

原子炉設置変更許可申請内容と
安全審査指針要求事項との対比表

平成21年10月7日

東北電力株式会社

指針	指針要求事項	設計上の考慮	設置変更許可申請書の記載	根拠等
『発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針』	<p>指針 11.1 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、計測制御系及び安全保護系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、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること。</p> <p>審査書P6(1)①</p>	<p>プラントの各系統の機能とあいまって、運転時の異常な過渡変化時にも、燃料の許容設計限界を超えることはない。</p> <p>審査書P8(1) 下3段落目</p>	<p>・燃料の健全性を確保するため、熱水力設計上の燃料の許容設計限界を定め、運転時の異常な過渡変化時において、この限界値を満足するように通常運転の熱的制限値を定めている。</p> <p>・想定される反応度投入事象時において、燃料エンタルピに関する燃料の許容設計限界を超えることのない設計とする。</p> <p>申請書 8-1-10 1(1), (2).</p>	<p>・MOX燃料棒の1%塑性歪相当出力に対する出力余裕が最も小さくなるのは燃料寿命初期(65%)である。</p> <p>【3. 運転時の異常な過渡変化の解析】参照</p>
	<p>指針 11.2 炉心を構成する燃料棒以外の構成要素及び原子炉压力容器内で炉心近辺に位置する構成要素は、通常運転時及び異常状態において原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保し得る設計であること。</p> <p>審査書P7(1)④</p>	<p>炉心を構成する燃料棒以外の構成要素は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において想定される荷重の組合せに対し、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できるように設計する。</p> <p>審査書P8(1) 下2段落目</p>	<p>・炉心及びその近傍に位置する構成要素である炉心支持構造物、制御棒駆動系等については、MOX燃料を装荷した場合でも変更はなく、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において想定される荷重の組合せに対し、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できる。</p>	<p>・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を維持し得る設計については、</p> <p>【3. 運転時の異常な過渡変化の解析】及び</p> <p>【4. 事故の解析】参照</p>

指針	指針要求事項	設計上の考慮	設置変更許可申請書の記載	根拠等
『発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針』	<p>指針 12.1 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。 審査書P7(1)②</p>	<p>通常運転時及び運転時の過渡変化時において、応力の計算値と許容応力との比である応力設計比の95%確率上限値は1より小さい。 審査書P7下3段落目</p>	<p>燃料被覆管応力解析の結果、定格出力状態及び運転時の過渡変化時の最大過出力状態において全ての燃料寿命を通じ応力設計比は1より小さい。 燃料被覆管応力解析結果 端栓部 定格出力状態 0.52 21%過出力時 0.56 申請書8-3-21 (5)</p>	<p>「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」における最大過出力値は約21%である。</p>
		<p>燃料中心温度は、燃料寿命を通じて融点に対して低く抑えられ、また、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料棒内圧によるMOX燃料の燃料被覆管の応力は許容応力を超えないように設計する。 審査書P8 1行目～</p>	<p>・MOX焼結ペレットの最高温度は燃料寿命中期で約1,660℃、また、ウラン焼結ペレットの最高温度は約1,800℃でいずれも融点を下回る。 MOX燃料棒の燃料寿命末期での燃料棒内圧は約5.7MPa[abs]、ガドリニアを2.0wt%含むウラン燃料棒では約6.0MPa[abs]である。 申請書8-3-20 (3), (4)</p>	
		<p>燃料被覆管の累積疲労については、MOX燃料の炉内滞在期間を7年とし、その間の起動停止や負荷変化による応力サイクルを考慮して累積疲労係数が評価されており、この値は、許容限界1.0を下回っている。 審査書P7下2段落目</p>	<p>・燃料被覆管の疲労解析は、累積損傷の法則に基づき行ない、運転モードを仮定し、炉内滞在期間を7年とした解析の結果、累積疲労係数は0.25未満であり、許容限界である1.0に対して十分余裕がある。 申請書8-3-22 (6)</p>	

指針	指針要求事項	設計上の考慮	設置変更許可申請書の記載	根拠等
『発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針』	<p>指針 12.1 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。 審査書P7(1)②</p>	<p>フレット腐食、燃料被覆管の水素化、燃料被覆管のクリープ圧潰、ペレット-燃料被覆管相互作用、寸法形状安定性等についても、燃料の健全性を失うことはないよう設計される。 審査書P8第2段落</p>	<p>フレット腐食：燃料棒の間隔を一定に保つとともに、燃料棒の振動を抑えるためにスペーサを用いた設計としている。 水素化：製造工程において、被覆管の水素化による損傷が生じないように、燃料棒内の水分管理を行うこととしている。 被覆管のクリープ圧潰：クリープを考慮しても外圧によって座屈を起こすことがないように、被覆管の肉厚対半径比を十分大きくする設計としている。 ペレット-燃料被覆管相互作用：ペレットの変形等に基づく被覆管の局所的な歪による損傷を減少させる対策として、短尺チャンファ付ペレットの使用、延性の大きいジルコニウムを内張りした被覆管の使用等の考慮をしている。 寸法形状安定性：被覆管は、製造時に残留応力の除去を行う。また、燃料棒は上部・下部タイププレート及びスペーサにより水平方向の変位が抑えられ、熱膨張及び照射成長による軸方向の伸びは、上部タイププレートを通して自由に逃げられる設計としている。 申請書 8-3-23 (8) ~ (12)</p>	<p>—</p>
	<p>指針 12.2 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。 審査書P7(1)③</p>	<p>MOX新燃料は、輸送及び取扱い中に受ける通常の荷重並びに輸送中の高温状態に耐えるように設計される。 審査書P8第4段落</p>	<p>燃料集合体を構成する上部・下部タイププレート、被覆管、スペーサ等は、輸送及び取扱い中に受ける通常の荷重として、トラック等による輸送中に受ける荷重及び燃料交換機、クレーン等による吊り上げ時に受ける荷重及び輸送中の高温状態を考慮し、これらに十分耐える設計としている。 申請書 8-3-24(13)</p>	<p>・MOX 新燃料1体当たりの発熱量はウラン新燃料約0.01Wに比べて約100W程度である。 ・輸送はMOX燃料専用の輸送容器を用いる。また、発電所搬入後は、輸送による変形等の有無を検査し、その健全性を確認する。</p>

指針	指針要求事項	設計上の考慮	設置変更許可申請書の記載	根拠等
<p style="writing-mode: vertical-rl;">「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」</p>	<p>指針 14 反応度制御系は、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。 審査書P8(2)①</p>	<p>原子炉の反応度制御は、制御棒及び原子炉再循環流量に加えて、燃料中に添加する可燃性中性子吸収物質であるガドリニアで行う。 審査書P9 8行目 ～</p>	<p>制御棒位置及び原子炉再循環流量を適切に調整し、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を調整する。 燃料中に含入する可燃性中性子吸収物質ガドリニアによっても炉心の反応度制御を行う。 申請書8-3-65</p>	<p>運転中に複数回の制御棒の位置調整及び原子炉再循環流量を炉心流量で85%から105%の範囲で調整することにより反応度を制御する。 また、MOX燃料の仕様として、3.0wt%程度以下のガドリニアを添加することによっても炉心の反応度を制御する。</p>
	<p>指針 16 高温状態及び低温状態において、反応度価値の最も大きい制御棒1本が完全に引き抜かれた状態であっても、炉心を臨界未満にできる設計であること。 審査書P8(2)①</p>	<p>最大反応度価値を有する制御棒1本が完全に引き抜かれた場合でも、炉心を臨界未満にできるよう設計する。 審査書P9 10行目 ～</p>	<p>設計上の余裕を見込んで、最大反応度価値を有する制御棒1本が完全に引き抜かれた状態でも、炉心の実効増倍率の計算値は、常に0.99未満となるように設計する。 申請書8-3-66 (a)</p>	<p>原子炉冷却材温度が20℃、60℃及び100℃の状態において、最大反応度価値を有する制御棒1本が完全に引き抜かれた場合でも、炉心の実効増倍率が常に0.99未満である。^{*1} また、停止余裕については、実際に運転する炉心において定検毎に解析により確認を行うほか、定期事業者検査として確認を行っている。</p>

指針	指針要求事項	設計上の考慮	設置変更許可申請書の記載	根拠等
『発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針』	<p>指針 13 予想されるすべての運転範囲において、反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有する設計であること。 審査書P8(2)②</p>	<p>ドップラ係数および減速材ポイド係数は、各サイクルを通じて負の値になるように設計する。 審査書P9 16 行目～</p>	<p>ドップラ係数および減速材ポイド係数は、燃焼等に伴い変化するが、いずれの期間においても十分負の値が維持される。 申請書8-3-70(a) 申請書8-3-71(b)</p>	<p>ドップラ係数 $(-1.41 \times 10^{-5} ((\Delta k/k)/^{\circ}C))^{*1, 2}$ 減速材ポイド係数 $(-1.03 \times 10^{-3} ((\Delta k/k)/\% \text{ポイド率}))^{*1, 3}$は負の値である。^{*1}</p>
	<p>指針 11 炉心は、プラントの各系統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も、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること。 審査書P8(2)③</p>	<p>プラントの各系統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も、燃料の許容設計限界を超えることのないよう設計する。 審査書P9 下9 行目～</p>	<p>【1.1(3)熱水力設計】参照 【3. 運転時の異常な過渡変化の解析】参照</p>	

- ※1 9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した炉心の解析結果
- ※2 燃料温度1,500℃、炉心平均ポイド率40%、サイクル末期の値
- ※3 炉心平均ポイド率40%、サイクル初期の値

指針	指針要求事項	設計上の考慮	設置変更許可申請書の記載	根拠等
『発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針』	指針 11 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系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、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること。 審査書 P10(3)① ②	最小限界出力比は、運転時の異常な過渡変化時においても炉心内の99.9%以上の燃料棒が沸騰遷移を起こさないように定められた値以上とする。 審査書 P10 下13行目～ 最小限界出力比の許容限界値は、ウラン燃料と同様の不確かさに加え、MOX燃料の製造時の不確かさを考慮して評価した値 1.09 を用いる。 通常運転時の最小限界出力比を通常運転時の熱的制限値以上にすることによって、プラントの各系統の機能とあいまって運転時の異常な過渡変化時においても、最小限界出力比の許容限界値 1.09 を下回らない。 (通常運転時の熱的制限値) ・9×9燃料(A型):1.26 ・9×9燃料(B型):1.25 ・MOX燃料 :1.27 審査書 P11 8行目～	サイクル期間を通じて通常運転時の熱的制限値を満足して運転可能である。 運転時の異常な過渡変化時においても、最小限界出力比の許容限界値 1.09 を下回らないように、通常運転時の熱的制限値を満足するようにしている。 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心) ・9×9燃料(A型):1.46以上 ・MOX燃料 :1.53以上 (9×9燃料(B型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心) ・9×9燃料(B型):1.36以上 ・MOX燃料 :1.50以上 申請書 8-3-104 a.	最小限界出力比は、実際に運転する炉心についても定検毎に解析により確認を行うほか、実機においても制限値を遵守する運転管理を行っている。

指針	指針要求事項	設計上の考慮	設置変更許可申請書の記載	根拠等
『発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針』	指針 11 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系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、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること。 審査書 P10(3) ①②	運転時の異常な過渡変化時においても燃料被覆管の円周方向平均塑性歪は、1%以下とする。 審査書 P10 下8行目 ~ MOX燃料が装荷された場合においては、燃料被覆管の円周方向平均塑性歪を1%以下とするための条件として燃料棒線出力密度を設計出力履歴の165%以下とする。 通常運転時の線出力密度を44.0kW/m以下に制限することによって、プラントの各系統の機能とあいまって通常運転時はもちろん、運転時の異常な過渡変化時においても、燃料被覆管の円周方向平均塑性歪は1%には達しない。 審査書 P11 下2行目 ~	サイクル期間を通じて通常運転時の熱的制限値を満足して運転可能である。 運転時の異常な過渡変化時においても、燃料被覆管の円周方向平均塑性歪は1%には達しないように、通常運転時の線出力密度を44 kW/m以下に制限するようにしている。 (9×9燃料 (A型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡炉心) ・ 9×9燃料 (A型) : 36.0 kW/m 以下 ・ MOX 燃料 : 39.7 kW/m 以下 (9×9燃料 (B型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡炉心) ・ 9×9燃料 (B型) : 36.4 kW/m 以下 ・ MOX 燃料 : 39.0 kW/m 以下 申請書 8-3-106 b.	最大線出力密度は、実際に運転する炉心についても定検毎に解析により確認を行うほか、実機においても制限値を遵守する運転管理を行っている。

【1. 1 (4) 動特性】

指針	指針要求事項	設計上の考慮	設置変更許可申請書の記載	根拠等
『発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針』	<p>指針 13 炉心及びそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有する設計であること。 審査書 P12(4) 8行目～</p>	<p>反応度外乱に対しては、ポイド効果、ドップラ効果等に基づく負の出力反応度係数による自己制御性を有するように設計する。 審査書 P12 下8行目～ 定格出力運転時におけるキセノンによる出力の空間振動に対する安定性については、空間振動を抑制できるような負の出力反応度係数を有する。 審査書 P13 16行目～</p>	<p>出力反応度係数は -0.03 ($\Delta k/k$)/($\Delta p/p$)より負である。 申請書 8-3-72(d)</p>	
	<p>指針 13 出力振動が生じてもそれを容易に制御できる設計であること。 審査書 P12(4) 8行目～</p>	<p>チャンネル水力学的安定性、炉心安定性、領域安定性及びプラント安定性について、限界基準（減幅比<1，減衰係数>0）を満たすように設計する。さらに、炉心安定性及びプラント安定性について、運転上の設計基準（減幅比≤ 0.25，減衰係数≥ 0.22）を適用する。 審査書 P12 14行目～ いずれの安定性についても限界基準を満足し、さらに、炉心安定性については、運転上の設計基準を満足しており、燃料の許容設計限界を超える状態にはならない。 審査書 P13 8行目～ プラント安定性については、プラントの各系統の機能とあわせて、限界基準及び運転上の設計基準を満足しており、プラントの安定に必要な減衰特性を有する。 審査書 P13 11行目～</p>	<p>限界基準 原子炉の安定性が最も悪くなる運転状態は、最低ポンプ速度最大出力運転時（63%出力37%流量）であり、炉心安定性の減幅比で0.75*である。 申請書 8-3-131(a) 運転上の設計基準 自動流量制御下限出力運転時（94%出力，70%流量）の炉心安定性の減幅比で0.19* 申請書 8-3-131(b)</p>	
		<p>原子炉の安定性の余裕を確保するために、運転特性を考慮した安定性制限曲線が設けられるとともに、原子炉再循環ポンプ1台又は2台トリップして低炉心流量高出力領域に入った場合には、選択制御棒挿入機構によって、あらかじめ選択された制御棒が自動的に炉心内に挿入され、出力を抑制する。 審査書 P12 下2行目～</p>	—	選択制御棒挿入機構は既設

※ 9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した炉心の解析結果

【1. 2 原子炉停止系】

(1/2)

指針	指針要求事項	設計上の考慮	設置変更許可申請書の記載	根拠等
『発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針』	<p>指針 15 原子炉停止系は、高温待機状態又は高温運転状態から、炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる少なくとも二つの独立した系を有する設計であること。 審査書 P13 1.2①</p>	<p>原子炉緊急停止能力を持つ制御棒及び制御棒駆動系並びにほう酸水注入系の二つの独立した系が設けられている。 審査書 P14 10~11 行目</p>	<p>制御棒は、Gd_2O_3とあいまって、炉心の反応度を十分制御できるように設計する。全制御棒の反応度制御能力は、最大過剰増倍率は約 0.14 Δk の場合、約 0.18 Δk である。 申請書 8-3-65</p>	<p>制御棒の反応度制御能力の余裕が最小になる時、 (9×9 燃料 (A 型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡炉心) 過剰増倍率: 0.090 Δk 反応度制御能力: 0.158 Δk (9×9 燃料 (B 型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡炉心) 過剰増倍率: 0.091 Δk 反応度制御能力: 0.157 Δk</p>
	<p>指針 17 原子炉停止系に含まれる独立した系のうち少なくとも一つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、高温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる設計であること。 また、原子炉停止系に含まれる独立した系のうち少なくとも一つは、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。 審査書 P13 1.2②</p>	<p>制御棒及び制御棒駆動系は、運転時の異常な過渡変化時において、炉心特性とあいまって燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を未臨界にでき、かつ、維持できる。 審査書 P14 上 12~16 行目</p>	<p>9×9 燃料及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡サイクルの解析例によれば、ほう酸水注入系の反応度添加速度は毎分約 0.002 Δk であり、約 30 分間で臨界未満に必要な負の反応度を添加する能力を有している。 申請書 8-3-53</p> <p>【3. 運転時の異常な過渡変化の解析】参照</p> <p>制御棒は、Gd_2O_3とあいまって、炉心の反応度を十分制御できるように設計する。全制御棒の反応度制御能力は、最大過剰増倍率は約 0.14 Δk の場合、約 0.18 Δk である。 申請書 8-3-65</p>	<p>指針 15 における根拠等と同じ</p>

【1. 2 原子炉停止系】

(2/2)

指針	指針要求事項	設計上の考慮	設置変更許可申請書の記載
	<p>指針 18 事故時において、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満にでき、また、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満に維持できる設計であること。 審査書 P14 12③</p>	<p>制御棒及び制御棒駆動系は、事故時において、炉心を臨界未満にでき、かつ、維持できる。 審査書 P14 上 12~16 行</p>	<p>【4. 事故の解析】参照</p>

【1. 3 燃料の取扱い及び貯蔵設備】

(1/3)

指針	指針要求事項	設計上の考慮	設置変更許可申請書の記載	根拠等
『発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針』	<p>指針 50 燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計であること。 審査書P15①</p>	<p>・燃料の貯蔵設備は、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計である。 審査書P15 第3段落目</p>	<p>・既設の中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼製使用済燃料貯蔵ラックにおいて、MOX 燃料の貯蔵を考慮しても、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、プール水温、使用済燃料貯蔵ラック内燃料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 以下に保つことができる。 申請書 8-9-5 9.3.4</p>	<p>—</p>
	<p>指針 49 燃料の貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。 審査書P15②</p>	<p>①使用済燃料プールの除熱能力については、MOX燃料の貯蔵を考慮しても原子炉と使用済燃料プールを仕切るプールゲートを閉じた時点で炉心から取り出した燃料1回取替量から発生する崩壊熱並びにそれ以前の燃料取替で取り出した3号炉のMOX燃料を含めた使用済燃料及び1号炉から42ヶ月以上冷却後運搬された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する通常最大熱負荷を既設の燃料プール冷却浄化系の熱交換器で除去し、プール水温が52℃を超えないようにすることができる。 審査書P15 下2段落目 1行目から7行目</p>	<p>①使用済燃料プールの除熱能力については、MOX燃料の貯蔵を考慮しても、通常最大熱負荷を既設の燃料プール冷却浄化系の熱交換器で除去し、プール水温が52℃を超えないようにすることができる。 申請書 8-9-6 9.3.6</p>	<p>評価結果 プール水温度：約 51℃*</p>

【1. 3 燃料の取扱い及び貯蔵設備】

(2/3)

指針	指針要求事項	設計上の考慮	設置変更許可申請書の記載	根拠等
『発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針』	<p>指針 49 燃料の貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。 審査書P15②</p>	<p>②燃料サイクル末期における全炉心の崩壊熱並びにそれ以前の燃料取替により取り出した3号炉の使用済燃料及び1号炉から42ヶ月以上冷却後運搬されて使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する最大熱負荷についても、既設の残留熱除去系を併用して除去し、プール水温を65℃以下に保つことができる。 審査書P15 下2段落目 7 行目から 11 行目</p>	<p>②使用済燃料プールの除熱能力については、MOX燃料の貯蔵を考慮しても、最大熱負荷を既設の燃料プール冷却浄化系と既設の残留熱除去系を併用して除去し、プール水温を65℃以下に保つことができる。 申請書8-9-6 9.3.6</p>	<p>評価結果 プール水温度： 約54℃※</p>

※ 9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した炉心の燃料取替で発生した使用済燃料により評価

【1. 3 燃料の取扱い及び貯蔵設備】

(3/3)

指針	指針要求事項	設計上の考慮	設置変更許可申請書の記載	根拠等
『発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針』	<p>指針 49 燃料の取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。 [審査書P15③]</p>	<p>・MOX燃料集合体の取扱設備は、既存の燃料交換機であり、ワイヤの二重化等により燃料集合体の移送作業中の落下を防止する。 [審査書P15最終段落]</p>	<p>・既設の燃料交換機は、ワイヤの二重化等により燃料集合体の移送作業中の落下を防止する設計である。 [申請書8-9-49.3.1]</p>	<p>—</p>
	<p>指針 57 燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線防護上の措置を講じた設計であること。 [審査書P15④]</p>	<p>① MOX燃料の表面線量率がウラン新燃料に比べて高いという特徴を考慮し、燃料との距離の確保、必要に応じた遮へい体の設置等の被ばく低減手法を組み合わせる。 [審査書P16第1段落目]</p>	<p>① 燃料との距離の確保、必要に応じた遮へい体の設置等の被ばく低減手法を組み合わせる。 [申請書8-9-3(11)]</p>	<p>—</p>
		<p>② MOX新燃料は使用済燃料プールで保管する。 [審査書P16第1段落目 最終行]</p> <p>③使用済MOX燃料の貯蔵設備及び取扱設備の放射線防護上の措置については、従来と同様、遮へいに必要な水深を確保した状態で、水中で取扱い、使用済燃料プールで保管する。 [審査書P16第2段落目]</p>	<p>②MOX新燃料は使用済燃料プールで保管する。 [申請書8-9-2(4)]</p> <p>③使用済MOX燃料の貯蔵設備及び取扱設備の放射線防護上の措置については、従来と同様、遮へいに必要な水深を確保した状態で、水中で取扱い、使用済燃料プールで保管する。 [申請書8-9-2(5)]</p>	<p>—</p>

※ 9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した炉心の燃料取替で発生した使用済燃料により評価

【2. 原子炉施設周辺の一般公衆の受ける線量評価】

指針	指針要求事項	設計上の考慮	設置変更許可申請書の記載	根拠等
<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">『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』</p>	<p>発電用軽水炉施設の通常運転時における環境への放射性物質の放出に伴う周辺公衆の受ける線量を低く保つための努力目標として、施設周辺の公衆の受ける線量についての目標値を実効線量で年間50マイクロシーベルト(μSv)とする。</p> <p>審査書P16 第3段落目</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・一般公衆の受ける線量が合理的に達成できる限り低減される設計であること。 ・周辺監視区域境界外における1号炉、2号炉及び3号炉に起因する実効線量の最大値は年間約$13\mu\text{Sv}$であり、法令に定める周辺監視区域境界外の線量限度(実効線量で年間1mSv)を十分下回るとともに、線量目標値$50\mu\text{Sv/y}$を下回っており、一般公衆の受ける線量が合理的に達成できる限り低減される設計となっている。 <p>審査書P16 第3段落目</p>	<p>周辺監視区域境界外における1号炉、2号炉及び3号炉に起因する実効線量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・気体廃棄物中の放射性希ガスのガンマ線に起因する実効線量 ：約$11\mu\text{Sv/y}$ ・液体廃棄物中に含まれる放射性物質(放射性よう素を除く)に起因する実効線量 ：約$0.9\mu\text{Sv/y}$ ・放射性よう素に起因する実効線量 ：約$1.7\mu\text{Sv/y}$ <p>合計 約$13\mu\text{Sv/y}$</p> <p>申請書9-5-20</p>	<p>根拠等</p>

【3. 運転の異常な過渡変化の解析】

関係指針	
『発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針』	
① MCPRは許容設計値以上であること。すなわち、MCPRの最小値は許容設計限界 1.09 以上であること。	
② 燃料被覆管は、機械的に破損しないこと。すなわち燃料被覆管の円周方向の平均塑性歪が、1%（線出力密度が設計出力履歴の 165% となることに相当）以下であること。	
③ 燃料エンタルピは、「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」に示された燃料の許容設計限界を超えないこと。	
④ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 8.62MPa[gage]の 1.1 倍の圧力（9.48MPa[gage]）以下であること。	

第 1 表 運転時の異常な過渡変化に対する判断基準及び評価結果

評価事象	MCPRの最小値		局所の表面熱流束の最大値 (%)	燃料エンタルピの最大値 (kJ/kg)		原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値 (MPa[gage])
	9×9 燃料 (A型)	9×9 燃料 (B型)		9×9 燃料 (A型)	9×9 燃料 (B型)	
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	-	-	-	約 92	約 86	約 7.36
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	1.13	1.12	約 121	-	-	(約 6.93MPa[gage]*1.2 からほとんど上昇せず)
原子炉冷却材流量の部分喪失	1.26*2	1.25*2	約 100*2	-	-	約 7.36*2
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	1.26	1.32	約 75	-	-	約 6.85
外部電源喪失	1.26*2	1.25*2	約 100*2	-	-	約 7.85
給水加熱喪失	1.09	1.09	約 117	-	-	約 7.50
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	1.21	1.20	約 87	-	-	約 7.06
負荷の喪失	1.16	1.16	約 104	-	-	約 8.25
主蒸気隔離弁の誤閉止	1.26*2	1.25*2	約 100*2	-	-	約 8.15
給水制御系の故障	1.16	1.15	約 106	-	-	約 8.08
原子炉圧力制御系の故障	1.26*2	1.25*2	約 100*2	-	-	約 7.73
給水流量の全喪失	1.26*2	1.25*2	約 100*2	-	-	約 7.70
判断基準	① 1.09 以上		② 165% 以下	③ 燃料の許容設計限界以下*3		④ 9.48MPa[gage] 以下

一：判断基準に該当しない箇所

*1：原子炉圧力（圧力容器ドーム部）の最大値

*2：初期値

*3：反応度投入事象評価指針に示された燃料の許容設計限界

【4. 事故の解析】

関係指針	『発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針』
判断基準	<p>① 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。</p> <p>② 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。</p> <p>③ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である8.62MPa[gage]の1.2倍の圧力10.34MPa[gage]以下であること。</p> <p>④ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である427kPa[gage]以下であること。</p> <p>⑤ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。</p>

事故時判断基準及び評価結果

評価事象	燃料被覆管温度の最高値(°C)			燃料エンタルピの最大値(kJ/kg)			原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値(MPa[gage])	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値(kPa[gage])	実効線量(mSv)
	9×9燃料(A型)	9×9燃料(B型)	MOX燃料	9×9燃料(A型)	9×9燃料(B型)	MOX燃料			
原子炉冷却材喪失(大破断)	約625	約606	約564	-	-	-	-	[約330]*1	約5.5×10 ⁻⁵
原子炉冷却材喪失(中小破断)	約600	約610	約535	-	-	-	-	-	-
原子炉冷却材流量の喪失	-*2	-*2	-*2	-	-	-	約8.35	-	-
原子炉冷却材ポンプの軸固着	-*2	-*2	-*2	-	-	-	約8.38	-	-
制御棒落下	-	-	-	約693	約698	約651	約8.31	-	約8.8×10 ⁻³
放射性気体廃棄物処理施設の破損	-	-	-	-	-	-	-	-	約1.1×10 ⁻²
主蒸気管破断	-*2	-*2	-*2	-	-	-	-	-	約9.0×10 ⁻²
燃料集合体の落下	-	-	-	-	-	-	-	-	約3.4×10 ⁻²
判断基準	① 1,200°C以下			② 837 kJ/kg以下(200cal/g)			③ 10.34MPa[gage]以下	④ 427 kPa[gage]以下	⑤ 5mSv以下

-: 判断基準に該当しない箇所

*1: []内は原子炉設置変更許可申請書(平成17年7月26日付け許可)における値から変更なし。

*2: 湖底遷移を生じない。

【5. 立地評価のための想定事故の解析】

関係指針	『原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて』
判断基準	<p>①原子炉の周囲は、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること。「ある距離の範囲」を判断するた めのめやすとして、重大事故の場合について次の線量を用いる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 甲状腺（小児）に対して 1.5Sv ・ 全身 に対して 0.25Sv <p>②原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側の地帯は、低人口地帯であること。 「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、仮想事故の場合について次の線量を用いる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 甲状腺（成人）に対して 3Sv ・ 全身 に対して 0.25Sv <p>③原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること。 「ある距離だけ離れていること」を判断するためのめやすとして、仮想事故の場合における全身線量の積 算値に対して2万人Svを参考とする。</p>

第1表 立地評価のための想定事故の解析に対する判断基準及び評価結果

	重大事故			仮想事故	
	原子炉冷却材喪失	主蒸気管破断	原子炉冷却材喪失	原子炉冷却材喪失	主蒸気管破断
甲状腺に対する線量 (Sv)	約 4.7×10^{-4}	約 1.1×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}	約 2.7×10^{-2}	
全身に対する線量 (Sv)	約 3.9×10^{-5}	約 2.4×10^{-5}	約 2.0×10^{-3}	約 5.3×10^{-5}	
全身線量の積 算値 (万人Sv)	2005年	—	約 1.7×10^{-1}	約 4.0×10^{-4}	
	2055年	—	約 1.3×10^{-1}	約 3.0×10^{-4}	
判断基準	甲状腺（小児）に対して 全身 に対して	1.5 (Sv) 0.25 (Sv)	甲状腺（成人）に対して 全身 に対して	3 (Sv) 0.25 (Sv)	全身線量の積算値 2 (万人Sv)

—：判断基準に該当しない箇所