

中国電力株式会社島根原子力発電所
2号炉におけるウラン・プルトニウム
混合酸化物（MOX）燃料の使用
（プルサーマルの実施）に係る原子炉の
設置変更許可に関する安全審査結果

平成20年12月
原子力安全・保安院

目 次

I	審査結果	1
II	変更申請内容	2
III	審査方針	3
	1. 審査の基本方針	3
	2. 審査方法	3
IV	審査内容	6
	1. 原子炉施設の安全設計	6
	1. 1 炉心	6
	(1) 機械設計	6
	(2) 核設計	8
	(3) 熱水力設計	10
	(4) 動特性	12
	1. 2 原子炉停止系	13
	1. 3 燃料の貯蔵設備及び取扱設備	15
	2. 原子炉施設周辺の一般公衆の受ける線量評価	17
	3. 運転時の異常な過渡変化の解析	18
	3. 1 解析結果	19
	3. 2 評価	21
	4. 事故の解析	24
	4. 1 解析結果	25
	4. 2 評価	26
	5. 立地評価のための想定事故の解析	29
	5. 1 解析結果	29
	5. 2 評価	30
V	審査経過	31

Ⅰ 審査結果

中国電力株式会社島根原子力発電所の原子炉の設置変更に関し、同社が提出した「島根原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（２号原子炉施設の変更）及び同添付書類」（平成１８年１０月２３日付け申請、平成２０年１月３０日付け一部補正、平成２０年９月５日付け一部補正）に基づき審査した結果、当該申請は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第２６条第４項において準用する同法第２４条第１項第４号の基準に適合しているものと認められる。

Ⅱ 変更申請内容

2号炉にウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を取替燃料の一部として採用する。

Ⅲ 審査方針

1. 審査の基本方針

審査においては、原子炉等規制法第26条第4項において準用する同法第24条第1項第4号に定める許可の基準に適合していることを判断するため、変更後においても所要の安全設計等が確保されていることをその基本的事項について確認することとした。

2. 審査方法

(1) 審査は、申請者が提出した「島根原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（2号原子炉施設の変更）及び同添付書類」に基づき行うこととした。

(2) 審査に当たっては、原子力安全委員会が用いることとした以下の指針のほか、法令で定める基準等を用いることとした。

①「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」

昭和39年5月（平成元年3月一部改訂）

②「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」

平成2年8月（平成13年3月一部改訂）

③「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」

平成2年8月（平成18年9月一部改訂）

④「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（平成13年3月一部改訂）

⑤「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」

昭和56年7月（平成4年6月一部改訂）

⑥「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」

昭和59年1月（平成2年8月一部改訂）

⑦「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（平成13年3月一部改訂）

⑧「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」

昭和51年9月（平成13年3月一部改訂）

(3) また、旧原子炉安全専門審査会が取りまとめた以下の報告書も活用することとした。

①「沸騰水型原子炉に用いられる8行8列型の燃料集合体について」

昭和49年12月

②「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法について」

昭和51年2月

③「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法の適用について」

昭和52年2月

④「取替炉心検討会報告書」

昭和52年5月

(4) さらに、原子炉安全基準専門部会が取りまとめた以下の報告書も活用することとした。

①「『燃料被覆管は機械的に破損しないこと』の解釈の明確化について」

昭和60年7月（平成2年8月一部改訂）

②「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」

昭和63年5月

③「沸騰水型原子炉に用いられる9行9列型の燃料集合体について」

平成6年3月

④「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」

平成7年6月

⑤「改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心装荷について」

平成11年6月（平成13年3月一部改訂）

⑥「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価に用いる崩壊熱データについて」

平成4年6月

⑦「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」

平成10年4月

⑧「『プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について』の適用方法などについて」

平成10年11月（平成13年3月一部改訂）

⑨「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」

平成元年3月（平成13年3月一部改訂）

- (5) その他、平成5年7月に通商産業省が取りまとめた「発電用軽水型原子炉施設に用いられるMOX燃料について」を活用するとともに、先行炉の審査経験等も参考とすることとした。

Ⅳ 審査内容

本原子炉施設の変更に係る原子炉施設の安全設計、平常運転時における線量評価、運転時の異常な過渡変化の解析、事故の解析及び立地評価のための想定事故（重大事故及び仮想事故）の解析について検討した結果は、次のとおりである。

1. 原子炉施設の安全設計

1. 1 炉心

本変更は、2号炉の炉内の燃料集合体 560 体のうち、取替燃料の一部としてウラン・プルトニウム混合酸化物（以下「MOX」という。）燃料集合体を最大 228 体（炉内の全重金属（ウラン及びそれ以上の質量数を持つ元素）初期重量に対する MOX 燃料棒に含まれる全重金属の初期重量の比で約 32%）装荷するものである。

MOX 燃料集合体は、燃料棒の配列を 8 行 8 列、燃料集合体最高燃焼度を 40,000MWd/t とし、MOX 燃料棒とウラン燃料棒（ガドリニアを含む。）で構成される。

燃料集合体平均プルトニウム含有率は、原料のプルトニウム組成比に応じて変化させ、ウランの反応度寄与も含めて燃料集合体平均ウラン 235 濃縮度約 3.0wt%相当以下（燃料集合体平均プルトニウム含有率約 2.9wt%～約 5.8wt%、燃料集合体平均ウラン 235 濃縮度約 1.0wt%～約 1.2wt%）としている。また、ペレット最大プルトニウム含有率を 10wt%以下、ペレット最大核分裂性プルトニウム富化度を 6wt%以下としている。原料のプルトニウム組成比は原子炉級（核分裂性プルトニウム割合約 58wt%～約 81wt%）としている。

(1) 機械設計

燃料集合体の機械設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 炉心は、原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系（以下「プラントの各系統」という。）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。

- ② 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。
- ③ 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。
- ④ 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、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。

これらの要求事項に対して、本申請においては、次のような機械設計上の考慮を行うとしている。

その際、MOX燃料棒の設計評価には、「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（以下「1／3 MOX報告書」という。）において妥当性が確認されている燃料設計手法が使用されている。この手法は、「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」において妥当性が確認されているものに、MOX燃料ペレットの物性、核特性、照射挙動（熱伝導率、燃料ペレット径方向出力分布、核分裂生成ガス放出率等）が反映されているものである。また、近年得られた燃料被覆管材料及び燃料ペレットの物性データを反映している。

燃料被覆管の応力については、MOX燃料の燃料棒寸法、燃料棒内圧等を統計的に考慮した応力評価の結果、通常運転時及び運転時の異常な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以下としている。なお、形状が複雑な端栓部については、有限要素法を用い決定論的に求められた応力の計算値が許容応力を下回っている。

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、許容限界値1.0を下回っている。

MOX燃料は、核分裂生成ガス放出率がウラン燃料に比べ若干高めの傾向であることから、燃料棒の伝熱特性の低下及び燃料棒内圧の上昇がウラン燃料に比べ大きくなる特徴がある。このため、MOX燃料では、ウラン燃料で従来より行われている初期ヘリウム加圧、ペレットの高密度焼結に加え、MOX燃料

棒のプレンラム体積を大きくしている。これにより、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される。

これらのほか、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のないように設計される。

なお、MOX燃料は、燃料ペレット内にプルトニウム含有率の不均一が生じる可能性があるが、この不均一性は燃料の健全性に影響を与えない範囲としている。

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。

さらに、IV 3. に示すように、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としている。

また、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される。

これらのことから、本原子炉施設の燃料集合体の機械設計は要求事項を満足しており、妥当なものと判断した。

(2) 核設計

炉心の核設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 運転に伴う反応度の変化を安定に制御できるとともに、高温状態及び低温状態において、最大の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あっても、炉心を臨界未満にできる設計であること。
- ② 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。
- ③ 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。

これらの要求事項に対して、本申請においては、次のような核設計上の考慮を行うとしている。

その際、解析に用いられているMOX燃料及びその装荷炉心に対する核設計手法については、「1/3 MOX報告書」において妥当性が確認されている核設計手法が使用されている。

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われる。

9×9燃料（A型）又は9×9燃料（B型）及びMOX燃料 228 体を装荷した平衡炉心においては、全制御棒を全挿入した状態から最大反応度値を有する制御棒 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 未満となるように設計するとしている。すなわち、最大反応度値を有する制御棒 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としている。

急速な固有の出力抑制効果をもたらす反応度フィードバック特性としては、ドップラ効果及びボイド効果がある。ドップラ係数及びボイド係数は、各サイクルを通じて負の値になるように設計される。なお、減速材温度係数は温度及び燃焼度により変化するが絶対値が小さいこと等から設計上は規定しないとしている。これらの反応度係数を総合した出力係数はサイクル期間中、常に負の値となるように設計される。

また、IV 3. に示すように、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燃料の許容設計限界を超えることはないとしている。

運転時の異常な過渡変化の解析に用いる設計用スクラム反応度曲線については、MOX燃料 76 体を装荷したサイクルからMOX燃料 228 体を装荷した平衡サイクルに至るまでの各サイクルにおける燃焼によるスクラム反応度曲線の劣化が考慮されている。

MOX燃料が装荷された炉心特性は、MOX燃料のプルトニウム同位体組成の変動による核特性への影響についても考慮されている。

なお、 9×9 燃料 (A型)、 9×9 燃料 (B型) 及びMOX燃料が混在する場合があるが、これらの炉心の核特性は混在する 9×9 燃料 (A型) 又は 9×9 燃料 (B型) のみで構成された平衡炉心並びに 9×9 燃料 (A型) 又は 9×9 燃料 (B型) 及びMOX燃料 228 体を装荷した平衡炉心の核特性の中間的なものとなるとしている。

その他、MOX燃料が装荷された炉心における制御棒の最大反応度価値についても、制御棒落下等への影響を小さく抑えるため、制御棒引拔手順に従って操作することに加え、制御棒の引拔操作の補助装置として制御棒価値ミニマイザを設けて制御棒の引拔手順を監視することによって、臨界近接時の制御棒 1 本の最大反応度価値を $0.010 \Delta k$ 以下とするように制限される。

これらのことから、本原子炉施設の炉心の核設計は、要求事項を満足しており、妥当なものと判断した。

(3) 熱水力設計

炉心の熱水力設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 最小限界出力比 (以下「MCPR」という。) は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時においてプラントの各系統の機能とあいまって許容設計限界以上であること。すなわち、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であること。
- ② 燃料被覆管は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時においてプラントの各系統の機能とあいまって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平均塑性歪は、1% 以下であること。

これらの要求事項に対して、本申請においては、次のような熱水力設計上の考慮を行うとしている。

その際、解析には、「1/3 MOX 報告書」において妥当性が確認されている核設計手法並びに「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」及び「1/3 MOX 報告書」において妥当性が確認されている燃料設計手法が使用されている。これらの手法にMOX燃料の特性を適切に取り込むことにより挙動を

評価することが可能であるとしている。

また、「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法について」、「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法の適用について」等において妥当性が確認されている炉心熱設計手法が使用されている。

MCP Rの許容限界値については、ウラン燃料の場合と同様の製造公差に伴う局所出力分布の不確かさに加え、MOX燃料の製造時におけるプルトニウム含有率調整に伴う局所出力分布の不確かさを考慮して評価された値1.09が用いられている。

また、MOX燃料は高燃焼度8×8燃料と集合体形状が同一であり、9×9燃料（A型）及び9×9燃料（B型）と圧力損失特性は、ほぼ同等であることから、これらの燃料は互いに熱水力的な共存性を有しているとしている。9×9燃料（A型）又は9×9燃料（B型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心について、通常運転時の熱水力特性の評価が行われており、9×9燃料（A型）、9×9燃料（B型）及びMOX燃料について、それぞれ通常運転時の熱的制限値（サイクル早期炉心用スクラム反応度曲線が適用される期間ではMCP Rが9×9燃料（A型）及び9×9燃料（B型）で1.25、MOX燃料で1.26、サイクル末期炉心用スクラム反応度曲線が適用される期間ではMCP Rが9×9燃料（A型）で1.38、9×9燃料（B型）で1.36、MOX燃料で1.39）を満足して運転可能であるとしている。

さらに、通常運転時のMCP Rを通常運転時の熱的制限値以上に制限することによって、IV3. に示すように、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、MCP Rの許容限界値1.09を下回らないとしている。その際、炉心核特性及び燃料棒伝熱特性については、異なる種類の燃料の混在を考慮して、プラント挙動が厳しくなるような解析条件が選定されている。

燃料被覆管の円周方向平均塑性歪については、燃料の性質、寸法等を考慮して検討が行われ、MOX燃料の1%塑性歪に対応する燃料棒の線出力密度に対する出力余裕は、燃料寿命を通じて設計用出力履歴に対して65%以上としている。したがって、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用出力履歴の 165%以下としている。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、IV 3. に示すように、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%には達しないとしている。

これらのことから、本原子炉施設の炉心の熱水力設計は、要求事項を満足しており、妥当なものと判断した。

(4) 動特性

原子炉を安定に運転するためには、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が要求される。すなわち、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないよう十分な減衰特性を持つか、あるいは出力振動を制御し得ることが要求される。

この要求事項に対して、本申請においては、次のような安定性に関する設計上の考慮を行うとしている。

本原子炉においては、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される。さらに、炉心安定性及びプラント安定性について、限界基準に余裕を持たせた運転上の設計基準（減幅比 ≤ 0.25 、減衰係数 ≥ 0.22 ）を適用するとしている。

本原子炉では、ボイド変化に伴う不安定な出力振動が生じないように設計されるとともに、反応度外乱に対しては、ボイド効果、ドップラ効果等に基づく負の出力係数による自己制御性を有するように設計される。なお、MOX燃料が装荷された炉心はウラン炉心に比べボイド係数、ドップラ係数がより負の絶対値が大きく、遅発中性子割合が小さくなる。また、強制循環によって水力学的な乱れを抑えることにより、負荷変動や外乱に対する安定性の向上及び沸騰による中性子束ノイズ特性の改善が図られるとしている。

さらに、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、選択制御棒そう入機構によって、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、出力を抑制するとしている。

このような設計の妥当性を評価するために、チャンネル水力学的安定性、炉心安定性及び領域安定性については、安定性が厳しくなる出力分布の条件等を用いている。さらに、炉心安定性及び領域安定性については、安定性が厳しくなるサイクル末期について、炉心全体をMOX燃料の装荷を考慮した領域数に分けて解析が行われている。

いずれの安定性についても解析結果は、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至らないような減衰特性を有するとしている。

また、プラント安定性については、運転中の圧力設定値の変更、制御棒の操作又は原子炉再循環流量の変化等、運転中に予想される外乱を与えて解析が行われている。解析結果は、プラントの各系統の機能とあいまって、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としている。

さらに、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係数を有するとしている。

これらのことから、本原子炉施設の炉心の安定性に関する設計は、要求事項を満足しており、妥当なものと判断した。

1. 2 原子炉停止系

2号炉の取替燃料の一部としてMOX燃料を採用する変更に伴い、原子炉停止系の設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 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。
- ② 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。

- ③ 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。

これらの要求事項に対して、本申請においては、次のような設計上の考慮を行うとしている。

本原子炉施設には、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る。

制御棒及び制御棒駆動系については、MOX燃料の装荷を考慮しても、IV3. に示すように、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、炉心を臨界未満にでき、かつ、維持できるとともに、IV4. に示すように、事故時において、炉心を臨界未満にでき、かつ、維持できるとしている。

ほう酸水注入系については、これまでの沸騰水型原子炉では停止余裕 $0.05 \Delta k$ (実効増倍率 0.95) を設計基準に一点近似解析手法を用いて未臨界性評価を行い設計の妥当性を確認してきたが、本申請においては、新たな評価手法として三次元解析によりほう酸水注入系作動時の未臨界性評価を行うことを前提に、停止余裕 $0.015 \Delta k$ (実効増倍率 0.985) を設計基準としている。MOX燃料を装荷したサイクル以降、ほう酸水の反応度価値が低下することを考慮しても、 $0.001 \Delta k/\text{min}$ 以上の負の反応度を与え、原子炉を定格出力運転状態から $0.015 \Delta k$ 以上の余裕を持って炉心を臨界未満にでき、かつ、維持できるように設計するとしている。

これらのことから、本原子炉施設の原子炉停止系の設計は、要求事項を満足しており、妥当なものと判断した。

1. 3 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

本変更は、MOX燃料集合体及び使用済MOX燃料集合体を、2号炉の燃料プールにおいて取扱い及び貯蔵するものである。

本変更に係る燃料の貯蔵設備及び取扱設備の設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 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こと。
- ② 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。
- ③ 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。
- ④ 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。

これらの要求事項に対して、本申請においては、次のような設計上の考慮を行うとしている。

2号炉の燃料プールにおける燃料の臨界防止については、既設のボロン添加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としている。

2号炉の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、原子炉ウェルと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回分取替量から発生する崩壊熱と、それ以前の燃料取替で取り出し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としている。さらに、燃料サイクル末期における全炉心の崩壊熱と、それ以前の燃料取替により取り出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としている。

2号炉におけるMOX燃料集合体の取扱設備は、既設の燃料取替機等であり、ワイ

ヤの二重化等により燃料集合体の移送操作中の落下を防止としている。

MOX新燃料の取扱い及び貯蔵時の放射線防護上の措置については、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くするように、MOX新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、遮へい体の設置、作業時間の短縮、遠隔操作による距離の確保等の被ばく低減手法を組み合わせるとしている。また、MOX新燃料は燃料プールで保管される。

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、燃料プールで保管としている。

これらのことから、2号炉における燃料の貯蔵設備及び取扱設備の設計は要求事項を満足しており、妥当なものと判断した。

2. 原子炉施設周辺の一般公衆の受ける線量評価

平常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の受ける線量評価については、「1／3 MOX 報告書」において、MOX 燃料を装荷した炉心でも従来と同様として支障はない、とされており、本申請においては、原子炉設置変更許可申請書（平成17年4月26日付け許可）における解析結果から変更はないとしている。

解析結果は、1号炉、2号炉及び3号炉から発生する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、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及び放射性よう素に起因する実効線量については、それぞれ年間約 $8.6\mu\text{Sv}$ 、年間約 $12\mu\text{Sv}$ 及び年間約 $1.8\mu\text{Sv}$ となり、合計で年間約 $23\mu\text{Sv}$ としている。

したがって、敷地境界外における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、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、「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」に示される線量目標値（実効線量で年間 $50\mu\text{Sv}$ ）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している。

3. 運転時の異常な過渡変化の解析

2号炉の取替燃料の一部としてMOX燃料を採用する変更に伴い、安全保護系、原子炉停止系等の設計が妥当であることを確認するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）に基づき、運転時の異常な過渡変化として、以下の事象の解析が行われている。

- ① 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - ・ 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - ・ 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
- ② 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - ・ 原子炉冷却材流量の部分喪失
 - ・ 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
 - ・ 外部電源喪失
 - ・ 給水加熱喪失
 - ・ 原子炉冷却材流量制御系の誤動作
- ③ 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
 - ・ 負荷の喪失
 - ・ 主蒸気隔離弁の誤閉止
 - ・ 給水制御系の故障
 - ・ 原子炉圧力制御系の故障
 - ・ 給水流量の全喪失

解析に当たっては、MOX燃料の装荷に伴い、ボイド係数、ドップラ係数、局所出力ピーキング係数、燃料物性等が変わることを考慮し、解析条件が設定されている。また、MOX燃料のプルトニウム同位体組成の変動についても考慮されている。

審査に当たっては、「安全評価指針」に基づき、上記のそれぞれの事象に応じて以下に示す具体的な判断基準を用い、解析結果の評価を行った。

- ① MCPRは許容限界値以上であること。すなわち、MCPRの最小値はIV1.1に示した許容限界値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%(IV1.1に示したように、線出力密度が設計用出力履歴の165%となることに相当)以下であること。

なお、解析に当たっては、局所の表面熱流束が定格値の165%以下となることを確認することにより、線出力密度が設計用出力履歴の165%以下となるとした。

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」（以下「反応度投入事象評価指針」という。）に示された燃料の許容設計限界を超えないこと。「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の解析結果の評価に当たっては、「反応度投入事象評価指針」及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（以下「反応度投入事象取扱報告書」という。）も用いた。

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。

解析結果及び評価は、以下のとおりである。

3. 1 解析結果

MCPRについては、通常運転時の異常な過渡変化のうち、定格出力状態から始まる過渡変化時にMCPRの変化が最も大きいものに着目して、その通常運転時の熱的制限値が決められている。具体的なMCPRの運転制限値は、以下のとおりである。

・サイクル早期炉心用スクラム反応度曲線が適用される期間

9×9燃料（A型）	1.25
9×9燃料（B型）	1.25
MOX燃料	1.26

・サイクル末期炉心用スクラム反応度曲線が適用される期間

9×9燃料（A型）	1.38
9×9燃料（B型）	1.36
MOX燃料	1.39

この値以上に維持して運転していれば、サイクル早期炉心において最も厳しい過渡変化である「給水加熱喪失」、サイクル末期炉心において最も厳しい過渡変化である「負荷の喪失（発電機負荷遮断、タービン・バイパス弁不作動）」でも、許容限界値1.09を下回ることはない。

燃料被覆管の機械的破損については、局所の表面熱流束の最大値が「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において定格の約121%となるが、燃料被覆管の円周方向

の平均塑性歪 1%に対応する局所の表面熱流束値 165%を下回っている。なお、解析では、引き抜かれる制御棒周辺の局所的な炉心挙動の評価が必要であり、MOX燃料装荷以降の代表的な炉心状態である9×9燃料（A型）又は9×9燃料（B型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心について、引抜制御棒近傍の燃料が通常運転時の熱的制限値の状態となる制御棒パターンを設定することにより、過渡変化の結果が厳しくなるようにしている。

本事象は、あらかじめ定められた制御棒引抜阻止信号近傍の出力で収束することから、異なる種類の燃料の混在による影響はほとんど受けない。

したがって、異なる種類の燃料が混在する場合に対しても解析結果は保守性を有している。

燃料エンタルピーの最大値は、「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、9×9燃料（A型）で約141kJ/kg、9×9燃料（B型）で約137kJ/kg、MOX燃料で約140kJ/kgであり、これらは、燃料の許容設計限界を超えない。なお、解析は、引き抜かれる制御棒周辺の局所的な炉心挙動の評価が必要であり、MOX燃料装荷以降の代表的な炉心状態である9×9燃料（A型）又は9×9燃料（B型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心について行われている。ここで、解析に用いる制御棒価値等には保守性が考慮されており、異なる種類の燃料が混在する場合に対しても解析結果は保守性を有している。また、本事象において浸水燃料の存在及び燃焼の進んだ燃料を考慮しても、浸水燃料の破裂やその他の燃料の破損は生じない。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最大となるのは、サイクル末期炉心における「負荷の喪失（発電機負荷遮断、タービン・バイパス弁不作動）」であり、約8.50MPa[gage]となる。これは、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍を下回っている。

なお、「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」及び「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」における各事象では炉心核特性及び燃料棒伝熱特性について、異なる種類の燃料の混在を考慮して、プラント挙動が厳しくなるような解析条件が選定されている。

運転時の異常な過渡変化の解析結果の一覧を第1表に示す。

3. 2 評価

「1/3MOX報告書」において「安全評価指針」に示された事象をそのまま用いることができるとしている。

運転時の異常な過渡変化として取り上げられている事象については、「安全評価指針」に基づき、「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」、「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」及び「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」のそれぞれに対して、解析の結果が厳しくなる事象が選定されており、事象の選定は妥当なものと判断した。

また、解析に用いられる条件及び手法は、①から③に示すとおり妥当なものと判断した。

① 事象の解析に当たっては、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態が選定されている。また、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が包含されている。

② 解析に当たって考慮する安全機能は、原則として「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」（以下「重要度分類審査指針」という。）において定めるMS-1及びMS-2に属する構築物、系統及び機器による機能とされている。また、MS-3に属する逃がし安全弁（逃がし弁機能）、タービン・バイパス弁、原子炉再循環系（再循環ポンプ・トリップ機能）、制御棒引抜監視装置及び選択制御棒そう入機構について、その機能を期待するとしている。

想定された事象に加えて、事故に対処するために必要な系統及び機器については、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障が仮定されている。

安全保護系の動作を期待する場合には、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点が明確にされている。

原子炉のスクラムの効果を期待する場合には、スクラムを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なスクラム遅れ時間が考慮され、かつ、当該事象の条件において最大反応度価値を有する制御棒1本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果が考慮されている。

- ③ 解析に使用されている計算プログラム等は、いずれも実験結果との比較等により、その使用の妥当性が確認されている。解析に使用されているモデル及びパラメータは、解析の結果が厳しくなるよう選定されており、また、パラメータについては、「1／3MOX報告書」に従い、MOX燃料の特性がプルトニウム同位体組成の変動の影響も含めて事象に応じて適切に反映され、不確定因子が考えられる場合には、適切な安全余裕が見込まれている。

以上のように、事象の選定、解析の条件及び手法は妥当であり、IV3. 1に示すように解析結果は判断基準を満足していることから、本原子炉施設の安全保護系、原子炉停止系等の設計は、妥当なものと判断した。

第 1 表 運転時の異常な過渡変化の解析結果まとめ

評価事象	MCPR の最小値			局所の表面熱 流束の最大値 (%)	燃料エンタルピーの最大値 (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)	MOX 燃料		9×9 燃料 (A 型)	9×9 燃料 (B 型)	MOX 燃料	
原子炉起動時における 制御棒の異常な引き抜き	—	—	—	—	約 141	約 137	約 140	約 7.51
出力運転中の制御棒の 異常な引き抜き	1.12	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	1.25*2	1.25*2	1.26*2	約 100*2	—	—	—	約 7.33*2
原子炉冷却材系の 停止ループの誤起動	1.30	1.33	1.31	約 75	—	—	—	約 6.90
外部電源喪失	1.25*2	1.25*2	1.26*2	約 100*2	—	—	—	約 8.01
給水加熱喪失	1.09	1.09	1.09	約 116	—	—	—	約 7.48
原子炉冷却材流量制御系 の誤動作	1.48	1.42	1.49	約 71	—	—	—	約 6.91
負荷の喪失	1.09	1.09	1.09	約 117	—	—	—	約 8.50
主蒸気隔離弁の誤閉止	1.25*2	1.25*2	1.26*2	約 100*2	—	—	—	約 8.26
給水制御系の故障	1.17	1.17	1.18	約 106	—	—	—	約 7.50
原子炉圧力制御系の故障	1.25*2	1.25*2	1.26*2	約 100*2	—	—	—	約 7.87
給水流量の全喪失	1.25*2	1.25*2	1.26*2	約 100*2	—	—	—	約 7.89
判断基準	1.09 以上			165%以下	燃料の許容設計限界以下*3			9.48MPa[gage]以下

—：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

2号炉の取替燃料の一部としてMOX燃料を採用する変更に伴い、工学的安全施設等の設計が妥当であることを確認するため、「安全評価指針」に基づき、以下の事故の解析が行われている。

- ① 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化
 - ・原子炉冷却材喪失
 - ・原子炉冷却材流量の喪失
 - ・原子炉冷却材ポンプの軸固着
- ② 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
 - ・制御棒落下
- ③ 環境への放射性物質の異常な放出
 - ・主蒸気管破断
 - ・制御棒落下

解析に当たっては、MOX燃料の装荷に伴い、ボイド係数、ドップラ係数、局所出力ピーキング係数、燃料物性等が変わることを考慮し、解析条件が設定されている。また、MOX燃料のプルトニウム同位体組成の変動についても考慮されている。

審査に当たっては、「安全評価指針」に基づき、それぞれの事象について以下に示す具体的な判断基準を用い、解析結果の評価を行った。

- 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。
「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」における「原子炉冷却材喪失」の解析結果の評価に当たっては、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下「ECCS性能評価指針」という。）も用いた。
- ② 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。「反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化」における「制御棒落下」の解析結果の評価に当たっては、「反応度投入事象評価指針」及び「反応度投入事象取扱報告書」も用いた。
- 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。
- 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。

- 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。

解析結果及び評価は、以下のとおりである。

4. 1 解析結果

これらの事故時において、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。なお、「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」における「原子炉冷却材喪失」においては、燃料被覆管温度の最高値は9×9燃料（A型）で約589℃、9×9燃料（B型）で約595℃、MOX燃料で約564℃であり「ECCS性能評価指針」に示された制限値1,200℃を下回っている。また、燃料被覆管の酸化層厚みの増加は極めて小さいものであり、「ECCS性能評価指針」の基準を満足している。

燃料エンタルピーの最大値は「制御棒落下」において、9×9燃料（A型）で約766kJ/kg、9×9燃料（B型）で約671kJ/kg、MOX燃料で約648kJ/kgであり、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値からさらに燃焼の進行並びにガドリニア又はプルトニウム添加に伴うペレット融点低下分に相当するエンタルピーを差し引いた値である837kJ/kgを下回っている。なお、解析は、落下する制御棒の周辺の局所的な炉心挙動の評価が必要であり、MOX燃料装荷以降の代表的な炉心状態である9×9燃料（A型）又は9×9燃料（B型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心について行われている。ここで、解析に用いる制御棒価値等には保守性が考慮されており、異なる種類の燃料が混在する場合に対しても解析結果は保守性を有している。また、本事象においては炉心規模、ピーク出力部燃料エンタルピー、原子炉停止余裕及び落下制御棒価値が「反応度投入事象取扱報告書」に示される浸水燃料の破裂及びPCMI破損による機械的エネルギーの発生についての検討の適用除外条件を満たしていることから、浸水燃料の破裂及びPCMI破損による衝撃圧力等の発生によって、原子炉停止能力及び原子炉圧力容器の健全性が損なわれることはないとしている。

原子炉冷却材圧力バウダリにかかる圧力は、「制御棒落下」において最大となり、約8.60MPa[gage]であり、原子炉冷却材圧力バウダリの最高使用圧力の

1.2 倍を下回っている。

「制御棒落下」において、制御棒落下時の炉心の全燃料棒に対する破損燃料棒割合は約4%となり、9×9燃料のみの炉心に比べて約1%増加している。このため、敷地境界外における線量評価を実施している。敷地境界外における実効線量は、約 $1.1 \times 10^{-2} \text{mSv}$ 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。

なお、「原子炉冷却材の喪失又は炉心の冷却状態の著しい変化」における「原子炉冷却材流量の喪失」及び「原子炉冷却材ポンプの軸固着」では炉心核特性及び燃料棒伝熱特性について、「原子炉冷却材の喪失又は炉心の冷却状態の著しい変化」における「原子炉冷却材喪失」及び「環境への放射性物質の異常な放出」における「主蒸気管破断」では原子炉出力時間変化及び崩壊熱について、異なる種類の燃料の混在を考慮して、プラント挙動が厳しくなるような解析条件が選定されている。

事故の解析結果の一覧を第2表に示す。

4. 2 評価

「1/3MOX報告書」において「安全評価指針」に示された事象をそのまま用いることができるとしている。

事故として取り上げられている事象については、「安全評価指針」に基づき、「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」、「反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化」及び「環境への放射性物質の異常な放出」に対して、解析の結果が厳しくなる事象が選定されており、事象の選定は妥当なものと判断した。

また、解析に用いられている条件及び手法は、①から③に示すとおり妥当なものと判断した。

- ① 事象の解析に当たっては、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態が選定されている。また、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

までが包含されている。

- ② 解析に当たって考慮する安全機能は、原則として「重要度分類審査指針」において定めるMS-1及びMS-2に属する構築物、系統及び機器による機能としている。

事故に対処するために必要な系統、機器については、基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障が仮定されており、必要な運転員の手動操作については、時間的余裕が適切に考慮されている。

安全保護系の動作を期待する場合には、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点が明確にされており、工学的安全施設の動作を期待する場合には、外部電源が利用できない場合も考慮されている。

原子炉のスクラムの効果を期待する場合には、スクラムを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なスクラム遅れ時間が考慮され、かつ、当該事象の条件において最大反応度価値を有する制御棒1本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果が考慮されている。

- ③ 解析に使用されている計算プログラム等は、いずれも実験結果との比較等により、その使用の妥当性が確認されている。

解析に使用されているモデル及びパラメータは、解析の結果が厳しくなるよう選定されている。また、パラメータについては、「1/3 MOX報告書」に従い、MOX燃料の特性がプルトニウム同位体組成の変動の影響も含めて事象に応じて適切に反映され、不確定因子が考えられる場合には、適切な安全余裕が見込まれている。

「制御棒落下」の評価に用いられる燃料エンタルピーの制限値については「反応度投入事象取扱報告書」に従い、燃焼が最も進んだ燃料ペレットの融点低下並びにガドリニア又はプルトニウム添加による燃料ペレット融点低下を考慮して適切に設定されている。

以上のように、事象の選定並びに解析の条件及び手法は妥当であり、また、IV 4. 1に示すように解析結果は判断基準を満足していることから、本原子炉施設の工学的安全施設等に関する設計は妥当なものと判断した。

第2表 事故解析結果まとめ

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 バウンタリにかかる 圧力の最大値 (MPa[gage])	原子炉格納容器 バウンタリにかかる 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 587	約 571	約 564	—	—	—	—	[約 330] ^{*1}	[約 8.1×10 ⁻³] ^{*1}
原子炉冷却材喪失（中小破断）	約 589	約 595	約 526	—	—	—	—	—	—
原子炉冷却材流量の喪失	— ^{*2}	— ^{*2}	— ^{*2}	—	—	—	約 8.45	—	—
原子炉冷却材ポンプの 軸固着	— ^{*2}	— ^{*2}	— ^{*2}	—	—	—	約 8.46	—	—
制御棒落下	—	—	—	約 766	約 671	約 648	約 8.60	—	約 1.1×10 ⁻²
放射性気体廃棄物 処理施設の破損	—	—	—	—	—	—	—	—	[約 3.5×10 ⁻²] ^{*1}
主蒸気管破断	— ^{*2}	— ^{*2}	約 413	—	—	—	—	—	[約 7.2×10 ⁻²] ^{*1}
燃料集合体の落下	—	—	—	—	—	—	—	—	[約 7.0×10 ⁻²] ^{*1}
判断基準	1,200°C 以下			837 kJ/kg 以下 (200cal/g)			10.34MPa[gage]以下	427 kPa[gage]以下	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4月26日付け許可）における値から変更なし。

*2：沸騰遷移を生じない。

5. 立地評価のための想定事故の解析

重大事故及び仮想事故（全身線量積算値の評価を除く）については、MOX燃料を装荷したサイクル以降においても原子炉設置変更許可申請書（平成17年4月26日付け許可）における解析結果から変更はないとしている。

ただし、仮想事故時の全身線量積算値の評価については、最新の2005年国勢調査結果が公表されたことから、「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」（以下「原子炉立地審査指針」という。）及び「安全評価指針」に基づき、解析が行われている。

審査に当たっては、「原子炉立地審査指針」及び「安全評価指針」に基づき、以下に示す具体的な判断基準を用い、立地評価のための解析結果の評価を行った。

- ① 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。

解析結果及び評価は、以下のとおりである。

5. 1 解析結果

仮想事故における全身線量の積算値については、「原子炉冷却材喪失」において最大となり、西暦2005年の人口に対して約 1.8×10^{-1} 万人Svである。なお、参考として西暦2055年の推計人口に対する全身線量の積算値は約 1.3×10^{-1} 万人Svである。

なお、重大事故及び仮想事故（全身線量積算値の評価を除く）については、MOX燃料を装荷したサイクル以降においても原子炉設置変更許可申請書（平成17年4月26日付け許可）における解析結果と変更はないとしており、重大事故時における、敷地境界外におけるγ線による全身に対する線量は、最大約 5.0×10^{-2} mSv、小児の甲状腺に対する線量は、最大約12mSvとしている。また、仮想事故時における敷地境界外におけるγ線による全身に対する線量は、最大約2.5mSv、成人の甲状腺に対する線量は、最大約31mSvとしている。

5. 2 評価

立地評価のための想定事故（重大事故及び仮想事故）として取り上げられている事象については、「1/3 MOX 報告書」において、「安全評価指針」に示される事象をそのまま用いることができるとされており、「安全評価指針」に従い選定されていることから、妥当なものと判断した。

核分裂生成物の放出量及び線量の評価は、「原子炉立地審査指針」の趣旨に照らして、結果が十分厳しくなるような解析条件を用いて行われており、また「安全評価指針」に適合しているので、妥当なものと判断した。

以上の解析条件に基づいて計算された仮想事故における全身線量の積算値は、「原子炉立地審査指針」に示されるめやす線量を十分下回っている。

また、甲状腺に対する線量及び全身に対する線量は、原子炉設置変更許可申請書（平成17年4月26日付け許可）における解析結果から変更なく、「原子炉立地審査指針」に示されるめやす線量を十分下回っている。

したがって、本原子炉の立地条件は「原子炉立地審査指針」に適合しているものと判断した。

なお、「『プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について』の適用方法などについて」を踏まえ、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」を用いた被ばく評価を行わないとすることは妥当と判断した。

V 審査経過

本審査書は、中国電力株式会社が提出した「島根原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（2号原子炉施設の変更）及び同添付書類」（平成18年10月23日付け申請、平成20年1月30日付け一部補正、平成20年9月5日付け一部補正）に基づき審査を行った結果を取りまとめたものである。

