

**四国電力株式会社伊方発電所の
原子炉の設置変更（1号、2号
及び3号原子炉施設の変更）に
係る安全性について
（安全審査書）**

平成 1 5 年 8 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	6
1 . 気象	6
2 . 原子炉施設の安全設計	7
()	
()	
()	
()	
()	
()	
3 . 原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価	1 5
4 . 運転時の異常な過渡変化の解析	1 7
5 . 事故の解析	2 5
6 . 立地評価のための想定事故の解析	3 4
審査経過	3 7

審査結果

四国電力株式会社伊方発電所の原子炉設置変更に関し、同社が提出した「伊方発電所原子炉設置変更許可申請書（1号、2号及び3号原子炉施設の変更）及び同添付書類」（平成14年4月3日付け申請、平成14年12月26日及び平成15年6月23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

1 . 1号、2号及び3号炉の取替燃料に係る燃料集合体仕様等について、以下の変更を行う。

(1) 1号、2号及び3号炉について燃料集合体最高燃焼度を48,000MWd/tから55,000MWd/tに変更する。

(2) 1号及び2号炉についてウラン 235 濃縮度を約 4.1wt% ~ 約 3.4wt%から約 4.8wt%以下に、3号炉についてウラン 235 濃縮度を約 4.1wt% ~ 約 3.6wt%から約 4.8wt%以下にそれぞれ変更する。

併せて、1号、2号及び3号炉についてペレット初期密度、ガドリニア入り燃料のウラン 235 濃縮度及びガドリニア濃度を変更する。

(3) 1号、2号及び3号炉について、被覆材の種類を「ジルカロイ - 4」から「ジルカロイ - 4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金、又はジルコニウム - ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」に変更する。

(4) 上記の燃料集合体最高燃焼度、ウラン 235 濃縮度等の変更に伴い、関連する制限値等の見直しを行う。

2 . 1号及び2号炉について制御棒クラスタを4本増設するとともに、これに対応した炉内構造物に取り替える。

3 . 1号及び2号炉の取り外した炉内構造物等を既設の蒸気発生器保管庫（1号及び2号炉共用）に貯蔵保管する。

なお、これらの変更に伴い、原子炉本体、原子炉冷却系統施設及び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、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「伊方発電所原子炉設置変更許可申請書（1号、2号及び3号原子炉施設の変更）及び同添付書類」に基づき行った。

(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した。

(3) 燃料設計における健全性評価及び運転時の異常な過渡変化における出力運転中の制御棒の異常な引き抜き事象については、申請者が行った評価結果を審査するほか、別途に解析評価を行った。

(4) 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）

「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）

「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

(5) また、旧原子炉安全専門審査会がとりまとめた以下の報告書も活用した。

「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

(6) さらに、旧原子炉安全基準専門部会がとりまとめた以下の報告書も活用した。

「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

「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）

「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（平成13年3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に用いる崩壊熱データについて」
平成4年6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

(7) そのほか、先行炉の審査経験等をも参考とした。

審査内容

本原子炉施設の変更に關する気象、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、以下のとおりである。

1. 気象

原子炉施設の安全解析に用いる気象条件として、これまでの1982年9月から1983年8月までの気象資料に代えて、2001年1月から2001年12月までの1年間にわたり敷地において観測された気象資料が用いられている。

このため、当該気象資料及びその統計処理方法並びに大気拡散の解析方法について検討した。

原子炉施設の安全解析のための風向、風速、日射量及び放射収支量については、「発電用原子炉施設の安全解析に關する気象指針」（以下「気象指針」という。）に基づいて、敷地内の排気筒高さ付近の風向及び風速を代表する観測点（標高約80m、地上高約70m：開閉所地点）、地上風を代表する観測点（標高約20m、地上高約10m：取水口地点）並びに日射量及び放射収支量の観測点（標高約125mの露場：平簷地点）において、継続して観測が行われてきている。

これらの観測によって得られた気象資料は、「気象指針」に基づき、大気拡散の解析に適用できるように統計処理されている。2001年1月から2001年12月までの気象資料の欠測率は0.6%以下であり、「気象指針」に示された10%を下回っている。また、同気象資料は、上記排気筒高さ付近の風向及び風速を代表する観測点における過去10年間（1991年から2000年）の資料を用いて、当該観測年の検定が行われている。これによると当該観測年は特に異常な年ではなかったことを確認している。

平常運転時に放出される放射性物質の大気拡散の解析では、1号、2号及び3号炉について、上記の1年間の気象資料を基に、放射性物質の連続放出及び間欠放出を考慮して、風向別大気安定度別風速

逆数の総和及び平均を計算している。

また、事故時並びに重大事故及び仮想事故時に放出される放射性物質の大気拡散の解析では、1号、2号及び3号炉について、上記の1年間の気象資料を基に、出現確率的観点からこれらの事故期間中の相対濃度（以下「 C/Q 」という。）及び相対線量（以下「 D/Q 」という。）を計算している。「 C/Q 」及び「 D/Q 」は、放出源の有効高さ、実効放出継続時間及び着目地点を考慮して計算されており、陸側の各方位ごとに累積出現頻度が97%に当たる値を算出して、安全解析における公衆の線量評価に用いている。安全解析では、これらのうち、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による線量を含めて周辺公衆の受ける線量が最大になる方位の「 C/Q 」及び「 D/Q 」の値を用いている。

これらのことから、2001年1月から2001年12月までの気象資料を本原子炉施設の安全解析に使用することは妥当であり、また、気象資料の統計処理方法及び大気拡散の解析方法は、「気象指針」に適合しており、妥当なものと判断した。

2. 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、1号、2号及び3号炉に係る取替燃料の最高燃焼度、ウラン235濃縮度、被覆材の種類等の燃料仕様等の変更並びに1号及び2号炉に係る制御棒クラスタの増設及び炉内構造物の取替えを踏まえて、機械設計、核設計、熱水力設計等について検討を行った。

(1) 機械設計

燃料集合体及び炉心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。

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。

燃料集合体は、輸送及び取扱中に過度の変形を生じない設計であること。

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（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。

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、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、変更後における 1 号及び 2 号炉用 14 × 14 型燃料集合体並びに 3 号炉用 17 × 17 型燃料集合体（以下これらを総称して「ステップ 2 燃料」という。）の構造設計については、「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」、「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」等を踏まえ、以下のような設計上の考慮を行うとしている。

燃料中心最高温度については、燃焼の進行及びガドリニア添加に伴うペレットの溶融点の低下を考慮した二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの溶融点よりも十分低くなるように設計する。

燃料棒内圧については、燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積により上昇するが、通常運転時において燃料被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと燃料被覆管のギャップが増加する圧力を超えないように設計する。

被覆管応力については、炉内での使用温度及び高速中性子照射の効果を考慮しても、燃料被覆管の耐力を超えないように設計する。

被覆管引張歪については、運転時の異常な過渡変化時において円周方向引張歪の変化量が 1% を超えないように設計する。

被覆管累積疲労については、燃料寿命中の起動停止や負荷変化により、燃料被覆管にかかる応力サイクル数と Langer and O'Donnell の設計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 を超えないように設計する。

また、燃料集合体は、使用期間中において加わる荷重に対して十分な強度を有するとともに、輸送及び取扱中に過度の変形を生じないように、6G の荷重に耐えられるように設計する。

以上の方針に基づく燃料設計においては、変更後における種類の被覆材を用いた燃料棒について、変更に係る燃料集合体最高燃焼度域までをカバーする照射実験データ等による知見を基に見直された燃料棒設計コード等によって健全性の評価を行い、「ステップ2燃料」の燃料集合体仕様が方針を満足することを確認している。また、この評価に用いた燃料棒設計コードについては、各評価項目ごとに実験データとの比較により、モデルの妥当性を確認している。

また、燃料寿命期間中における腐食による燃料被覆管肉厚の減少、水素吸収による延性の低下、ペレット - 被覆管相互作用による燃料棒破損の発生、燃料集合体における照射成長及び熱膨張による伸び、燃料棒曲がり、燃料棒の水力振動によるフレットング摩耗、支持格子の位置ずれ並びに燃料集合体構成要素の腐食を考慮しても、使用期間中を通じ、燃料棒及び燃料集合体の健全性が維持されることを確認している。

さらに、「4 . 運転時の異常な過渡変化の解析」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ことを確認している。

また、炉心を構成する燃料棒以外の構成要素及び原子炉容器内で炉心近辺に位置する構成要素は、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み合わせに対し、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し得るように設計されている。

これらのことから、燃料集合体及び炉心の機械設計は、要求事項を満足しており、妥当なものと判断した。

なお、燃料設計における健全性評価結果については、申請者とは別途に解析評価を行い、その結果を申請者が行った燃料棒設計コードによる解析結果と比較し、その妥当性を確認した。

(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。

「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、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。

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設計であること。

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設計であること。

「ステップ 2 燃料」ではウラン 235 濃縮度を約 4.8wt%以下に高めていることから、新燃料と照射燃料の反応度差の拡大により水平方向の出力分布を平坦化しにくくなる。このため、サイクル期間を通じて適切な反応度抑制効果が得られるように、「ステップ 2 燃料」のうちガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、ガドリニア濃度を約 10wt%以下とし、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の本数を 1 号及び 2 号炉用 14×14 型燃料集合体では 16 本又は 12 本、3 号炉用 17×17 型燃料集合体では 24 本又は 16 本としている。

上記の要求事項を満足することを確認するため、変更前における 1 号及び 2 号炉用 14×14 型燃料集合体並びに 3 号炉用 17×17 型燃料集合体（以下これらを総称して「ステップ 1 燃料」という。）を装荷した炉心からの移行炉心も含め、「ステップ 2 燃料」を装荷したサイクル以降の炉心（以下「ステップ 2 燃料装荷炉心」という。）について、出力分布、反応度制御能力及び反応度フィードバック特性に対して、以下のような設計上の考慮を行うとしている。

水平方向の出力分布については、燃料の濃縮度及び燃焼度を考慮した燃料装荷位置とするとともに、反応度抑制効果を高めたガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することにより出力ピーキング係数を低く抑える。なお、軸方向の出力分布については、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大きく歪むことはない。

これらにより、通常運転時の二酸化ウラン燃料棒の最大線出力密

度は、1号及び2号炉においては47.3kW/m以下、3号炉においては39.6kW/m以下(ともにペレット焼きしまり効果を含まない。)に保たれる。また、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、ウラン235濃縮度を二酸化ウラン燃料棒より1.6wt%下げるとしていることから、1号及び2号炉においては36.7kW/m以下、3号炉においては30.7kW/m以下(ともにペレット焼きしまり効果を含まない。)に保たれる。

また、運転時の異常な過渡変化時においても、「4. 運転時の異常な過渡変化の解析」に示すように、燃料の許容設計限界を超えることはない。

制御棒クラスタ及びほう素の濃度調整による反応度制御能力については、燃料の燃焼、減速材の温度変化、燃料の温度変化、キセノン、サマリウム等の濃度変化等による反応度の変化に対して、それぞれ1号及び2号炉において約0.05 k/k及び0.17 k/k以上、3号炉において約0.05 k/k及び0.20 k/k以上を有している。

また、1号及び2号炉は中性子スペクトルの硬化による制御棒価値の低下に対応して停止グループの制御棒クラスタを4本増設することにより、3号炉は現状の制御棒クラスタにより、最大の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から挿入できない場合でも、残りの制御棒クラスタによって高温状態で炉心を臨界未満(0.018 k/k以上の反応度停止余裕)にできる。さらに、1号、2号及び3号炉ともに、原子炉停止時の原子炉冷却材中のほう素濃度を従来濃度より高めることにより、既設の化学体積制御設備によるほう酸注入によって低温状態でも炉心を臨界未満(0.010 k/k以上の反応度停止余裕)にできる。

反応度フィードバック特性については、1号、2号及び3号炉ともに、ドップラ係数は常に負であり、減速材温度係数は高温出力運転状態で負になり、予想されるすべての運転状態で急速な固有の出力抑制効果を有している。

これらのことから、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

熱水力設計においては、「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、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、具体的には、

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、二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの溶融点未満であること。
が要求される。

これらの要求事項に対して、「ステップ 2 燃料装荷炉心」について以下のような設計上の考慮を行うとしている。なお、この際、1号及び2号炉では炉内構造物の取替えに伴う構造変更による1次冷却材の流況の変化等も考慮するとしている。

「最小 DNBR」の評価では、「発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針」（以下「炉心熱設計評価指針」という。）に示された改良統計的熱設計手法（以下「改良統計的熱設計手法」という。）を用いている。このため、1号、2号及び3号炉それぞれについて DNBR 設計限界値を評価し、燃料集合体最高燃焼度を考慮した燃料棒曲がり及び燃料の混在による DNB ペナルティのための余裕を見込んだ上、1号、2号及び3号炉共通に適用できる値として、「最小 DNBR」の許容限界値を 1.42 と設定している。

「最小 DNBR」の評価結果については、定格出力運転時において、1号及び2号炉では 2.03、3号炉では 2.36 となり、許容限界値の 1.42 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おいても、「4 . 運転時の異常な過渡変化の解析」に示すように、許容限界値を下回ることはない。

燃料中心温度については、設計に当たっての制限値として、計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差を考慮し、二酸化ウランの未照射燃料で 2,580 、ガドリニア入り二酸化ウランの未照射燃料では溶融点が二酸化ウランに比べて幾分低下することを考慮して

2,480 としている。また、照射燃料では、これに燃焼に伴う溶融点の低下を考慮し、燃焼度に比例して 10,000MWd/t 当たり 32 低下させた温度を制限値としている。

燃料中心温度の評価結果については、二酸化ウラン燃料では、1号、2号及び3号炉ともに、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。燃料中心最高温度は「ステップ1燃料」が最も厳しくなり、定格出力運転時において、1号及び2号炉では燃焼度約 1,200MWd/t における制限値 2,570 に対して約 2,000 、3号炉では同じく燃焼度約 1,200MWd/t における制限値 2,570 に対して約 1,770 となる。一方、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料では、1号、2号及び3号炉ともに、燃焼度約 10,000MWd/t 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。燃料中心最高温度は「ステップ2燃料」が最も厳しくなり、定格出力運転時において、1号及び2号炉では燃焼度約 10,000MWd/t における制限値 2,440 に対して約 1,810 、3号炉では同じく燃焼度約 10,000MWd/t における制限値 2,440 に対して約 1,630 となる。

また、運転時の異常な過渡変化時においても、「4. 運転時の異常な過渡変化の解析」に示すように、燃料中心最高温度については、制限値を下回っている。

これらのことから、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はなく、熱水力設計は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。

この要求事項に対して、以下のような設計上の考慮を行うとしている。

「ステップ2燃料装荷炉心」においては、キセノンによる出力分

布の空間振動のうち、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する。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する。

原子炉の安定性については、設計負荷変化に対する解析結果から、負荷変化が生じた場合にも、十分な減衰特性を持って安定性を維持できる。

これらのことから、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。

(5) 炉内構造物の取替え及び貯蔵保管

炉内構造物の取替えにより、原子炉容器内における1次冷却材の保有量や流況が変化する。これらの影響は、後述する運転時の異常な過渡変化及び事故の解析において、それぞれ適切に考慮されている。

一方、炉内構造物の貯蔵保管に当たっては、当該固体廃棄物貯蔵施設の貯蔵容量が十分であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計であることが要求されるが、この要求事項に対して、以下のような設計上の考慮を行うとしている。

取り外した炉内構造物は、遮へい機能を有する鋼製の保管容器に収納し、既設の蒸気発生器保管庫に貯蔵保管される。蒸気発生器保管庫は、既に貯蔵保管中である蒸気発生器、原子炉上ぶた等に加え、本変更により発生する炉内構造物等を貯蔵保管できる容量を有している。

また、この貯蔵保管に伴う蒸気発生器保管庫の外側における線量率については、管理区域に係る値を十分下回るとともに、敷地境界外における直接線量及びスカイシャイン線量については、蒸気発生器保管庫以外の寄与を加えても年間 $50\ \mu\text{Gy}$ を十分下回る。

したがって、炉内構造物の取替え及び貯蔵保管に係る設計は妥当なものと判断した。

(6) 燃料貯蔵設備

燃料の高燃焼度化並びにこれに伴いウラン 235 濃縮度及びペレット密度を高めることは、燃料貯蔵設備の冷却能力及び未臨界性に影響を与える。

このため、既設の燃料貯蔵設備の安全設計について、以下の評価が行われている。

使用済燃料ピット水浄化冷却設備については、1号、2号及び3号炉ともに、「ステップ2燃料」の使用済燃料による熱負荷の増加を考慮しても、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。

使用済燃料ピットについては、1号、2号及び3号炉ともに、設備容量分の「ステップ2燃料」の新燃料を貯蔵し、純水で満たされた場合を想定しても、実効増倍率は0.98以下で、十分な未臨界性を確保できる。

新燃料貯蔵設備については、1号、2号及び3号炉ともに、設備容量分の「ステップ2燃料」の新燃料を貯蔵し、純水で満たされた場合を想定しても、実効増倍率は0.95以下で、十分な未臨界性を確保でき、さらに、いかなる密度の水分雰囲気でも満たされたと仮定しても未臨界である。

これらの評価は妥当であり、燃料貯蔵設備に係る冷却能力及び未臨界性は、確保されるものと判断した。

3. 原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価

燃料集合体仕様等の変更に伴い、「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号及び3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、原子炉施設が平常運転時に周辺環境に放出す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。

3.1 解析結果

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は、燃料のウラン 235 濃縮度の上昇に伴う炉心の平均熱中性子束の減少及びほう酸回収装置への1次冷却材抽出量の増加を考慮している。なお、1号及び2号炉においては、これに加えて、炉内構造物の取替えに伴う1次冷却材保有量の増加を考慮した1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度を用いている。

この結果、大気中に放出される放射性物質の年間放出量は、1号、2号及び3号炉合計で、希ガスについては約 1.5×10^{15} Bq、よう素についてはI-131が約 8.1×10^{10} Bq、I-133が約 4.8×10^{10} Bqである。このうち、1号及び2号炉において、それぞれ希ガスについては約 5.8×10^{14} Bq、よう素についてはI-131が約 3.7×10^{10} Bq、I-133が約 1.9×10^{10} Bqであり、3号炉においては、希ガスについては約 3.7×10^{14} Bq、よう素についてはI-131が約 7.7×10^9 Bq、I-133が約 1.0×10^{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、「1. 気象」において前述し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 235 濃縮度の上昇及び炉内構造物の取替えを考慮しても、トリチウムを除き、1号、2号及び3号炉それぞれ約 3.7×10^{10} Bq、トリチウムについては1号及び2号炉それぞれ約 3.7×10^{13} Bq、3号炉約 5.55×10^{13} Bqで、従来と変わらない。

以上を基に、敷地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号及び3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号炉から西南西方向約890mの地点で最大となり、年間約4.7 μ 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、年間約2.8 μ Svである。また、よう素による実効線量は、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3.5 μ Svである。

3.2 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、敷地境界外での1号、2号及び3号炉に起因する実効線量の最大値の合計は年間約11.0 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号及び3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。

4. 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、下記の事象の解析が行われている。

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、燃料集合体最高燃焼度を 55,000MWd/t に変更することに伴い、ウラン 235 濃縮度及びペレット密度を高めていること、制御棒価値やほう素による反応度価値の低下、水平方向の出力分布が厳しくなる傾向等を考慮して解析条件が設定されている。このほか、1号及び2号炉においては炉内構造物の取替えにより、1次冷却材の保有量や流況が変化することを考慮して、3号炉においては燃料集合体の中間部の支持格子がジルカロイ - 4 製に変更されること及び蒸気発生器伝熱管施栓率を考慮して解析が行われている。さらに、崩壊熱としては(社)日本原子力学会の推奨する核分裂生成物の崩壊熱にアクチニド崩壊熱を考慮した曲線が、「最小 DNBR」の評価では「改良統計的熱設計手法」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。

「最小 DNBR」は、許容限界値(「改良統計的熱設計手法」による場合は 1.42)以上であること。

燃料被覆管は機械的に破損しないよう、燃料中心最高温度は二酸化ウラン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 PCMI 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、最高使用圧力の 1.1 倍(1号、2号及び3号炉とも 18.88MPa[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。

4.1 解析結果

(1) 1号及び2号炉

「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、最も厳しい「最小 DNBR」を与える 3.4×10^{-5} (k/k)/s の反応度添加率を考慮した場合において約 1.53 であり、許容限界値である 1.42 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、燃料中心温度が最高となる 4.4×10^{-5} (k/k)/s の反応度添加率を考慮した場合において約 2,399 であり、設計に当たっての制限値 2,570 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、約 284kJ/kg \cdot UO₂ となり、燃料の許容設計限界である 712kJ/kg \cdot UO₂ 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 67kJ/kg \cdot UO₂ にとどまり、ペレット燃焼度 65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度までの PCMI 破損しきい値のめやすである 167kJ/kg \cdot UO₂ 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 18.4MPa[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。

(2) 3号炉

「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、最も厳しい「最小 DNBR」を与える 2.8×10^{-5} (k/k)/s の反応度添加率を考慮した場合において約 1.75 であり、許容限界値である 1.42 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、最大の燃料中心温度を与える 3.2×10^{-5} (k/k)/s の反応度添加率を考慮した場合において約 2,334 であり、設計に当たっての制限値 2,570 を下回っている。

燃料エンタルピー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 343kJ/kg \cdot UO₂となり、燃料の許容設計限界である 712kJ/kg \cdot UO₂を下回っている。また、ピーク出力部燃料エンタルピーの増分の最大値については、約 81kJ/kg \cdot UO₂にとどまり、ペレット燃焼度 65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度までの PCMI 破損しきい値のめやすである 167kJ/kg \cdot UO₂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 18.2MPa[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。

運転時の異常な過渡変化の解析結果の一覧を第 1 表及び第 2 表に示す。

4.2 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。

(1) 事象の解析に当たっては、燃料集合体最高燃焼度及び被覆材の種類の変更を踏まえて、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評価の結果が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 に属するタービントリップ機能についても、信頼性が十分であることから、その作動による機能が期待されている。

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、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おいては、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。

原子炉トリップの効果を期待する場合においては、原子炉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。

(3) 解析に使用する計算プログラム等は、いずれも実験データ等との比較により、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に選定されている。また、パラメータに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 解析結果」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、本原子炉の安全保護系、原子炉停止系等に関する設計は、妥当なものと判断した。

なお、出力運転中の制御棒の異常な引き抜き事象の評価結果については、申請者とは別途に「最小 DNBR」評価、燃料中心最高温度評価及び原子炉圧力バウンダリにかかる圧力評価を行い、その結果を申請者が行った解析結果と比較し、その妥当性を確認した。

第1表 運転時の異常な過渡変化の解析結果まとめ(1、2号炉)

項目		最小DNBR	燃料中心温度	燃料エンタルピ (kJ/kg・UO ₂)	原子炉圧力(注5) (MPa[gage])	
判断基準		1.42(GSTM)	< 溶融点	712	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力: 18.88	
評価 事 象	1.原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き			約284 (注4)	約16.8	
	2.出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (遅い引き抜き)	約1.53	約2,399 (<2,570 :制限値)		圧力上昇幅 約0.7MPa	
	3.制御棒の落下及び不整合	落下	約1.56	溶融点未満		圧力上昇幅 約0.3MPa 初期状態で一定
		不整合	約1.65			
	4.原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 (制御棒手動)	(注1)	(注1)		(注1)	
	5.原子炉冷却材流量の部分喪失	約1.82	溶融点未満		圧力上昇幅 約0.4MPa	
	6.原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	(注2)	(注2)		圧力上昇幅 約0.3MPa	
	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」の解析に包含される。				
	8.主給水流量喪失				約17.3	
	9.蒸気負荷の異常な増加	約1.77	溶融点未満		圧力上昇幅 約0.2MPa	
	10.2次冷却系の異常な減圧	(注3)	溶融点未満		初期値より低下	
	11.蒸気発生器への過剰給水	約1.94	溶融点未満		圧力上昇幅 約0.2MPa	
	12.負荷の喪失	約1.81	溶融点未満		約17.7	
	13.原子炉冷却材系の異常な減圧	約1.70				
14.出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	高圧注入ポンプの締切圧力が1次冷却系の運転圧力よりも低いため、炉心に過渡変化をもたらすことはない。					

(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) 原子炉出力、熱流束の最大値が低く問題とならない。

(注3) 熱流束の上昇はわずかであり、最小DNBRは許容限界値を下回ることではない。

(注4) ピーク出力部燃料エンタルピの増分の最大値は、約67kJ/kg・UO₂にとどまり、PCMI破損しきい値のめやすを下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。また、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ため、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

(注5) 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0.69MPaを加えた値。

: 判断基準に該当しない事項。

第2表 運転時の異常な過渡変化の解析結果まとめ(3号炉)

項目		最小DNBR	燃料中心温度	燃料エンタルピ (kJ/kg・UO ₂)	原子炉圧力(注4) (MPa[gage])	
判断基準		1.42(GSTM) (1.30:W-3 相関式)	< 溶融点	712	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力: 18.88	
評価 事 象	1.原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き			約 343 (注3)	約 17.3	
	2.出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (遅い引き抜き)	約 1.75	約 2,334 (<2,570 :制限値)		圧力上昇幅 約 0.7MPa	
	3.制御棒の落下及び不整合	落下	約 1.86	溶融点未満		圧力上昇幅 約 0.2MPa 初期状態で一定
		不整合	約 1.97			
	4.原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 (制御棒手動)	(注1)	(注1)		(注1)	
	5.原子炉冷却材流量の部分喪失	約 2.21	溶融点未満		圧力上昇幅 約 0.3MPa	
	6.原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	(注2)	(注2)		圧力上昇幅 約 0.8MPa	
	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」の解析に包含される。				
	8.主給水流量喪失				約 17.4	
	9.蒸気負荷の異常な増加	約 2.05	溶融点未満		圧力上昇幅 約 0.2MPa	
	10.2次冷却系の異常な減圧	約 5.8(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 2.25	溶融点未満		圧力上昇幅 約 0.2MPa	
	12.負荷の喪失	約 2.16	溶融点未満		約 17.7	
	13.原子炉冷却材系の異常な減圧	約 2.02				
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) 原子炉出力、熱流束の最大値が低く問題とならない。

(注3) ピーク出力部燃料エンタルピの増分の最大値は、約 81kJ/kg・UO₂にとどまり、PCMI 破損しきい値のめやすを下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。また、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ため、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

(注4) 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 0.51MPa を加えた値。

: 判断基準に該当しない事項。

5 . 事故の解析

変更後における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、事故として、下記の事象の解析が行われている。

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 235 濃縮度及びペレット密度を高めていること、制御棒価値やほう素による反応度価値の低下、水平方向の出力分布が厳しくなる傾向等を考慮して解析条件が設定されている。また、1号及び2号炉においては炉内構造物の取替えにより、1次冷却材の保有量や流況が変化することを考慮して、3号炉においては燃料集合体の中間部の支持格子がジルカロイ - 4 製に変更されること及び蒸気発生器伝熱管施栓率を考慮して解析が行われている。さらに、崩壊熱としては(社)日本原子力学会の推奨する核分裂生成物の崩壊熱にアクチニド崩壊熱を考慮した曲線が、「最小 DNBR」の評価では「改良統計的熱設計手法」

が用いられている。また、周辺公衆に対する線量評価においては、「1. 気象」において述べた 2001 年 1 月から 2001 年 12 月までの 1 年間の気象資料から算出した「 $1/Q$ 」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。

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の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、最高使用圧力の 1.2 倍（1号、2号及び3号炉とも 20.59MPa[gage]）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（1号及び2号炉は 0.267MPa[gage]、3号炉は 0.283MPa[gage]）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。

また、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、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の解析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。

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) 1号及び2号炉

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、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流量の喪失において約 1.71 であり、許容限界値である 1.42 を上回っている。また、原子炉冷却材ポンプの軸固着の解析結果については、燃料被覆管最高温度が約 1,080 であり、熱点におけるジルコニウム - 水反応量は約 0.6%にとどまる。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 1,005 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の約 1.6%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%以下であり十分小さい。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ので、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。

燃料エンタルピー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 $460\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ であり、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値から更に燃焼の進行及びガドリニア添加に伴うペレットの溶融点の低下分に相当するエンタルピーを差し引いた値である $791\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ 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 133kJ であり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギーの $5,500\text{kJ}$ 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。

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原子炉冷却材ポンプの軸固着において、約 $19.3\text{MPa}[\text{gage}]$ であり、最高使用圧力の 1.2 倍である $20.59\text{MPa}[\text{gage}]$ 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 0.242MPa[gage]であり、最高使用圧力である 0.267MPa[gage]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 123 であり、最高使用温度の 141 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 3.3%であり、可燃限界である 4%を下回っている。

敷地境界外における実効線量については、1号及び2号炉ともに、これが最も厳しくなる原子炉冷却材喪失において、それぞれ約 0.60mSv 及び約 0.52mSv 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。

(2) 3号炉

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 1.49 であり、許容限界値である 1.42 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 1,023 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の約 3.6%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%以下であり十分小さい。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ので、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。

燃料エンタルピー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 461kJ/kg・UO₂ であり、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値から更に燃焼の進行及びガドリニア添加に伴うペレットの溶

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 $791\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ 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 91kJ であり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギーの $7,300\text{kJ}$ 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。

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 $18.2\text{MPa}[\text{gage}]$ であり、最高使用圧力の 1.2 倍である $20.59\text{MPa}[\text{gage}]$ 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 $0.214\text{MPa}[\text{gage}]$ であり、最高使用圧力である $0.283\text{MPa}[\text{gage}]$ 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 120 であり、最高使用温度の 132 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 3.4% であり、可燃限界である 4% を下回っている。

敷地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 0.50mSv 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。

事故の解析結果の一覧を第3表及び第4表に示す。

5.2 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、環境への放射性物質の異常な放出及び原子炉格納容器内圧力、雰囲気等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。

(1) 事象の解析に当たっては、燃料集合体最高燃焼度及び被覆材の種類の変更を踏まえて、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評価の結果が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されている。また、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ことから、その作動による機能が期待されている。

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、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おいては、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おいては、外部電源が利用できない場合も考慮されている。

原子炉トリップの効果を期待する場合においては、原子炉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が考慮され、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。

(3) 解析に使用する計算プログラム等は、いずれも実験データ等との比較により、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に選定されている。また、パラメータに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、「5.1 解析結果」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3表 事故の解析結果まとめ(1、2号炉)

項目		炉心損傷・冷却能力の維持	燃料エンタルピー (kJ/kg・UO ₂)	原子炉圧力(注3) (MPa[gage])	原子炉格納容器健全性	実効線量(注4) (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: 1.42(GSTM) (1.30:W-3 相関式)	791	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力: 20.59	原子炉格納容器内圧力: 0.267 MPa[gage] 原子炉格納容器内温度: 141 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 (施栓率:0% / 10%)	大破断 燃料被覆管最高温度:約 1,005 / 約 995 局所最大 Zr-水反応量:約 1.3% / 約 1.6% 全炉心平均 Zr-水反応量:<0.3% / <0.3%			最高圧力:約 0.242 MPa[gage] 最高温度:約 123 水素濃度:約 3.3%	約 0.60(1号炉) 約 0.52(2号炉)
		小破断 燃料被覆管最高温度:約 782 / 約 722 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%				
	2. 原子炉冷却材流量の喪失	最小 DNBR:約 1.71		圧力上昇幅 約 0.5MPa		
	3. 原子炉冷却材ポンプの軸固着	燃料被覆管最高温度:約 1,080 局所最大 Zr-水反応量:約 0.6%		約 18.6		
	4. 主給水管破断	最小 DNBR:約 1.74		約 18.1		
	5. 主蒸気管破断	最小 DNBR:約 2.12(W-3 相関式)		初期状態より低下		
	6. 制御棒飛び出し(注1)(注2)		約 460(BOC) 約 441(EOC)	約 17.5		約 0.40(1号炉) 約 0.37(2号炉)
	7. 放射性気体廃棄物処理施設の破損					約 0.098(1号炉) 約 0.30(2号炉)
	8. 蒸気発生器伝熱管破損	最小 DNBR:約 1.61				約 0.40(1号炉) 約 0.44(2号炉)
9. 燃料集合体の落下					約 0.20(1号炉) 約 0.23(2号炉)	

(注1) 燃料エンタルピー及び原子炉圧力は高温零出力時の評価値、実効線量は高温全出力時の評価値。

(注2) 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約 133kJ であり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー 5,500kJ 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 0.69MPa を加えた値。

(注4) 各方位ごとに、よう素の吸入摂取による線量、希ガスからの線量による線量及び直接・スカイシャイン線量(原子炉冷却材喪失、制御棒飛び出し)を合算した値の最大値。

: 判断基準に該当しない事項。

第4表 事故の解析結果まとめ(3号炉)

項目	炉心損傷・冷却能力の維持	燃料エンタルピー (kJ/kg・UO ₂)	原子炉圧力(注3) (MPa[gage])	原子炉格納容器健全性	実効線量(注4) (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: 1.42(GSTM) (1.30:W-3 相関式)	791	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力: 20.59	原子炉格納容器内圧力: 0.283 MPa[gage] 原子炉格納容器内温度: 132 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 (施栓率:0% / 10%)	大破断 燃料被覆管最高温度: / 約 1,023 局所最大 Zr-水反応量: / 約 3.6% 全炉心平均 Zr-水反応量: / <0.3%			最高圧力:約 0.214 MPa[gage] 最高温度:約 120 水素濃度:約 3.4%	約 0.49
		小破断 燃料被覆管最高温度:約 700 / 約 682 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%				
	2.原子炉冷却材流量の喪失	最小 DNBR:約 2.01		圧力上昇幅 約 0.5MPa		
	3.原子炉冷却材ポンプの軸固着	最小 DNBR:約 1.49		約 17.2		
	4.主給水管破断	最小 DNBR:約 1.92		約 17.7		
	5.主蒸気管破断	最小 DNBR:約 1.84(W-3 相関式)		過度に上昇することはない		
	6.制御棒飛び出し(注1)(注2)		約 428(BOC) 約 461(EOC)	約 16.6		約 0.066
	7.放射性気体廃棄物処理施設の破損					約 0.20
	8.蒸気発生器伝熱管破損	最小 DNBR:約 1.89				約 0.50
9.燃料集合体の落下					約 0.0030	

(注1) 燃料エンタルピー及び原子炉圧力は高温零出力時の評価値、実効線量は高温全出力時の評価値。

(注2) 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約 91kJ であり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー 7,300kJ 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 0.51MPa を加えた値。

(注4) 各方位ごとに、よう素の吸入摂取による線量、希ガスからの線量による線量及び直接・スカイシャイン線量(原子炉冷却材喪失、制御棒飛び出し)を合算した値の最大値。

: 判断基準に該当しない事項。

6 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結果の評価を行った。

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 1.5 Sv

全身に対して 0.25 Sv

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 3 Sv

全身に対して 0.25 Sv

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。

6.1 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、1号、2号及び3号炉それぞれ約 6.8×10^{-3} Sv、約 8.1×10^{-3} Sv 及び約 5.9×10^{-3} Sv であり、敷地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及びスカイシャインガンマ線による全身に対しての線量の最大値は、1号、2号及び3号炉それぞれ約 9.7×10^{-4} Sv、約 7.3×10^{-4} Sv 及び約 8.7×10^{-4} 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、1号、2号及び3号炉それぞれ約 1.8×10^{-2} Sv、約 2.1×10^{-2} Sv 及び約 2.2×10^{-2} Sv であり、敷地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、1号、2号及び3号炉それぞれ約 5.2×10^{-4} Sv、約 5.6×10^{-4} Sv 及び約 6.4×10^{-4} Sv 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、1号、2号及び3号炉それぞれ約 1.7×10^{-1} Sv、約 2.0×10^{-1} Sv 及び約 1.5×10^{-1} Sv であり、敷地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及びスカイシャインガンマ線による全身に対しての線量の最大値は、1号、2号及び3号炉それぞれ約 4.9×10^{-2} Sv、約 3.7×10^{-2} Sv 及び約 4.4×10^{-2} Sv である。また、全身線量の積算値は、1号、2号及び3号炉それぞれ西暦2000年の人口に対して約 7.1×10^{-2} 万人 Sv、約 7.1×10^{-2} 万人 Sv 及び約 1.1×10^{-1} 万人 Sv、西暦2050年の推計人口に対して約 6.2×10^{-2} 万人 Sv、約 6.2×10^{-2} 万人 Sv 及び約 9.4×10^{-2} 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は、1号、2号及び3号炉それぞれ約 3.5×10^{-2} Sv、約 4.1×10^{-2} Sv

及び約 4.4×10^{-2} Sv であり、敷地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、1号、2号及び3号炉それぞれ約 2.2×10^{-3} Sv、約 2.3×10^{-3} Sv 及び約 2.7×10^{-3} Sv である。また、全身線量の積算値は、1号、2号及び3号炉それぞれ西暦2000年の人口に対して約 3.6×10^{-2} 万人 Sv、約 3.6×10^{-2} 万人 Sv 及び約 5.0×10^{-2} 万人 Sv、西暦2050年の推計人口に対して約 3.1×10^{-2} 万人 Sv、約 3.1×10^{-2} 万人 Sv 及び約 4.3×10^{-2} 万人 Sv である。

6.2 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甲状腺に対しての線量及び全身に対しての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。

審査経過

本審査書は、四国電力株式会社が提出した「伊方発電所原子炉設置変更許可申請書（1号、2号及び3号原子炉施設の変更）及び同添付書類」（平成14年4月3日付け申請、平成14年12月26日及び平成15年6月23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ほか、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会に設置された小委員会及びワーキンググループに属する委員の専門的意見を聴取した。

当該原子炉設置変更許可申請に係る審査過程で意見を聴取した総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会に設置された小委員会及びワーキンググループに属する委員は以下のとおりである。

平成15年1月現在

氏名	所	属
上塚 寛	日本原子力研究所	
片岡 勲	大阪大学	
木下 幹康	財団法人電力中央研究所	
久木田 豊	名古屋大学	
千葉 長	気象庁気象研究所	
成田 脩	日本原子力研究所	
藤城 俊夫	財団法人高度情報科学技術研究機構	
古田 照夫	財団法人原子力発電技術機構	
三島 嘉一郎	京都大学	
南 賢太郎	財団法人高度情報科学技術研究機構	
山中 伸介	大阪大学	