

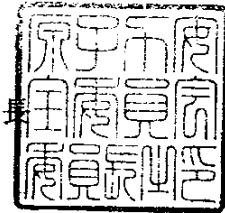


15 安委第 213 号

平成 15 年 7 月 31 日

経済産業大臣 殿

原子力安全委員会委員長



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) について (答申)

平成 15 年 1 月 17 日付け平成 14・04・03 原第 27 号 (平成 15 年 6 月 25 日付け平成 14・04・03 原第 27 号をもって一部補正) をもって諮問のあった標記の件に関する核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 26 条第 4 項において準用する同法第 24 条第 1 項に規定する許可の基準の適用について以下のように認めます。

- (1) 第 3 号 (技術的能力に係る部分に限る。) に関しては、別紙 1 のとおりであり、妥当なものである。
- (2) 第 4 号に関しては、別紙 2 のとおりであり、妥当なものである。

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）について（技術的能力に関する調査審議結果）

1. 申請者である四国電力株式会社は3基の原子炉の建設経験と約26年に及ぶ運転経験を有している。また、燃料の高燃焼度化に当たっては、電力共通研究により、海外状況調査、照射試験、先行照射等を実施している。
2. 申請者は、本変更に係る業務分担として、設計管理は原子力部及び原子燃料部において、現地工事管理等は伊方発電所において、業務責任を明確にし実施するとしている。
3. 申請者は、本変更に係る伊方発電所の安全性及び信頼性を確保するために行う品質保証活動については、設計、製作、運転等の各段階において、社内基準に基づき実施するとしている。本活動は、原子力本部長の統括の下に原子力部長、原子燃料部長及び伊方発電所長が業務責任を明確にして推進するとしている。

また、原子力本部に原子力発電所品質保証委員会を設置して品質保証に係る基準制定等の審議及び品質監査を、原子力部、原子燃料部及び伊方発電所それぞれに品質保証運営委員会を設置して品質保証に係る要領類制定等の審議及びそれぞれの組織内及び発注先の品質監査を実施するとしている。伊方発電所では、本活動を円滑に実施するため、品質保証活動に関する実施状況の確認、品質監査等を行う品質保証担当を配置するとしている。

さらに、社長直属の組織である考査室原子力監査課が原子力部門とは独立した立場で品質監査を行うとしている。

なお、申請者は、発注先における品質保証活動が正しく遂行されるように、品質保証活動に関する要求事項を明確に提示した上で、発注先の品質保証計画書等を事前に確認する他、監査等により、品質保証活動の実施状況の確認及び改善を図るとしている。

本変更において採用される燃料については、製造実績が少ない改良された被覆材が使用されること等から、燃料の設計、製造に当たっては、より慎重に行われることが重要である。申請者においては、これらを踏まえた上で、あらかじめ経済産業大臣の認可を受けた設計及び加工方法等に従い行われる燃料の製造において、燃料製造工程の各段階において検査等を行うことにより品質保証活動の実施状況を確認するとしている。

4. 申請者の有する原子力関係在籍技術者の総数は399名であり、そのうち管理者の54名については10年以上の技術者としての経験を有している。また、技術系社員に対しては、原子力保安研修所における技術研修、原子力関係機関への派遣、保安教育等の中から必要な教育・訓練を計画的に実施するとともに、日常業務を通じた実務研修を継続的に実施するとしている。

さらに、本変更に係る設計管理、現地工事管理等を行う要員には、十分な教育・訓練を受けた者をあて、運転管理を行う要員等に対しては、運転制限値の変更等に係る教育を実施するとしている。

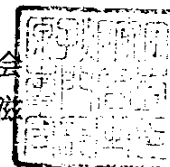
5. 申請者は、法令上必要な原子炉主任技術者等の有資格者を十分に確保しており、今後とも各種資格取得を奨励し、十分な有資格者数を確保するとしている。

以上のことから、申請者は、変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力を有するものと判断する。

平成15年7月16日

原子力安全委員会
委員長 松浦 祥次郎 殿

原子炉安全専門審査会
会長 中 桐 滋



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）について

当審査会は、平成15年1月20日付け15安委第16号をもって調査審議の
指示を受けた標記の件について、別添のとおり結論を得たので報告します。

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

原子炉安全専門審査会

目 次

I. 調査審議の結果	1
II. 調査審議の方針等	1
1. 調査審議の方法	1
2. 調査審議の方針	1
3. 審査指針等	2
III. 調査審議の内容	2
1. 気象	3
2. 原子炉施設の安全設計	3
2. 1 炉心設計	3
2. 1. 1 機械設計	3
2. 1. 2 核設計	5
2. 1. 3 熱水力設計	6
2. 1. 4 動特性	7
2. 2 炉内構造物の取替え及び貯蔵保管	8
2. 3 燃料貯蔵設備	8
3. 原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価	9
4. 運転時の異常な過渡変化の解析	10
5. 事故の解析	11
6. 立地評価のための想定事故の解析	14
IV. 調査審議の経緯	16

I. 調査審議の結果

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）に関し、原子力安全委員会からの指示（平成15年1月20日付け15安委第16号）及び通知（平成15年6月26日付け15安委第181号）に基づき調査審議を行った結果、本原子炉の設置変更後の安全性は確保し得るものと判断する。

II. 調査審議の方針等

1. 調査審議の方法

調査審議は、前記指示文書に添付された「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（平成15年1月経済産業省）」（平成15年6月25日付けをもって一部補正）を、四国電力株式会社の「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）」（平成14年4月3日付け申請、平成14年12月26日付け及び平成15年6月23日付けをもって一部補正）等と併せて検討することにより行った。

2. 調査審議の方針

調査審議は、原子力安全委員会が昭和54年1月26日付けをもって決定（昭和57年4月5日付け及び平成2年11月1日付けをもって一部改正）した「原子力安全委員会の行う原子力施設に係る安全審査等について」及び同委員会が平成10年4月20日付けをもって決定した「原子力安全委員会における情報公開等の推進について」に従い、審査指針等に照らし総合的に行うこととした。

その際、特に①既に設置許可等の行われた施設と異なる基本設計の採用、②新しい技術上の基準又は実験研究データの適用、③施設の設置される場所に係る固有の立地条件と施設との関連等、安全上の重要事項を中心に調査審議を行うこととした。

また、「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（平成15年1月経済産業省）」に対する意見募集の結果、原子力安全委員会から平成15年3月3日付けをもって指示のあった事項について、調査審議に当たり検討することとした。

3. 審査指針等

調査審議に当たっては、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）、「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。）、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（以下「安全設計審査指針」という。）、「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「線量目標値に対する評価指針」という。）、「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。）、「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「安全評価審査指針」という。）、「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。）、「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。）、「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。）等に対する適合性を評価するとともに、「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について（原子炉安全基準専門部会報告書）」、「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（原子炉安全基準専門部会報告書）」（以下「RIE報告書」という。）等を参考にした。

III. 調査審議の内容

本申請に係る主な変更内容は、以下のとおりである。

- ① 1号、2号及び3号炉の取替燃料（1号炉については第26領域燃料以降、2号炉については第22領域燃料以降及び3号炉については第12領域燃料以降）について、燃料集合体最高燃焼度を48,000MWd/tから55,000MWd/tに変更し、二酸化ウラン燃料のウラン235濃縮度を約4.8wt%以下とする他、ペレット初期密度並びに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。併せて、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。これらの変更に伴い、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。

本変更内容に関し調査審議を行った主な内容は、以下のとおりである。

1. 気象

本原子炉施設の安全解析のために使用する気象資料としては、「気象指針」に定められている風向、風速、日射量、放射収支量について、これまでの1982年9月から1年間の気象資料に代えて、2001年1月から1年間にわたる敷地での観測記録が用いられている。この気象資料が長期間の気象と比較して特に異常でないかどうかを調べるため、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における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、当該観測年は特に異常な年ではなかったことが確認されている。

平常運転時の大気拡散の解析では、1号、2号及び3号炉について、上記の気象資料を用いて、「気象指針」に従っ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。事故時並びに重大事故時及び仮想事故時の大気拡散の解析では、1号、2号及び3号炉について、上記の気象資料を用いて、「気象指針」に従って線量計算に用いる放射性物質の相対濃度 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q) を計算している。なお、放出源の有効高さは、1号、2号及び3号炉ともに3号炉増設時の評価に用いた風洞実験により求められたものを使用している。

以上のことから、2001年1月から1年間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、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、妥当なものと判断する。

2. 原子炉施設の安全設計

2. 1 炉心設計

2. 1. 1 機械設計

機械設計については、本変更により採用される取替燃料（以下「ステップ2

燃料」という。)について、燃料棒設計手法及び燃料中心最高温度、燃料棒内圧、被覆管応力、被覆管引張歪等に関する機械設計について検討した。

燃料棒の機械設計については、以下のとおりであることを確認した。

- ① 燃料棒設計手法については、高燃焼度用に改良された燃料棒設計コードが使用されている。この燃料棒設計コードは、燃料中心最高温度、燃料棒内圧、被覆管応力、被覆管引張歪等の評価項目ごとに実験データとの比較により、モデルの妥当性が確認されている。この際には、変更後の被覆管等について国内外の試験炉及びPWR商業炉で取得された照射データによる知見を取り入れている。また、この燃料棒設計コードの使用に当たっては、ステップ2燃料の製造実績が僅少であることやデータのばらつき等が考慮されている。
- ② 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、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溶融点よりも低くなるように設計される。
- ③ 燃料棒内圧については、燃料の高燃焼度化に伴い核分裂生成ガスが従来の取替燃料（以下「ステップ1燃料」という。）に比べ増加するが、プレナム体積を増加させ、初期ヘリウム圧力を低下させることにより、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ように設計される。
- ④ 被覆管応力については、燃料の高燃焼度化に伴う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、被覆管の耐力を超えないように設計される。
- ⑤ 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される。
- ⑥ 被覆管累積疲労については、燃料の高燃焼度化に伴い起動停止や負荷変化による応力サイクル数は増えるが、Langer and O' Donnellの曲線に基づく許容累積疲労サイクル数を下回るように設計される。

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、6Gの荷重に耐えられるように設計されることを確認した。

被覆管の腐食及び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への影響、燃料集合体の寸法変化、燃料棒曲がり、燃料棒の水力振動によるフレッティング摩耗、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た。

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ることを確認した。

2. 1. 2 核設計

燃料の高燃焼度化に伴い、燃料相互の反応度差の拡大により水平方向の出力分布が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。

核設計については、ステップ2燃料が装荷された炉心（ステップ1燃料を装荷した炉心からステップ2燃料を装荷した炉心に至るまでの移行炉心を含む。以下同様。）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した。

核設計手法については、今回新たに、計算結果と臨界実験との比較及び運転試験結果や実績との比較により十分な計算の信頼性が確認されている3次元核設計手法が採用されていることを確認した。

出力分布制御については、通常運転時においては、水平方向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、軸方向はアキシヤルオフセット一定制御運転により、出力分布を適正に保つことができる。これらのことから最大線出力密度は、通常運転時において、二酸化ウラン燃料棒では

1号及び2号炉において47.3kW/m以下、3号炉において39.6kW/m以下（ともにペレット焼きしまり効果を含まない。）、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒では1号及び2号炉において36.7kW/m以下、3号炉において30.7kW/m以下（ともにペレット焼きしまり効果を含まない。）に保たれることを確認した。さらに、運転時の異常な過渡変化時においても、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ことを確認した。

反応度制御については、ステップ2燃料が装荷された炉心の制御棒クラスタ及びほう素の反応度値はステップ1燃料を装荷した炉心に比べて若干低下する。このため1号及び2号炉においては、停止グループの制御棒クラスタを4本増設し、また1号、2号及び3号炉においては、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としている。これらにより、1号、2号及び3号炉ともに燃料の燃焼、減速材の温度変化、燃料の温度変化、キセノン、サマリウム等の中性子吸収物質の濃度変化等による反応度変化は、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ことを確認した。また、1号、2号及び3号炉ともに、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にでき、さらに、化学体積制御設備によるほう酸水の注入により、低温状態でも臨界未満に維持できることを確認した。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とを確認した。

なお、核設計においては3次元核設計手法に基づく計算コードが使用され、安全解析使用値の一部が変更されているが、高燃焼度化に伴う影響を考慮しても、取替炉心の安全性確認項目は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。

2. 1. 3 熱水力設計

熱水力設計については、最小限界熱流束比（以下「最小DNBR」という。）及び燃料中心温度について検討した。

最小DNBRについては、「炉心熱設計評価指針」に示された改良統計的熱設計手法により評価されていることを確認した。最小DNBRの許容限界値は、1号、2号及び3号炉それぞれについて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で、1号、2号及び3号炉ともに1.42と設定されている。

定格出力運転時における最小DNBRは1号及び2号炉で2.03、3号炉で2.36と許容限界値に対して十分な余裕が確保され、運転時の異常な過渡変化時においても、許容限界値を下回らないことを確認した。

燃料中心温度の設計に当たっての制限値については、計算モデルの不確定性、燃料の製造公差、燃焼に伴う溶融点の低下を考慮し、さらに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に変更されていることを考慮し、十分保守的に設定されている。

燃料中心温度の評価は、1号、2号及び3号炉ともに、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、二酸化ウラン燃料では燃料寿命初期におけるステップ1燃料が、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料では燃焼度約10,000Mwd/tにおけるステップ2燃料が、制限値に最も近づくものの、制限値を下回っており、溶融点未満であることを確認した。

なお、1号及び2号炉での炉内構造物の取替えに伴う原子炉容器内における1次冷却材のバイパス流量等の変化も考慮されている。

2. 1. 4 動特性

動特性については、ステップ2燃料が装荷された炉心の核的特性を踏まえ、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した。

キセノンによる出力分布の空間振動の安定性については、水平方向振動は減衰性を有するように設計され、軸方向振動は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ように設計されることを確認した。また、原子炉の安定性については、50%ステップ状負荷減少等各種外乱を与えた解析により原子炉が十分な減衰特性を有することを確認した。

2. 2 炉内構造物の取替え及び貯蔵保管

1号及び2号炉においては、炉内構造物の取替えにより原子炉容器内における1次冷却材のバイパス流量等が変化するが、これらが運転時の異常な過渡変化及び事故の解析において適切に考慮されていることを確認した。

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、十分な貯蔵容量を有する既設の蒸気発生器保管庫に貯蔵保管されることを確認した。

この貯蔵保管に伴う蒸気発生器保管庫の壁外表面の線量率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 $50\mu\text{Gy}$ を十分下回ることを確認した。

2. 3 燃料貯蔵設備

燃料貯蔵設備については、使用済燃料ピット水浄化冷却設備の冷却能力並びに新燃料貯蔵設備及び使用済燃料ピットの未臨界性について検討した。

燃料の高燃焼度化に伴い使用済燃料の発熱量が増加するが、既設の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、使用済燃料ピット貯蔵容量分の燃料が保管されても、使用済燃料ピット水平均温度を 52°C 以下に保つ能力を有し、また、使用済燃料ピットポンプ1台運転でも 65°C 以下に保たれることを確認した。

また、燃料の高燃焼度化に伴うウラン235濃縮度及びペレット密度の上昇は、燃料貯蔵設備の未臨界性に影響するため、燃料貯蔵設備の未臨界性の評価においては、これらを考慮した評価がなされている。その結果、1号、2号及び3号炉ともに、設備容量分の新燃料を貯蔵し、純水で満たされた場合を想定しても、新燃料貯蔵設備では実効増倍率は0.95以下、使用済燃料ピットでは実効増倍率は0.98以下で、十分な未臨界性を確保できることを確認した。さらに、新燃料貯蔵設備については、1号、2号及び3号炉ともに、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても未臨界であることを確認した。

以上により、本変更後においても原子炉施設の安全設計は「安全設計審査指針」等に適合しているものと判断する。

3. 原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価

平常運転時における一般公衆の線量評価のための環境への放射性物質の放出量については、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するとともに、1号及び2号炉においては、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て求められている。

1号及び2号炉においては、気体廃棄物中の放射性希ガス（以下「希ガス」という。）の年間放出量は、それぞれ約 5.8×10^{14} Bqと評価され、放射性よう素（以下「よう素」という。）の年間放出量は、I-131が約 3.7×10^{10} Bq、I-133が約 1.9×10^{10} Bqと評価されている。3号炉においては、希ガスについて約 3.7×10^{14} Bq、よう素についてI-131が約 7.7×10^9 Bq、I-133が約 1.0×10^{10} Bqと評価されている。

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は、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としており、従来と変わらない。

平常運転時の一般公衆の線量については、前記放出量を使用して、「線量目標値に対する評価指針」に従って求められており、その評価結果は発電所全体で次のとおりである。

- ① 気体廃棄物中の希ガスのガンマ線に起因する実効線量は、敷地境界外の最大となる場所において、年間約 $4.7 \mu\text{Sv}$ である。
- ② 液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）に起因する実効線量は、年間約 $2.8 \mu\text{Sv}$ である。
- ③ よう素に起因する実効線量は、気体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 $3.5 \mu\text{Sv}$ である。

以上のことから、敷地境界外での実効線量の最大値は年間約 $11.0 \mu\text{Sv}$ であり、変更後においても、法令に定める周辺監視区域境界外における線量限度及び「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値を下回り、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よう設計されるものと判断する。

4. 運転時の異常な過渡変化の解析

本変更に伴い、安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認するため、「安全評価審査指針」、「反応度投入事象評価指針」等に基づき、事象を選定し、解析及び評価が行われている。

解析に当たっては、「安全評価審査指針」等に従い、解析に使用されるモデル及びパラメータの選定、単一故障の仮定、計算手法等の「解析に当たって考慮すべき事項」等が適切に考慮されている。その際には、ウラン235濃縮度及びペレット初期密度の変更、1号及び2号炉における炉内構造物の取替え等が考慮されている。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用いられている。また、最小DNBRの評価において、「2次冷却系の異常な減圧」の解析では従来と同様W-3相関式を用いた熱設計手法、その他の事象の解析では「改良統計的熱設計手法」が用いられている。

解析における評価結果は次のとおりである。

(1) 1号及び2号炉

- ① 最小DNBRについては、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の場合が最も厳しくなるが、約1.53であり、許容限界値（1.42）を上回る。
- ② 燃料中心最高温度については、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の場合が最も厳しくなるが、約2,399℃であり、設計に当たっての制限値（2,570℃）を下回る。
- ③ 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284kJ/kg・UO₂となり、燃料の許容設計限界（「反応度投入事象評価指針」に示される170cal/g・UO₂に相当する712kJ/kg・UO₂）を下回る。この過渡変化におけるピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値は約67kJ/kg・UO₂であり、ペレット最高燃焼度におけるペレット／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。）しきい値のめやす（「RIE報告書」に示される40cal/g・UO₂に相当する167kJ/kg・UO₂）を下回る。
- ④ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、「負荷の喪失」の場

合が最も厳しくなるが、約18.4MPa [gage] であり、最高使用圧力の1.1 倍の圧力 (18.88MPa[gage]) を下回る。

(2) 3号炉

- ① 最小DNBRについては、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の場合が最も厳しくなるが、約1.75であり、許容限界値 (1.42) を上回る。
- ② 燃料中心最高温度については、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の場合が最も厳しくなるが、約2,334℃であり、設計に当たっての制限値 (2,570℃) を下回る。
- ③ 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343kJ/kg \cdot UO₂となり、燃料の許容設計限界（「反応度投入事象評価指針」に示される170cal/g \cdot UO₂に相当する712kJ/kg \cdot UO₂）を下回る。この過渡変化におけるピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は約81kJ/kg \cdot UO₂であり、ペレット最高燃焼度におけるPCMI破損しきい値のめやす（「RIE報告書」に示される40cal/g \cdot UO₂に相当する167kJ/kg \cdot UO₂）を下回る。
- ④ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、「負荷の喪失」の場合が最も厳しくなるが、約18.2MPa [gage] であり、最高使用圧力の1.1 倍の圧力 (18.88MPa[gage]) を下回る。

以上のことから、変更後においても、本原子炉の安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」に属する構築物、系統及び機器の設計は妥当なものとして判断する。

5. 事故の解析

本変更に伴い、工学的安全施設等の主として「異常影響緩和系」に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認するため、「安全評価審査指針」、「反応度投入事象評価指針」、「ECCS性能評価指針」等に基づき、事象を選定し、解析及び評価が行われている。

解析に当たっては、「安全評価審査指針」等に従い、解析に使用されるモデル及

びパラメータの選定、単一故障の仮定、計算手法等の「解析に当たって考慮すべき事項」等が適切に考慮されている。その際には、ウラン235濃縮度及びペレット初期密度の変更、1号及び2号炉における炉内構造物の取替え等が考慮されている。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用いられている。また、最小DNBRの評価において、「主蒸気管破断」の解析では従来と同様W-3相関式を用いた熱設計手法、その他の事象の解析では「改良統計的熱設計手法」が用いられている。

解析における評価結果は次のとおりである。

(1) 1号及び2号炉

- ① 「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」として想定したいずれの事故時において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。これらの事故のうち「原子炉冷却材喪失」においては、燃料被覆の温度の最高値は約1,005℃であり、燃料被覆の化学量論的酸化量については酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの約1.6%であり、「ECCS性能評価指針」に示されたそれぞれの制限値（1,200℃及び15%）を下回る。なお、「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」については最小DNBRが評価されており、「原子炉冷却材流量の喪失」の場合が最も厳しくなるが、約1.71であり、許容限界値（1.42）を上回る。
- ② 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460kJ/kg \cdot UO₂であり、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値（230cal/g \cdot UO₂に相当する963kJ/kg \cdot UO₂）から、燃焼の進行及びガドリニア添加に伴う融点低下に相当するエンタルピを差し引いた791kJ/kg \cdot UO₂を下回る。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（5,500kJ）に対して十分小さく、原子炉容器の健全性は損なわれない。
- ③ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材ポンプの軸固着」の場合が最も厳しくなるが、約19.3MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

- ④ 「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、原子炉格納容器内温度は最高約123℃であり、最高使用温度（141℃）を下回り、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は最高約0.242MPa[gage]であり、最高使用圧力（0.267MPa[gage]）を下回る。さらに、発生する水素の原子炉格納容器内の濃度については、事故発生後30日時点で約3.3%であり、可燃限界（4%）を下回る。
- ⑤ 敷地境界外における実効線量については、「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しくなるが、1号炉では約0.60mSv、2号炉では約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

- ① 「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」として想定したいずれの事故時において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。これらの事故のうち「原子炉冷却材喪失」においては、燃料被覆の温度の最高値は約1,023℃であり、燃料被覆の化学量論的酸化量については酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの約3.6%であり、「ECCS性能評価指針」に示されたそれぞれの制限値（1,200℃及び15%）を下回る。なお、「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」については最小DNBRが評価されており、「原子炉冷却材ポンプの軸固着」の場合が最も厳しくなるが、約1.49であり、許容限界値（1.42）を上回る。
- ② 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（230cal/g・UO₂に相当する963kJ/kg・UO₂）から、燃焼の進行及びガドリニア添加に伴う融点低下に相当するエンタルピを差し引いた791kJ/kg・UO₂を下回る。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（7,300kJ）に対して十分小さく、原子炉容器の健全性は損なわれない。
- ③ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、「主給水管破断」の

場合が最も厳しくなるが、約18.2MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回る。

- ④ 「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、原子炉格納容器内温度は最高約120℃であり、最高使用温度(132℃)を下回り、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は最高約0.214MPa[gage]であり、最高使用圧力(0.283MPa[gage])を下回る。さらに、発生する水素の原子炉格納容器内の濃度については、事故発生後30日時点で約3.4%であり、可燃限界(4%)を下回る。
- ⑤ 敷地境界外における実効線量については、「蒸気発生器伝熱管破損」の場合が最も厳しくなるが、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。

また、「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」については、申請者が行った解析評価の審査に加え、別に解析評価を行い、その妥当性を確認した。

以上のことから、変更後においても、本原子炉の工学的安全施設等の主として「異常影響緩和系」に属する構築物、系統及び機器の設計は妥当なものと判断する。

6. 立地評価のための想定事故の解析

立地評価のための想定事故については、「原子炉立地審査指針」及び「安全評価審査指針」に基づき、「原子炉冷却材喪失」及び「蒸気発生器伝熱管破損」の2事象について、重大事故及び仮想事故の解析及び評価が行われている。

解析における評価結果は次のとおりである。

- ① 重大事故については、敷地境界外における γ 線による全身に対する線量は、「原子炉冷却材喪失」において最大となり、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。また、小児の甲状腺に対する線量は、「蒸気発生器伝熱管破損」において最大となり、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である。
- ② 仮想事故については、敷地境界外における γ 線による全身に対する線量は、「原子炉冷却材喪失」において最大となり、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、成人の甲状腺に対する線量は、「原子炉冷却材喪失」において最大となり、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である。

- ③ 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、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であり、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。

これらは、「原子炉立地審査指針」に示されているめやす線量を下回る。

以上のことから、変更後においても、本原子炉は「原子炉立地審査指針」の立地条件を満足しているものと判断する。

IV. 調査審議の経緯

当審査会は、平成15年2月4日に開催された第183回原子炉安全専門審査会において、次の審査委員からなる第105部会を設置した。

審査委員

相澤清人	核燃料サイクル開発機構
稲葉次郎	財団法人 環境科学技術研究所
井上晃 (部会長代理)	東京工業大学名誉教授
塩沢周策	日本原子力研究所大洗研究所
関村直人	東京大学大学院工学系研究科
早田邦久	日本原子力研究所
塚田隆	日本原子力研究所東海研究所
廣瀬勝己	気象研究所地球化学研究部
森貴正	日本原子力研究所東海研究所
山脇道夫 (部会長)	日本原子力研究所

(平成15年7月16日現在)

同部会は、平成15年2月6日に第1回会合を開催して、調査審議方針を決定するとともに、調査審議を開始した。以後調査審議を行い、さらに現地調査を行ってきた結果、平成15年7月9日の第9回会合において結論を得て、部会報告書を決定した。

当審査会は、これを受け、平成15年7月16日の第187回審査会において、本報告書を決定した。

なお、平成15年6月25日付けをもって経済産業大臣から「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（平成15年1月経済産業省）」及び「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）」に係る一部補正の通知があった。

また、「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（平成15年1月経済産業省）」に対する意見募集の結果、原子力安全委員会から指示のあった事項について、調査審議に当たり検討し、「意見反映状況報告書」として別途取りまとめた。