

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

## 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（3号炉）	5
1.2 非常用炉心冷却設備（3号炉）	10
1.3 燃料取扱及び貯蔵設備（3号炉）	11
1.4 安全保護回路（1号炉及び2号炉）	12
1.5 非常用電源設備（1号炉及び2号炉）	13
1.6 放射性廃棄物廃棄施設	13
2. 原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価	16
2.1 解析結果	16
2.2 評 価	17
3. 運転時の異常な過渡変化の解析	18
3.1 解析結果	19
3.2 評 価	20
4. 事故の解析	23
4.1 解析結果	24
4.2 評 価	25
5. 立地評価のための想定事故の解析	28
5.1 解析結果	28
5.2 評 価	29
審査経過	30

## 審査結果

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16年11月1日付け申請、平成17年7月15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 . 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とともに、核燃料物質取扱設備及び核燃料物質貯蔵設備の記載を変更する。
  
- 2 . 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。
  
- 3 . 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。
  
- 4 . 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。

## 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（平成13年3月一部改訂）

「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

「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

「『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（平成13年3月一部改訂）

「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係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

#### 1.1 炉心（3号炉）

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40体装荷するものである。ここで、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は、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。

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3種類のプルトニウム含有率の燃料棒から構成され、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。

#### (1) 機械設計

本変更に係る燃料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、輸送及び取扱い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。

これらの要求事項に対して、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の構造設計については、「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」、「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。

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、燃焼に伴う溶融点の低下及びプルトニウム含有率に応じた溶融点の低下を考慮したペレットの溶融点未満となるように設計される。

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、燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等による上昇を考慮しても、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。

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、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、被覆材の耐力以下となるように設計される。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の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。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の被覆管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を超えないように設計される。

なお、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は、ペレット内にプルトニウム含有率の不均一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る。また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体は、燃料集合体最高燃焼度を48,000MWd/tとするウラン燃料（以下「ステップ1燃料」という。）集合体と同一の構成部品を使用し、ステップ1燃料と同様、常温において6Gの荷重に対して燃料集合体としての機能が保持できるよう設計される。ただし、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体は、輸送中に高温となり、強度が低下するが、輸送及び取扱い時の荷重を4Gと制限することにより、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能は保持されとしている。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料集合体仕様については、燃料棒設計コード等による健全性の評価により、以上の設計方針を満足するとしている。

この評価においては、「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」における検討結果を踏まえ、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、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の物性、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)を反映したものを使用しており、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。

また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料について、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、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並びに支持格子の位置ずれを考慮しても、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としている。

さらに、「3. 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としている。

なお、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体が最大40体まで装荷された炉心(以下「ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心」という。)に装荷されるステップ2燃料等についても、燃料棒設計コード等による評価により、従来と同様に健全性が確保されるとしている。

これらのことから、本原子炉の燃料の機械設計は、要求事項を満足しており、妥当なものと判断した。

## (2) 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、プラントの各系統の機能とあいまって、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。

これらの要求事項に対して、ステップ2燃料炉心及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心における、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ついて、以下のような設計上の考慮を行うとしている。

その際、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。

水平方向の出力分布については、隣接するウラン燃料集合体からの熱中性子の流れ込みにより燃料集合体内外周部での出力が高くなる傾向を考慮して、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体内に3種類のプルトニウム含有率の燃料棒を適切に配置することにより、平坦化を図ることとしている。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としている。

これらにより、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、 $39.6\text{kW/m}$ 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、 $30.7\text{kW/m}$ 以下（ともに燃料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、「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ることはないとしている。なお、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。

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価値は、ステップ2燃料炉心に比べて低下するという特徴があるが、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、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 $0.05\text{ k/k}$ 及び $0.22\text{ k/k}$ 以上を有するよう設計される。

また、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の挿入により高温状態で炉心を臨界未満（ $0.018\text{ k/k}$ 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（ $0.010\text{ k/k}$ 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、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心は、ステップ2燃料炉心に比べ、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、ドップラ係数及び高温出力運転状態での減速材温度係数は負であり、急速な固有の出力抑制効果を有するよう設計される。

これらのことから、本原子炉の核設計は妥当なものと判断した。

### (3) 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、ペレットの溶融点未満であること。

これら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。

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」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。）が用いられている。このため、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、最小DNBRの許容限界値は1.42と設定されている。

炉心流量分布に影響を与える燃料集合体の寸法及び形状は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体においても、ステップ1燃料と同一であり、ステップ1燃料については、ステップ2燃料炉心の最小DNBR評価においても、その混在が考慮されている。また、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ステップ2燃料炉心と同等にすることから、定格出力運転時における最小DNBRの評価結果は、ステップ2燃料炉心と同一の2.36であり、許容限界値の1.42に対して十分な余裕が確保されている。また、運転時の異常な過渡変化時には、「3. 運転時の異常な過渡変化の解析」に示すように、許容限界値以上であるとしている。

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、さらにプルトニウム含有率に応じた溶融点の低下を考慮しており、未照射燃料で、ウラン燃料の2,580 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。

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、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、定格出力運転時において約1,740 となるとしている。運転時の異常な過渡変化時においても、「3. 運転時の異常な過渡変化の解析」に示すように、燃料中心温度の評価結果については、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。

これらのことから、本原子炉の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。すなわち、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。

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ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心が設計され、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できるように設計される。

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としている。

なお、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関する解析においては、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の特徴として、ステップ2燃料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こと、並びに制御棒クラスタの反応度値及び遅発中性子割合がより小さくなること等が考慮されている。

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。

したがって、本原子炉の炉心の設計は妥当なものと判断した。

#### 1.2 非常用炉心冷却設備（3号炉）

本変更は、取替燃料の一部として、「1.1 炉心（3号炉）」に示すウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体を3号炉に装荷することに伴い、3号炉の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。

これらの要求事項に対して、「2次冷却系の異常な減圧」及び「主蒸気管破断」の

ように炉心が冷却されるような事象においては、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を臨界未満にでき、かつ、運転時の異常な過渡変化後または事故後において臨界未満を維持できるとしている。

したがって、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（3号炉）

本変更は、取替燃料の一部として、「1.1 炉心（3号炉）」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、以下に示す事項を満足することが要求される。

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。

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。

燃料の取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。

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。

これら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。

ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、ウラン新燃料よりも表面線量率が高く、崩壊熱が大きいことから、既設の使用済燃料ピットで貯蔵するとしている。

使用済燃料ピット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0.98以下で、十分な未臨界性を確保できるとしている。

使用済燃料ピット冷却設備については、ウラン・プルトニウム混合酸化物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としている。

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設計される。

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気中での取扱いにおいては、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を行い、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から適切な距離を保つ

て操作できるよう設計される。また、使用済燃料ピットにおける取扱い及び貯蔵においては、変更前と同様の水深を確保することとしている。

したがって、燃料取扱及び貯蔵設備の設計は妥当なものと判断した。

#### 1.4 安全保護回路（1号炉及び2号炉）

本変更は、1号炉及び2号炉の安全保護回路（安全保護系）の作動ロジックについて、「2 out of 4」方式を主体に変更することに伴い、一部の安全保護回路の信号を変更するものである。具体的には、「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系の設計においては、以下に示す事項を満足させることが要求される。

システムを構成する機器若しくはチャンネルに単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、その安全保護機能を失わないように、多重性を備えた設計であること。

通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、その安全保護機能を失わないように、そのシステムを構成するチャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。

運転時の異常な過渡変化時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系を含む適切なシステムの作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えないよう考慮した設計であること。

事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系及び必要な工学的安全施設の作動を自動的に開始させる設計であること。

これらの要求事項に対して、本申請においては次のような設計上の考慮を行うとしている。

安全保護系の多重性については、「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ信号、並びに「主蒸気ライン圧力異常低」及び「主蒸気ライン圧力減少率高」主蒸気ライン隔離信号を「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る。

運転時の異常な過渡変化時の機能に対しては、「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、プラントの各系統の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないとしている。

事故時の機能に対しては、「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は変わらないため、変更前と変わらないとしている。

なお、本変更は、安全保護系の取替えに合わせて行うこととしている。取替後の安全保護系については、現状と同じく、多重性及び独立性を備えるように設計されるとともに、駆動源の喪失、系統の遮断等の不利な状態になっても、最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着くように設計される。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る。取替後の安全保護系にはマイクロプロセッサが用いられるが、使用するソフトウェアについては、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、設計、製作等の各段階において、適切な手法により検証及び健全性確認を実施することで、信頼性を確保するとしている。

したがって、安全保護回路の設計は妥当なものと判断した。

#### 1.5 非常用電源設備（1号炉及び2号炉）

本変更は、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（タービン非常用油ポンプ）を常用系の蓄電池からの給電に変更するものである。

本変更においては、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、変更後においても、非常用蓄電池は、全交流動力電源喪失時に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分以上電源を供給することができるとしている。

したがって、蓄電池負荷の変更は妥当なものと判断した。

#### 1.6 放射性廃棄物廃棄施設

##### (1) 気体廃棄物の処理設備の共用化及び一部廃止（1号炉及び2号炉）

本変更は、1号炉及び2号炉から発生する気体廃棄物の処理の運用性向上等の観点から、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号炉共用とするものである。また、2号炉のガス圧縮装置、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ものである。

本変更に係る気体廃棄物処理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。

共用によって原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。

適切なる過、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して、放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

これら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。

2号炉のガス圧縮装置、1号炉及び2号炉共用の水素廃ガス処理設備が廃止され、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が1号炉及び2号炉共用とされるが、1号炉及び2号炉からの最大廃ガス発生量を考慮しても、処理能力及び貯留能力を十分確保できるとしている。

また、水素廃ガス貯蔵タンクは、放射性気体廃棄物を貯蔵して放射能を減衰させるタンクであり、タンクの材料、最高使用圧力等のタンク仕様がガス減衰タンクと同等であることから、水素廃ガス貯蔵タンクをガス減衰タンクに転用しても問題ないとしている。

以上のことから、本変更によって原子炉の安全性を損なうことはなく、また、放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できるとしている。

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、及び、事故時の「放射性気体廃棄物処理施設の破損」において、水素廃ガス貯蔵設備の廃止を考慮した評価を行い、「4.事故の解析」に示すように、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものでないことが確認されている。

したがって、気体廃棄物の処理設備の共用化及び一部廃止に係る設計は、妥当なものと判断した。

## (2) 液体廃棄物の処理設備の一部共用化及び一部廃止（1号炉、2号炉及び3号炉）

本変更は、液体廃棄物の処理の運用性向上等の観点から、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号炉共用とするものである。

本変更に係る液体廃棄物処理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。

共用によって原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。

適切なる過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して、放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

これら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。

液体廃棄物処理設備の一部が1号炉及び2号炉共用並びに1号炉、2号炉及び3号炉共用とされるが、1号炉及び2号炉共用のほう酸回収系、廃液処理系は、1号炉及び2号炉からの最大の廃液の発生量を考慮しても、処理能力を十分確保できること、並びに1号炉、2号炉及び3号炉共用の洗浄排水処理系は、1号炉、2号炉及び3号炉からの最大の洗たく排水発生量を考慮しても、処理能力を十分確保できるとしている。

以上のことから、本変更によって原子炉の安全性を損なうことはなく、また、放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できるとしている。

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。

したがって、液体廃棄物の処理設備の一部共用化及び一部廃止に係る設計は、妥当なものと判断した。

### (3) 固体廃棄物の処理設備の一部共用化（1号炉、2号炉及び3号炉）

本変更は、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。

本変更に係る固体廃棄物処理設備の設計においては、共用によって原子炉の安全性を損なうことのない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。

1号炉及び2号炉共用のドラム詰装置が1号炉、2号炉及び3号炉共用とされるが、1号炉、2号炉及び3号炉共用の洗浄排水蒸発装置から発生する最大の濃縮廃液発生量を考慮しても、処理能力を十分確保できることから、共用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。

したがって、固体廃棄物の処理設備の一部共用化に係る設計は、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

3号炉へのウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷及び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が考慮されている。また、1号炉、2号炉及び3号炉における放射性液体廃棄物の処理設備の一部共用化、一部廃止に伴う放射性液体廃棄物の処理の変更も考慮されている。なお、1号炉及び2号炉共用の水素廃ガス処理設備の廃止については、従来より、同設備による放射能の減衰効果を考慮しておらず、評価への影響はないとしている。

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号炉、2号炉及び3号炉合計で、希ガスについては約 $1.5 \times 10^{15}$ Bq、よう素についてはI-131が約 $8.1 \times 10^{10}$ Bq、I-133が約 $4.8 \times 10^{10}$ Bqである。このうち、1号炉及び2号炉において、それぞれ希ガスについては約 $5.8 \times 10^{14}$ Bq、よう素についてはI-131が約 $3.7 \times 10^{10}$ Bq、I-133が約 $1.9 \times 10^{10}$ Bqであり、3号炉においては、希ガスについては約 $3.7 \times 10^{14}$ Bq、よう素についてはI-131が約 $7.7 \times 10^9$ Bq、I-133が約 $1.0 \times 10^{10}$ 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、2001年1月から2001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が用いられている。

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、上記を考慮しても、トリチウムを除き、1号炉、2号炉及び3号炉それぞれ $3.7 \times 10^{10}$ Bq、トリチウムについては1号炉及び2号炉それぞれ $3.7 \times 10^{13}$ Bq、3号炉 $5.55 \times 10^{13}$ Bqであ

る。

以上を基に、敷地境界外における一般公衆の受ける線量が評価されており、1号炉、2号炉及び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号炉心から西南西方向約890mの地点で最大となり、年間約4.7  $\mu$ 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  $\mu$ Svである。また、よう素による実効線量は、1号炉、2号炉及び3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3.5  $\mu$ 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、敷地境界外での1号炉、2号炉及び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  $\mu$ Svであり、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。

### 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の解析が行われている。

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」の解析が行われている。3号炉については、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の装荷及びプルトニウム組成の変動を考慮して、原則としてウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の両炉心を包絡するように、ほう素価値、実効遅発中性子割合、燃料取替用水タンクのほう素濃度及び崩壊熱等の解析条件を変更するとともに、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の物性も考慮して、下記の事象の解析が行われている。

なお、他の事象については、本変更に伴う解析条件の変更の必要はなく、従来の解析結果が変更されるものではないとしている。

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
- 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

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

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、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PCMI破損しきい値のめやすを越えないこと。

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号炉、2号炉及び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。

### 3.1 解析結果

#### (1) 1号炉及び2号炉

解析の結果、「主給水流量喪失」及び「外部電源喪失」において原子炉圧力の最大値は約17.4MPa[gage]であり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、従来の解析においてこれが最も厳しくなる「負荷の喪失」の解析結果（約18.4MPa[gage]）を上回るものではなく、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 $2.8 \times 10^{-5}$ （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 $3.2 \times 10^{-5}$ （k/k）/sの反応度添加率を考慮した場合において、二酸化ウラン燃料は約2,334、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は約2,294であり、それぞれのペレットの設計にあたっての制限値（二酸化ウラン燃料は2,570、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は2,500）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343kJ/kgであり、燃料の許容設計限界である712kJ/kgを下回っている。また、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値については、二酸化ウラン燃料では約81kJ/kgであり、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を、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では約81kJ/kgであり、ペレット燃焼度40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満のPCMI破損しきい値のめやすである

209kJ/kg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、燃料棒の被覆の破裂は生じない。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、今回の変更に係る事象の解析結果は、従来の解析においてこれが最も厳しくなる「負荷の喪失」の解析結果（約18.2MPa[gage]）を上回るものではなく、最高使用圧力の1.1倍である18.88MPa[gage]を下回っている。

3号炉の運転時の異常な過渡変化の解析結果の一覧を第1表に示す。

### 3.2 評価

事象の選定については、1号炉及び2号炉では、安全保護回路の変更を考慮して選定されており、「安全評価指針」に基づき、「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」のうち「主給水流量喪失」、「外部電源喪失」の解析が行われている。3号炉では、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して選定されており、「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されていることから、「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いる。

以上のことから、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については、～ 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されている。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ものとされている。

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は、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。

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、3号炉の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 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から、本原子炉施設の安全保護系、原子炉停止系等に関する設計は、妥当なものと判断した。

第1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	原子炉圧力（注7）	
判断基準	1.42(GSTM) (注8)	< 溶融点 〔ウラン燃料 < 2,570 MOX燃料* < 2,500〕	712kJ/kg	原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力 18.88MPa[gage]	
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 kJ/kg(ウラン燃料)	約17.3MPa[gage]
	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（ウラン燃料） 約2,294（MOX燃料*）	-	【約0.7MPa】
	3. 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）
	4. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	（注2）	溶融点未満（注3）	-	【約0.8MPa】
	5. 外部電源喪失（注4）	約2.01	溶融点未満（注3）	-	約17.4MPa[gage]
	6. 主給水流量喪失	-	-	-	約17.4MPa[gage]
	7. 蒸気負荷の異常な増加（注5）	約2.06	溶融点未満（注3）	-	【約0.1MPa】
	8. 2次冷却系の異常な減圧	約5.6（注6）	溶融点未満（注3）	-	過度に上昇することはない
	9. 蒸気発生器への過剰給水	約2.25	溶融点未満（注3）	-	【約0.2MPa】
	10. 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

\* MOX燃料：ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

（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） 熱流束の最大値が低く問題とならない。

（注3） 原子炉出力が過度に上昇することなく、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

（注4） 「原子炉冷却材流量の喪失」及び「主給水流量喪失」の解析に包絡される。

（注5） MOX燃料採用により安全解析使用値が変更となったサイクル末期のケース。評価結果が最も厳しくなるのは、安全解析使用値の変更がないサイクル初期のケースで最小DNBRは約2.05、圧力上昇幅は約0.2MPa

（注6） W-3相関式を用いてDNBR評価を行っている。（判断基準 1.30）

（注7） 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0.51MPaを加えた値。【 】内は圧力上昇幅を表わす。

評価結果が「運転時の異常な過渡変化」の中で最も厳しくなるのは、安全解析使用値の変更がない「負荷の喪失」で原子炉圧力は約17.7MPa[gage]である。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約18.2MPa[gage]にとどまる。

（注8） G S T M : Generalized Statistical Thermal - design Method (改良統計的熱設計手法)



#### 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、事故の解析が行われている。

2号炉に設置されている水素廃ガス処理設備を廃止することから、2号炉について、解析対象設備を水素廃ガス貯蔵タンクからガス減衰タンクに変更して、「放射性気体廃棄物処理施設の破損」の解析が行われている。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。3号炉については、運転時の異常な過渡変化の解析と同様に、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て、原則としてウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の両炉心を包絡するように、ほう素価値、実効遅発中性子割合、燃料取替用水タンクのほう素濃度及び崩壊熱等の解析条件を変更するとともに、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の物性も考慮して、下記の事象の解析が行われている。

なお、他の事象については、本変更に伴う解析条件の変更の必要はなく、従来の解析結果が変更されるものではないとしている。

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

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
- ・ 原子炉冷却材喪失

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

また、周辺公衆に対する線量評価においては、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「 $I/Q$ 」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、燃焼の進行、ガドリニア、プルトニウムの存在比の効果を検討したペレット溶融点の低下分相当の値を差し引

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（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（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」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。

#### 4.1 解析結果

##### (1) 2号炉

解析の結果、「放射性気体廃棄物処理施設の破損」において敷地境界外の実効線量は約0.11mSvであり、従来解析においてこれが最も厳しくなる「原子炉冷却材喪失」の解析結果（約0.52mSv）を上回るものではなく、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。

##### (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」のうち、今回の変更に係る事象の解析結果（「主給水管破断」、「主蒸気管破断」）は、最小DNBRについて、従来解析においてこれが最も厳しくなる「原子炉冷却材ポンプの軸固着」の解析結果（約1.49）を下回らないことから、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」については、最も厳しくなる大破断解析の二酸化ウラン燃料の場合において、燃料被覆管最高温度は約1,039 であり、制限値の1,200 を下回っている。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4.0%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。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。

燃料エンタルピーの最大値については、「制御棒飛び出し」において、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心で生じ、二酸化ウラン燃料は約467kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は約469kJ/kgであり、それぞれの燃料エンタルピー

の制限値（二酸化ウラン燃料は791kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は770kJ/kg）を下回っている。また、P C M I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282kJであり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギーの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、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、最高使用圧力の1.2倍である20.59MPa[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0.214MPa[gage]であり、最高使用圧力である0.283MPa[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。

3号炉の事故の解析結果の一覧を第2表に示す。

## 4.2 評価

事象の選定については、2号炉において、水素廃ガス処理設備の廃止を考慮して選定されており、「安全評価指針」に基づき、「環境への放射性物質の異常な放出」のうち「放射性気体廃棄物処理施設の破損」の解析が行われている。3号炉では、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して選定されており、「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」に示される事象をそのまま用いることができるとされていることから、「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いる。

以上のことから、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については、～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「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されている。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ものとされている。

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。

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、3号炉の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 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から、本原子炉施設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2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	原子炉圧力（注3）	原子炉格納容器健全性	実効線量	
判断基準		燃料被覆管最高温度 1,200 局所的な最大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)	791kJ/kg (ウラン燃料)  770kJ/kg (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]	原子炉格納容器内圧力 0.283MPa[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%	5mSv	
評価 事 象	1. 原子炉冷却材喪失	大 破 断 (施栓率10%) 燃料被覆管最高温度：約1,039 (ウラン燃料) 局所的な最大Zr - 水反応量：約4.0% (ウラン燃料) 全炉心平均Zr - 水反応量：<0.3% (ウラン燃料)	-	-	最高圧力：約0.214MPa[gage]  最高温度：約120  水素濃度：約3.4%	約0.49mSv	
		小 破 断 (注1) (施栓率10%) 燃料被覆管最高温度：約701 局所的な最大Zr - 水反応量：約0.1% 全炉心平均Zr - 水反応量：<0.1%					
	2. 主給水管破断		最小DNBR：約1.92	-	約17.7 MPa[gage]	-	-
	3. 主蒸気管破断		最小DNBR：約1.73（注2）	-	過度に上昇することはない	-	-
	4. 制御棒飛び出し（高温零出力） （注4）		-	サイクル初期 約432kJ/kg (ウラン燃料) 約432kJ/kg (MOX燃料*)  サイクル末期 約467kJ/kg (ウラン燃料) 約469kJ/kg (MOX燃料*)	約16.7 MPa[gage]	-	-
	5. 放射性気体廃棄物処理施設の破損		-	-	-	-	約0.20mSv
6. 蒸気発生器伝熱管破損		最小DNBR：約1.89	-	-	-	約0.50mSv	

\* MOX燃料：ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

(注1) ウラン燃料炉心における評価結果を示す。(ウラン燃料炉心がMOX燃料炉心より厳しい。)

(注2) W-3 相関式を用いてDNBR評価を行っている。(判断基準 1.30)

(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0.51MPaを加えた値。

(注4) P C M I 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に対して十分小さい。

## 5. 立地評価のための想定事故の解析

変更後における、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、3号炉について重大事故及び仮想事故として「蒸気発生器伝熱管破損」の解析が行われている。

なお、立地評価のための想定事故の「原子炉冷却材喪失」については、ウラン・プルトニウム混合酸化物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。

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

解析の結果、「蒸気発生器伝熱管破損」において敷地境界外における線による全身に対する線量は約 $6.4 \times 10^{-4}$ Svであり、従来の解析において最大となる「原子炉冷却材喪失」の解析結果（約 $8.7 \times 10^{-4}$ Sv）を上回らない。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については、これが最大となる「蒸気発生器伝熱管破損」において約 $2.2 \times 10^{-2}$ Svであり、判断のめやすである1.5Svを下回っている。

## (2) 仮想事故

解析の結果、「蒸気発生器伝熱管破損」において敷地境界外における線による全身に対する線量は約 $2.7 \times 10^{-3}$ Sv、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 $4.4 \times 10^{-2}$ Svであり、それぞれ、従来の解析において最大となる「原子炉冷却材喪失」の解析結果（線による全身に対する線量は約 $4.4 \times 10^{-2}$ Sv、成人の甲状腺に対する線量は約 $1.5 \times 10^{-1}$ Sv）を上回らない。さらに、全身線量の積算値についても、2000年の人口に対して約 $5.0 \times 10^{-2}$ 万人Sv、2050年の人口に対して約 $4.3 \times 10^{-2}$ 万人Svであり、それぞれ、従来の解析において最大となる「原子炉冷却材喪失」の解析結果（2000年の人口に対して約 $1.1 \times 10^{-1}$ 万人Sv、2050年の推計人口に対して約 $9.4 \times 10^{-2}$ 万人Sv）を上回らない。

## 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、「安全評価指針」に示される事象をそのまま用いることができるとされており、「安全評価指針」に従い選定されていることから、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、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。

なお、「『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ことは妥当と判断した。

## 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16年11月1日付け申請、平成17年7月15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17年7月現在

氏名	所属
大橋 弘忠	東京大学
笠原 文雄	独立行政法人 原子力安全基盤機構
梶本 光廣	独立行政法人 原子力安全基盤機構
片岡 勲	大阪大学
木下 幹康	財団法人 電力中央研究所
成田 脩	日本原子力研究所
古田 照夫	元 独立行政法人 原子力安全基盤機構
山中 伸介	大阪大学

(敬称略、50音順)