

18 安委第 17 号
平成 18 年 3 月 16 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 17 年 7 月 27 日付け平成 16・11・01 原第 10 号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よめます。

（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)

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、「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)に係る申請者の技術的能力について(平成17年7月経済産業省)」について、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16年11月1日付け申請、平成17年7月15日付け一部補正)を参照して、「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針(平成16年5月27日付け16安委決第6号、原子力安全委員会決定)に基づき、調査審議を行った結果は、以下のとおりである。

本変更申請の主な内容

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取替燃料の一部として装荷する。これに伴い、非常用制御設備の反応度制御能力に関連する制限値の一部及び燃料取替用水タンクのほう素濃度を変更する。

1号炉及び2号炉の安全保護回路について、一部を「2 out of 4」方式に変更することに伴い、安全保護回路の信号、蓄電池の負荷等を変更する。

1号炉、2号炉及び3号炉の放射性廃棄物の廃棄施設の一部を1号炉及び2号炉共用化、又は1号炉、2号炉及び3号炉共用化するとともに、1号炉及び2号炉の放射性廃棄物の廃棄施設の一部を廃止する。

・申請内容と規制行政庁の審査結果

1. 組織

申請者は、本変更に係る設計及び工事の業務については、定められた業務所掌に基づき、原子力部、原子燃料部及び伊方発電所において実施している。

また、本変更に係る運転及び保守の業務については、伊方発電所原子炉施設保安規定で組織を明確にし、安全技術グループ、発電グループ及び保守グループにおいて実施するとしており、施設の保安に関する事項を審議するため本店には原子力発電安全委員会、伊方発電所には伊方発電所安全運営委員会を設置している。

これらのことから、規制行政庁は、設計及び工事並びに運転及び保守を適確に遂行するに足りる役割分担が明確化された組織が適切に構築されていると認められるとしている。

2．技術者の確保

申請者は、原子炉主任技術者有資格者、第1種放射線取扱主任者有資格者、第1種ボイラー・タービン主任技術者有資格者、第1種電気主任技術者有資格者及び運転責任者基準適合者等の技術者が在籍しており、また、今後も必要な教育及び訓練により必要な有資格者数を確保していくとしている。

これらのことから、規制行政庁は、設計及び工事並びに運転及び保守を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されていると認められるとしている。

3．経験

申請者は、原子力発電所の建設時及び改造時における設計及び工事の経験と約27年にわたる運転及び保守の経験を有するとしている。

また、集合体最高燃焼度 48,000MWd/t の濃縮ウラン燃料に加え、集合体最高燃焼度 55,000MWd/t の濃縮ウラン燃料の使用を開始しており、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料について、設計手法の妥当性評価等に係る知識の習得に努めているとしている。

安全保護回路の変更については、3号炉において同様の「2 out of 4」方式を採用しており、廃棄施設の変更については、これまでに1号炉及び2号炉液体廃棄物の廃棄設備の一部共用化や3号炉使用済樹脂貯蔵タンクの1号炉、2号炉及び3号炉共用化を行っているとしている。

これらのことから、規制行政庁は、当該事業等に係る同等又は類似の施設の設計及び工事並びに運転及び保守の経験が十分に具備されていると認められるとしている。

4．品質保証活動

申請者は、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2003）」に基づき品質マニュアルを定め、社長をトップマネジメントとし、品質方針を設定するとしている。実施部門の各部所長は各部所の品質保証活動の計画、実施、評価及び改善を行い、個々の業務における品質保証活動は各グループリーダー等が責任を持って実施するとしている。審査室原子力監査担当部長は、実施部門とは独立した立場で内部監査を実施し社長に報告するとし、社長はマネジメントレビューを実施し、評価し、品質保証活動の有効性を継続的に改善するとしている。さらに、品質マネジメントシステムを文書化し、個々の業務における品質保証活動は、必要な記録を残すとしている。

また、品質マネジメントシステムの基本事項を審議するため本店に原子力発電所品質保証委員会、発電所の品質マネジメントシステムの基本事項を審議するため伊方発電所に伊方発電所品質保証運営委員会等を設置している。

これらのことから、規制行政庁は、設計及び工事並びに運転及び保守を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていると認められるとしている。

5．教育・訓練

申請者は、技術者に対して社内及び社外の研修等を実施し、また、保安規定に基づき教育を実施するとしている。特に、本運転に係る業務に従事する技術者に対しては、必要な教育・訓練を実施するとしている。

これらのことから、規制行政庁は、確保した技術者に対し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う方針が適切に示されていると認められるとしている。

6．有資格者等の選任・配置

申請者は、原子炉主任技術者をグループリーダー以上のうち上位の特別管理者以上の職位の者から、また、代行者をグループリーダー以上の職位の者から選任し、保安の監督、職務が適切に遂行できる配置としている。運転責任者については、当直長の職位の者として選任するとしている。

これらのことから、規制行政庁は、原子炉の運転に際して必要となる有資格者等について、その職務が適切に遂行できるよう配置されていると認められるとしている。

．調査審議の視点及び結果

1．視点

本変更申請の主たる内容は、3号原子炉施設において濃縮ウラン燃料の一部をウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に替えて装荷するというものである。したがって、技術的能力の審査に当たっては、その主な変更内容に関連する技術的能力について、審査指針に基づいて審査を行うこととしている。

一方、現在の技術的能力に関する審査指針は、平成16年5月に原子力安全委員会決定されたものであり、申請者が本原子炉の設置に係る変更を申請するのは、審査指針決定後、本変更申請が初めてである。したがって、本変更申請は、この審査指針に基づいているとともに、平成15年10月以降、品質保証活動が保安規定に一層明確化されることになった状況等も踏まえており、その結果、変更申請の変更内容に留まらず、申請者の広義の技術的能力が記載されている。

本変更申請に記載されている内容は、いずれも、原子炉施設の設置と運転に広く関連しており、変更内容との関連も包含するものであることから、調査審議に当たっては、そのような広義の技術的能力に関する評価の視点も併せて考慮した。

また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用は申請者にとって初めての

経験となることから、規制行政庁の認める経験の同等性と類似性に関し、規制行政庁が審査に当たって参考とした資料に基づき、特に注目して調査審議を行った。

2．結果

調査審議の結果、審査指針に定められている技術的能力の要件を申請者は満たしているものとしている規制行政庁の審査結果は、妥当なものと認め、申請者には、当該変更に係る原子炉施設の設置に必要な技術的能力及び当該変更に係る原子炉施設の運転を適確に遂行するに足る技術的能力を有するものと判断する。

なお、燃料加工に関する品質保証活動について、規制行政庁からの資料に基づく説明により、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を輸入する場合において、申請者は、第三者機関の活用とともに海外事業者との契約者である国内加工事業者の活用を図りつつ、その品質保証活動を計画しており、それらの活動は、経済産業省原子力安全・保安院通達「電気事業者及び燃料加工事業者の品質保証に関する確認事項について(内規)の制定について(平成14年7月31日付け平成14・05・16原院第1号)」等に従って行われることになることを確認した。

平成 18 年 3 月 7 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
会長 中桐



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 17 年 7 月 28 日付け 17 安委第 26 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

- . 調査審議の結果
- . 調査審議の方針等
 - 1 . 調査審議の方法
 - 2 . 調査審議の方針
 - 3 . 審査指針等
- . 調査審議の内容
 - 1 . 原子炉施設の安全設計
 - 1 . 1 炉心設計
 - 1 . 1 . 1 機械設計
 - 1 . 1 . 2 核設計
 - 1 . 1 . 3 熱水力設計
 - 1 . 1 . 4 動特性
 - 1 . 2 非常用炉心冷却設備
 - 1 . 3 燃料取扱及び貯蔵設備
 - 1 . 4 安全保護回路
 - 1 . 5 非常用電源設備
 - 1 . 6 放射性廃棄物廃棄施設
 - 2 . 原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価
 - 3 . 運転時の異常な過渡変化の解析
 - 4 . 事故の解析
 - 5 . 立地評価のための想定事故の解析
- . 調査審議の経緯

．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17年7月28日付け17安委第26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。

．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17年7月経済産業省）」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16年11月1日付け申請、平成17年7月15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16年5月17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」（16安委決第3号）に従い、審査指針等に照らして総合的に行うこととした。

その際、特に 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、新しい技術上の基準又は実験研究データの適用、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係等、安全上の重要項目を中心に調査審議を行うこととした。

また、調査審議に当たっては、「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17年7月経済産業省）」に対する意見公募の結果、原子力安全委員会から平成17年10月13日付け（17安委第44号）をもって指示のあった事項についても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、「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。）、「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の安全機能の重要度分類に関する審査指針」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価審査指針」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「熱設計評価指針」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。）、「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「RIE指針」という。）、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」、「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。）等に対する適合性を評価するとともに、原子炉安全専門審査会が取りまとめた報告書「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」、「取替炉心検討会報告書」及び原子炉安全基準専門部会が取りまとめた報告書「『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」、「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」、「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」、「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「1/3MOX報告書」という。）、「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」、「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「RIE報告書」という。）、「『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」（以下「プルトニウムめやす線量適用方法報告書」という。）、「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」等を参考にした。

. 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。

3号炉に挿入される燃料集合体157体の装荷のうち、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料(以下「MOX燃料」という。)集合体を最大40体装荷する。ここで、MOX燃料は、燃料集合体最高燃焼度を55,000MWd/tとするウラン燃料(以下「ステップ2燃料」という。)等とともに炉心に装荷される。MOX燃料集合体は、17行17列型ウラン燃料集合体と同一構造を持ち、プルトニウム含有率を約4.1wt%濃縮ウラン相当以下に調整し、燃料集合体最高燃焼度を45,000MWd/tとしたものとする。このMOX燃料集合体の装荷に伴うほう素の反応度価値の低下を考慮し、非常用制御設備のうち負の反応度添加速度を0.0010(k/k)/min以上から0.0008(k/k)/min以上に変更するとともに、燃料取替用水タンクのほう素濃度を3,400ppm以上から4,400ppm以上に変更する。

1号炉及び2号炉の安全保護回路について、一部を「2 out of 4」方式に変更することに伴い、安全保護回路の信号を変更する。

1号炉及び2号炉の蓄電池負荷の変更に伴い、1号炉及び2号炉のその他原子炉の附属施設の構造及び設備の記載のうち、蓄電池の記載を最新の記載形式に合わせる。

1号炉、2号炉及び3号炉の放射性廃棄物の廃棄施設の一部を1号炉及び2号炉共用化、又は1号炉、2号炉及び3号炉共用化とするとともに、1号炉及び2号炉の放射性廃棄物の廃棄施設の一部を廃止する。

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. 原子炉施設の安全設計

1.1 炉心設計

1.1.1 機械設計

機械設計については、MOX燃料装荷炉心の核的特性及び物性を踏まえて、燃料棒に関わる燃料棒設計手法、燃料中心最高温度、燃料棒内圧、被覆管応力等について検討した。また、燃料集合体に関する機能保持性についても検討した。

燃料棒設計手法については、ステップ2燃料の設計において妥当性が確認されている燃料棒設計コードに、「1/3MOX報告書」における検討結果を踏まえ、MOX燃料の物性、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）を反映したコードが使用されており、各評価項目ごとに実験データとの比較により、モデルの妥当性が確認されている。

MOX燃料の燃料中心最高温度については、「1.1.3 熱水力設計」に示すように、MOX燃料の溶融点の低下を考慮して定めた制限値を下回るよう設計されるとしている。

MOX燃料の燃料棒内圧については、ウラン燃料に比べて核分裂生成ガス放出率及びヘリウムガス生成量が大きいため高くなる傾向を考慮して、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としている。

MOX燃料の被覆管の応力については、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、地震による応力及び水力振動による応力の組み合わせを考慮した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ように設計されるとしている。

MOX燃料の被覆管引張歪については、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、運転時の異常な過渡変化時においても、被覆管の円周方向引張歪の変化量は基準値（変化量1%）を下回るように設計されるとしている。

MOX燃料の被覆管の累積疲労については、燃料寿命中の起動、停止及び負荷変化により被覆管に応力が繰り返しかかるが、燃料棒のヘリウム加圧により、ペレットと被覆管が接触する時点を遅らせることにより、被覆管に生じる周期的な歪みの回数及び程度を減少させ、許容累積疲労サイクル数を下回るように設計されるとしている。

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性、すなわちプルトニウムスポットが生じる可能性があるが、プルトニウムスポット

の大きさとプルトニウム濃度は燃料の健全性に影響を与えない範囲内としている。

MOX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ように設計されとしている。また、最大荷重6Gで設計される燃料集合体最高燃焼度を48,000MWd/tとするウラン燃料集合体と同一の構成部品を使用し、常温において6Gの荷重に対して燃料集合体の機能が保持できるように設計されとしている。ただし、MOX燃料集合体は輸送中に高温（300 程度）となり、強度が低下することを考慮して、輸送及び取扱時の荷重を4Gに制限することにより、高温となったMOX燃料集合体に4Gの荷重が加わったとしても、その構成部品の強度は十分な強度を有し、燃料集合体としての機能は保持されとしている。

以上のことから、機械設計に関する審査結果は、妥当なものと判断する。

1.1.2 核設計

核設計については、MOX燃料装荷炉心の核的特性及び物性を踏まえ、核設計手法、出力分布制御、反応度制御、反応度フィードバック特性及び取替炉心の安全性確認項目について検討した。

核設計手法については、「1/3MOX報告書」における検討結果を踏まえ、MOX燃料集合体内のプルトニウム含有率の分布及び燃料集合体相互間の影響の評価が可能であり、かつステップ2燃料設計においても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。

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MOX燃料集合体内に高、中、低のプルトニウム含有率の分布を設けること等により、また軸方向はアキシャルオフセット一定値制御運転により、出力分布を適正に保つことができるとしている。また、炉心設計において、燃料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。これらのことから、通常運転時において、ウラン燃料棒及びMOX燃料棒の最大線出力密度は39.6kW/m（燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。）以下、ガドリ

ニア入りウラン燃料棒の最大線出力密度は30.7kW/m(燃料ペレット焼きし
まり効果を含まない。)以下に保たれるとしている。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としている。

反応度制御については、MOX燃料装荷炉心の制御棒クラスタ及びほう素
の反応度価値はウラン燃料装荷炉心に比べて低下する傾向を有している
が、燃焼に伴う核分裂性物質の濃度変化、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対して、制御棒クラスタ及び1次冷却材中のほう素濃
度調整による反応度制御能力は、それぞれ約0.05 k/k及び0.22 k/k以上を
有するよう設計されるとしている。

また、MOX燃料装荷炉心において最大の反応度価値を有する制御棒クラ
スタ1本が完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
スタの挿入により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、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(0.010 k/k以上の反応度停止余裕)に維持できる
としている。

反応度フィードバック特性については、MOX燃料装荷炉心は、ウラン燃
料装荷炉心に比べ、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、ドップラ係数は常に負であり、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、固有の出力抑制特性を有する
としている。

取替炉心の安全性確認項目については、MOX燃料装荷を考慮しても、い
ずれも安全解析使用値の範囲内にあることが確認されている。

以上のことから、核設計に関する審査結果は、妥当なものと判断する。

1.1.3 熱水力設計

熱水力設計については、MOX燃料装荷炉心の核的特性及び物性を踏まえ、

解析手法、限界熱流束比（以下「DNBR」という。）及び燃料中心温度について検討した。

最小DNBR評価における解析手法には、「熱設計評価指針」に示された改良統計的熱設計手法が使用されている。また、燃料中心最高温度評価における解析手法には、「1.1.1 機械設計」に示した設計コードが使用されている。

DNBRについては、炉心流量分布に影響を与えるMOX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MOX燃料装荷炉心の出力分布がステップ2燃料装荷炉心と同等となるように設計されることから、定格出力運転時においてはMOX燃料装荷炉心の最小DNBRは従来のウラン燃料装荷炉心と同一の2.36となり、運転時の異常な過渡変化時における最小DNBRは許容限界値（1.42）以上であるとしている。

燃料中心温度については、MOX燃料の燃料中心最高温度の制限値は、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、MOX燃料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考慮している。MOX燃料の燃料中心最高温度の評価結果は、燃料寿命初期において最も厳しくなり定格出力運転時で約1,740、
「3. 運転時の異常な過渡変化の解析」に示すように運転時の異常な過渡変化時で約2,294 であり、MOX燃料の溶融点の低下を考慮して定めた制限値(いずれの場合も2,500)を下回っているとしている。また、ウラン燃料及びガドリニア入りウラン燃料の燃料中心最高温度は、従来どおり、それぞれの制限値を下回っているとしている。

以上のことから、熱水力設計に関する審査結果は、妥当なものと判断する。

1.1.4 動特性

動特性については、MOX燃料装荷炉心の核的特性及び物性を踏まえて、解析手法、原子炉の固有の自己制御特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した。

解析手法については、国内のPWRにおいて実績があるとともに、「1/3MOX 報告書」において妥当性が判断されてい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特性については、「1.1.2 核設計」に示したように、炉心が急速な固有の出力制御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、ドップラ係数は常に負であり、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としている。また、キセノンによる出力分布の空間振動のうち、水平方向の振動については減衰特性を有するように炉心が設計され、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するように設計されるとしている。

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は、MOX燃料装荷炉心はウラン燃料装荷炉心に比べて、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より小さくなる、遅発中性子割合がより小さくなる、という特徴等を考慮した設計・解析が行われている。その結果、設計負荷変化（ステップ状負荷変化、ランプ状負荷変化及び急激な負荷減少）に関する解析結果から、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としている。

以上のことから、動特性に関する安全設計の基本方針に対する審査結果は、妥当なものと判断する。

1.2 非常用炉心冷却設備

非常用炉心冷却設備については、事故時における臨界未満の維持に係る原子炉停止機能の観点から、MOX燃料の装荷に伴うほう素の反応度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した。

その結果、「2次冷却系の異常な減圧」及び「主蒸気管破断」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1次冷却材中へのほう酸水の注入により、炉心を臨界未満にでき、かつ、その状態を維持できるとしている。

以上のことから、非常用炉心冷却設備に関する安全設計の基本方針に対する審査結果は、妥当なものと判断する。

1.3 燃料取扱及び貯蔵設備

燃料取扱及び貯蔵設備については、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MOX燃料集合体の取扱及び放射線防護について検討した。

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、既設の使用済燃料ラックにおいて、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、実効増倍率は判断基準(0.98)を下回り、十分な未臨界性を確保できるように設計されたとしている。

使用済燃料貯蔵設備の除熱能力については、MOX燃料による熱負荷の増加を考慮し、使用済燃料ピットポンプ1台運転時においても、コンクリートの長期健全性維持のための制限値(65)を下回り、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ように設計されたとしている。

MOX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たとしている。

MOX燃料集合体の取扱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、気中取扱時はMOX新燃料取扱装置による遮へい等を行う設計とし、使用済燃料ピットでの取扱及び貯蔵時は変更前と同様の水深を確保するとしている。

以上のことから、燃料取扱及び貯蔵設備の安全設計の基本方針に対する審査結果は、妥当なものと判断する。

1.4 安全保護回路

本変更は、「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ信号を「2 out of 4」

方式に変更することに伴い「蒸気発生器蒸気給水流量差大」原子炉トリップ信号を削除し、また、信号の単純化を図り信頼性を向上させるため主蒸気ライン隔離信号を「主蒸気ライン圧力異常低」又は「主蒸気ライン圧力減少率高」に変更するものである。本変更に係る安全保護回路の信号の一部の変更については、安全保護系の多重性及び独立性、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の機能について検討した。

安全保護系の多重性については、原子炉トリップ信号並びに主蒸気ライン隔離信号の一部を「2 out of 4」方式で構成し、多重性を備えるように設計されたとしている。安全保護系の独立性については、各チャンネル間相互を実用上可能な限り物理的、電氣的に分離し、独立性を持たせるように設計されたとしている。また、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できるように設計されたとしている。

運転時の異常な過渡変化時の機能については、「主給水流量喪失」において「蒸気発生器蒸気給水流量差大」原子炉トリップ信号の削除を考慮した解析を行っており、「3. 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ないとしている。

事故時の機能については、「主蒸気管破断」において主蒸気ライン隔離信号発信の時期が変わらないことから、変更前と変わらないとしている。

以上のことから、安全保護回路の安全設計の基本方針に対する審査結果は、妥当なものと判断する。

1.5 非常用電源設備

本変更には、安全保護系をデジタル制御装置へ取り替えることに伴い、1号炉及び2号炉の非常用蓄電池の負荷容量が増加するため、蓄電池容量の余裕確保の観点から、常用系の負荷の一部を常用系の蓄電池からの給電に変更するものである。本変更に係る非常用電源設備については、短時間の全交流動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保する観点から、全交流動力電源喪失における変更後の蓄電池容量について検討した。

その結果、全交流動力電源喪失時においても原子炉を安全に停止し、かつ停止後の冷却を行うために必要な直流負荷に対して30分以上電力を供給できるように設計されるとしている。

以上のことから、非常用電源設備の蓄電池負荷の変更に関する安全設計の基本方針に対する審査結果は、妥当なものと判断する。

1.6 放射性廃棄物廃棄施設

本変更は、

- (1) 気体廃棄物処理設備のうち、1号炉のガス圧縮装置、1号炉及び2号炉それぞれのガス減衰タンクを1号炉及び2号炉共用とする。また、2号炉のガス圧縮装置並びに1号炉及び2号炉共用の水素廃ガス処理設備を廃止するとともに、水素廃ガス処理設備の廃止により不要となる水素廃ガス貯蔵タンクを、1号炉及び2号炉共用のガス減衰タンクに転用する
- (2) 液体廃棄物処理設備のうち、1号炉及び2号炉それぞれのほう酸回収系の設備を一部共用、廃液処理系の設備を一部廃止並びに1号炉及び2号炉共用の洗浄排水処理系及び3号炉の洗浄排水処理系を1号炉、2号炉及び3号炉共用とする
- (3) 固体廃棄物処理設備のうち、洗浄排水処理系の1号炉、2号炉及び3号炉の共用化に伴い、1号炉及び2号炉共用のドラム詰装置を、1号炉、2号炉及び3号炉共用とする

ものである。本変更に係る放射性廃棄物廃棄施設の一部共用化及び一部廃止については、変更後における原子炉の安全性及び放射線防護について検討した。

気体廃棄物の処理設備については、変更後のガス圧縮装置の容量（約 $68\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ /台）は最大廃ガス発生量（約 $54\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ ）に対して十分な処理能力を確保しており、ガス減衰タンクも十分な貯留能力を確保できるとしている。また、水素廃ガス処理設備の水素廃ガス貯蔵タンクは、タンクの材料、最高使用圧力等の仕様がガス減衰タンクと同等であることから、ガス減衰タンクに転用しても問題ないとしている。なお、変更後においても、

平常時の線量評価に用いる放出放射エネルギーには変更がなく、及び、事故時の「放射性気体廃棄物処理施設の破損」における評価の結果、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではないことが確認されている。

液体廃棄物の処理設備については、変更後のほう酸回収系のほう酸回収装置の処理可能量は、最大の廃液の発生量（約4,200m³/y）に対して十分な処理能力（約14,890m³/y/基）を確保できるとしている。また、変更後の廃液処理系の廃液蒸発装置及び洗浄排水処理系の洗浄排水蒸発装置の処理可能量は、最大の廃液の発生量（約2,000m³/y及び約5,400m³/y）に対してそれぞれ十分な処理能力（約7,440m³/y及び約5,910m³/y）を確保できるとしている。なお、変更後においても、平常時の線量評価に用いる放出放射エネルギーに変更がないことが確認されている。

固体廃棄物の処理設備については、ドラム詰装置を共用化した場合において、変更後の最大の濃縮廃液発生量を考慮しても十分な処理能力を確保できるとしている。

これらのことから、放射性廃棄物廃棄施設の一部共用化及び一部廃止によって原子炉の安全性を損なうことはないとしている。

以上のことから、放射性廃棄物廃棄施設に関する安全設計の基本方針に対する審査結果は、妥当なものと判断する。

2. 原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価

本変更後においても、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ため、本変更に伴う原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価への影響について検討した。

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、MOX燃料の装荷に伴う炉心の平均熱中性子束の減少及び1次冷却材抽出水量の増加並びに1号炉、2号炉及び3号炉の放射性廃棄物廃棄施設の

変更に伴う放射性液体廃棄物の処理の変更が考慮されている。なお、水素廃ガス処理設備の廃止については、従来より、同設備による効果を考慮しておらず、評価への影響はないとしている。

評価の結果、線量評価に用いる大気中に放出される放射性物質の年間放出量は、1号炉及び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。)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。)は ^{131}I が約 3.7×10^{10} Bq、 ^{133}I が約 1.9×10^{10} Bqと評価されている。3号炉から大気中に放出される放射性物質の年間放出量は、希ガスについて約 3.7×10^{14} Bq、よう素について ^{131}I が約 7.7×10^9 Bq、 ^{133}I 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号炉、2号炉及び3号炉それぞれで 3.7×10^{10} Bq、トリチウムについては1号炉及び2号炉それぞれで 3.7×10^{13} Bq、3号炉で 5.55×10^{13} Bqと評価されている。

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、その評価結果は次のとおりである。

気体廃棄物中の希ガスの線による実効線量は、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。

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 $2.8 \mu\text{Sv}$ である。

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ときの幼児が最大となり、年間約 $3.5 \mu\text{Sv}$ である。

これらの評価結果から、敷地境界外での実効線量の最大値は変更後においても年間約 $11.0 \mu\text{Sv}$ であり、法令に定める周辺監視区域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(年間 $50 \mu\text{Sv}$)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としている。

以上のことから、本変更後の原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価に対する審査結果は、妥当なものと判断する。

3. 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」、「RIE指針」等に基づき、1号炉及び2号炉については安全保護回路の変更を考慮して「主給水流量喪失」及び「外部電源喪失」について、3号炉についてはMOX燃料集合体の装荷による影響を考慮して、

(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
- ・原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

(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

(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

- ・出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

について解析及び評価が行われており、解析すべき事象選定の妥当性も含め、1号炉、2号炉及び3号炉における解析及び評価の結果について検討した。なお、上記以外の事象については、本変更に伴う解析条件の変更の必要がなく、従来の解析結果が変更されるものではないとしている。

解析に当たっては、MOX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、燃料取替用水タンクのほう素濃度等が変更されており、燃料棒解析においてはMOX燃料の物性値を考慮し

ているので、それらを用いた解析及び評価の妥当性について検討した。

解析に使用されている計算コード等は、妥当性が確認されており、解析条件については、ウラン燃料装荷炉心とMOX燃料装荷炉心の両炉心を包絡するように、MOX燃料集合体を最大40体装荷するとした場合のMOX燃料の特性、プルトニウム組成の変動等の影響が事象に応じて入力値等に適切に取り入れられている。

1号炉及び2号炉に関する解析における評価結果は、以下のとおりである。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、本変更に係る事象の解析結果は約18.1MPa[gage]であり、「安全評価審査指針」に示された判断基準（最高使用圧力の1.1倍（18.88MPa[gage]）以下であること。）を満たしている。

3号炉に関する解析における評価結果は、以下のとおりである。

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、約1.75であり、「熱設計評価指針」に示された手法により設定された許容限界値（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、ウラン燃料は約2,334、MOX燃料は約2,294であり、それぞれの燃料ペレットの制限値（ウラン燃料は2,570、MOX燃料は2,500）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、これが最も厳しくなるウラン燃料で約343kJ/kgであり、「RIE指針」に示された燃料の許容設計限界（712kJ/kg）を下回っている。また、この過渡解析では、燃料エンタルピーの増分の最大値は、ウラン燃料及びMOX燃料ともに約81kJ/kgであり、「RIE報告書」に示されたペレット燃焼度65,000MWd/t以上75,000MWd/t程度までのウラン燃料、及びペレット燃焼度40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満のMOX燃料のPCMI破損しきい値のためやすである167kJ/kg及び209kJ/kgをそれぞれ下回っている。この結果、PCMI破損は発生せず、浸水燃料の存在を考慮してもその破裂は生じない。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、本変更に係る「外

部電源喪失」及び「主給水流量喪失」における解析結果は、原子炉圧力の最大値の評価結果である約17.4MPa[gage]に圧力損失0.51MPa[gage]を加えた値であり、「安全評価審査指針」に示された判断基準（最高使用圧力の1.1倍（18.88MPa[gage]）以下であること。）を満たしている。

これらの評価結果により、本変更後の原子炉施設は「安全評価審査指針」等に適合しているとしている。

以上のことから、本変更後の原子炉施設の運転時の異常な過渡変化についての解析は、「安全評価審査指針」等の要件を満たしており、審査結果は、妥当なものと判断する。

4．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」、「RIE指針」、「ECCS性能評価指針」等に基づき、2号炉については「放射性気体廃棄物処理施設の破損」、3号炉についてはMOX燃料集合体の装荷による影響を考慮して、

(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
- ・主給水管破断
- ・主蒸気管破断

(2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

- ・制御棒飛び出し

(3) 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
- ・原子炉冷却材喪失

(4) 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

について解析及び評価が行われており、解析すべき事象選定の妥当性も含め、2号炉及び3号炉における事故の解析及び評価の結果について検討した。なお、1号炉については、従来より解析対象設備をガス減衰タンクとしており、共用化による解析条件の変更はないとしている。また、2号炉及び3号炉における上記以外の事象については、本変更に伴う解析条件の変更の必要がなく、従来の解析結果が変更されるものではないとしている。

解析に当たっては、MOX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が変更されていることから、それらを用いた解析及び評価の妥当性について検討した。

解析に使用されている計算コード等は、妥当性が確認されており、解析条件については、原則としてウラン燃料装荷炉心及びMOX燃料装荷炉心の両炉心を包絡するように、MOX燃料集合体を最大40体装荷するとした場合のMOX燃料の特性、プルトニウム組成の変動等の影響が事象に応じて入力値等に適切に取り入れられている。

2号炉に関する解析における評価結果は、以下のとおりである。

事故時における敷地境界外の実効線量は約0.11mSvで、「安全評価審査指針」解説に示された5mSvを下回っており、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。

3号炉に関する解析における評価結果は、以下のとおりである。

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、最も厳しくなるウラン燃料被覆管最高温度は約1,039℃、局所的燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの約4.0%、全炉心平均被覆管酸化量は0.3%以下であり、「ECCS性能評価指針」の基準（燃料被覆管最高温度は1,200℃以下、局所的燃料被覆管酸化量は15%以下、全炉心平均被覆管酸化量は1%以下）を満足している。これらにより、「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

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。

燃料エンタルピーの最大値については、「制御棒飛び出し」において、MOX燃料装荷炉心で生じ、ウラン燃料で約467kJ/kg、MOX燃料で約469kJ/kgであり、それぞれの燃料エンタルピーについて「RIE指針」に示された制限値から燃焼の進行等に伴うペレットの融点低下相当分を差し引いた制限値(ウラン燃料は791kJ/kg、MOX燃料は770kJ/kg)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は約282kJ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。

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18.2MPa[gage]であり、「安全評価審査指針」に示された判断基準(最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])以下であること。)を満たしている。

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0.214MPa[gage]であり、「安全評価審査指針」に示された判断基準(最高使用圧力(0.283MPa[gage])以下であること。)を満たしている。

事故時におけ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、「安全評価審査指針」解説に示された5mSvを下回っており、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。

これらの評価結果により、本変更後の原子炉施設は「安全評価審査指針」等に適合しているとしている。

以上のことから、本変更後の原子炉施設は「安全評価審査指針」等の要件を満たしており、事故解析についての審査結果は、妥当なものと判断する。

5. 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、「原子炉立地審査指針」及び「安全評価

審査指針」に基づき、3号炉における重大事故及び仮想事故として「蒸気発生器伝熱管破損」の解析及び評価が行われており、立地評価のための想定事故の解析結果及び評価結果について検討した。

なお、立地評価のための想定事故の「原子炉冷却材喪失事故」については、MOX燃料の装荷による解析条件の変更の必要はなく、従来の立地評価の解析結果が変更されるものではないとしている。

「蒸気発生器伝熱管破損」の解析における評価結果は、以下のとおりである。

重大事故については、敷地境界外における線による全身に対する線量は約 6.4×10^{-4} Svであり、判断のめやす(0.25Sv)を下回っている。また、よう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対する線量は約 2.2×10^{-2} Svであり、判断のめやす(1.5Sv)を下回っている。

仮想事故については、敷地境界外における線による全身に対する線量は約 2.7×10^{-3} Svであり、判断のめやす(0.25Sv)を下回っている。また、よう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対する線量は約 4.4×10^{-2} Svであり、判断のめやす(3Sv)を下回っている。

仮想事故における全身線量の積算値については、西暦2000年の人口に対して約 5.0×10^{-2} 万人Sv、西暦2050年の推定人口に対して約 4.3×10^{-2} 万人Svであり、判断のめやす(2万人Sv)を下回っている。

なお、「プルトニウムめやす線量適用方法報告書」を踏まえ、原子力安全委員会が決定した「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(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、昭和58年5月26日付け、平成元年3月27日付け及び平成13年3月29日付けをもって一部改訂)」を用いた被ばく評価は行う必要がないとしている。

以上のことから、本変更後の原子炉施設は「原子炉立地審査指針」の原則的立地条件を満足しており、立地評価のための想定事故の解析に対する審査結果は、妥当なものと判断する。

・調査審議の経緯

当審査会は、平成17年8月22日に開催された第193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110部会を設置した。

審査委員

有 富 正 憲	東京工業大学原子炉工学研究所
工 藤 和 彦	九州大学大学院
近 藤 悟	(独)日本原子力研究開発機構
篠 原 邦 彦	(独)日本原子力研究開発機構
杉 山 憲一郎	北海道大学大学院
関 村 直 人 (部会長代理)	東京大学大学院
中 村 裕 二	(財)原子力安全技術センター
森 貴 正	(独)日本原子力研究開発機構
山 脇 道 夫 (部会長)	東京大学名誉教授

(平成18年3月7日現在)

同部会は、平成17年8月31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18年2月17日の第8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18年3月7日の第195回原子炉安全専門審査会において本報告書を決定した。

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17年7月経済産業省)」に対する意見公募の結果、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。