

東京電力(株)福島第一原子力発電所 3号機の耐震安全性、
高経年化対策及び長期保管MOX燃料の健全性について
(案)

平成 2 2 年 8 月 4 日

福島県原子力発電所安全確保術連絡会

目 次

- I はじめに
- II 審議・現地確認の経緯
 - 1 審議・現地確認の経緯
 - 2 審議対象とした主な文書
- III 審議・現地確認の概要
 - 1 3号機の耐震安全性
 - (1) 東京電力による確認結果
 - (2) 国による東京電力の確認結果の妥当性に係る確認結果
 - (3) 技術連絡会による審議・現地確認における主な論点
 - ① 基準地震動の設定に係る活断層評価や地質調査の結果について
 - ② 建物、機器・配管系の耐震安全性評価について
 - ③ 新潟県中越沖地震を踏まえた対応について
 - ④ 耐震裕度向上及び災害に強い発電所づくりのための取組みについて
 - 2 3号機の高経年化対策
 - (1) 東京電力による確認結果
 - (2) 国による東京電力の確認結果の妥当性に係る確認結果
 - (3) 技術連絡会による審議・現地確認における主な論点
 - ① 高経年化技術評価及び長期保守管理方針に基づく点検状況について
 - ② 経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価について
 - ③ MOX燃料採用に伴う機器等の経年劣化への影響評価について
 - ④ 人材育成、技術レベル向上のための取組みについて
 - 3 長期保管MOX燃料の健全性
 - (1) 東京電力による確認結果
 - (2) 国による東京電力の確認結果の妥当性に係る確認結果
 - (3) 技術連絡会による審議・現地確認における主な論点
 - ① 長期保管MOX燃料集合体の外観検査等について
 - ② 長期保管に伴うMOX燃料の組成変化による影響評価について
 - ③ 長期保管MOX燃料の使用による原子炉安全性への影響評価について
 - ④ 使用済みの長期保管MOX燃料の貯蔵による安全性への影響評価について
- IV まとめ

I はじめに

福島県は、平成22年2月16日、東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）が福島第一原子力発電所3号機（以下、「3号機」という。）で実施を予定しているプルサーマル計画について、耐震安全性の確保、高経年化対策の実施及び長期保管されたMOX燃料の健全性の確認を必要不可欠な条件として受け入れることを表明した。

これら技術的3条件に係る確認結果について、福島県は5月26日に東京電力から、7月26日に国から報告を受けたところである。福島県原子力発電所安全確保技術連絡会（以下、「技術連絡会」という。）においては、東京電力及び国から確認結果について説明を求め、福島県原子力行政連絡調整会議専門委員の指導のもと、審議及び現地確認を行ってきた。

本報告書は、これまでの技術連絡会における審議及び現地確認の経緯、概要及び結果をとりまとめたものである。

II 審議・現地確認の経緯

技術連絡会は、平成22年5月31日から8月4日にかけて、表－1に示したとおり、6回にわたり審議及び現地確認を実施した。

なお、本報告書のとりまとめにあたっては、技術連絡会において、平成19年8月以降、継続的に確認してきた県内原子力発電所の耐震安全性の確保に係る国及び東京電力の取組状況についても参考とした。

1 審議・現地確認の経緯

表－1

開催月日(場所等)	審議・現地確認内容等	専門委員等
平成22年 5月31日 (福島市)	東京電力による確認結果についての審議 (1)長期保管MOX燃料の健全性 (概要・詳細) (2)耐震安全性 (概要) (3)高経年化対策 (概要)	専門委員 5名
平成22年 6月10日 (福島第一原子力発電所)	(1)長期保管MOX燃料の健全性についての現地確認 ・外観の確認 ・外観検査及び内部確認の映像記録の確認 ・使用済み燃料プールの水質記録等の確認 ・長期保管MOX燃料の組成変化に係る詳細データの確認	専門委員 4名 3号機ほか現地確認
平成22年 7月 7日 (福島市)	東京電力による確認結果についての審議 (1)長期保管MOX燃料の健全性 (詳細) ・前回技連等における質疑事項 (2)耐震安全性 (詳細) ・基準地震動の策定等 ・活断層評価及び敷地の地質構造 ・前回技連等における質疑事項	専門委員 4名
平成22年 7月12日 (大熊町)	東京電力による確認結果についての審議 (1)耐震安全性 (詳細) ・機器・設備等の耐震安全性評価 ・前回技連等における質疑事項 (2)高経年化対策 (詳細) ・前回技連等における質疑事項	専門委員 5名

開催月日(場所等)	審議・現地確認内容等	専門委員等
平成22年 7月13日 (福島第一原子力発電所)	(1)耐震安全性についての現地確認 ・災害に強い発電所づくりへの取組状況 (2)高経年化対策についての現地確認 ・人材育成、技術レベル向上への取組状況 ・平成18年の高経年化技術評価以降の高経年化対策の実施状況	専門委員 3名 3号機ほか現地確認
平成22年 8月 4日 (福島市)	(1)国による確認結果についての審議 ア 耐震安全性 イ 高経年化対策 ウ 長期保管MOX燃料の健全性 (2)これまでの審議結果のとりまとめ	専門委員 7名

2 審議対象とした主な文書

- ・「福島第一原子力発電所3号機の耐震安全性、高経年化対策、長期保管MOX燃料の健全性について」(平成22年5月26日 平成22年7月23日一部修正 東京電力株式会社)
 - 添付資料-1 福島第一原子力発電所3号機の耐震安全性について
 - 添付資料-2 福島第一原子力発電所3号機の高経年化対策について
 - 添付資料-3 福島第一原子力発電所3号機の長期保管MOX燃料の健全性について
- ・「耐震設計審査指針の改訂に伴う東京電力株式会社福島第一原子力発電所3号機耐震安全性に係る評価について(主要な施設の耐震安全評価)」(平成22年7月26日 原子力安全・保安院)
- ・「東京電力株式会社福島第一原子力発電所3号機MOX燃料採用に伴う「高経年化対策について」に関する審査結果について」(平成22年7月26日 原子力安全・保安院)
- ・「東京電力(株)福島第一原子力発電所3号機において長期保管したMOX新燃料の健全性に係る確認結果について」(平成22年7月 原子力安全・保安院)
- ・「福島第一原子力発電所3号機の高経年化技術評価等報告書に係る審査結果(立入検査結果を含む。)」(平成18年3月16日 原子力安全・保安院)

Ⅲ 審議・現地確認の概要

技術連絡会における国及び東京電力による確認結果についての審議及び現地確認の概要は、以下のとおりである。

1 3号機の耐震安全性

(1) 東京電力による確認結果

- ① 建設当初の3号機の重要な建物、構築物、機器配管系などの施設について原子炉建屋下端における最大加速度約180ガルの地震動等を想定し、耐震設計がなされ、昭和45年に原子炉設置変更許可が行われている。

昭和53年に策定された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下、「耐震指針」という。）に基づき、過去の地震、地質調査をもとに、基準地震動S1（180ガル）、S2（270ガル及び370ガル）を策定し、施設の耐震安全性が確保されていることを確認している。

- ② 平成18年の耐震指針の改訂（以下、改訂後の耐震指針を「新耐震指針」という。）に伴い、原子炉建屋、原子炉格納容器、主蒸気系配管等の原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係る安全上重要な機能を有する主要な施設について、新耐震指針に照らして、以下の想定地震による影響を上まわる基準地震動Ssを設定し、耐震安全性を評価した。

- ・ 双葉断層による地震（内陸地殻内地震M7.6）及び仮想塩屋崎沖の地震（プレート間地震M7.9）を包絡する地震（最大加速度450ガル）
- ・ 敷地下方の地震（海洋プレート内地震M7.1 最大加速度600ガル）
- ・ 震源を特定しない地震（最大加速度450ガル）

この結果、各評価指標の解析値が国が定める基準等を下回っていたことから、これらの施設の機能は維持されることを確認した。

なお、この耐震安全性の評価に当たっては、平成19年の新潟県中越沖地震により得られた知見を考慮している。

- ③ また、耐震裕度向上のため、平成18年から非常用空調設備等のサポート追加工事等を実施するとともに、平成19年の新潟県中越沖地震の対応から得られた教訓を踏まえ、自衛消防隊の体制強化、緊急対策室の免震化、緊急車両用構内道路の補強等、防災機能の強化に取り組んでいる。

(2) 国による東京電力の確認結果の妥当性に係る確認結果

原子力安全・保安院は、東京電力より提出された耐震指針の改訂に伴う耐震安全性評価結果中間報告書(平成21年6月)のうち、3号機の主要な施設の耐震安全性評価の妥当性について、以下のとおり評価した。

① 基準地震動

評価に用いる基準地震動 S_s については、5号機の耐震安全性に係る評価(平成21年7月)以降、変更を要するような知見が得られていないことから、5号機の評価に当たって策定した福島第一原子力発電所の基準地震動 S_s を用いた。

② 施設の耐震安全性評価の妥当性

○ 原子炉建屋について、評価に用いられた地震応答解析モデル等は妥当であり、せん断ひずみの最大値は評価基準値以下であることから基準地震動 S_s に対しても耐震安全性は確保されると判断した。

○ 機器・配管系の構造強度評価に用いられた解析手法等は妥当であり、各評価指標の解析値は、評価基準値等以下であることから、主要な機器・配管系は、基準地震動 S_s に対しても耐震安全性は確保されると判断した。

(3) 技術連絡会による審議・現地確認における主な論点

技術連絡会による審議結果を踏まえ、主な論点を次の4項目に区分し整理した。

- ・ 基準地震動の設定に係る活断層評価や地質調査の結果について
- ・ 建物、機器・配管系の耐震安全性評価について
- ・ 新潟県中越沖地震を踏まえた対応について
- ・ 耐震裕度向上及び災害に強い発電所づくりのための取組みについて

また、現地確認により、緊急対策室の免震化、変圧器周辺基礎の強化、非常用空調設備のサポート追加工事等が実施されるとともに、自衛消防隊の体制強化も実施されるなど、ハード、ソフト両面において一定の取組が進められていることを確認した。

① 基準地震動の設定に係る活断層評価や地質調査の結果について

○ 国、東京電力による確認結果についての主な質疑及び回答は、以下のとおり。

- ・相馬断層が活断層として考慮する必要がないとする根拠は何か。
→ 双葉断層と違い、相馬断層については、シャープな断層はないが、撓曲構造を覆って中位～高位の段丘面が分布しており、同面の変位・変形がないことをもって活動性は認められないと評価している。さらに、一カ所「驚足地点」において、地表に断層が確認されており、ここで活断層か否かを直接評価している。

- ・双葉断層の南端の評価は、根拠が明確になっているか。
→ 南相馬市原町区馬場地点のボーリング調査、レーザー測量等により、約10万年前の段丘堆積物の基底面に変位・変形が認められないことを確認している。馬場地点以南の複数地点においては、地表地質調査、ボーリング調査等による検討の結果、最終間氷期の段丘堆積物基底面に高度の不連続、変位が認められないことを確認している。

- ・福島第一原子力発電所南東海域の海底に見られる断層が活断層でないとする根拠は明確になっているのか。
→ 海上音波探査記録から正断層が多数確認されるが、大部分の断層は、深部へ連続しない。また、深部への連続が不明瞭な断層についても、正断層の形態を示し、現在の応力場において地震を発生させることはないと判断される。

- ・福島第一原子力発電所敷地深部に古い断層が確認されるが、敷地の地下構造が地震動に影響を及ぼすことはないのか。
→ 深部に古い正断層が確認されるが、原子炉基礎岩盤である鮮新統（富岡層）はほぼ水平に堆積。少なくとも鮮新世以降の活動が認められない古い時代の断層であり、活断層ではない。福島第一原子力発電所等の地震観測記録を震央の方位で分類して地震動特性（揺れやすさ）を比較した結果、地震波の到来方向によって揺れやすさに大きな差がみられず、敷地の地下構造が地震動に与える影響は小さいと判断している。

- ・地震想定は、十分不確かさを考慮し、安全側に評価しているのか。
→ 双葉断層による地震については、国の地震調査研究推進本部による標準的な手法に基づき、設定しており、これに加えて、詳細な地質調査によっても決定することのできないパラメータについては、敷地へ与える影響が

大きくなるように考慮している。また、地質調査に基づく断層の長さは約37 kmと評価されるが、地震動評価に当たっては相馬断層を含めた約47.5 kmを考慮している。

塩屋崎沖の地震（プレート間地震）では、基本的な震源モデルは既往の研究成果を参考に設定しており、これに加えて、1938年の地震の際に短時間に複数の地震が発生していることから、M7クラスの3つの地震が同時に活動する地震M7.9の地震を考慮している。なお、福島県沖で実際にM7.9の地震が発生したり、M7クラスの複数の地震が同時に活動したという知見は得られていない。

想定敷地下方の地震（海洋プレート内地震）については、敷地周辺で規模の大きな海洋プレート内地震は過去に発生していないが、国の地震調査研究推進本部により敷地を含む領域における最大規模の地震とされている平成15年宮城沖地震（M7.1）が、仮に敷地下方の海洋プレート内で発生することを考慮している。

・原子力安全・保安院は、東京電力中間報告（福島第一原子力発電所5号機）の評価に当たって、双葉断層を南方大堀地区まで全長53 kmに延長した場合の影響検討を行っているが、その理由は何か。

→ 原子力安全・保安院としては、双葉断層の評価区間の南端としている馬場地点の南方において、極短い区間であるが、30万年程度前に形成された地形面に高度差があり中期更新世における活断の可能性が示唆されること等を踏まえ、念のため、双葉断層の評価区間の南方で新耐震指針による判断が可能な大堀南まで約16 km延伸した約53 kmとした場合の影響検討を行った。

・敷地前面部に認められる正断層の成因はどのように認識しているか。

→ 原子力安全・保安院としては、東北日本で、中新世の前期（およそ2000～1500万年前）における広域の応力場は、東西方向に引張応力場であったと考えられており、この時代に東北日本で形成された他の断層と同様に広域の応力場に基づき形成された断層と推定している。

○ これらの質疑及び回答等により、東京電力による基準地震動の設定過程において、評価手法や根拠に特に問題となる点は確認されなかった。

- 原子力安全・保安院は、東京電力による確認結果について、審議方針、審議のポイント等を明示し、専門家による審議等を踏まえた確認作業を実施した結果、妥当と評価したことを確認した。

② 建物、機器・配管系の耐震安全性評価について

- 国、東京電力による確認結果についての主な質疑及び回答は、以下のとおり。

- ・ 原子炉建屋の評価モデルの妥当性はどのように確認されているか。

- 原子炉建屋の地震応答解析モデルの妥当性を確認するため、敷地内で比較的大きな加速度を観測した平成15年宮城沖地震の観測記録を用いたシミュレーション解析を実施し、検証した結果、最大応答加速度値や床応答スペクトルは、観測記録にほぼ対応しており、最新の知見を反映した評価モデルの妥当性を確認している。

- ・ 今回の耐震安全性評価では設計時に考慮した地震動に比べて大きな地震動を想定しているにもかかわらず、原子炉建屋の耐震安全性が確保されていると評価される理由は何か。

- 設計時に考慮した地震動に比べて、基準地震動 S_s は大きくなったが、設計時において、十分な耐震余裕が確保されていることから、基準地震動 S_s に大しても原子炉建屋の耐震安全性は確保されている。

- ・ 機器・構造物の設計時の評価と今回の評価値を比較して、設計時の評価値が大きいものがある理由は何か。

- 原子炉圧力容器の評価部位（基礎ボルト）と炉心支持構造物（シュラウドサポート）で設計時の評価値が大きくなっているが、評価に用いる荷重が、設計時には余裕を見込んだものを用いていた。

- ・ 3号機と5号機の評価では、どのような点が異なるのか。

- 原子炉格納容器については、5号機の国の審議を踏まえ、応答比を見直している。シュラウドサポートについては形状の違いにより計算値が異なっている。また、残留熱除去系等の配管は、配管の引き回しが異なっており、最大応力発生点や計算値に差異が生じている。

- ・ 評価値の精度、裕度等の考え方はどうなっているか。

- 耐震安全性については、日本機械学会や日本電気協会の規格基準に則り評価しており、規格においては、安全側となるよう様々な形態で余裕が見

込まれており、算出値が評価基準値よりも小さければ妥当と考えている。
また、実際の鋼材などの強度は規格の値に余裕をもって製造されており、
実物は十分な余裕を有していると考えている。

・応答倍率法（簡略法）と詳細評価の適用基準はどうなっているか。
→ 簡略法による評価結果が基準を上回った場合は詳細評価を行うが、配管
など各部位によっては簡略法が適さないものについては、詳細法による評
価をしている。

・今後の機器等の改良工事の耐震評価は、新耐震指針に基づき実施
するのか。
→ 国への認可手続きは旧指針に基づいて評価することになるが、実際には
新指針に基づく評価結果を踏まえて確認しながら設計を行う。

→ 工事計画認可などにおいて新耐震指針を適用するか否かは、当該設備の
設置許可等において、新旧どちらかの耐震指針が適用されているかによる。

・RC造部の剛性をコンクリートの実強度か設計基準強度かのい
ずれで評価しても建屋応答に与える影響は小さいとしているが、
柏崎刈羽原子力発電所の健全性評価で得られた知見との間に齟齬
はないのか。
→ 原子力安全・保安院としては、原子力発電所によって入力条件や地盤条
件が異なっていることを踏まえ、個々に地震応答解析モデルの妥当性を確
認することが適切であると考えており、3号機については、地震観測記録
に基づくシミュレーション解析によりその妥当性を確認するとともに、専門
家の意見も踏まえ、念のため、RC造部の剛性をコンクリートの実強度と
設計基準強度で建屋応答に与える影響を検討し、その違いによる影響が小
さいことを把握した。

・原子力安全・保安院は、3号機の原子炉格納容器の場合、応答
倍率法を用いて評価した結果、詳細評価を実施することが望ま
しいと判断しているのか。
→ 応答倍率法による応力は詳細評価を実施した場合よりも相当に大きく算
定される可能性がある。当該機器の応答倍率法による評価でも、相当に大
きく応力が算定されているものと考えているが、適正な裕度を把握するた
め詳細評価等、より現実的な評価を実施することが望ましいと考えている。

・原子力安全・保安院は、保温材の付加減衰定数の適切性につい
ては、どのように判断しているのか。

→ 試験等で妥当性が確認された保温材の付加減衰定数については、試験や解析の内容を確認するとともに、その結果を基に付加減衰定数の値として安全側（小さめ）の値が設定されていることを確認しており、妥当なものと判断している。

○ これらの質疑及び回答等により、東京電力による建物、機器・配管系の耐震安全性評価において、評価手法や根拠に特に問題となる点は確認されなかった。

○ 原子力安全・保安院は、東京電力による確認結果について、審議方針や審議のポイントを明示し、特に3号機と5号機の相違点に着目し、重点的に検討を行い、専門家による審議等を踏まえて確認作業を実施した結果、妥当と評価したことを確認した。

③ 新潟県中越沖地震を踏まえた対応について

○ 東京電力による耐震安全性評価に係る新潟県中越沖地震により得られた知見を踏まえた対応について、主な質疑及び回答は、以下のとおり。

・新潟県中越沖地震時の柏崎刈羽原子力発電所での観測波を用いた概略評価結果はどうなっているか。

→ 柏崎刈羽原子力発電所の原子炉建屋基礎版上で観測した地震記録データで福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の全プラントの「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」ための安全上重要な設備の概略評価を行い、検討の結果、安全機能は維持されることを確認している。

・福島第一原子力発電所と柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動の想定が異なる理由はどのようなものか。

→ 柏崎刈羽原子力発電所では、敷地周辺ではプレート間地震及び海洋プレート内地震による影響は小さいことから、内陸地殻内地震（活断層）を対象として検討用地震を選定しているが、比較的近い位置に大きな地震を想定し、敷地地盤の揺れやすさが異なること等の地点の特性から柏崎刈羽原子力発電の方が基準地震動が大きくなっている。

・福島第一原子力発電所では、新潟県中越沖地震時に柏崎刈羽原子力発電所で観測された深部の地下構造による地震動の増幅は生じないか。

→ 福島第一原子力発電所の地盤はほぼ水平に堆積しており、柏崎刈羽発電所敷地のような褶曲構造は見られず、また、敷地直下に古い正断層が認められるが、地震観測記録を震央の方位で分類して地震動特性を比較した結果、地震波の到来方向によって大きな差は見られず、敷地の地下構造が地震動に及ぼす影響は小さいと考えている。

○ これらの質疑及び回答等により、東京電力による新潟県中越沖地震にを踏まえた対応において、特に問題となる点は確認されなかった。

④ 耐震裕度向上及び災害に強い発電所づくりのための取組みについて

○ 国、東京電力による耐震裕度向上及び災害に強い発電所づくりのための取組みについて、主な質疑及び回答は以下のとおり。

・平成18年度から開始されたサポートの追加等の補強工事はどのような判断基準で実施されているか。

→ 耐震指針の改訂の審議の状況から基準地震動が変更される可能性が高いと判断し、福島第一原子力発電所の一部の施設では、(社)日本電気協会が指針改訂の分科会で報告している「震源を特定せず策定する地震動」の検討値である450ガルを参考とし、補強工事を実施した。

・変圧器基礎地盤強化等の工事は今後どのような計画で実施するのか。

→ 3号機については変圧器架台基礎支持地盤強化の工事を平成22年度から複数回の定期検査期間に分けて実施する。

・原子力安全・保安院は、初期消火活動体制の整備や防災設備の整備状況についてどのような確認を行っているか。

→ 福島第一原子力発電所における初期消火活動体制については、保安検査で確認している。防災設備のうち原子力防災資機材の整備状況については、法令で定める資機材が備え付けられていることを原子力防災専門官が現場確認するとともに資機材の保守点検結果の記録を確認している。

○ これらの質疑及び回答等により、東京電力による耐震裕度向上及び災害に強い発電所づくりのための取組みにおいて、特に問題となる点は確認されなかった。

- 原子力安全・保安院は、東京電力の初期消火活動体制や防災設備の整備状況を、保安検査等により確認していることを確認している。

2 3号機の高経年化対策

(1) 東京電力による確認結果

- ① 東京電力は、平成18年3月に、原子力発電所を構成するポンプ、熱交換器、モータ等の全系統・構築物・機器について、その構成部品ごとに、60年間使用すると仮定した場合の減肉、割れ等の経年劣化事象の発生可能性を評価するとともに、経年劣化事象の点検や補修取替等の現状保全の実施状況を整理し、現状保全の妥当性を総合評価した。

この結果、大部分の機器については、現状保全が妥当と考えられたことから、保全活動を続けることにより、健全性が確保されることを確認した。

なお、一部の機器については、健全性を確保するため、現状保全の強化・充実が必要と考えられたことから、強化・充実すべき項目等を定めた長期保守管理方針を策定し、点検を実施している。

- ② また、今回、改めて、MOX燃料の装荷により中性子照射量が増加する等の結果、経年劣化事象の発生可能性が高まると考えられる系統・構築物・機器について①と同様に現状保全の妥当性を総合評価を行った。

この結果、評価対象となった全ての機器について、現状の保全活動や長期保守管理方針に基づく点検等を続けることにより、健全性が確保されることを確認した。

(2) 国による東京電力の確認結果の妥当性に係る確認結果

原子力安全・保安院は、東京電力より提出された「3号機の高経年化対策について」（平成22年6月）の内容の妥当性について、以下のとおり評価した。

- ① 平成18年に策定した長期保守管理方針の実施状況について、保全計画書等に従い計画的に点検等の保全がなされていることを確認した。
- ② MOX燃料の採用による高速中性子束上昇の影響を考慮しても、高経年化技術評価を見直すべきものは無いとすることについて妥当と判断した。

- ③ 保安規定に制定している長期保守管理方針に追加すべき項目は無いとすることについて妥当と判断した。

※ なお、原子力安全・保安院においては、3号機の高経年技術評価報告書等については、平成18年3月に妥当性を確認しており、長期保守管理方針については、平成20年12月に認可（保安規定変更）している。

(3) 技術連絡会による審議・現地確認における主な論点

技術連絡会による審議の結果を踏まえ、主な論点を次の4項目に区分し整理した。

- ・高経年化技術評価及び長期保守管理方針に基づく点検状況について
- ・経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価について
- ・MOX燃料採用に伴う機器等の経年劣化への影響について
- ・人材育成、技術レベル向上のための取組みについて

また、現地確認により、長期保守管理方針について運転開始30年となる平成18年3月以降最初の定期検査より計画的に実施されるとともに、必要な人材育成や技術レベルの向上に努めるなど、一定の取組が進められていることを確認した。

① 高経年化技術評価及び長期保守管理方針に基づく点検状況について

- 国、東京電力による確認結果についての主な質疑及び回答は、以下のとおり。

- ・高経年化技術評価の予測の検証はどのように行っているのか。
→ 全国で高経年化技術評価が終了している17プラントについて、原子力学会で個々の知見を統合した標準的な経年劣化事象に関するまとめ表が作成されており、それぞれのプラントにフィードバックする仕組みが構築されている。
- ・取水構造物の塩害による劣化はどのように評価しているか。
→ 取水構造物の塩分浸透については、経年劣化事象「コンクリートの強度低下」の要因として評価し、塩分濃度の実測や予測式により確認している。
- ・コンクリート構造物のサンプリング調査は実施しているか。
→ サンプリングを実施し、予測値と合わせて評価している。実際の強度低下の状況も確認し反映させた上で予測を行っている。

- ・使用済燃料プールの経年劣化対策、漏えい監視はどうか。
 - ボロン添加アルミニウム製の燃料貯蔵ラックに関するボロンの中性子吸収能力の低下について問題ないことを確認している他、ゲートの隙間腐食、プールの胴の貫粒型応力腐食割れについて評価を実施し、点検実績及び使用環境を踏まえると発生の可能性は小さく、高経年化対策上有意な経年劣化ではないと評価している。また、プールの漏えい監視については、毎日1回、運転員のパトロールにて漏えい水監視用ガラス窓を確認することにより漏えいの有無を確認している。

- ・原子炉圧力容器の脆性遷移温度変化管理はどうか。
 - 原子炉圧力容器漏えい検査時には、脆性遷移温度に余裕を見込んだ制限温度を算出し、この温度を下回らないような温度で検査を行うことを保安規定に定めている。

- ・原子炉圧力容器の脆性遷移温度の予測と把握に関する課題と信頼性向上のための取組みはどうか。
 - 照射量に基づく脆化予測の精度に課題（加速試験結果も含め、監視試験結果と予測値の乖離）や照射脆化メカニズムに関する研究により、材料中に銅が多い場合は、脆性遷移温度の変化量は照射速度に依存する知見などから新たな予測法を開発し、予測法の規格化を進めている。また、試験後の監視試験片の一部を利用して新たな照射試験片を作成する技術が開発され、必要に応じ、監視試験を追加実施することが可能となっている。

- ・炉心シュラウドや原子炉再循環系配管の応力腐食割れ対策はどうか。
 - 炉心シュラウドは、第16回定期検査（平成9年5月～平成10年9月）時に交換を実施しており、その際に残留応力改善措置として、磨きを実施している。また、原子炉再循環系配管については、昭和53、54、57年度及び平成7、9、11、14年度にかけてSUS304材から全数SUS316材に交換しており、第20回定期検査（平成16年度）時に応力腐食割れ対策として高周波誘導加熱応力改善法（IHSI）を施工（83箇所）し、全ての溶接線について、対策は終了している。

- ・状態監視技術等の新しい保全技術の導入状況とそれらの高経年化対策の反映はどうか。
 - 状態監視技術として「振動診断」、「赤外線サーモグラフィ診断」、「潤滑油診断」を導入を進めており、今後の高経年化技術評価では、振動診断による軸受の損傷の早期検知等、状態監視技術による保全活動も踏まえて評価することになる。

・機器を更新する場合の判断基準は何か。
→ 一概に述べることは困難であるが、配管減肉管理では、必要最低板厚まで減肉する予寿命に余裕をもって取り替えるルールとしている。

・高経年化対策とは、プラントの供用期間に関係なく一定の安全水準を確保するため、的確に保守管理を行うとされているが、この場合の「一定の安全水準」とは何か。

→ 高経年化対策実施ガイドラインに記載されている「一定の安全水準」の確保とは、経年劣化を考慮しても確保すべき安全水準であり、具体的には核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に規定される災害の防止上支障がないものであることとして、設置許可を行った原子炉施設の安全水準である。

・原子力安全・保安院は3号機の長期保守管理方針に基づく点検の実施状況について、どのような確認を行ってきたのか。

→ 新検査制度の開始以前（平成20年度まで）においては、毎定期検査終了時に実施状況の報告を求め、その内容を確認していた。また、新検査制度の下においては、長期保守管理方針に基づく点検は、保全計画に組み込まれて実施しており、その実施状況は、定期検査前に提出される保全計画書で予め実施計画を確認するとともに、保安検査（平成22年6月22日）において、実施状況を点検記録や現場立会により確認した。

○ これらの質疑及び回答等により、東京電力による高経年化技術評価や点検において、評価手法や監視技術に、特に問題となる点は確認されなかった。

○ 原子力安全・保安院は、東京電力による確認結果について、審査経緯、審査基準等を明示し、専門機関による検討、専門家による審議等を踏まえて確認作業を実施した結果、妥当と評価したことを確認した。

② 経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価について

○ 国、東京電力による確認結果についての主な質疑及び回答は、以下のとおり。

・経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価はどのように実施しているのか。

→ 高経年化技術評価では、配管減肉、応力腐食割れ、疲労割れ等の発生が否定できないと判断された機器・構造物について、経年劣化事象を想定し、耐震安全性評価を実施している。

・経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価において、各機器がどのような状態にあることを前提としているのか。

→ 炭素鋼配管の減肉では、エルボ部等の偏流発生部に週方向に一様減肉が生じたものと仮定し、必要最小板厚まで減肉させた場合で評価し、基準を満足しない場合は、実機測定データの最大減肉率を用いて運転開始後60年時点の板厚を想定して評価を行い、基準（許容応力）を下回ることを確認している。

・新耐震指針の基準地震動 S_s を考慮した場合、経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価はどのようなになるのか。

→ 平成21年6月に国に提出した耐震安全性評価中間報告で評価している機器・構造物について、想定される経年劣化事象を考慮した概略評価を実施して、基準地震動 S_s を用いた評価においても基本的には問題ないと考えている。

・原子力安全・保安院は東京電力が行っている新耐震指針の基準地震動 S_s を考慮した場合の耐震安全性検討について、どう評価するのか。

→ 高経年化技術評価では最新知見を評価に反映することを求めている。したがって、耐震バックチェック（中間報告）の対象となっている機器について、高経年化技術評価ワーキンググループの場で経年劣化を考慮した耐震安全性評価を報告させ審議を行い、参考という位置づけであるが原子力安全・保安院として妥当と評価した。

○ これらの質疑及び回答等により、東京電力による経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価において、評価手法や根拠に、特に問題となる点は確認されなかった。

○ 原子力安全・保安院は、東京電力による確認結果について、審査経緯、審査基準等を明示し、専門機関による検討、専門家による審議等を踏まえて確認作業を実施した結果、妥当と評価したことを確認した。

③ MOX燃料採用に伴う機器等の経年劣化への影響評価について

○ 国、東京電力による確認結果についての主な質疑及び回答は、以下のとおり。

・ウラン燃料炉心と三分の一MOX燃料炉心で高速中性子束が2%増加するとしているが、どのような評価手法に基づくものか。

→ 原子炉設置変更許可申請書に記載したMOX燃料が装荷された運転サイクル以降の平均高速中性子束約 1.2×10^{14} n / c m² sの詳細をメーカーに確認し、上昇割合を求めている。

・沸騰水型原子炉の場合、原子炉圧力容器への中性子照射量はMOX燃料炉心の方が必ず大きくなるのか。

→ 原子炉圧力容器への高速中性子の照射量は、最外周の燃料集合体から発生する高速中性子束が支配的で、ウラン炉心でも最外周に燃焼の進んだ燃料を配置することが多いこと、ウラン燃料でも燃焼が進むとプルトニウムが生成されることから、最外周の燃料集合体から発生する高速中性子束は、ウラン炉心とMOX炉心の差はわずかと考えられるが、安全側に炉心平均と比較した場合の増加率を用いて評価を行ったものである。

・炉心シュラウド等への中性子照射量増加に伴い、応力腐食割れのき裂進展量は増加するのか。

→ 照射量が増加すると応力腐食割れの感受性は極わずかであるものの増加すると考えているが、高経年化技術評価上は、き裂進展速度自体は最大値を採用しており、MOX燃料を採用した場合でも同じき裂進展速度となることから、評価結果に影響しないものと考えている。

・MOX燃料採用に伴う影響評価に係る高経年化技術評価ワーキンググループでの検討について、専門家からどのようなコメントがあったのか。

→ MOX燃料採用に伴う高経年化（経年劣化）への影響は軽微であることの確認をいただくとともに、軽微であることをわかりやすく説明することが重要であるとのコメントをいただいた。

○ これらの質疑及び回答等により、東京電力によるMOX燃料採用に伴う機器等の経年劣化への影響評価において、評価手法や根拠に特に問題となる点は確認されなかった。

- 原子力安全・保安院は、東京電力による確認結果について、審査経緯、審査基準等を明示し、専門機関による検討、専門家による審議等を踏まえて確認作業を実施した結果、妥当と評価したことを確認した。

④ 人材育成、技術レベル向上のための取組みについて

- 国、東京電力による確認結果についての主な質疑及び回答は、以下のとおり。

- ・高経年化対策として、保全活動の品質管理を徹底する必要がある。その時に携わる人の技術レベルの維持に配慮する必要があるのではないか。

- 「原子力人材育成基本方針」を制定するとともに、「現場力の強化による技術・技能の維持継承・向上」を図る等の福島第一原子力発電所の基本的考え方を明らかにし、運転員、技術系部門の教育・研修制度を整備するとともに、ベテラン社員による若手社員への現場での直接指導や過去のトラブル事例による教育など、技術レベル向上の取組みを進めている。

東京電力及び協力企業38社で構成する福島原子力企業協議会による協力企業作業員の教育・研修、「失敗に学ぶ教室」など福島原子力人材開発センター技能訓練棟を運営等により、協力企業となった安全に関する人材育成等の取組みを進めている。

- ・平成17年3月の3号機起動時のトラブルを踏まえた包括的検討において東京電力が提示した取組み（運転保守経験の反映等）の現状はどうなっているか。

- ①設備改善の促進として、協力企業及び当直からの設備改善要望事項等の受付をシステムを活用することで円滑化を図り、早期に方針決定を行い設備を改善することで、設備の保守性向上、運転性向上、人身災害等のトラブル未然防止に努めている。
- ②運転経験の反映として、ベテラン社員による若手社員への現場での直接指導、管理職による行動観察からのフォロー、過去の経験やノウハウ等のデータベースによる教育、TPM活動の実施等を行っている。
- ③設計管理における不適合経験の反映として、設計管理の際には、現場機器とのインターフェイスを確実に確認するとともに、eラーニングや設計管理ガイドライン作成等、設計管理の充実化を図り、デザインレビューの際にそれを活かして同じような不適合が再発することを防止している。

・平成18年7月に県が示した事項（過去の運転経験や技術情報の確実な継承等）への取組みの現状はどうなっているか。

→ ヒューマンエラー低減等の業務品質向上を目的として、所内で過去の運転経験やノウハウについて情報共有を行うための「運転経験（OE）情報ポータルサイト」を当所イントラネット上に作成し、運用を実施するとともに、当該ポータルサイト等に記載されている運転経験情報（①トラブル関連・トピックス、②JIT（ジャスト・イン・タイム）情報、③保全・運転管理ナレッジ、④ノートブック）の所内活用を進めることを目的として、所内の運転経験情報を活用する各グループに1名、「OE（運転経験）情報活用推進者」を任命し、グループ内への効果的な運転経験情報周知に活用している。

また、蓄積した不適合管理データの評価・分析を継続的に実施し、ヒューマンエラーなどの不適合事象の再発防止に努め、過去の運転経験の情報共有化や運転・保守管理ノウハウの技術継承、不適合の再発防止について積極的に取り組んでいく。

・経済産業省は、現場技術者の育成支援にどのように取り組んでいるのか。

→ 今後とも原子力発電関連施設等の安全を確保していくためには、現場を担う優秀な人材の確保が不可欠であり、このためには事業者自らその育成・確保に取り組むことが必要であるが、国としても、平成18年度より、原子力発電関連施設等現場で、メンテナンス等を担っている現場技能者の質的向上や技能維持のための研修を行う取組を支援しているところ。今後とも、こうした事業を通じ、原子力発電関連施設等の現場で働く方々の人材育成や技能継承が図られ、原子力発電関連施設等の安全確保及び安定的な運転につながるよう支援してまいりたい。

○ これらの質疑及び回答等により、東京電力による人材育成、技術レベル向上のための取組みにおいて、特に問題となる点は確認されなかった。

○ 経済産業省は、原子力発電関連施設等の現場技能者の質的向上や技能維持のための研修を行う取組みを支援していることを確認した。

3 長期保管MOX燃料の健全性

(1) 東京電力による長期保管MOX燃料の健全性確認結果

- ① 平成11年に搬入された後、10年以上水中で保管されているMOX燃料32体について、水中カメラにより燃料集合体外観を調査した。この結果、燃料健全性に影響を及ぼす損傷、変形、腐食等がないことを確認した。
- ② MOX燃料32体について、ファイバースコープにより燃料集合体内部を調査した。
この結果、燃料健全性に影響を及ぼす異物がないことを確認した。
- ③ MOX燃料32体について、製造後の時間経過による物性の変化や燃料の反応度低下等の影響について評価した。
この結果、各評価指標が国が定める判断基準等を下回っていたことから、問題がないことを確認した。

(2) 国による東京電力の確認結果の妥当性に係る確認結果

原子力安全・保安院は、東京電力より提出された「長期保管したMOX新燃料の健全性に係る評価・検査報告書」（平成22年5月）の内容の妥当性について、以下のとおり評価した。

- 長期保管による影響を踏まえ、適切な評価・検査が行われていることを確認した。
- 立入検査で確認した範囲において、MOX新燃料に異常は認められず判断基準を満足することを確認した。
- これらのことから、長期保管MOX新燃料の健全性及びそれを使用した原子炉の運転に支障がないと判断した。

(3) 技術連絡会による審議・現地確認における主な論点

技術連絡会による審議及び現地確認の結果を踏まえ、主な論点を次の4項目に区分し整理した。

- ・長期保管MOX燃料集合体の外観検査等について
- ・長期保管に伴うMOX燃料の組成変化による影響評価について
- ・長期保管MOX燃料の使用による原子炉安全性への影響評価について
- ・使用済みの長期保管MOX燃料の貯蔵による安全性への影響評価について

また、現地確認により、燃料の外観検査、燃料組成変化の影響評価等について、一定の取組が実施されていることを確認した。

① 長期保管MOX燃料集合体の外観検査等について

○ 国、東京電力による確認結果についての主な質疑及び回答は、以下のとおり。

- ・MOX燃料の外観検査は洗浄後に行ったのか。
→ 外観検査の前に検査を円滑に行うとの観点から浮遊物を除去するために、チャンネルボックスを外し燃料集合体の水流での洗浄を行っている。
- ・燃料被覆管の腐食は異種金属の接触している部位等に出やすいと思うがどうか。
→ 燃料中のジルカロイ、ステンレス、インコネルの各異種金属接触部分での腐食は確認されていない。スペーサー内部にステンレスとインコネルが接触する部分で実際確認できない所があるが、同様の環境であることから腐食は発生していないものと考えている。
- ・MOX燃料被覆管表面のローラーのスリップ跡は、燃料の健全性に影響を与えないものなのか。
→ ローラーのスリップ跡等は、数マイクロメートル以下程度の深さであり、燃料棒の表面欠陥の判定基準と比較して十分小さいことから、燃料健全性に影響を与えるものではないと考えている。
- ・使用済燃料プールの水質の社内基準のそれぞれの項目の目的と根拠は何か。
→ 燃料被覆管材料や付属材料の腐食を抑制し、材料の健全性を確保することを目的に水質管理を行っている。導電率、pH、塩素濃度の社内管理基準は燃料メーカーとの保証契約に示された水質基準に裕度を持たせ、より純度の高い水質条件としたものである。また、不溶性鉄濃度の社内管理基準は、使用済み燃料プールでの作業を適切に行うための透明度を間接的に監視することを目的に過去の実績を踏まえて設定したものである。
- ・ファイバースコープ調査で調査部位を限定している理由は何か。
→ 燃料保管中、異物が燃料上部から混入した場合を想定して調査部位を選定した。なお、燃料プール内の水流は穏やかであり、異物が舞い上がり燃料下部から混入する可能性は十分低いと念のため、下部タイプレート下面等も確認している。

- ・使用済燃料プールにおける異物混入防止対策はどうなっているか。
 - 平成11年以降、原子炉本体に直接接続されている系統・機器の内部点検においてワイヤブラシの使用を原則禁止し、また平成16年以降は、異物混入防止エリアの設置等、原子炉建屋最上階にあたるオペレーティングフロアにおける異物混入防止対策を強化している。

- ・原子力安全・保安院は、平成12年8月輸入燃料体検査合格証交付以降、本年5月まで、当該MOX燃料及び当該MOX燃料の保管状況についてどのような確認を行ってきたのか。
 - 保安検査及び保安調査により、使用済燃料プールの水位、水温及び水質が保安規定や社内管理基準を満足し、適切に管理されていることを確認している。また、IAEAによる査察等の際のMOX燃料の取り扱いについても適切に行われ、燃料健全性に影響を与える不適合がないことも確認した。

- ・原子力安全・保安院は、平成11年12月の輸入燃料体検査としてどのような確認を行ったのか。
 - MOX新燃料32体の全数に対して、水中テレビカメラによる外観検査を行うとともに、MOXペレット、ウランペレット、燃料棒、燃料集合体及びその他の構成部材等の製造時の記録確認を実施した。

- ・原子力安全・保安院は、燃料棒のローラー上のスリップ痕については、輸入燃料体検査時においても、確認し、有害なものでないことの確認を行ったのか。
 - 平成11年の輸入燃料体検査時にもスリップ痕の存在は確認しており、それらは燃料健全性上有害なものではないことを確認している。

- これらの質疑及び回答等により、東京電力による長期保管MOX燃料集合体の外観検査等において、検査手法や根拠に特に問題となる点は確認されなかった。

- 原子力安全・保安院は、東京電力による確認結果について、立入検査結果、専門家から聴取した意見等を踏まえて確認作業を実施した結果、妥当と評価したことを確認した。

② 長期保管に伴うMOX燃料の組成変化による影響評価について

- 東京電力による確認結果についての主な質疑及び回答は、以下のとおり。
 - ・製品のプルトニウムスポットは、長期保管した場合の物性の変化には影響を及ぼさないのか。
 - 製造過程において、燃料にプルトニウムスポットによる影響が生じないように均質性の管理を行っており、物性の変化に影響は及ぼさないと考えている。
 - ・プルトニウムがアメリシウムに変化した時に、ヘリウムが気泡になって偏在するということはあるのか。
 - 長期保管MOX燃料ではプルトニウムがアメリシウムへ変化するので、プルトニウムスポットの影響は小さくなる（プルトニウムスポットについては縮まっていく）方向であり、問題とならないと考えている。
 - ・長期保管によって高くなる燃料棒内圧は設計上の想定範囲なのか。
 - 長期保管に伴い新しく発生したヘリウムガスにより燃料棒の内圧が上がっているが、MOX燃料についてはガス留めの体積を増やしており、判断基準に収まっているということから問題はないと評価している。
 - ・プルトニウム238のアルファ崩壊による自己照射による影響は考慮されているか。
 - 長期保管MOX燃料ペレットはプルトニウム238の α 崩壊に伴う α 線の照射損傷によって格子欠陥が生成され、格子定数の増加及び熱伝導度の低下が生じるとの報告があるが、 α 線による照射欠陥は原子炉出力上昇に伴う燃料温度の上昇を通じて、その影響がほとんど回復するため、燃料健全性評価への影響は軽微であると考えている。
 - ・加圧水型で内圧の判定基準があつて、沸騰水型原子炉（BWR）では内圧の判定基準がないのはなぜか。
 - BWR燃料では、被覆管温度、中性子束等の特徴から燃料棒内圧によるクリープ変形が非常に小さく燃料棒内圧に関する基準は設定されていない。
- これらの質疑及び回答等により、東京電力による長期保管MOX燃料の組成変化の影響評価において、評価手法や根拠に、特に問題となる点は確認されなかった。

- 原子力安全・保安院は、東京電力による確認結果について、確認方針、判断基準等を明示し、専門家から聴取した意見等を踏まえて確認作業を実施した結果、妥当と評価したことを確認した。

③ 長期保管MOX燃料の使用による原子炉安全性への影響評価について

- 国、東京電力による確認結果についての主な質疑及び回答は、以下のとおり。

- ・新品のMOX燃料を装荷した場合と長期保管MOX燃料を装荷した場合のどれくらい評価結果に差がでるのか。

- 今回は長期保管の影響を含んだ炉心の評価を行っている。長期保管したことにより反応度が下がるため、保管前MOX燃料を装荷する場合と比べて炉心の中にウラン燃料を多く装荷することにより所定の期間の運転を満足するような炉心をつくることになる。

- ・平成11年に32体のMOX燃料を装荷した場合と比較し、ウラン新燃料装荷予定本数はどの程度異なるのか。

- 長期保管MOX燃料32体を装荷した場合の炉心全体への反応度の低下を補うのに必要なウラン新燃料（9×9燃料（A型））の体数は4体程度である。

- ・アメリカシウムなどの影響を評価する際に、設置許可時には、標準条件としてどのような前提をおいているのか。

- 設置許可時にMOX燃料240体すべて5年間遅れ、アメリカシウムが増加した状態で装荷することを想定し評価している。今回は32体から順に装荷し、最大でも144体の装荷を想定しているので、設置許可時の想定範囲内にあるものと認識している。

- ・アメリカシウム増加についてはどの程度まで許容されるのか。

- アメリカシウムの影響を適切に考慮することにより評価を行うことが可能なので、核的性質についてのアメリカシウム濃度についての許容制限はない。

- ・今回の評価値が、設置許可時の解析値を超えている場合をどのように評価するのか。

- 今回の評価値が設置許可時の解析値を超えている場合は、あらためて健全性を評価することが重要であり、その結果判断基準を満足することを確認している。

・長期保管MOX燃料を使用した場合の影響についての各評価値は、設置許可時の解析値や判断基準より小さいというだけでよいのか。評価値の精度や判断基準の有効数字はどうなっているのか。
→ 評価値については設置許可での判断基準と比較し、十分な保守性を持って、判断基準を下回っていることを確認している。判断基準の有効数字は設置許可で用いられているものと同じ桁数を示している。

・原子力安全・保安院は、長期保管されたMOX燃料を使用した場合の影響評価において、設置許可時の解析値の範囲を超える評価値があることについてどう考えるか。

→ 設置変更許可時の解析については、余裕を持った評価がなされている。東京電力における評価は、この余裕を変更せず、長期保管の影響を加算して評価した結果、設置許可時の解析値を超えているものがあるが、それでも判断基準を満足していることから問題ないと判断した。なお、使用済燃料プール水温については、保安規定に基づき管理される。

また、上記以外に燃料の配置に依存する評価項目がある。これについては、今回の評価において判断基準を満足することを確認するとともに、燃料の交換ごとにおいても実際の燃料配置をもとに評価を行い確認し、管理されることから問題ないと判断した。

・原子力安全・保安院は、かつて実施した安全審査（製造後5年経過を想定）の想定を超える長期保管MOX燃料32体を装荷することとなる今回のケースについても、許可の範囲内の運用であると認識しているのか。

→ かつて実施した安全審査において、製造後5年経過を想定し、炉心の特性であるボイド係数、ドップラ係数に与える影響がどの程度であるかについて確認している。今回の評価では、これらの特性についても長期保管したMOX燃料による影響が評価されており、設置変更許可時の評価の範囲に含まれていることを確認した。

これは、プルトニウム241がアメリカシウム241に崩壊することにより、核分裂断面積の大きいプルトニウム241が減少するが、設置変更許可解析では240体のMOX燃料の装荷（1/3MOX平衡炉心）を仮定しているのに対し、今回のケースでは装荷されるMOX燃料は32～144体であるから、今回評価した第25～27サイクルは、設置変更時のウラン平衡炉心と1/3MOX平衡炉心の間値的な値となったものである。

このようなことから、今回のケースについては設置許可の範囲内の運用であると判断している。

・原子力安全・保安院は、今後、MOX燃料装荷についての使用前検査等としてどのような確認を行うのか。

→ MOX燃料装荷に係る使用前検査は申請されていないが、炉心内の所定の位置に燃料が装荷されていることの確認、原子炉停止余裕が確保されていることの確認及び定格運転時において炉心が制限値を満足していることの確認等を使用前検査として実施することになると考えている。

また、保安検査では、燃料の装荷前に取替炉心の安全性評価が適切に実施されていること、燃料装荷作業時には立会いにより適切に作業が実施されていることを確認する。また、原子炉起動時には、系統構成の最終確認、起動操作が適切に実施されていること、原子炉起動に影響する不適合の処理状況等の確認を行う。

○ これらの質疑及び回答等により、東京電力による長期保管MOX燃料の使用による原子炉安全性への影響評価において、評価手法や根拠に、特に問題となる点は確認されなかった。

※ なお、非公開データとなっている安全解析に係る詳細データについては、現地確認を行い、東京電力の評価条件の範囲内であることや詳細な評価・検討がなされていることを確認した。

○ 原子力安全・保安院は、東京電力による確認結果について、確認方針、判断基準等を明示し、専門家から聴取した意見等を踏まえて確認作業を実施した結果、妥当と評価したことを確認した。

④ 使用済みの長期保管MOX燃料の貯蔵による安全性への影響評価について

○ 国、東京電力による確認結果についての主な質疑及び回答は、以下のとおり。

・長期保管MOX燃料を装荷した場合、崩壊熱が20%程度増加するとあるが、燃焼度はどの程度を想定しているのか。使用済MOXの輸送や保管に制限が発生するのか。

→ 使用済MOX燃料の評価に当たっては、平均的な燃焼度（33,000MW d / t）を用いた。崩壊熱の増加分は、輸送容器の中に装填する体数を減少させることで技術的には問題ない。

・共用プールへ移送する場合、使用済MOX燃料はどのくらい冷却期間が延びるのか。

→ 共用プールへの輸送は、設置許可上19か月以上冷却した燃料と想定しているが長期保管MOX燃料が19か月冷却した標準組成MOX燃料と同じくなるのはさらに4か月を要する。

・原子力安全・保安院は、使用済MOX燃料の保管状況についてどのような確認を行うのか。

→ 使用済MOX燃料は使用済ウラン燃料に比して発熱量が大きくなる傾向にあるが、長期保管したMOX燃料を考慮した場合でも、使用済燃料プールの水温は保安規定に定める基準値を満足するように管理されることから、使用済燃料プールの健全性には影響はない。事業者は、使用済燃料プールの水位、水温及びプールからの漏えいがないことを巡視等により日常的に監視し、健全性を確認しているが、原子力安全・保安院は事業者がそれらの活動を適切に実施していることを、従前同様に確認していく。

○ これらの質疑及び回答等により、東京電力による使用済みの長期保管MOX燃料の貯蔵による安全性への影響評価において、評価手法や根拠に、特に問題となる点は確認されなかった。

○ 原子力安全・保安院は、東京電力による確認結果について、確認方針、判断基準等を明示し、専門家から聴取した意見等を踏まえて確認作業を実施した結果、妥当と評価したことを確認した。

IV まとめ

国、東京電力による技術的3条件に係る確認結果については、以下のとおり特に問題点は確認されず、国、東京電力は適切に対応したものと判断する。

1 3号機の耐震安全性

東京電力は、設計段階における評価、旧耐震指針に基づく評価に加えて、新耐震指針に基づく評価を実施し、具体的な根拠を示して主要施設の耐震安全性が確保されていることを明らかにするとともに、耐震裕度向上や新潟県中越沖地震を踏まえた防災体制の強化に着実に取り組むなど、県民の安全を確保する上で、特に問題点は確認されず、適切に対応したものと判断する。

また、原子力安全・保安院は、東京電力による確認結果について、審議方針、審議のポイント等を明示し、専門家による審議等を踏まえて確認作業を実施した結果、妥当と評価しており、適切に対応したものと判断する。

2 3号機の高経年化対策

東京電力は、MOX燃料採用に伴う経年劣化の影響について評価を実施し、具体的な根拠を示して、機器等の健全性が確保されることを明らかにするとともに、日常の不適合管理に基づく経年劣化対策の不断の改善、協力企業も含めた人材育成・技術レベルの向上に着実に取り組むなど、県民の安全を確保する上で、特に問題点は確認されず、適切に対応したものと判断する。

また、原子力安全・保安院は、東京電力による確認結果について、審査経緯、審査基準等を明示し、専門機関による検討、専門家による審議等を踏まえて確認作業を実施した結果、妥当と評価しており、適切に対応したものと判断する。

3 長期保管MOX燃料の健全性

東京電力は、外観、内部確認等の調査により、健全性を確認するとともに、核的組成変化の影響評価を実施し、具体的な根拠を示して中性子照射量が増加するものの原子炉の安全運転に支障がないこと、使用済MOX燃料を燃料プールに貯蔵する際にも安全性が確保されること等を明らかにするなど、県民の安全を確保する上で、特に問題点は確認されず、適切に対応したものと判断する。

また、原子力安全・保安院は、東京電力による確認結果について、確認方針、判断基準等を明示し、立入検査等の実施、専門家から聴取した意見等を踏まえて確認作業を実施した結果、妥当と評価しており、適切に対応したものと判断する。