

九州電力株式会社玄海原子力発電
所の原子炉の設置変更（3号原子
炉施設の変更）に係る安全性につ
いて

平成17年2月

経 済 産 業 省

目 次

審査結果	1
変更申請内容	2
審査方針	3
1 審査の基本方針	3
2 審査方法	3
審査内容	5
1. 原子炉施設の安全設計	5
1.1 炉 心	5
1.2 非常用炉心冷却設備	12
1.3 燃料取扱及び貯蔵設備	13
2. 原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価	15
2.1 解析結果	15
2.2 評 価	16
3. 運転時の異常な過渡変化の解析	17
3.1 解析結果	18
3.2 評 価	18
4. 事故の解析	21
4.1 解析結果	22
4.2 評 価	23
5. 立地評価のための想定事故の解析	26
5.1 解析結果	26
5.2 評 価	27
審査経過	28

審査結果

九州電力株式会社玄海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「玄海原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（3号原子炉施設の変更）及び同添付書類」（平成16年5月28日付け申請、平成17年1月18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。

変更申請内容

玄海原子力発電所の3号炉において、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体を装荷する。これに伴い、燃料取替用水タンクのほう素濃度等を変更する。

なお、この変更に伴い原子炉の型式、原子炉本体の構造及び設備、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備、原子炉冷却系統施設の構造及び設備、並びに計測制御系統施設の構造及び設備の記載を最新の記載形式に合わせる。

審査方針

1. 審査の基本方針

審査においては、玄海原子力発電所3号原子炉施設の変更について、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「玄海原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（3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、書類による審査のほか、必要に応じ現地調査を実施することとした。
- (3) 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。

「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）

「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）

「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

「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）

「発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針」

昭和63年4月（平成12年8月一部改訂）

「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）

「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）

「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（平成13年3月一部改訂）

「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）

「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）

(4) 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。

「加圧水型原子炉に用いられる17行17列型の燃料集合体について」

昭和51年2月

「取替炉心検討会報告書」

昭和52年5月

(5) さらに、旧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。

「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）

「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

「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」

平成元年3月

「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5月

「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

「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

「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）

(6) そのほか、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をも参考とすることとした。

審査内容

本原子炉施設の変更に関す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

原子炉施設の安全設計については、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の装荷に関連するものとして炉心、非常用炉心冷却設備並びに燃料取扱及び貯蔵設備について検討を行った。

1.1 炉心

本変更は、取替燃料の一部として、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体を3号炉に最大48体装荷するものである。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体は、燃料棒の配列を 17×17 、燃料集合体最高燃焼度を45,000MWd/t、原料のプルトニウム組成比を原子炉級（核分裂性プルトニウム割合約55wt%～約82wt%）、ウラン235濃度を約0.2wt%～約0.4wt%としている。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、プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含めて約4.1wt%濃縮ウラン相当以下とし、かつ、約11wt%以下としている。また、燃料集合体はプルトニウム含有率が高、中、低の燃料棒から構成され、燃料ペレット最大のプルトニウム含有率を13wt%以下、核分裂性プルトニウム富化度を8wt%以下としている。

本変更に関して炉心の核設計、熱水力設計、燃料の機械設計及び炉心の動特性の妥当性について検討を行った。

(1) 核設計

本変更に係る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。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、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「プラント各系統」という。）の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないこと。

運転に伴う反応度の変化を安定に制御できるとともに、最大の反応度値を有する制御棒クラスタ1本が完全に引き抜かれた状態であっても、常に炉心を臨界未満にできること。

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こと。

このため、審査に当たっては、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の核的特性を踏まえ、核設計手法、出力分布制御、反応度制御等について検討を行った。

解析に用いられている核設計手法については、「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」において妥当性が確認されている核設計コードが使用されている。このコードにより、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体内のプルトニウム含有率分布や燃料集合体の相互間の影響も評価が可能であるとされている。

通常運転時においては、ウラン燃料集合体との混在による影響を考慮して、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体内に高、中、低のプルトニウム含有率分布を設けることにより、水平方向出力分布の平坦化が図られており、軸方向出力分布については、従来と同様、アキシャルオフセット一定制御運転により適正に保つことができる。これにより、通常運転時の二酸化ウラン燃料棒及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒の最大線出力密度は43.1kW/m以下、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の最大線出力密度は34.5kW/m以下に保たれる。運転時の異常な過渡変化時においても、3に示すように「プラント各系統」の機能とあいまって、燃料は許容設計限界を超えない。

燃焼に伴う核分裂性物質の変化、減速材の温度変化、燃料ペレットの温度変化、キセノン、サマリウム等の中性子吸収物質の濃度変化等による反応度変化については、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の制御棒クラスタ及びほう素の反応度値がウラン燃料炉心に比べて低下するという特徴があるが、それに対応して原子炉停止時の一次冷却材中のほう素濃度を従来濃度より高める変更を行っており、変更後においても、化学体積制御設備によるほう素濃度の調整と制御棒クラスタの挿入又は引き抜きにより制御できる。また、最大の反応度値を有する制御棒クラスタ1本が完全引抜位置から挿入できない場合でも残りの制御棒クラスタの挿入により高温状態で炉心を臨界未満(0.016 k/k以上の反応度停止余裕)にでき、さらに、化学体積制御設備によるほう酸注入により、低温状態でも臨界未満(0.010 k/k以上の反応度停止余裕)に維持できる。

反応度フィードバック特性については、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷した炉心は、ウラン燃料のみを装荷した炉心に比べ、ドップラ係数及び減速材温度係数がより負となる特徴を有しており、従来と同様、ドップラ係数は負であり、かつ、高温出力運転状態で減速材温度係数は負となるように設計され、急速な固有の出力抑制効果を有している。

さらに、炉心の安全性確認項目について以下のとおり確認した。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の核設計に関し、ウラン燃料平衡炉心より移行炉心を経てウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が48体装荷されているウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心に至るまでの標準的な燃料取替方式を想定し、「取替炉心検討会報告書」に示された最大線出力密度、反応度停止余裕、ドブプラ係数、減速材温度係数等の取替炉心の安全性確認項目（以下「取替炉心安全性確認項目」という。）について解析がなされている。

さらに、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷体数が最大となるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心において、プルトニウム組成変動による取替炉心安全性確認項目への影響が確認されている。

これらを検討した結果、いずれも安全解析使用値の範囲内にあることを確認した。なお、プルトニウム含有率については、原料のプルトニウム組成比に応じて変化させ、プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含めてウラン燃料の取替燃料の濃縮度に合わせて約4.1wt%濃縮ウラン相当以下となるよう調整される。

また、炉心設計において、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料それぞれの製造上の公差による最大線出力密度への影響が考慮されている。

したがって、変更後においても本原子炉の核設計は妥当なものと判断した。

(2) 熱水力設計

本変更に係る炉心の熱水力設計においては、「プラント各系統」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、燃料が損傷しないように、以下に示す燃料の許容設計限界を満足することが要求される。

最小限界熱流束比（以下「最小DNBR」という。）は、許容限界値以上であること。

燃料中心最高温度は、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン、ウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点未満であること。

このため、審査に当たっては、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の核的特性及び物性を踏まえ、限界熱流束比及び燃料温度に関する熱水力設計について検討を行った。

解析には、「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」において妥当性が確認されている核設計コード並びに「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」及び「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」において妥当性が確認されている燃料棒設計コードが使用されている。このコードにより、ウラン・プルトニウム混合酸化物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。

「最小DNBR」の評価結果については、炉心流量分布に影響を与えるウラン・

プルトニウム混合酸化物燃料集合体の寸法及び形状はウラン燃料集合体と同一であり、さらに、核設計によりウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の出力分布はウラン燃料炉心と同等とすることから、定格出力運転時において、従来と同一の1.80となり、許容限界値の1.17に対して十分な余裕が確保される。また、運転時の異常な過渡変化時については、 3 に示すように、許容限界値以上である。

また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心最高温度の制限値については、ウラン燃料と同様に計算モデルの不確定性、燃料の製造公差及び燃焼に伴う溶融点の低下を考慮し、さらにウラン・プルトニウム混合酸化物の溶融点がプルトニウム含有率の増加に伴い低下することを実験結果を基に考慮して定めている。なお、燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは燃料寿命初期であるが、未照射の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、ウラン燃料の2,600 に対し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では2,510 としている。この制限値は溶融点に対して十分安全側の値である。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心最高温度の評価結果については、定格出力運転時においては、燃料寿命初期において燃料中心温度が最高となり、かつ、制限値との差が小さくなる燃焼度約1,200MWd/tにおける制限値2,500 に対して約1,820 となる。運転時の異常な過渡変化時においても、 3 に示すように、燃料中心温度については、制限値を下回っている。

また、二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の制限値及び評価結果は、従来と変わることはなく、それぞれの制限値を下回っている。

したがって、変更後においても本原子炉の熱水力設計は妥当なものと判断した。

(3) 機械設計

本変更に係る燃料の機械設計においては、燃料材料、使用温度、圧力条件、照射効果等を考慮し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、「プラント各系統」とあいまって、燃料棒が損傷しないように、以下に示す事項を満足することが要求される。

燃料中心最高温度は、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点未満であること。

燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形により燃料ペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと。

被覆管応力は、被覆材の耐力以下であること。

被覆管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。

累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下であること。

また、本変更に係る燃料の機械設計においては、燃料集合体の輸送及び取扱い時に、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体に加わる荷重に対し、構成部品が十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持されることが要求される。

このため、審査に当たっては、燃料中心最高温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、被覆管の歪等に関する燃料棒の機械設計並びに応力及び変形に関する燃料集合体の機械設計について検討を行った。

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」において妥当性が確認されている燃料棒設計コードが使用されている。このコードは「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、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ペレットの物性、核的特性及び照射挙動（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。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心最高温度については、「(2)熱水力設計」に示すように、制限値を下回っている。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料棒内圧については、ウラン燃料に比べ核分裂ガス放出率が大きいことから高くなる傾向にあるため、ヘリウム加圧量をウラン燃料より低くした設計としている。これに基づき、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料棒内圧を評価した結果、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形により燃料ペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を下回っている。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の被覆管応力については、内外圧差による応力、燃料ペレットの接触圧による応力、熱応力、地震による応力、水力振動による応力を考え、これらの応力を組み合わせた場合でも、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、被覆材の耐力以下に保つ設計としている。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の被覆管の歪については、被覆管の内外圧差及び燃料ペレットと被覆管の接触により発生するが、これらによる歪の増加は小さい。また、運転時の異常な過渡変化時においても、被覆管の歪の増加量は1%を下回る設計としている。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の累積疲労サイクルについては、燃料寿命中の起動・停止や負荷変化により被覆管にかかる応力サイクル数とLanger and O'Donnellの疲労曲線から求まる設計許容繰返し数との比の累積である累積疲労損傷係数が1を超えない設計としている。

また、二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り二酸化ウラン燃料について、同様に累積疲労損傷係数が1を超えない設計としている。

なお、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は、燃料ペレット内にプルトニウム含有率の不均一性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。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は、最大荷重 6 G で設計されるウラン燃料と同一の構成部品を使用していることから、常温において 6 G の荷重に対して燃料集合体としての機能が保持されるよう設計されている。しかし、輸送中に高温となり、強度が低下することから、輸送及び取扱い時の荷重を 4 G と制限し、輸送中の荷重を加速度計により監視することとし、取扱い時の荷重は 4 G 以下と制限できるとしている。なお、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に 4 G の荷重が加わったとしても、その構成部品は強度を有し、燃料集合体としての機能は保持される。

したがって、変更後においても本原子炉の燃料の機械設計は妥当なものと判断した。

(4) 動特性

本変更に係る動特性に関する設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

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し、また、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。

このため、審査に当たっては、原子炉の固有の自己制御性及び運転中の設計負荷変化に対する原子炉の安定性について検討を行った。

炉心の動特性の解析には、国内 PWR において実績のある計算コードが使用されている。

原子炉の固有の自己制御性については、「(1)核設計」に示すように、炉心が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を持つように、ドップラ係数は負であり、かつ、高温出力運転状態で減速材温度係数は負となるように設計される。

また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の設計負荷変化に対する原子炉の安定性については、ウラン燃料炉心に比ベドップラ係数及び減速材温度係数がより負となる、制御棒クラスタの反応度値が小さくなる、遅発中性子割合がより小さくなるという特徴及びプルトニウム組成の変動を考慮して解析が行われている。

約 15% 定格出力以上での通常運転時において、 $\pm 10\%$ ステップ状負荷変化（定格負荷から 90% 定格負荷及び 90% 定格負荷から定格負荷）、 $\pm 5\% / \text{min}$ ランプ状負荷変化（15% 定格負荷から定格負荷及び定格負荷から 15% 定格負荷）及び急激な負荷減少（定格負荷から 50% 定格負荷）の各設計負荷変化に対し、制御棒クラスタによる原子炉出力制御、加圧器スプレイ及び加圧器ヒータによる加圧器圧力制御、ター

ピンバイパス制御等の適切な動作により原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の主要諸変数が十分な減衰性を持って新しい平衡状態に制御される。

さらに、キセノンによる出力分布の空間振動について、水平方向の振動に対しては減衰特性を有するように設計される。また、軸方向の振動に対しては制御棒クラスタを操作してアキシャルオフセットを適正な範囲に維持することにより出力振動を抑制できるように設計される。

したがって、変更後においても本原子炉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 非常用炉心冷却設備

本変更は、取替燃料の一部として、1.1に示すウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体を3号炉に装荷する。これに伴い、3号炉の燃料取替用水タンクのほう素濃度を約2,500ppmから3,100ppm以上に変更するものである。

本変更に係る非常用炉心冷却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。

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。

このため、審査に当たっては、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷に伴うほう素価値の低下を考慮した燃料取替用水タンクのほう素濃度の変更について検討を行った。

その結果、主蒸気管破断事故時に、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの挿入に加えて、非常用炉心冷却設備によるほう酸注入により炉心を臨界未満にでき、かつ、維持できることを確認した。

したがって、変更後においても非常用炉心冷却設備の設計は妥当なものと判断した。

1.3 燃料取扱及び貯蔵設備

本変更は、取替燃料の一部として、1.1に示すウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体を3号炉において取扱い及び貯蔵するものである。

本変更に係る燃料取扱及び貯蔵設備の設計においては、ウラン新燃料よりも表面線量率が高く、崩壊熱が大きいウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の性質を考慮し、発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針を踏まえて、以下に示す事項を満足することが要求される。

使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の貯蔵設備は、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。

使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の貯蔵設備は、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。

燃料取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。

使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の取扱及び貯蔵設備は、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。

使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。

このため、審査に当たっては、使用済燃料貯蔵設備における燃料の臨界防止、使用済燃料貯蔵設備の除熱能力並びにウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の取扱い及び放射線防護について検討を行った。

使用済燃料貯蔵設備における燃料の臨界防止については、使用済燃料ラックは材料としてステンレス鋼を使用し、燃料集合体の間隔を適切にとることにより、設備容量分の新燃料を貯蔵し、かつ、純水で満たされる場合を想定しても、解析上の不確定さを含む実効増倍率は0.98以下に保たれる。

使用済燃料貯蔵設備の除熱能力については、過去に取り出された使用済燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を含む。）が使用済燃料ピットに貯蔵されているときに燃料取替で原子炉から全炉心を取り出して貯蔵した場合を重ね合わせ、さらにウラン・プルトニウム混合酸化物燃料についてはその崩壊熱がウラン燃料に比べて高いという特徴を考慮した上で設計されている。これにより、使用済燃料ピット水浄化冷却設備により使用済燃料ピット水平平均温度が52 以下になるように設計され、また、使用済燃料ピットポンプ1台運転でも65 以下に保たれる。

ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の取扱設備は、燃料集合体の移送操作中の

落下防止のため、二重ワイヤ等の適切な保持機能を有するように設計される。

ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の取扱及び貯蔵設備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、ウラン・プルトニウム混合酸化物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、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置による遮へい等がなされ、使用済燃料ピットでの保管が行われる。

また、使用済燃料の取扱及び貯蔵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、使用済燃料ピットで保管される。

したがって、変更後においても燃料取扱及び貯蔵設備の設計は妥当なものと判断した。

2. 原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用に伴い、「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」（以下「線量目標値に関する指針」という。）及び「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」（以下「線量評価指針」という。）に基づき、1号、2号、3号及び4号原子炉施設の平常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価が行われている。

原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価においては、変更後においても、周辺監視区域外における線量が法令に定める限度を下回るような設計であるとともに、原子炉施設から平常運転時に周辺環境に放出される放射性物質が合理的に達成できる限り低減されるよう「線量目標値に関する指針」に示された線量目標値を達成し得る設計であることを確認することが求められる。

解析結果及び評価は、以下のとおりである。

2.1 解析結果

3号炉においては、環境に放出される放射性物質の放出量の算出に当たって、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷に伴い、炉心の平均熱中性子束が減少すること及びほう酸回収装置への1次冷却材抽出量が増加することを考慮している。

この結果、3号炉において、希ガスについては約 5.2×10^{14} Bq、よう素についてはI-131が約 1.5×10^{10} Bq、I-133が約 1.8×10^{10} Bqであり、大気中に放出される放射性物質の年間放出量は、1号、2号、3号及び4号炉合計で、希ガスについては約 2.2×10^{15} Bq、よう素についてはI-131が約 5.8×10^{10} Bq、I-133が約 6.7×10^{10} Bqである。

また、放射性物質の大気拡散の解析に当たっては、1981年1月から1981年12月までの1年間にわたり発電所敷地において観測された気象資料の統計処理により得られた風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均、風向別出現頻度並びに放出源の有効高さをを用いている。

一方、線量評価に用いる液体廃棄物中の放射性物質の年間放出量については、上記ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用を考慮しても、トリチウムを除き、1号、2号、3号及び4号炉それぞれ 3.7×10^{10} Bq、トリチウムについては1号及び2号炉それぞれ 3.7×10^{13} Bq、3号及び4号炉それぞれ 7.4×10^{13} Bqである。

以上を基に、敷地等境界外における一般公衆の受ける線量を評価しており、1号、2号、3号及び4号炉からの気体廃棄物中の希ガスの線による実効線量は、3号炉心から東方向約970mの地点で最大となり、年間約 $2.5 \mu\text{Sv}$ である。液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量は、1号及び2号炉では年間約 $2.8 \mu\text{Sv}$ 、3号及び4号炉では年間約 $1.3 \mu\text{Sv}$ である。また、よう素による実効線量は、1号、2号、

3号及び4号炉からの気体廃棄物及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合で海藻類を摂取しない場合の幼児が最大となり、年間約2.5 μ Svである。

2.2 評 価

環境に放出される放射性物質の放出量の計算においては、本変更が適切に反映されており、また、放射性物質の放出量及び実効線量の計算方法は、「線量評価指針」に適合していることから、妥当なものと判断した。

また、評価結果については、敷地等境界外での1号、2号、3号及び4号炉に起因する実効線量の最大値の合計は年間約7.8 μ Svであり、変更後においても、法令に定める周辺監視区域外の線量限度を十分下回るとともに、1号、2号、3号及び4号原子炉施設の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が合理的に達成できる限り低減される設計であるものと判断した。

3. 運転時の異常な過渡変化の解析

変更後における、安全保護系、原子炉停止系等の設計の妥当性を確認するため、「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、下記の事象の解析が行われている。

なお、「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」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。

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
- ・ 制御棒の落下及び不整合

- ・ 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

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

- ・ 主給水流量喪失

- ・ 蒸気負荷の異常な増加

- ・ 2次冷却系の異常な減圧

- ・ 蒸気発生器への過剰給水

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
- ・ 原子炉冷却材系の異常な減圧
- ・ 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

解析に当たっては、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の装荷及びプルトニウム組成の変動を考慮し、ほう素価値、実効遅発中性子割合、燃料の物性値、燃料取替用水タンクのほう素濃度等の解析条件が変更されている。

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項目を具体的な判断基準として、解析の評価を行った。

「最小DNBR」は許容限界値（「統計的熱設計手法」による場合は1.17、W-3相関式を用いる場合は1.30）以上であること。

燃料被覆管の機械的破損が生じないように、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。

燃料エンタルピは、許容限界値以下であること。すなわち、燃料エンタルピの最大値は、「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。

なお、燃焼が進んだ燃料の破損しきい値については、「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P C M I破損しきい値のめやすを超えないこと。

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17.16MPa〔gage〕(175kg/cm²G)の1.1倍の圧力18.88MPa〔gage〕(192.5kg/cm²G)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

「最小DNBR」については、これが最も厳しくなる「原子炉冷却材系の停止ループの誤起動」において、約1.29であり、許容限界値である1.17を上回っている。

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 (ウラン燃料)及び約2,280 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)であり、それぞれの設計に当たっての制限値2,590 (ウラン燃料)及び2,500 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)を下回っている。

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、これが最も厳しくなる二酸化ウラン燃料で約367kJ/kg (約88cal/g)となり、燃料の許容設計限界である712kJ/kg (170cal/g)を下回っている。また、ピーク出力部燃料エンタルピの増分の最大値については、約92kJ/kg (約22cal/g)にとどまり、ペレット燃焼度40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満のP C M I破損しきい値のめやすである209kJ/kg (50cal/g)を下回っている。なお、本事象において浸水燃料の存在を考慮しても、浸水燃料の破裂は生じない。

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〕(約188kg/cm²G)であり、最高使用圧力の1.1倍である18.88MPa〔gage〕(192.5kg/cm²G)を下回っている。

3.2 評価

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、以下に示すとおり妥当なものと判断した。

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。

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している。また、機能を期待しているMS - 3に属するタービントリップ機能についても信頼性が十分であると考えるので、その機能を期待することは妥当なものと判断した。

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、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いる。さらには、事象に対処するために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いる。

原子炉のトリップの効果を期待する場合には、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、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クラスタ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。

解析に使用されている計算プログラム等は、いずれも実験結果等との比較により、そ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、評価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「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」に従い、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の特性がプルトニウム組成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、また、3.1に示すように解析結果は判断基準を満足していること等から、変更後においても本原子炉施設は「安全評価指針」等に適合しているものと判断した。

第1表 運転時の異常な過渡変化の解析結果まとめ

項 目	最小DNBR	燃料中心温度(注2)	燃料エンタルピ	原子炉圧力(注3) MPa[gage] (kg/cm ² G)
判 断 基 準	1.17(ITDP ^{注4}) 1.30(W-3相関式)	<溶融点	712kJ/kg (170cal/g)	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 18.88 (192.5)
1. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	-	-	約367kJ/kg (約88cal/g)	約17.0 (約173)
2. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	約1.36(ITDP)	約2,280 (MOX燃料)	-	【約0.7】(約8)
3. 制御棒の落下及び不整合	(落 下)	約1.31(ITDP)	溶融点未満	【約0.2】(約2)
	(不整合)	約1.37(ITDP)		初期状態で一定
4. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	(注1)	(注1)	-	(注1)
5. 原子炉冷却材流量の部分喪失	約1.60(ITDP)	溶融点未満	-	【約0.5】(約5)
6. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	約1.29(ITDP)	約2,230 (MOX燃料)	-	【約0.9】(約9)
7. 外部電源喪失	「原子炉冷却材流量の喪失」及び「主給水流量喪失」の解析結果に包含される。			
8. 主給水流量喪失	-	-	-	約17.4 (約178)
9. 蒸気負荷の異常な増加	約1.57(ITDP)	溶融点未満	-	【約0.2】(約2)
10. 2次冷却系の異常な減圧	約3.5(W-3相関式)	溶融点未満	-	過度に上昇することはない。
11. 蒸気発生器への過剰給水	約1.65(ITDP)	溶融点未満	-	【約0.2】(約2)
12. 負荷の喪失	約1.73(ITDP)	溶融点未満	-	約17.9 (約183)
13. 原子炉冷却材系の異常な減圧	約1.55(ITDP)	-	-	-
14. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	初期値より増加	-	-	過度に上昇することはない。

(注1) 反応度添加率が「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」で使用した範囲に含まれているので、この解析に包含される。

(注2) 評価結果はウラン燃料(2,590)とMOX燃料(2,500)で判断基準に対して厳しい結果を記載。

(注3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力に圧力損失等約0.57MPa(約5.8kg/cm²)を加えた値。【 】内は、圧力上昇幅を表わす。

(注4) 統計的熱設計手法: Improved Thermal Design Procedure

- : 判断基準を適用しない事項

4 . 事故の解析

変更後における、工学的安全施設等の設計の妥当性を確認するため、「安全評価指針」に基づき、事故として、下記の事象の解析が行われている。

なお、「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」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。

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
- ・ 主給水管破断
- ・ 主蒸気管破断

反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

- ・ 制御棒飛び出し

環境への放射性物質の異常な放出

- ・ 放射性気体廃棄物処理施設の破損
- ・ 蒸気発生器伝熱管破損
- ・ 燃料集合体の落下
- ・ 原子炉冷却材喪失
- ・ 制御棒飛び出し

原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

- ・ 原子炉冷却材喪失
- ・ 可燃性ガスの発生

解析に当たっては、運転時の異常な過渡変化における解析と同様に、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の装荷及びプルトニウム組成の変動を考慮し、ほう素の反応度価値、実効遅発中性子割合、燃料の物性値、燃料取替用水タンクのほう素濃度等の解析条件が変更されている。また、周辺公衆に対する線量評価においては、1981年1月から1981年12月までの1年間の気象資料から算出した「 I/Q 」及び「 D/Q 」が用いられている。

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ついて以下に示す項目を具体的な判断基準として、解析の評価を行った。

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。

燃料エンタルピは、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値に対して、「反応度投入事象取扱報告書」に示されたとおり燃焼が最も進んだペレットの溶融点の低下及びガドリニア添加によるペレット溶融点の低下を考慮した値を差し引いた値を超えないこと。

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17.16MPa〔gage〕(175kg/cm²G)の1.2倍の圧力20.59MPa〔gage〕(210kg/cm²G)以下であること。

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0.392MPa〔gage〕(4.0kg/cm²G)以下であること。

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。

なお、「原子炉冷却材喪失」の解析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」も用いた。

解析結果及び評価は、以下のとおりである。

4.1 解析結果

「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、「原子炉冷却材流量の喪失」、「原子炉冷却材ポンプの軸固着」、「主給水管破断」及び「主蒸気管破断」の解析結果については、「最小DNBR」が最も厳しくなる「原子炉冷却材ポンプの軸固着」において約1.29であり、許容限界値である1.17を上回っている。したがって、これらの事故時において、いずれも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。

「原子炉冷却材喪失」の解析結果については、最も厳しくなる大破断の場合において、燃料被覆管最高温度は約1,006 であり、制限値の1,200 を下回る。また、燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム - 水反応量は、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さに対して、約1%であり、制限値の15%を下回り、全炉心平均ジルコニウム - 水反応量は0.3%以下である。したがって、この事故時において、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。また、長期にわたる炉心の冷却は、再循環モードの確立によって確保される。

燃料エンタルピの最大値については、「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「制御棒飛び出し」において、約352kJ/kg（約84cal/g）（ウラン燃料）及び約352 kJ/kg（約84cal/g）（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）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、ガドリニア添加及びプルトニウム存在比によるペレットの溶融点の低下分に相当するエンタルピを差し引いた値である833kJ/kg（199cal/g）（ウラン燃料）及び770 kJ/kg（184cal/g）（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）を下回っている。また、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については約70kJであり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギーの9,400kJを下回り、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

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17.8MPa〔gage〕（約182kg/cm²G）であり、最高使

用圧力の1.2倍である20.59MPa〔gage〕（210kg/cm²G）を下回っている。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」における「原子炉冷却材喪失」において、約0.320MPa〔gage〕（約3.26kg/cm²G）であり、最高使用圧力である0.392MPa〔gage〕（4.0kg/cm²G）を下回っている。また、原子炉格納容器内最高温度については、約133 であり、最高使用温度の144 を下回っている。さらに、可燃性ガスの発生に伴う原子炉格納容器内の水素濃度については、事故発生後、30日時点で約3.5%であり、可燃限界である4%を下回っている。

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「環境への放射性物質の異常な放出」における「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。

4.2 評価

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」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して判断した。

また、解析に用いられている条件及び手法は、以下に示すとおり妥当なものとして判断した。

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。

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。また、機能を期待しているMS - 3に属するタービントリップ機能についても信頼性が十分であると考えるので、その機能を期待することは妥当なものとして判断した。

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、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いる。さらには、事象に対処するために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。

原子炉のトリップの効果を期待する場合には、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒クラスタ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。

解析に使用されている計算プログラム等は、いずれも実験結果等との比較により、そ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、評価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、「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」に従い、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の特性がプルトニウム組成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、また、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等から、変更後においても本原子炉施設は「安全評価指針」等に適合しているものと判断した。

第2表 事故の解析結果まとめ

項目		炉心損傷・冷却能力の維持	燃料エンタルピー [kJ/kg(cal/g)]	原子炉圧力 (注3)	原子炉格納容器健全性	実効線量 (mSv)
判断基準		燃料被覆管最高温度： 1,200 局所最大Zr-水反応量： 15% 全炉心平均Zr-水反応量：格納容器健全性確保の見地から十分低い値であること(1%以下) 最小DNBR： 1.17(ITDP), 1.30(W-3相関式)	833(199) (ウラン燃料) 770(184) (MOX燃料)	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力： 20.59MPa[gage] (210kg/cm ² G)	原子炉格納容器内圧力： 0.392 MPa[gage](4.0kg/cm ² G) 原子炉格納容器内温度： 144 原子炉格納容器内水素濃度： 4%	5
評価 事 象	1.原子炉冷却材喪失	大破断 (施栓率0%/10%) 燃料被覆管最高温度：約1,006 / 約1,000 局所最大Zr-水反応量：約0.4% / 約0.5% (注4) 全炉心平均Zr-水反応量： 0.3 % / 0.3%	-	-	最高圧力：約0.320MPa[gage] (約3.26kg/cm ² G)	約0.086
		小破断 (施栓率0%/10%) 燃料被覆管最高温度：約719 / 約703 局所最大Zr-水反応量：約0.1% / 約0.1% 全炉心平均Zr-水反応量： 0.1 % / 0.1%	-	-	最高温度：約133 水素濃度：約3.5%	
	2.原子炉冷却材流量の喪失	最小DNBR(ITDP)：約1.48	-	【約0.7MPa】 (約7kg/cm ²)	-	-
	3.原子炉冷却材ポンプの軸固着	最小DNBR(ITDP)：約1.29	-	約16.8MPa[gage] (約171kg/cm ² G)	-	-
	4.主給水管破断	最小DNBR(ITDP)：約1.37	-	約17.8MPa[gage] (約182kg/cm ² G)	-	-
	5.主蒸気管破断	最小DNBR(W-3)：約1.79	-	過度に上昇することはない	-	-
	6.制御棒飛び出し(注1,2)	-	(BOC) 約277(約66) (ウラン燃料) 約276(約66) (MOX燃料) (EOC) 約352(約84) (ウラン燃料) 約352(約84) (MOX燃料)	約17.3MPa[gage] (約176kg/cm ² G)	-	約0.038
	7.放射性気体廃棄物処理施設の破損	-	-	-	-	約0.077
	8.蒸気発生器伝熱管破損	最小DNBR(ITDP)：約1.45	-	-	-	約0.24
9.燃料集合体の落下	-	-	-	-	約0.033	

(注1) 燃料エンタルピーは高温零出力時の評価値、原子炉圧力は高温全出力時の評価値

(注2) PCMI破損及び浸水燃料の破損によって発生する衝撃圧力のもつ機械的エネルギーは約70kJであり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー9,400kJに対して十分小さい。

(注3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力に圧力損失等約0.57MPaを加えた値。【 】内は圧力上昇幅を表わす。

(注4) 両端破断の場合は、局所最大Zr-水反応量は約1%となる。

- : 判断基準を適用しない事項

5 . 立地評価のための想定事故の解析

変更後において、原子炉の立地条件の適否、すなわち、周辺公衆との離隔の妥当性を確認するため、「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、重大事故及び仮想事故として「原子炉冷却材喪失」及び「蒸気発生器伝熱管破損」の解析がそれぞれ行われている。

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、立地評価のための事故解析の評価を行った。

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」を判断するめやすとして、重大事故の場合については次の線量を使用する。

- ・ 甲状腺（小児）に対して 1.5Sv
- ・ 全身 に対して 0.25Sv

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」を判断するめやすとして、仮想事故の場合については次の線量を使用する。

- ・ 甲状腺（成人）に対して 3Sv
- ・ 全身 に対して 0.25Sv

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

(1) 重大事故

「原子炉冷却材喪失」の解析結果については、敷地等境界外におけるよう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対しての線量の最大値は、約0.0026Svであり、敷地等境界外における放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量並びに直接ガンマ線による全身に対しての線量の最大値は、約0.000026Svである。

「蒸気発生器伝熱管破損」の解析結果については、敷地等境界外におけるよう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対しての線量の最大値は、約0.0088Svであり、敷地等境界外における放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量の最大値は、約0.00028Svである。

(2) 仮想事故

「原子炉冷却材喪失」の解析結果については、敷地等境界外におけるよう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対しての線量の最大値は、約0.067Svであり、敷地等境界外における放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量並びに直接ガンマ線による全身に対しての線量の最大値は、約0.0013Svである。また、全身線量の積算値は、西暦2000年の人口に対して約0.091万人Sv、西暦2050年の推計人口に対して約0.078万人Svである。

「蒸気発生器伝熱管破損」の解析結果については、敷地等境界外におけるよう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対しての線量の最大値は、約0.019Svであり、敷地等境界外における放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量の最大値は、約0.0012Svである。また、全身線量の積算値は、西暦2000年の人口に対して約0.048万人Sv、西暦2050年の推計人口に対して約0.041万人Svである。

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の選定については、「安全評価指針」に従っており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、それぞれ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」に適合しているため、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甲状腺に対する線量及び全身に対する線量並びに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。

したがって、変更後においても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。

また、『「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のは妥当と判断した。

審査経過

本審査書は、九州電力株式会社が提出した「玄海原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（3号原子炉施設の変更）本文及び同添付書類」（平成16年5月28日付け申請、平成17年1月18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。審査の過程において、現地調査を実施した。