

各委員からの追加意見・質問についての見解

平成 18 年 8 月 10 日

経済産業省原子力安全・保安院

(森委員)

Q 1 .

耐震安全性が申請者と調査審議者の双方の書類で触れられていない理由を見出せない。

(見解)

MOX燃料の採用にあたって原子炉施設の構造や設備など耐震性に関わる変更を伴わないこと、及びMOX燃料集合体は、ウラン燃料集合体と基本的な構造が同一であることから、MOX燃料の採用は原子力発電所の耐震安全性に影響を与えるものではないため、本設置変更許可申請の審査のポイントとなっていません。

なお、MOX燃料集合体の耐震性については、燃料の詳細設計が固まった段階で評価されるものであり、詳細設計に関する後続の規制の中で審査することとなります。

(森委員)

Q 2 .

現在の科学技術の水準に見合った耐震安全性評価が行われ、それにより所要の安全性が担保されることを事前に確認することが安全性の判断には必要であると考えられる。

(見解)

原子力安全・保安院は、従来から、耐震指針への適合性はもとより地震学や耐震工学の最新の知見を踏まえた安全審査等を行ってきており、既に稼働中又は建設中の発電用原子炉施設の耐震安全性は確保されているものと考えていますが、耐震安全性の信頼性の一層の向上を図っていくために、事業者に対して新耐震指針に照らして耐震安全性を評価することを求め、その結果を確認してまいります。

新耐震指針のとりまとめに対する、原子力安全・保安院の考え方につきましては、別紙の通りであり、5月11日付で公表しています。

発電用原子炉施設の新耐震指針のとりまとめに対する 経済産業省原子力安全・保安院の対応について

平成18年5月11日
経済産業省
原子力安全・保安院

原子力安全委員会は、最近の地震学や耐震工学の成果など最新の知見を取り入れて、発電用原子炉施設の耐震安全性に対する信頼性を一層向上させることを目的にして、「発電用原子炉施設の耐震設計審査指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定）」（以下、「耐震指針」という。）を改訂する指針（以下、「新耐震指針」という。）の策定に取り組んできました。その結果、平成18年4月28日に開催された原子力安全委員会原子力安全基準・指針専門部会耐震指針検討分科会（以下「分科会」という。）において、新耐震指針の原案がとりまとめられました。新耐震指針が策定されれば、今後新たに原子炉の設置許可申請の対象とされる発電用原子炉施設に対して適用されることとなります。

経済産業省原子力安全・保安院（以下、「当院」という。）は、新耐震指針の原案のとりまとめを受け、発電用原子炉施設の耐震安全性に対する信頼性の一層の向上のために、今後、次のように取り組んでいくこととします。なお、新耐震指針が直接適用されるものではありませんが、核燃料サイクル関係の施設についても、この取り組みに沿いつつ、別紙の通り所要の対応をとることとしています。

当院は、これらの対応の進め方や進捗状況を適宜原子力安全委員会に報告し、その意見を踏まえながら取り組んでいくこととします。

1. 安全審査中の発電用原子炉施設に対する対応

新耐震指針が策定された時点で、原子炉設置（変更）許可申請の耐震構造に関する安全審査が行われている案件については、新耐震指針を適用した申請となるように、事業者に対して申請書の補正を求め、それを踏まえた安全審査を行うこととします。

2. 既設の発電用原子炉施設に対する対応

当院は、従来から、耐震指針への適合性はもとより地震学や耐震工学の最新の知見を踏まえた安全審査等を行ってきており、既に稼働中又は建設中の発電

用原子炉施設（以下、「既設発電用原子炉施設」という。）の耐震安全性は確保されているものと考えています。新耐震指針が最近の地震学や耐震工学の成果など最新の知見を取り入れて、発電用原子炉施設の耐震安全性に対する信頼性を一層向上させることを目的にしていることを受け、当院は、既設発電用原子炉施設についても新耐震指針に照らして耐震安全性を評価することにより耐震安全性の信頼性の一層の向上を図っていくことが重要であると考え、次のような手順でこのための作業を進めていくこととします。

- (1) 原子力安全委員会において新耐震指針の原案が決定され意見公募がなされる段階で経済産業省の総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会を開催し、事業者が新耐震指針に照らして耐震安全性を評価するための基準的な手法、事業者が行った評価結果を当院として確認するための基準、について検討する。
- (2) 原子力安全委員会において新耐震指針が策定された段階で、当院から事業者に対して新耐震指針に照らして耐震安全性の評価を行うことを指示する。なお、耐震安全性の評価の作業には一定の期間を要することから、事業者に対して、評価作業に入るに先立ち事業所毎に実施計画書を作成し、当院に報告することを求める。
- (3) 事業者は、必要に応じて地質調査等を実施した上で耐震安全性を評価し、当院へ報告する。当院は、報告書の提出があったものから順次確認することとし、確認結果については、耐震・構造設計小委員会に報告する。その上で、当院は、確認結果を原子力安全委員会に報告する。

3．関係する審査基準等の整備

当院は、技術基準の要求に対応している学協会規格である日本電気協会電気技術指針「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601-1987)などを耐震安全性の審査基準として活用しています。当院は、関係学協会に対して、学協会規格を新耐震指針に照らして見直す作業をできるだけ早期に進めていくように求めます。また、当院としては、その結果を耐震・構造設計小委員会において評価し妥当性を確認した上で、審査基準として採用することにします。なお、活用できる新しい学協会規格が策定されるまでの間は、耐震・構造設計小委員会に諮った上で、当院において暫定的な審査基準を定め、運用することとします。

4．体制の充実・強化

当院は、新耐震指針に的確に対応できるようにするため、本年4月1日に原子力発電安全審査課の中に耐震安全審査室を設けたところです。また、原子力安全基盤機構においても、新耐震指針を踏まえて必要な準備や体制強化が図ら

れつつあり、当院と一体となって耐震安全性の信頼性の一層の向上のための対応に万全を期すことができるものとなります。

5．耐震安全性に係る安全研究の推進

当院は、耐震安全性に係る安全研究を進めてきていますが、今回の新耐震指針の策定にも対応し、今後さらに積極的に推進していくこととします。具体的には、耐震安全性の確率論的安全評価手法の向上、耐震安全性の研究に係る国内外の最新知見の収集・整備等にさらに取り組んでいくこととします。

(別紙)

核燃料サイクル関係施設についての対応について

1. 再処理施設等

再処理施設に対する耐震安全性の要求は、発電用原子炉施設に対するものと同等となっており、既存の再処理施設については、当院から事業者に対して新耐震指針に照らして安全性の評価を実施することを求め、その結果については当院において評価します。なお、高レベル放射性廃棄物管理施設についても、再処理施設と同様に取り扱います。

2. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料加工施設

安全審査中のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料加工施設については、当院から事業者に対して新耐震指針に照らして必要な申請の補正等の対応を行うように求めます。

(森委員)

Q 3 .

志賀原発 2 号機運転中止判決理由に鑑みて、地震動評価の妥当性を確認する必要がある。

(見解)

我が国の原子力発電所の耐震設計については、原子力安全委員会が定めた耐震設計審査指針に基づき、想定すべき最大の地震動に対しても安全性が確保されることを確認しております。

平成18年3月24日、金沢地方裁判所で、志賀原子力発電所2号機の運転差し止め訴訟における、被告北陸電力(株)側敗訴の判決が言い渡されました。判決の主な理由として、志賀原子力発電所2号機の耐震設計において、最新の知見(直下M6.5の設定、地震調査研究推進本部による周辺活断層の評価、地震動想定方法である大崎の手法の妥当性)が考慮されていないことが挙げられております。

しかしながら、原子力発電所の耐震安全性を含む安全性の確保に当たっては、常に最新の知見を踏まえて安全性を確認することが重要であり、これまで安全審査に当たっては、耐震指針への適合性はもとより最新の知見を踏まえて安全審査を行っており、運転開始後も適宜その時点で得られた最新の知見を踏まえた安全確認を行っているところです。

伊方発電所の耐震安全性についても、原子力安全委員会の定めた耐震設計審査指針への適合性はもとよりのこと、敷地周辺の活断層や過去の地震などの詳細な調査に基づき、想定される最大の地震動に対しても安全性が確保されていることを確認しています。

運転開始後においても、適宜その時点で得られた最新の知見を踏まえた安全確認を行っています。例えば、平成9年には、敷地前面海域の断層群の最新活動時期が1万年前以降であるとの大学研究者による指摘を踏まえて事業者が実施した地震動の再評価結果と耐震安全性評価結果について確認を行っています。さらに、平成15年には、中央構造線断層帯が全長360km同時に活動することも否定できないとの地震調査研究推進本部による評価を踏まえた事業者による地震動再評価結果の妥当性について確認を行っております。

(有吉委員)

Q

運転時の異常な過度変化の解析・事故の解析において、解析条件(申請書)の中でウラン・プルトニウム組成の変動を考慮していることを明示的に記述しているのは、実行遅発中性子割合・最大燃料エンタルピー・崩壊熱にアクチニドを考慮・解析をサイクルの初期と末期にするという文言などで想定(確認)出来るが、それ以外では使用する解析コード・計算コードのなかで物性も含めてもれなく入力条件として考慮(確認)されているのか。

(見解)

伊方3号MOX申請の安全解析における入力条件について、MOX採用に伴う解析条件の主な変更点として、以下を確認しています。

(1) MOX燃料の特性

MOX燃料ペレットの熱伝導率や融点等の物性値は、二酸化ウラン燃料のものとは若干異なるため、その特性を考慮した扱いとしている。

(2) 安全解析使用値

MOX燃料装荷炉心では、Puの熱中性子吸収断面積がウランより大きいことから、中性子スペクトルが硬化するため、減速材温度係数及びドップラ効果に影響を与える。また、ほう素の反応度値は低下し、即発中性子寿命や実効遅発中性子割合は小さくなる。制御棒値については、平均的には小さくなる方向であるが、装荷パターンの工夫によりウラン燃料炉心と大きく変わらない設計とすることができる。

安全評価における核的安全解析使用値は、上記を反映し、ステップ2燃料平衡炉心からMOX燃料平衡炉心までの移行炉心やPu組成変動に伴う炉心特性パラメータの変動を考慮して、MOX燃料装荷炉心とウラン燃料炉心の両炉心を包絡するように、MOX燃料平衡炉心の評価値を基に、これに余裕をとって設定している。

(3) 炉心崩壊熱

MOX燃料採用に伴い、アクチニドの崩壊熱が増加する傾向にあることから、ウラン燃料炉心とMOX燃料装荷炉心を包絡する安全解析用崩壊熱を設定している。

(4) 被ばく評価用ソースターム

1次冷却材中放射能濃度について、炉心平均熱中性子束が小さくなることを考慮して、Xe135の濃度を微増させている。

なお、炉心内の核分裂生成物の蓄積量については、「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」(平成7年6月原子力委員会了承)に示されるとおり、核分裂生成物の蓄積量の差異については、現行の安全評価手法の有する保守性の範囲内であることから、変更はされていない。

(5) 設備に関連するプラントパラメータ

MOX燃料採用にあわせて燃料取替用水タンクのほう素濃度に変更されており、評価条件も見直されている。

以上のとおり、MOX採用に伴い変更していない入力条件も含めて、その妥当性について確認しており、MOX燃料の特性を適切に反映した解析が行われていると判断しています。

(有吉委員)

Q

仮想事故解析について、
計算条件(申請書)の中で燃料被覆管欠陥率1%として一次冷却水中のヨウ素と希ガスの量を設定しているが、欠陥率はどのようにして決められたものなのか、欠陥燃料として考慮されている対象は何かについて伺いたい。

(見解)

仮想事故のうち蒸気発生器伝熱管破損事故においては、「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日原子力委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)において、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算することとされています。

また、燃料被覆管欠陥率を入力条件とした評価としては、平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価があるが、「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日原子力委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)において、PWRの燃料被覆管欠陥率について、運転実績として年間平均値が0.001~0.6%程度であるとされています。これらを踏まえ、四国電力においては燃料被覆管欠陥率を1%と設定しています。

なお、燃料被覆管の欠陥としては、MOX燃料特有の形態は報告されておらず、欠陥率もウラン燃料と同等と考えています。

また、U235とPu239で核分裂収率に差があるものの影響が小さいことから、燃料の種類によらずU235の核分裂収率を使用しており、特定の燃料を欠陥燃料として考慮しているものではありません。

(有吉委員)

Q

燃料中心温度評価について、解析の際の制限値は燃料の溶融点を基礎にして決定するが、その際、二酸化ウランではその温度は実験結果を基にしているようであるが、MOX 燃料の場合は何を基にしているのか。

(見解)

燃料中心最高温度の解析評価における制限値の設定にあたっては、二酸化ウラン燃料、MOX 燃料ともに、実際のペレット溶融点の実験結果に基づき設定しています。

具体的には、未照射二酸化ウランペレットの溶融点は、実験結果に基づき 2,800 としており、また、未照射 MOX ペレットの溶融点は、プルトニウム含有率の増加に伴い低下することから、実験結果に基づき、プルトニウム含有率上限の 13wt% での値である 2,730 としています。

なお、燃料中心最高温度の制限値は、上記の通り設定したペレット溶融点に対し、燃料の製造公差及び計算モデルの不確定性として 220 を減じるとともに、燃烧に伴う溶融点の低下として 10,000MWd/t 当たり 32 を減じた値として設定しています。

(仲井委員)

Q .

割れの感受性に対する He バブルの影響については、定量評価はされているのか。被覆管について。

(見解)

原子炉材料においては、各種合金元素と高速中性子との(n,)反応等により生成されるヘリウムが結晶粒界等に集積し気泡(He バブル)を生成することにより、材料の延性が低下(ヘリウム脆化)する可能性があるが、軽水炉燃料の被覆管に使用されているジルコニウム合金について、これまでヘリウム脆化に関する知見は報告されていません。

また、MOX 燃料では、ウラン燃料に比べ、同じ燃焼度でも高速中性子照射量が若干増加するが、その増加量は保守的に見積もっても1割程度であり、今回のMOX 燃料の使用範囲内において、高速中性子照射量の増加が被覆管の機械的性質(耐力など)に変化がないことを確認しています。その他、MOX 燃料の出力急昇試験結果ではMOX 燃料の耐 PCI 性能はウラン燃料と同等以上であること、美浜 1 号機で MOX 燃料を少数体装荷した際の被覆管の測定結果ではウラン燃料との差異は見られていないことなどからも、被覆管の健全性に問題はないものと考えています。

(仲井委員)

Q 2 .

圧力容器内のステンレスは溶接を通じてコーティングされているとのことだが、ステンレス内の組成及び組織の不均質性についてご教示願いたい。もし不均一性がない場合は、どういう相(phase)の状態なのか。母材である炭素鋼との界面の状態についてご教示願いたい。

まとめますと、母材の相の存在状態(母材/ステンレス)界面、HAZ部の状態、ステンレス内部及び表面の状態についてご教示ください。

(見解)

伊方3号機の原子炉圧力容器の母材は炭素鋼ではなく低合金鋼であり、低合金鋼の腐食防止のため、1次冷却材と接する内面にはステンレス鋼が肉盛溶接されています。

溶接部の組成及び組織としては、実機への溶接施工前に実施している溶接施工法確認試験における化学成分分析及び断面組織観察により、オーステナイト相の中に島状のデルタフェライト相が認められる正常なステンレス鋼溶接金属組織であり不均質性がないこと、母材との界面に融合不良がないこと、母材溶接熱影響部(HAZ部)に見られる粗粒部に異常な粗大化のないことを確認しています。

(菊池委員)

Q .
設計誤差に対して、安全側に設計していると思うが、その際の安全余裕をどの程度にとってあるかを伺いたい。

(見解)

MOX燃料の導入にあたり、燃料健全性、炉心核特性、熱水力特性、燃料貯蔵設備の未臨界性、プラント安全性など、様々な観点から安全性の評価が行われている。これらの評価では、以下に示すとおり、解析コードの誤差や製造上のばらつきによる解析上の不確定性等についても考慮されています。

(1) 燃料健全性評価

燃料中心最高温度評価においては、燃料棒設計コードの実証に用いた実験値と解析値との差を統計的に処理し、製造公差による不確定性等も含めて設定した不確定性 220 を、設定した溶融点から減じて解析上の制限値を設定することにより考慮されている。

燃料棒内圧評価においては、解析上の制限値(燃料棒内圧基準値)および解析値の双方に対して不確定性を考慮している。具体的には、燃料棒内圧基準値に影響を与えうる項目に係る不確定性(解析モデルの不確定性及び製造公差による不確定性)を、燃料中心最高温度と同様に評価し、これを基準値の設定で考慮するとともに、燃料棒内圧解析値に影響を与えうる項目に係る不確定性についても同様に評価し、解析値に上乘せすることにより考慮されている。

(2) 核特性評価

原子炉内で局所的に最大となる出力の評価においては、国内外の商業炉や臨界実験装置における実験値と解析値との差を統計的に処理し、解析コードの不確定性として5%を設定し、製造公差による不確定性(ウラン燃料3%、MOX燃料4%)とともに解析値に乘じることにより考慮されている。

(3) 熱水力特性評価

熱水力設計においては、DNB試験による測定値とDNB相関式による予測値との差を統計的に処理し、DNB相関式の不確定性を評価し、プラントパラメータ(一次冷

却材流量等)の誤差、原子炉内で最大となる燃料棒出力の解析上の誤差及び製造公差による不確定性とあわせて最小DNBRの許容限界値(制限値)の設定において考慮されている。また、燃料棒の曲がりや異種燃料集合体の混在による影響についても保守的に評価し、最小DNBRの許容限界値(制限値)の設定において考慮されている。

(4) 燃料貯蔵設備未臨界性評価

MOX燃料貯蔵設備の実効増倍率の評価に当たっては、解析コードの計算上の不確定性及び燃料貯蔵設備の製作上の不確定性の合計0.020を計算値に加えることにより考慮されている。

(5) プラント安全性評価

安全評価にあたっては、解析に用いる核的安全解析使用値の設定において、起動時等の炉物理試験及び臨界実験施設における測定値と計算値との比較により求められた核計算の不確かさ及び炉心の違いによる変動を考慮し、解析結果が厳しくなるように設定されている。(表1)

表 1 安全解析パラメータ

項目	評価値				安全解析使用値		代表 Pu 組成平衡炉心の 評価値に対する安全解析使用 値の余裕	不確かさ
	ステップ2 燃料 平衡炉心	代表 Pu 組成 平衡炉心	低 Pu 組成 平衡炉心	高 Pu 組成 平衡炉心	ステップ2 燃料装荷炉心 (現行)	MOX 燃料 装荷炉心 (今回)		
減速材温度係数 (10^{-5} (k/k)/)							約 18%	約 6%
最大値(絶対値)(EOC)	-63	-66	-65	-67	-78	同左		(3.6×10^{-5} (k/k) / 相当)
最小値(絶対値)(BOC)	-8.1	-11.3	-10.5	-11.9	+8	同左	-	3.6×10^{-5} (k/k) /
ドップラ温度係数 (10^{-5} (k/k)/)								
最大値(絶対値) (EOC HZP)	-3.5	-3.6	-3.6	-3.6	-5.2	同左	約 44%	10%
最小値(絶対値) (BOC HFP)	-2.4	-2.6	-2.6	-2.6	-1.8	同左	約 31%	10%
反応度停止余裕 (*1) (% k/k)	2.27	2.48	2.51	2.40	1.8	同左	約 45% (*2)	出力欠損 0.2% k/k 制御棒値 10%
ほう素の反応度係数 (*3) (EOC) (10^{-5} (k/k)/ppm)	-8.3	-6.2	-6.1	-6.8	-7.1	-5.3	約 15%	6%
実効遅発中性子割合(%)								
最大値(BOC)	0.58	0.53	0.52	0.52	0.75	同左	約 42%	10%
最小値(BOC)	0.58	0.52	0.51	0.51	0.48	0.43	約 17%	6%
最大値(EOC)	0.52	0.49	0.49	0.49	-	-	-	10%
最小値(EOC)	0.52	0.48	0.48	0.48	0.43	0.40	約 17%	6%
即発中性子寿命(μ sec)								
最大値(BOC)	11.3	7.9	7.6	8.9	21	同左	約 166%	10%
最小値(BOC)	11.3	7.5	7.2	8.7	9	5	約 33%	10%
最大値(EOC)	12.5	9.2	8.7	10.5	21	同左	約 128%	10%
最小値(EOC)	12.5	8.8	8.3	10.2	9	6	約 32%	10%
プラント起動時 (*4) 臨 界 ほう 素 濃 度 (BOC) (ppm)	1,360	1,290	1,300	1,270	1,800	同左	510	100
減速材密度係数 (*5) (k/k)/(g/cm ³)	0.58	0.55	0.54	0.61	0.48	0.36	約 35%	3%

(*1) サイクル運転中最小時点、数値は不確かさ込みの値 (*2) 代表 Pu 組成平衡炉心の値から不確かさを除いた値を用いて算出

(*3) 「2次冷却系の異常な減圧」、「主蒸気管破断」に使用(表中の値は、ほう素濃度 300ppm、減速材密度 0.85g/cm³における値)

(*4) プラント起動時における「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」に使用

(*5) 「原子炉冷却材喪失」に使用(表中の値は、減速材密度 0.3g/cm³における値)