

「福島第一原子力発電所3号機プルサーマル受入技術的3条件
に係る経済産業省への確認事項」に対する説明

平成22年8月4日
原子力安全・保安院
企画調整課

耐震安全性について

(1) 基準地震動関係

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53km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。

【説明】

新耐震設計審査指針においては、「耐震設計上考慮する活断層としては、後期更新世以降の活動が否定できないものとする。」と規定しており、12～13万年前以降の活動が否定できない断層等を考慮することとなる。一方で、当院は、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動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設計審査指針による判断が可能な大堀南まで約16km延伸した約53kmとした場合の影響検討を行った。

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、福島第一原子力発電所周辺海域の海上音波探査で認められている断層は、いずれも活断層ではないと評価しているが、敷地前面部に認められる正断層の成因についてはどのように認識しているのか。

【説明】

文献によると、東北日本では、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、この時代には、東北日本の各地で正断層が形成されたとされている。

敷地直下から敷地前面部で確認された正断層については、反射法地震探査及び海上音波探査により、前期中新世の地層（陸域では湯長谷層群、海域ではH層）に正断層による変位が確認されることから、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される。

なお、当該断層の活動性については、敷地内のボーリング調査、反射法地震探査、海上音波探査いずれの調査結果からも、断層上部に分布している鮮新世の富岡層がほぼ水平に堆積し、断層による変位・変形は認められないこ

とを確認しており、少なくとも富岡層堆積以降（およそ 400～200 万年前以降）の活動は認められないと判断している。

（２）建屋等の耐震安全性評価関係

原子力安全・保安院は、福島第一原子力発電所 3 号機の評価に当たって、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ことを把握したとしているが、実強度による評価の方が実際の地震観測記録を再現できるとする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。

【説明】

当院は、「新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項について」（平成 20 年 9 月 4 日）において、「地震応答解析においては、設計時の施設の剛性、振動特性等を用いた解析モデルによるほか、実際の地震観測記録等において建屋の剛性、機器などの振動特性等が把握されている場合は、当該剛性や振動特性などを考慮した解析モデルにより耐震安全性を評価することができる」としている。

東京電力は、柏崎刈羽原子力発電所の健全性評価に係るシミュレーション解析において、地震観測記録との整合性向上を目的とし、地震時の実情を踏まえて、建屋モデルの一部（RC 造耐震壁の剛性評価に用いるコンクリート強度、剛性を考慮する部位）及び地盤モデルの一部（埋込み効果として埋戻し土を考慮するか否か、側面地盤ばねの回転成分を考慮するか否か）について、設計時から条件の見直しを行っている。

当院は、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されており、福島第一原子力発電所 3 号機、5 号機及び福島第二原子力発電所 4 号機については、それぞれの号機で得られた地震観測記録に基づくシミュレーション解析により地震応答解析モデルの妥当性を確認するとともに、さらに、専門家の意見も踏まえて、念のため RC 造耐震壁の剛性を実強度で評価した場合と設計基準強度で評価した場合で建屋応答に与える影響を検討し、その結果、実強度と設計基準強度の違いによる影響が小さいことを把握している。

原子力安全・保安院は、応答倍率法を用いて評価が行われ、かつその結果として耐震裕度が比較的小さい設備については、正確な耐震裕度を把握するため、詳細評価を実施することが望ましい（平成 21 年 3 月）としているが、福島第一原子力発電所 3 号機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。

【説明】

応答倍率法による評価では、設計時と BC 評価における地震力の比として応答比を算定し、その応答比を設計時の応力に掛け合わせて BC 評価における応力を算定しているが、応答比の算定方法や、応答比を掛け合わせる設計時の応力の設定によっては、応答倍率法による応力が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。

当該機器の評価においては、応答比の算定方法として、水平方向と鉛直方向でそれぞれ応答比を算定し、水平方向と鉛直方向のうちどちらの荷重が評価結果に影響が大きいかわからず、大きい方の応答比を採用していること、設計時の応力として地震と地震以外の荷重を組み合わせた応力を用いて、それと地震荷重による応答比を掛け合わせていることから、相当に大きく BC 評価における応力が算定されているものと考えている。

当該機器が安全上重要な「原子炉を止める」機能を有する主要設備であることも踏まえると、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。

- 1 原子力安全・保安院は、福島第一原子力発電所 3 号機の耐震安全性評価に当たって、解析に必要な諸定数は、適切な値を設定すべき旨を事業者に指示しているが、福島第一原子力発電所 3 号機の機器・配管系の耐震安全性評価に用いられた減衰定数のうち、「試験等で妥当性が確認された」ものとして設定した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。

【説明】

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。

また、福島第一原子力発電所 3 号機の評価において当該付加減衰定数を適用している残留熱除去系配管について、保温材の材質、設置範囲及びサポートの支持条件などが当該付加減衰定数の適用条件を満たしていることを確認しており、当該設備の評価に適用することは妥当なものと判断している。

- 2 原子力安全・保安院が新耐震設計審査指針を適用する工事計画認可時に事業者を求める耐震安全性評価との際と今回のような既設原子力発電所の耐震安全性評価では、事業者が従うべき評価手法にはどのような相違があるのか。（平成 20 年 4 月 21 日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」第 5 条への適合性に関する審査要領において、新耐震設計審査指針を適用する機器・配管系の減衰定数については JEAG4601 の規定に基づき設定することとしている）

【説明】

- 1 との関連で回答させていただく。

保温材の付加減衰定数については、新耐震設計審査指針を適用した工事計画認可においても、その設定の妥当性を確認するとともに対象設備への適用性を個別に確認した上で採用しており、新耐震設計審査指針を適用する工事計画認可、新耐震設計審査指針に照らした既設の耐震安全性評価の双方において事業者が適用可能なものとなっている。

なお、() 内の内規の記載はご指摘のとおりであるが、内規の総則として、JEAG4601 や適用実績のある規格・基準等における規定によらない場合は、既往の研究等において試験、解析等により妥当性が確認されている手法、設定等を適用条件に留意し用いることにより、適切な耐震設計が成されていることを個別に確認するとしており、ご指摘の内規の記載が、試験等により妥当性が確認されている保温材の付加減衰定数に係る設定の採用を妨げるものではないと考えている。

(3) 防災機能等の強化関係

原子力安全・保安院は、福島第一原子力発電所における非常用空調系のダクトのサポート追設工事や今後実施する等耐震裕度向上の取組について、どのように確認を行うのか。

【説明】

新耐震設計審査指針に照らした福島第一原子力発電所の耐震安全性評価に係る本報告書が今後、東京電力より提出されることとなるが、東京電力が実施した評価の妥当性について、ご質問の耐震裕度向上工事の結果も踏まえて確認していく。

原子力安全・保安院は、福島第一原子力発電所における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。

【説明】

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。具体的には、原子力保安検査官による現場確認やマニュアル類・記録の確認を通じて、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の保安規定第17条に定めている「公設消防機関への専用回線通報設備を中央制御室に設置」や「初期消火活動を行う要員の常駐」、「初期消火活動を行うための化学消防車(1台)及び泡消火薬剤(1500リットル以上)の配備」等が整備されており、同保安規定を満足する初期消火活動体制を整備していることを確認している。また、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、法令で定める原子力防災資機材が福島第一原子力発電所内に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、これらの資機材の保守点検結果の記録を確認している。さらに、原子力発電所施設内の消

防設備については、地元の消防機関が行う立入検査に原子力防災専門官（火災対策専門官）が同行し、消防機関とともに現場で消防設備の確認を行っている。加えて、原子力保安検査官による現場巡視の中でも、危険物の漏洩の有無や火気作業区域等における消火器の設置状況を確認している。

（４）その他

今後、原子力安全・保安院が行う福島第一原子力発電所における設備更新等の工事計画認可に当たっては、新耐震設計審査指針を踏まえた基準地震動 S_s 、 S_d が判断基準となるのか。

原子力安全・保安院は、既設の原子力発電設備の健全性評価では、当該設備の工事計画認可時点における旧耐震設計審査指針を踏まえた基準地震動（ S_1 、 S_2 ）が判断基準となるのか。

【説明（及び）】

設備更新等の工事計画認可などにおいて新耐震設計審査指針を適用するか否かは、当該設備の設置許可ないしは設置変更許可において、新旧、どちらの耐震設計審査指針が適用されているかによる。例えば、耐震安全上重要な施設（ S クラス施設）の設備更新等に際して設置変更許可が必要な場合においては、設置変更許可に係る審査において新耐震設計審査指針を適用するとともに、後段規制である工事計画認可に係る審査においても新耐震設計審査指針を適用して、基準地震動 S_s や弾性設計用地震動 S_d による耐震設計について技術基準への適合性を確認することとなる。

高経年化対策について

（１）現状保全の妥当性評価関係

東京電力（株）は、基準地震動 S_s を想定した場合の経年劣化事象を考慮した福島第一原子力発電所 3 号機の耐震安全性について概略評価（高経年化技術評価）を行い、福島第一原子力発電所 6 号機の 30 年目の高経年化技術評価に対する国による審査時に有識者に確認を受けた評価と同様の内容であるとしているが、原子力安全・保安院は、これらの概略評価結果をどう評価しているのか。

【説明】

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（耐震 S クラスのうち、止める・冷やす・閉じこめるに係る代表機器）について、高経年化 $W G$ 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保安院として妥当と評価した。

福島第一原子力発電所 6 号機についても、高経年化 $W G$ 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

が保安院として妥当と評価した。

原子力安全・保安院は、福島第一原子力発電所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、これまで、どのような確認を行ってきたのか。

【説明】

新検査制度の開始以前においては、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されており、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。

（2）その他

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るが、この場合の「一定の安全水準」とは、設置許可、工事計画認可時の安全水準と理解してよいか。

【説明】

実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドラインの「1.経緯」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る。

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の水準である。

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、専門家からはどのようなコメントがあったのか。

【説明】

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共に、軽微であるということを知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。

原子力発電分野の技術者の世代交代等により人材育成、技術レベルの向上の取組みの重要性はますます高まっているが、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。

【説明】

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の確保及び安定的な運転につながるよう支援して参りたい。

長期保管MOX燃料健全性について

(1) 長期保管MOX燃料の健全性評価関係

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。(起動時の異常な引き抜きでの制御棒価値 第26サイクルの評価値等)

【説明】

設置変更許可時の解析値の範囲を超えることについての考え方は以下のとおり。

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。

【説明】

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平衡炉心の中間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、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。

【説明】

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た。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。

なお、使用済燃料プールの水位、水温及び水質の管理状況並びにMOX燃料取扱いに際して燃料健全性に影響を与える不適合がなかったことについては、本年6月3日、4日の立入検査においても確認した。

原子力安全・保安院は、発熱量が大きくなると見込まれる使用済MOX燃料を保管する燃料プールの健全性等、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。

【説明】

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、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、従前と同様に確認していく。

(2) 輸入燃料体検査等関係

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。

【説明】

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。

【説明】

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。

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。
--

【説明】

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。

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 地震・津波、地質・地盤合同WG委員名簿

(平成22年8月4日現在)

氏名	所属
主査 瀬瀬 一起	国立大学法人東京大学地震研究所教授
安達 俊夫	日本大学理工学部建築学科教授
吾妻 崇	独立行政法人産業技術総合研究所活断層・地震研究センター活断層評価研究チーム主任研究員
阿部 信太郎	財団法人地震予知総合研究振興会主任研究員
伊藤 洋	財団法人電力中央研究所研究顧問
今泉 俊文	国立大学法人東北大学大学院理学研究科教授
今村 文彦	国立大学法人東北大学大学院工学研究科付属災害制御研究センター教授
岩下 和義	国立大学法人埼玉大学大学院理工学研究科教授
岩田 知孝	国立大学法人京都大学防災研究所教授
宇根 寛	国土交通省国土交通大学校測量部長
大西 有三	国立大学法人京都大学副学長
岡村 行信	独立行政法人産業技術総合研究所活断層・地震研究センター研究センター長
神田 順	国立大学法人東京大学大学院新領域創成科学研究科教授
北川 良和	元 慶應義塾大学理工学部システムデザイン工学科教授
衣笠 善博	国立大学法人東京工業大学名誉教授
駒田 広也	財団法人電力中央研究所研究顧問
杉山 雄一	独立行政法人産業技術総合研究所活断層・地震研究センター主幹研究員
高島 賢二	独立行政法人原子力安全基盤機構企画部特任参事
高田 毅士	国立大学法人東京大学大学院工学系研究科建築学専攻教授
高橋 智幸	学校法人関西大学社会安全学部安全マネジメント学科教授
遠田 晋次	国立大学法人京都大学防災研究所准教授
藤原 広行	独立行政法人防災科学技術研究所防災システム研究センタープロジェクトディレクター
古村 孝志	東京大学大学院情報学環総合防災情報研究センター教授
翠川 三郎	国立大学法人東京工業大学大学院総合理工学研究科教授
山中 浩明	国立大学法人東京工業大学大学院総合理工学研究科准教授
山本 博文	福井大学教育地域科学部教授
吉中 龍之進	国立大学法人埼玉大学名誉教授

(参考)

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
構造WG委員名簿

(平成22年8月4日現在)

	氏名	所属
主査	西川 孝夫	公立大学法人首都大学東京 名誉教授
	岡村 甫	高知工科大学 理事長
	壁谷澤 寿海	国立大学法人東京大学地震研究所 教授
	川島 一彦	国立大学法人東京工業大学大学院理工学研究科 教授
	橘高 義典	公立大学法人首都大学東京・大学院都市環境科学研究科 教授
	久保 哲夫	国立大学法人東京大学大学院工学系研究科 教授
	小林 信之	青山学院大学理工学部機械創造工学科 教授
	柴田 明德	東北大学 名誉教授
	高島 賢二	独立行政法人原子力安全基盤機構企画部 特任参事
	西谷 章	早稲田大学大学院理工学術院 教授
	原 文雄	東京理科大学 嘱託教授
	藤田 隆史	国立大学法人東京大学 名誉教授
	前川 宏一	国立大学法人東京大学大学院工学系研究科 教授
	村上 雅也	国立大学法人千葉大学 名誉教授

高経年化技術評価WG 委員

(敬称略・五十音順)

主査

関村 直人 (せきむら・なおと) 東京大学大学院工学系研究科副研究科長・教授

委員

大木 義路 (おおき・よしみち) 早稲田大学理工学術院教授

大橋 弘忠 (おおはし・ひろただ) 東京大学大学院工学系研究科教授

橘高 義典 (きつたか・よしのり) 首都大学東京都市環境学部教授

小林 英男 (こばやし・ひでお) 横浜国立大学特任教授

庄子 哲雄 (しょうじ・てつお) 東北大学大学院工学研究科

エネルギー安全科学国際研究センター 教授

平野 雅司 (ひらの・まさし) 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 センター長

宮 健三 (みや・けんぞう) 法政大学大学院システムデザイン研究科客員教授

飯井 俊行 (めしい・としゆき) 福井大学大学院工学研究科教授

山口 篤憲 (やまぐち・あつのり) 財団法人発電設備技術検査協会

溶接・非破壊検査技術センター センター長

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月現在

氏名	所属
石島 清見	財団法人高度情報科学技術研究機構 理事
上村 勝一郎	独立行政法人原子力安全基盤機構 原子力システム安全部特任参事
更田 豊志	独立行政法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター副センター長
山本 章夫	名古屋大学大学院工学研究科マテリアル理工学専攻 教授
松本 光由*	独立行政法人原子力安全基盤機構 検査業務部 審議役

(* : 委員委嘱されていない専門家)