大事故 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.1 格納容器過圧破損 7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (3) 有効性評価（Cs-137 の放出量評価）の条件 (4) 有効性評価の結果</p> <p>7.2.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (3) 操作時間余裕の把握</p>
	<p>3 について</p> <p>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、想定した事故に対して、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。</p>	<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>ハ、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</p> <p>(2) 有効性評価 (ii) 解析条件</p> <p>a. 主要な解析条件 (b) 共通解析条件</p> <p>d. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(a) 想定事故 1 (b) 想定事故 2</p> <p>(iii) 評価結果</p> <p>c. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故 初期水位の観点から最も厳しい想定事故 2 において、事故発生から使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取扱時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値 0.15mSv/h に相当する水位まで低下するのに要する時間は約 1.3 日であり、事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを配備し注水を行うまでに十分な時間余裕があることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。さらに、使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で 0.939 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。この実効増倍率は使用済燃料ピット内の水の沸騰による水密度の低下に伴って低下することから、未臨界は維持される。 このため、不確かさを考慮しても燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮へいが維持される水位を確保できるとともに未臨界は維持される。</p>	<p>○添付書類十</p> <p>6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針 6.5.2 共通解析条件</p> <p>7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故 7.3.1 想定事故 1 7.3.2 想定事故 2</p>

表3-2 本文十号関連（3号炉）（3/3）

申請条文に対する設置許可基準規則適合のための設計方針	関連する本文記載箇所	関連する添付書類記載箇所
<p>4 について 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、想定した運転停止中事故シーケンスグループに対して、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。</p>	<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>ハ、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</p> <p>(2) 有効性評価 (ii) 解析条件 e. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(d) 反応度の誤投入</p> <p>(iii) 評価結果 d. 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 炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から最も厳しい「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」及び「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、事象発生後の50分後に充てんポンプ又は常設電動注入ポンプによる炉心注水により、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している状態であることから、燃料取替時の遮へい設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮へいを維持できる。さらに、運転停止中において、炉心は高濃度のほう酸水で満たされており、事象進展に伴う1次冷却材中のほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることで、炉心反応度が正側に移行する可能性がある。このため、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化をほう素値の大きいウラン炉心を対象に評価した結果、最も炉心反応度が大きくなる場合でも約-6.6%Δk/kであり、未臨界を確保できる。また、取替炉心のほう素値は、ウラン炉心と同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、事象進展中の反応度変化量も同程度又は小さくなり、取替炉心を考慮しても未臨界を確保できる。 このため、不確かさを考慮しても炉心が露出することはなく、未臨界は確保され、また、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいは維持される。</p>	<p>○添付書類十</p> <p>7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価 7.4 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 7.4.4 反応度の誤投入</p>

第三十七条 重大事故等の拡大の防止等

以上