

21安委第81号  
平成21年12月24日

経済産業大臣 殿

原子力安全委員会委員長

東北電力株式会社女川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) について (答申)

平成21年6月10日付け平成20・11・06原第13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項第3号(技術的能力に係る部分に限る。)及び第4号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) 同法第24条第1項第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) 同法第24条第1項第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。

東北電力株式会社女川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) について  
(技術的能力に関する調査審議結果)

1. 調査審議の方法等

1. 1 調査審議の方法

東北電力株式会社女川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)に関し、「東北電力株式会社女川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)に係る申請者の技術的能力について(平成21年6月 経済産業省)」について、東北電力株式会社の「女川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)」(平成20年11月6日付け東北電原技第7号をもって申請、平成21年5月29日付け東北電原技第2号をもって一部補正)及び規制行政庁説明資料等を参照して調査審議を行った。

調査審議では、技術的能力に関する規制行政庁の審査結果の判断根拠を明確にするために必要な説明資料やコメント回答文書の作成を求めた。

1. 2 審査指針

調査審議は、「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日付け原子力安全委員会決定)(以下「技術的能力審査指針」という。)に基づいて行った。

2. 変更内容

3号炉にウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を取替燃料(以下「MOX燃料」という。)の一部として採用するものである。

3. 調査審議の内容

本変更の内容に関し、1. 調査審議の方法等に基づき行った調査審議の内容は、次のとおりである。

3. 1 調査審議の事例

本原子炉施設の変更申請の内容は、MOX燃料を取替燃料の一部として採用するものであり、同様の調査審議として、最近の事例では中部電力株式会社浜岡原子力発電所の原子炉の設置変更(4号原子炉施設)(平成19年6月25日付け答申)、

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（2号原子炉施設）（平成20年10月20日付け答申）等がある。

### 3. 2 調査審議の体制

本調査審議案件は、前記3. 1 調査審議の事例のとおり、類似した調査審議の事例があることを踏まえ、原子力安全委員会は、本調査審議案件を、「原子力委員会及び原子力安全委員会設置法施行令」第7条の軽微な変更と判断し、原子炉安全専門審査会にて調査審議を要するとまでは認められないことから、直轄審議で調査審議を行うこととした。

調査審議は、早田邦久原子力安全委員会委員長代理、久住静代原子力安全委員会委員、小山田修原子力安全委員会委員及び久木田豊原子力安全委員会委員が行った。主担当委員は、小山田修原子力安全委員会委員及び久木田豊原子力安全委員会委員とし、両委員は東北電力株式会社女川原子力発電所（宮城県牡鹿郡女川町及び石巻市）にて現地調査を行った。

なお、調査審議に当たっては、本変更内容に係る専門的知見及び経験を有する下記の外部専門家の協力を得るとともに、当委員会事務局の斉藤健彦技術参与、清野赴技術参与及び吉村邦広技術参与が補佐をした。

#### 【外部専門家】

阿部豊 国立大学法人筑波大学大学院 システム情報工学研究科 教授

木口高志 独立行政法人原子力安全基盤機構 技術参与

永瀬文久 独立行政法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター 燃料安全評価研究グループ 研究主幹

廣瀬勝己 上智大学 理工学部 物質生命理工学科 客員教授

### 3. 3 調査審議の事項

本変更申請においては、MOX燃料の採用を適確に遂行するに足りる技術的能力を有しているかについて審議した。

特に、品質保証活動を行う体制が適切に構築されていること及び事業を適確に遂行するに足りる基本的要件、並びに、関連会社及びメーカーへの派遣等による技術の習得等について確認した。

調査審議において確認した主な内容は以下のとおりである。

#### (1) 組織

申請者は、本変更に係る設計の業務については、定められた業務所掌に基づき、火力原子力本部原子力部及び女川原子力発電所において実施するとしている。

また、本変更に係る運転及び保守の業務については、女川原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）で組織を明確にし、発電管理課、保修

管理課、技術課、放射線管理課、電気必修課及び機械必修課において実施するとしており、原子炉施設の保安に関する事項を審議するため本店に原子力部長を長とする「原子炉施設保安委員会」、女川原子力発電所に所長を長とする「原子炉施設保安運営委員会」を設置しているとしている。

## (2) 技術者の確保

申請者は、原子炉主任技術者有資格者、第一種ボイラー・タービン主任技術者有資格者、第一種放射線取扱主任者有資格者、第一種電気主任技術者有資格者及び運転責任者の基準に適合した者等の技術者を擁するとしており、また、今後も必要な教育及び訓練により技術者を確保するとともに、各種資格取得の奨励により必要な有資格者数を確保していくとしている。

## (3) 設計及び運転等の経験

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25年に及ぶ運転及び保守の経験を有しているとしている。

申請者は、女川原子力発電所で採用するMOX燃料は、燃料棒及び燃料集合体の構造並びに燃料材以外の材料がこれまで使用してきた高燃焼度8×8燃料と同一であることから、現在使用している燃料の設計経験を活用できるとしている。

また、沸騰水型原子炉においては、異なる濃縮度の燃料棒及び燃料集合体の混在する体系等に対応できる汎用性の高い核設計手法を用いており、この手法はMOX燃料に対しても適用できるとしている。

## (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）」に基づき品質保証計画を定め、社長をトップマネジメントとし、本店及び発電所の各室部署（以下「実施部門」という。）、並びに実施部門と独立した監査部門である原子力考査室において品質保証体制を構築している。

社長は、品質方針を設定し、原子力安全の重要性を組織内に周知するとしている。

実施部門の各組織の長は、品質保証活動の計画を立案し、実施、評価及び改善を行い、各業務における品質保証活動は、その業務に対する要求事項を満足するように定めた社内規定に基づき、実施部門の各課長等が責任を持って実施し、必要な記録を残すとしている。

監査部門の原子力考査室長は、内部監査を実施し、社長に報告するとし、社長は、品質保証活動の実施状況及び改善の必要性の有無についてマネジメントレビューにおいて評価し、品質保証活動に関する改善の決定及び処置を行うとしている。また、品質マネジメントシステムの継続的な改善等についての審議を行うため、本店に原子力安全推進会議を設置している。

さらに、発電所の品質マネジメントシステムの細部事項を審議するため、女川原子力発電所に女川原子力発電所品質保証会議を設置しているとしている。

燃料調達に関する品質保証活動については、MOX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、その品質保証活動の計画を立案し、実施するとしている。

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)」等に従って行うとしている。

#### (5) 技術者に対する教育・訓練

申請者は、本変更に係る業務に従事する技術者に対して、社内及び社外の研修等を実施するとともに、保安規定に基づき必要な教育・訓練を実施するとしている。

#### (6) 有資格者等の選任・配置

申請者は、原子炉主任技術者を専任の職務として社長が選任し、また、代行者を課長以上の職位の者から選任し、原子炉の運転に関し保安の監督を誠実にを行い、かつ保安のための職務が適切に遂行できる配置とするとしている。

なお、原子炉主任技術者を専任職として配置することにより組織面からの独立性が担保されているとしている。

以上のことから、規制行政庁は、本申請に係る原子炉施設の変更を実施するために必要な技術的能力及びその変更に係る原子炉施設の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力が申請者にはあるものと判断したとしている。

### 4. 調査審議の結果

3. に記載した内容について調査審議を行った結果、技術的能力に関す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りる技術的能力を有するものと判断する。

### 5. 調査審議の経緯

原子力安全委員会は、平成21年12月24日第81回原子力安全委員会において、早田邦久原子力安全委員会委員長代理、久住静代原子力安全委員会委員、小山田修原子力安全委員会委員及び久木田豊原子力安全委員会委員より調査審議結果の報告を受け、調査審議した結果、4. 調査審議の結果で述べた結論を得た。

以 上

東北電力株式会社女川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)について  
(災害防止に関する調査審議結果)

1. 調査審議の方法等

1. 1 調査審議の方法

東北電力株式会社女川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)に関し、「東北電力株式会社女川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21年6月 経済産業省)」について、東北電力株式会社の「女川原子力発電所設置変更許可申請書(3号原子炉施設の変更)」(平成20年11月6日付け東北電原技第7号をもって申請、平成21年5月29日付け東北電原技第2号をもって一部補正)及び規制行政庁説明資料等を参照して調査審議を行った。

調査審議では、災害の防止に関する規制行政庁の審査結果の判断根拠を明確にするために必要な説明資料やコメント回答文書の作成を求めた。

1. 2 審査指針等

調査審議は、「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」(昭和39年5月27日付け原子力委員会決定、平成元年3月27日付け最終改訂。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」(平成2年8月30日付け原子力安全委員会決定、平成13年3月29日付け最終改訂。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」(平成2年8月30日付け原子力安全委員会決定、平成21年3月9日付け最終改訂。)、 「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30日付け原子力安全委員会決定、平成13年3月29日付け最終改訂。以下「安全評価審査指針」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」(昭和56年7月20日付け原子力安全委員会決定、平成4年6月11日付け最終改訂。以下「ECCS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」(昭和59年1月19日付け原子力安全委員会決定、平成2年8月30日付け最終改訂。以下「反応度投入事象評価指針」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」(昭和50年5月13日付け原子力委員会決定、平成13年3月29日付け最終改訂。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」(昭和51年9月28日付け原子力委員会決定、平成13年3月29日付け最終改訂。以下「線量評価指針」という。)、 「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25日付け原子炉安全専門審査会。)、 「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16日付け原子炉安全専門審査会。以下「運転制限値決定手法報告書」という。)、 「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23日付け原子炉安全専門審査会。以下「運転制限値決定手法適用報告書」という。)、 「取替炉心検討会報告書」(昭和52年5月20日付け原子炉安全専門審査会。)、 『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18日付け原子力安全委員会了承、平成2年8月30日付け最終改訂。)、 「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12日付け原子力安全委員会了承。以下「燃料設計手法報告書」という。)、 「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3日付け原子力安全委員会了承。)、 「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19日付け原子力安全委員会了承。以下「1/3MOX報告書」という。)、 『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19日付け原子力安全委員会了承)に係る追加データ等の整理について」(平成19年7月24日付け原子力安全基準・指針専門部会了承。)、 「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28日付け原子力安全委員会了承、平成13年3月29日付け最終改訂。)、 「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11日付け原子力安全委員会了承。)、 「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13日付け原子力安全委員会了承。以下「反応度投入事象報告書」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」(平成10年11月16日付け原子力安全委員会了承、平成13年3月29日付け最終改訂。以下「プルトニウムめやす線量の適用方法」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」(平成元年3月27日付け原子力安全委員会了承、平成13年3月29日付け最終改訂。)等に基づいて行った。

## 2. 変更内容

3号炉にウラン・プルトニウム混合酸化燃料(以下「MOX燃料」という。)を取替燃料の一部として採用するものである。

## 3. 調査審議の内容

本変更の内容に関し、1. 調査審議の方法等に基づき行った調査審議の内容は、

次のとおりである。

### 3. 1 調査審議の事例

本原子炉施設の変更申請の内容は、MOX燃料を取替燃料の一部として採用するものであり、同様の調査審議として、最近の事例では中部電力株式会社浜岡原子力発電所の原子炉施設の設置変更（4号原子炉施設）（平成19年6月25日付け答申）、中国電力株式会社島根原子力発電所の原子炉施設の設置変更（2号原子炉施設）（平成20年10月20日付け答申）等がある。

### 3. 2 調査審議の体制

本調査審議案件は、前記3. 1 調査審議の事例のとおり、類似した調査審議の事例があることを踏まえ、原子力安全委員会は、本調査審議案件を、「原子力委員会及び原子力安全委員会設置法施行令」第7条の軽微な変更と判断し、原子炉安全専門審査会にて調査審議を要するとまでは認められないことから、直轄審査で調査審議を行うこととした。

調査審議は、早田邦久原子力安全委員会委員長代理、久住静代原子力安全委員会委員、小山田修原子力安全委員会委員、久木田豊原子力安全委員会委員が行った。主担当委員は、小山田修原子力安全委員会委員及び久木田豊原子力安全委員会委員とし、両委員は東北電力株式会社女川原子力発電所（宮城県牡鹿郡女川町及び石巻市）にて現地調査を行った。

なお、調査審議に当たっては、本変更内容に係る専門的知見及び経験を有する下記の外部専門家の協力を得るとともに、当委員会事務局の斉藤健彦技術参与、清野赳技術参与及び吉村邦広技術参与が補佐をした。

#### 【外部専門家】

阿部豊 国立大学法人筑波大学大学院 システム情報工学研究科 教授

木口高志 独立行政法人原子力安全基盤機構 技術参与

永瀬文久 独立行政法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター 燃料安全評価研究グループ 研究主幹

廣瀬勝己 上智大学 理工学部 物質生命理工学科 客員教授

### 3. 3 調査審議の事項

本変更申請については、「1/3MOX報告書」を参考とし、MOX燃料及びその装荷炉心がウラン燃料を使用する場合と同様の設計になっていること、及び、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時での安全が確保されていること等を確認した。

また、最新知見の反映や説明性向上の観点から、最近実施された酸化プルトニウムの融点に関する研究成果との比較や記載内容の充実を求めるとともに、ほう酸水



注入系作動時の未臨界性評価については、今回の審査が新しい評価手法を適用した2例目となることから、実験結果等に基づくモデル補正や判断根拠等について、確認した。

さらに、ウラン燃料と異なる特性を有するボイド反応度や、過去の同様の調査審議で対象とした原子炉とは異なるチャンネルボックス肉厚や、炉心入口オリフィス口径等の事故時挙動等に対する影響を確認した。

調査審議において確認した主な内容は以下のとおりである。

### 3. 3. 1 原子炉施設の安全設計

#### 3. 3. 1. 1 炉心

##### (1) 機械設計

MOX燃料の設計評価については、「1/3MOX報告書」において、MOX燃料の物性、照射挙動についてウラン燃料との相違が適切に考慮され、MOX燃料の設計評価に適用することが妥当とされている燃料棒熱・機械設計コードを用いているほか、物性データに係る近年得られた知見が反映されている。

MOX燃料被覆管の応力及び累積疲労、MOX燃料棒内圧、MOX燃料ペレット温度、MOX燃料被覆管の円周方向平均塑性歪、MOX燃料集合体の輸送中の燃料の健全性等に対して、以下のような設計上の考慮を行うとしている。

MOX燃料被覆管応力については、内外圧力差、水力振動、スパーサの接触圧による応力及び熱応力等を考慮し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、許容応力を下回るように設計するとしている。

また、燃料被覆管の累積疲労については、原子炉に装荷されてから取り出されるまでの間、起動停止、負荷変化及び圧力変動による燃料被覆管への疲労の蓄積があるが、許容限界値を下回るように設計するとしている。

MOX燃料棒内圧については、ウラン燃料棒に比べて核分裂生成ガスの放出、ヘリウムガスの放出が多いことから内圧が高くなる傾向にあることに対応するため、ウラン燃料で従来から行われている初期ヘリウム加圧によって燃料ペレットからのガスの放出を抑制することに加え、燃料棒上部にあるプレナム体積を大きくした設計とすることで、燃料棒内圧の上昇を抑制するとしている。

MOX燃料ペレット温度については、ペレットの融点を実験結果を基に定められており、燃料寿命を通して、MOX燃料ペレット最高温度を、融点に対して低く抑えるとしている。

MOX燃料被覆管の円周方向平均塑性歪については、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、1%を下回るように設計するとしている。

なお、MOX燃料被覆管のフレッキング腐食、水素化及びクリープ圧潰、ペレット-被覆管相互作用等の影響についても評価し、これらにより燃料の健全性が失われることはないと考えられるとしている。

また、MOX燃料については、燃料ペレット内にプルトニウム含有率の不均一（プルトニウムスポット）が生じる可能性があるが、燃料の健全性に影響を与えないとしている。

MOX燃料集合体の輸送中の燃料の健全性については、輸送中に受ける荷重並びに温度条件を考慮して、燃料の健全性が保たれるように設計するとしている。

以上のように燃料の機械設計においては、燃料棒熱・機械設計コード等によって健全性の評価を行った結果、MOX燃料の仕様が設計方針を満足するとしている。

## （2）核設計

核設計では、「1/3MOX報告書」において、MOX燃料集合体内のプルトニウム含有率の分布や燃料集合体相互間の影響の評価が可能であり、MOX燃料及びその装荷炉心の設計評価に適用することが妥当とされている核設計コードが用いられている。

MOX燃料が装荷された炉心の核的特性を踏まえ、MOX燃料が装荷されたサイクル以降の炉心について、反応度制御、反応度フィードバック特性及び設計用スクラム曲線に対して、以下のような設計上の考慮を行うとしている。

原子炉の反応度制御については、制御棒及び制御棒駆動系並びに再循環流量制御系に加えて、燃料中に添加する可燃性中性子吸収物質（ガドリニア（ $Gd_2O_3$ ））により行うとしている。

MOX燃料装荷炉心における制御棒の反応度価値については、ウラン燃料装荷炉心に比較して低下する傾向にあるが、最大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も、残りの制御棒により低温状態及び高温状態において炉心を臨界未満にできるとしている。

MOX燃料装荷炉心の反応度フィードバック特性については、ウラン燃料のみを装荷した炉心と比較して、ドップラ係数及び減速材ボイド係数が、より負となる傾向がある。急速な固有の出力抑制効果をもたらすようドップラ係数及び減速材ボイド係数は、各サイクル期間中、常に負の値となるように設計するとしている。

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を考慮し、十分安全側に設定するとしている。

なお、MOX燃料が装荷された炉心特性については、MOX燃料の初期プルトニウム組成変動及び装荷時期の遅れによる反応度係数及び動特性パラメータへの影響を考慮して安全性を評価しているとしている。

## （3）熱水力設計

炉心の熱水力設計においては、「1/3MOX報告書」において妥当とされている

核設計手法並びに「1/3MOX報告書」及び「燃料設計手法報告書」において妥当とされている燃料設計手法、さらに「運転制限値決定手法報告書」、「運転制限値決定手法適用報告書」等において妥当とされている炉心熱設計手法を用いている。

通常運転時の熱的制限値の項目のうち、

最小限界出力比（以下「MCPR」という。）については、3.3.4 運転時の異常な過渡変化の解析において、その解析結果が最も厳しくなる過渡変化に対して計算されたMCPRの変化量を、MOX燃料製造時の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許容設計限界値（MOX燃料が装荷された場合の値1.09）に加えた値としている。MOX燃料228体を装荷した平衡炉心においても、サイクル期間を通じてMCPRの通常運転時の熱的制限値を下回らないように運転可能であるとしている。

最大線出力密度については、9×9燃料（A型）、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も、サイクル期間を通じて通常運転時の熱的制限値である44.0kW/mを下回るとしている。

過渡状態に対する余裕については、運転時の異常な過渡変化のうち最も厳しい事象（「給水加熱喪失」）においても、MCPRの許容設計限界1.09を下回ることはないとしている。

また、最大線出力密度が最も厳しくなる運転時の異常な過渡変化（「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」）においても、最大線出力密度は設計用出力履歴の約121%であり、判断基準である円周方向平均塑性歪1%に対応する設計用出力履歴の165%に対し十分な余裕を確保するとしている。

圧力損失特性については、MOX燃料集合体の基本構造は高燃焼度8×8燃料集合体と同一のため、MOX燃料集合体の圧力損失特性は、高燃焼度8×8燃料集合体と同一であり、9×9燃料集合体（A型）及び9×9燃料集合体（B型）と同等となる設計とするとしている。

#### (4) 動特性

動特性の評価においては、MOX燃料装荷炉心の核的特性及び物性を踏まえ、国内BWRにおいて実績がある計算コードを用いている。

動特性に関しては、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ように、以下のような設計上の考慮を行うとしている。

反応度の外乱に対してドップラ効果等の負の出力反応度係数による自己制御性を有する設計にするとともに、ボイド変化等に伴う不安定な出力振動を生じないように設計するとしている。

原子炉の安定性の余裕については、運転特性図において運転領域を制限する安定性制限曲線を設けるとともに、低炉心流量高出力領域で選択制御棒挿入機構により

出力を制限することで確保している。

プラント運転中に予想されるすべての運転状態での安定性については、原子炉の安定性が最も悪くなる最低ポンプ速度最大出力運転時を解析点とし、チャンネル水力学的安定性、炉心安定性及び領域安定性の解析を行い、それらの減幅比は限界基準（1.0未満）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よう設計している。

自動流量制御時の安定性については、最も厳しくなる自動流量制御下限出力運転時においても、炉心安定性の応答の減幅比として運転上の設計基準（0.25以下）を下回るとしている。

プラント安定性については、MOX燃料が装荷された炉心で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している。

キセノン空間振動の安定性については、定格出力時にキセノン空間振動を抑制できる負の出力反応度係数を有している。

### 3. 3. 1. 2 原子炉停止系

原子炉停止系については、「安全設計審査指針」に示されている臨界未満及びその維持について、以下のような設計上の考慮を行うとしている。

本原子炉施設の原子炉停止系には、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（以下、「SLC」という。）の二つの独立した系を設けているとしている。

制御棒及び制御棒駆動系については、MOX燃料を装荷したサイクル以降においても、3.3.4 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、維持できるとしている。また、3.3.5 事故の解析に示すように、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。

SLCについては、三次元解析によるSLC作動時の未臨界性評価を用いて、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においても、SLC作動時の反応度添加速度が、キセノン崩壊及び減速材温度による反応度増加率を考慮した値 $0.001 \Delta k/\text{min}$ を上回って、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している。

### 3. 3. 2 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

3号炉における燃料取扱設備及び貯蔵設備は、MOX燃料の取扱い、貯蔵に関して、燃料の臨界防止、除熱能力、放射線防護等が検討されるとしている。

燃料貯蔵設備におけるMOX燃料の臨界防止については、プール水温、ラックの

製造公差やラック内燃料位置等について想定される厳しい状態を仮定して未臨界性評価を行い、実効増倍率は0.95以下に保たれ、未臨界性を維持できるとしている。

燃料貯蔵設備の除熱能力については、MOX燃料の貯蔵を考慮した通常最大熱負荷時（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3号炉の使用済燃料及び4.2ヶ月以上冷却後1号炉より運搬された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計）において、プール水温を5.2℃以下に保つことができるとしている。

さらに、最大熱負荷時（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で取り出した3号炉の使用済燃料及び4.2ヶ月以上冷却後1号炉より運搬された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計）においても、プール水温を6.5℃以下に保つことができるとしている。

燃料取扱設備については、燃料集合体の移送操作中の落下防止のため、二重ワイヤ等を設けるとしている。

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、遮へい体の設置等の被ばく低減手法を組み合わせる措置を講じている。

また、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、使用済燃料プールの壁面及び底部はコンクリート壁による遮へいを施すとともに、使用済燃料及びMOX新燃料の上部は十分な遮へい効果を有する水深を確保した状態で、水中で取扱い、使用済燃料プールで保管するとしている。

### 3. 3. 3 原子炉施設周辺の一般公衆の受ける線量評価

MOX燃料装荷以降の平常運転時の線量評価においては、「線量目標値に関する指針」及び「線量評価指針」に基づき、女川原子力発電所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を行っている。

気体廃棄物中の放射性希ガスのγ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1.1μSv、年間約0.9μSv及び年間約1.7μSvとなり、合計で年間約1.3μSvであるとしている。

この値は、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）を十分に下回るとともに、「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50μSv）を下回ることから、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としている。

### 3. 3. 4 運転時の異常な過渡変化の解析

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、MOX燃料装荷による影響を考慮して運転時の異常な過渡変化の解析及び評価を行っている。解析では、「1/3MOX報告書」において妥当とされている計算コード等を用いている。解析条件については、評価結果が厳しくなるように選定し、MOX燃料集合体を最大228体装荷とした場合のMOX燃料の特性を入力値等に適切に取り入れ、さらに、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するとしている。

M CPRの最小値については、最も厳しい過渡変化である「給水加熱喪失」において1.09であり、判断基準である1.09以上を満足するとしている。

燃料被覆管の最大表面熱流束については、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において定格値の約121%であり、これが定常的に発生しているものと仮定しても、判断基準である被覆管に1%の円周方向平均塑性歪が生じる線出力密度相当の設計用出力履歴の165%を下回るとしている。

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92kJ/kgであり、「反応度投入事象評価指針」に示された許容設計限界を下回るとしている。

また、この過渡変化では、燃料エンタルピの増分の最大値は約17kJ/kgであり、「反応度投入事象報告書」に示されたペレット燃焼度65,000Mwd/t以上の燃焼の進んだ燃料のペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCM I破損」という。）のしきい値のめやす（167kJ/kg）を用いた場合でも、燃料棒の破損は生じないとしている。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値については、「負荷の喪失（発電機負荷遮断、タービン・バイパス弁不作動）」において、約8.25MPa [gage]となり、判断基準（9.48MPa [gage]）を下回るとしている。

### 3. 3. 5 事故の解析

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評価指針」等に基づき、MOX燃料の装荷による影響を考慮して事故の解析及び評価を行っている。解析では、「1/3MOX報告書」において妥当とされている計算コード等を用いている。解析条件については、評価結果が厳しくなるように選定し、また、MOX燃料集合体を最大228体装荷とした場合のMOX燃料の特性を入力値等に適切に取り入れ、さらに、プルトニウム同位体組成の変動についても考慮するとしている。

想定したいずれの評価事象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としている。

燃料被覆管の温度の最高値については、「原子炉冷却材喪失」においても、9×9燃料（A型）で約625℃、9×9燃料（B型）で約610℃、MOX燃料で約564℃であり、また、燃料被覆管の酸化量の増加は極めて小さく、「ECCS評価指針」の基準を満足するとしている。

燃料エンタルピの最大値については、「制御棒落下」において生じ、9×9燃料（A型）で約693kJ/kg、9×9燃料（B型）で約698kJ/kg、MOX燃料で約651kJ/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、ガドリニア添加又はプルトニウム添加によるペレットの融点の低下分に相当するエンタルピを差し引いた値（MOX燃料並びにウラン燃料とも837kJ/kg）を下回るとしている。

また、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ンダリにかかる圧力については、最も厳しくなる「原子炉冷却材ポンプの軸固着」においても、約8.38MPa [gage]であり、安全上の判断基準としている原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.2倍の圧力を下回るとしている。

敷地境界外における実効線量については、最も厳しくなる「主蒸気管破断」において約 $9.0 \times 10^{-2}$  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としている。

### 3. 3. 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対して、「原子炉立地審査指針」及び「安全評価審査指針」に基づき、解析及び評価を行っている。

重大事故については、敷地境界外における $\gamma$ 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、約 $3.9 \times 10^{-2}$  mSvであるとしている。

また、小児の甲状腺に対する線量は「主蒸気管破断」において最大となり、約11 mSvであるとしている。

仮想事故については、敷地境界外における $\gamma$ 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、約2.0 mSvであるとしている。また、成人の甲状腺に対する線量も「主蒸気管破断」において最大となり、約27 mSvであるとしている。

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0.17万人Svであるとしている。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0.13万人Svであるとしている。

これらの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線量評価結果に

については、「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としている。

また、炉心のプルトニウムによる影響については、「プルトニウムめやす線量の適用方法」において、MOX燃料装荷率1/3までのMOX炉心の軽水炉においては「プルトニウムめやす線量」を用いた被ばく評価を行う必要はないとされており、本変更において、これを踏まえ「プルトニウムめやす線量」を用いた被ばく評価は行わないとしている。

以上のことから、規制行政庁は、本変更後の原子炉施設においても災害防止上、支障がないものと判断したとしている。

#### 4. 調査審議の結果

3. に記載した内容について調査審議を行った結果、災害防止に関する規制行政庁の審査結果は妥当なものと認め、当該変更に係る原子炉施設の安全性は確保し得るものと判断する。

#### 5. 調査審議の経緯

原子力安全委員会は、平成21年12月24日第81回原子力安全委員会において、早田邦久原子力安全委員会委員長代理、久住静代原子力安全委員会委員、小山田修原子力安全委員会委員及び久木田豊原子力安全委員会委員より調査審議結果の報告を受け、調査審議した結果、4. 調査審議の結果で述べた結論を得た。

以上