

福島第一原子力発電所3号機のプルサーマル受入に係る
技術的三条件についての福島県原子力発電所安全確保技術
連絡会におけるコメント回答集（第1回～第4回）

平成22年11月

福島県原子力発電所安全確保技術連絡会

目 次

第1回福島県原子力発電所安全確保技術連絡会におけるコメント回答

(5月31日開催)

- 1 耐震安全性評価中間報告の一部修正について・・・・・・・・・・ 1
- 2 長期保管MOX燃料の健全性について・・・・・・・・・・ 2
- 3 高経年化対策について・・・・・・・・・・ 6
- 4 耐震安全性について・・・・・・・・・・ 7

第2回福島県原子力発電所安全確保技術連絡会におけるコメント回答

(7月7日開催)

- 1 長期保管MOX燃料の健全性について・・・・・・・・・・ 9
- 2 耐震安全性について・・・・・・・・・・ 10

第3回福島県原子力発電所安全確保技術連絡会におけるコメント回答

(7月12日開催)

- 1 耐震安全性について・・・・・・・・・・ 13
- 2 高経年化対策について・・・・・・・・・・ 16

第4回福島県原子力発電所安全確保技術連絡会におけるコメント回答

(8月4日開催)

- (1) 福島第一原子力発電所3号機のプルサーマル実施に係る技術的3条件の国による確認結果等について
 - ア 耐震安全性・・・・・・・・・・ 18
 - イ 高経年化について・・・・・・・・・・ 19
 - ウ 長期保管MOX燃料の健全性・・・・・・・・・・ 21
- (2) これまでの審議結果のとりまとめ・・・・・・・・・・ 22

コメント回答件数

審議項目	第1回	第2回	第3回	第4回	計
耐震安全性について※	15	8	20	8	43
高経年化対策について	10	—	9	7	26
長期保管MOX燃料の健全性について	18	6	—	5	29
これまでの審議結果のとりまとめ	—	—	—	3	3
計	43	14	29	23	109

※耐震安全性評価中間報告の一部修正を含む。

第1回福島県原子力発電所安全確保技術連絡会におけるコメント回答

平成22年5月31日開催
福島県原子力発電所安全
確保技術連絡会事務局

1 耐震安全性評価中間報告の一部修正について

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
1	耐震安全性評価の修正経緯について、1F 4、5号機と2F 4号機については誤りがなかったが、修正があるところとないところで社内での検討のプロセスが違うのか、違いが生じた原因は何か。	今回修正を行った検討のプロセスは全ての号機で同じ。違いが生じた原因は過去に外部発注した成果物の一部に誤りがあったが、今回利用するにあたって過去に検収されていることでよしとしたことによる。
2	今回の件は耐震安全性の技術的問題ばかりでなく、技術者のモラルの問題が含まれると思うし、企業の技術部門での安全風土への問題提起でもあると思う。技術部門の中で周知をしたということだが周知という視点で大丈夫なのか。	今回の事例に関し、原子力・立地本部長からメッセージを発しているほか、不適合を管理する品質管理部内において、例えば不適合が発生した時点で登録することなど、反省すべき点はどこにあるのかペーパーに落とし、細かく整理して周知をしている。さらに、（県・町との窓口となっている）技術広報担当などにも情報が上がるように各部に伝えている。システマ的なところも含めてカバーし対応している。
3	システムだけの問題でなく各自の行動規範という点からも改善すべきことがあるのではないか。	そのような点も踏まえ、職場でのディスカッション等を通じ、各個人のモラルアップを繰り返し働きかけていきたい。
4	修正に当たって、評価の前提となった数値について、どのような妥当性確認を行ったのか。クロスチェックをするとか、試験データを使って検収するとか、検収の具体的な方法は何か。	まず、誤りのあった解析モデルの基となっている図面を洗い直し、見直したモデルで再計算した。さらに数値の根拠を図面や構造計算書まで遡って妥当性を確認した。
5	妥当性の確認は、発注者側として体制を作って実施したのか。	当社が実施した。
6	社内に安全だからいいという意識がまだ残っているのではないかと。しっかり説明できるようになってから報告すればいいという意識が会社の一部に残っている。そうではなく安全は当然で、そのために信頼を増すという感覚を全員にもってほしい。	情報公開は徹底する。今回の事例は透明化に反しているため、発生した時点で小さいものでも公表することを徹底していきたい。

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
7	鉛直方向の解析モデルの説明について、新指針でなく、旧指針に基づくもののように聞こえるが、それは問題ないのか。	新指針に基づく解析方法は、東西南北の水平方向に加えて鉛直方向の揺れによる検討を加えること。モデルは係数さえ誤りがなければ新指針に基づくものとして問題なく使えるものであった。
8	耐震安全性評価中間報告の修正の報告遅れについては、結果ではなく信頼性に係る問題なので、何故もっと速やかに対応できなかったのか。これに類する問題として、平成19年12月の（柏崎での）海底活断層再評価に関する公表遅れの問題、平成16年に行っていた（F B断層についての）評価結果が地元で説明・公表されなかったことの教訓が、社内で活かされていなかったのか。また、国にデータ修正の説明をする機会がなかったという釈明もあったが、昨年10月の段階で、耐震安全性の解析業務の品質管理について国に説明をされているのだから、入力値の妥当性の確認状況について担当セクションではわかっていたはず。その時点で、適切な対応ができたはず。 また、平成19年4月には当時のデータ改ざん問題の再発防止として地域社会の視点に立って信頼を得ることを公表しているのだから、二度とこういうことのないようしっかりとした対応をしてもらいたい。	ご意見として受け止め、しっかりと対応していく。

2 長期保管MOX燃料の健全性について

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
1	10年間の使用済燃料プールでの保管期間中はプールの水質がきれいに管理されていたと考えると、耐腐食性は問題ないと思うが、MOX燃料は洗浄した後で外観検査をしたのか。	まずチャンネルボックスを外し燃料集合体全体に水を当てて洗浄した上で、スパーサの各面、下部タイプレート上面すべての箇所にファイバースコープを入れ、中に異物が無いと確認した。ファイバースコープを燃料集合体の4側面に入れて確認を行う手法であった。 水流での洗浄については、外観検査の前に検査を円滑に行うという観点から浮遊物を除去するために行った。

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
2	燃料被覆管の腐食は、異種金属と接触している部位等に出やすいように思うがどうか。	異種金属接触に関しては、燃料中にジルカロイ（被覆管部分で使用）、ステンレス（下部タイププレート・上部タイププレート部分で使用）、インコネル（フィンガースプリング・膨張スプリング部分で使用）の各物質ともに接触部分での腐食は確認されていない。スペーサ内部には燃料棒と燃料棒の間隔を維持するスプリング（インコネルが材質）と被覆管（ジルカロイが材質）が局所的に接しており、燃料内部で実際に確認できないが、膨張スプリングと被覆管の接触と同様な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。
3	燃料組成の変化の影響評価において、設置許可時の評価炉心・評価条件と比べているのか。10年ほど前の設置許可時に想定された炉心の組み方と比較してどの程度影響に相違があるのか説明を求めたい。	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。4体程度取替ウラン体数を増やして評価している。長期保管有り無しの場合の比較評価があればわかりやすいとのご指摘があったが、この点については検討させていただきたい。 (→第3回参考資料2 100～106頁参照)
4	保管期間中の燃料プールの水質のうち、pH値は下限（酸性）の方に寄っているが、社内基準を意識して管理しているのか。	水質については社内の管理基準があり、導電率・pH・塩素濃度について基準値に収まっていれば材料の腐食の進行を妨げたり遅らせるものとして管理している。pH測定データ（pH5.6～6.1）については中心値に対して特段低めのpHで管理している訳ではなく、中性に対して大きく酸性・アルカリ性に外れないように管理している。
5	10年以上プール内で保管されたMOX燃料と同じものと保管期間が短いものとを強度試験で比較することは可能か。	現行長期保管しているMOX燃料と同じような材料はないため、ご指摘のような強度試験は難しいのではないかと思います。
6	設置許可時と同じ解析により、新品のMOX燃料を装荷した場合と10年の経時変化後の長期保管MOX燃料を装荷した場合にどれくらい評価結果に差がでるかという比較は可能なのか。	設置許可の解析をすべてやり直す訳では無いが、MOX燃料の組成が変わる前と後で炉心の特性にどの程度影響があるかを評価出来ればよいと考えている。 (→第3回参考資料2 100～106頁参照)

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
7	MOX燃料の組成が変わる前と変わる後の解析があったほうがわかりやすい。今回の25. 26. 27サイクルの条件で設置許可の安全側に立つということは十分わかるが、まったく同じ条件で10年の組成変化はどの程度影響を与えるのか。	長期保管有り無しの場合の比較評価があればわかりやすいとのご指摘があったが、この点については検討させていただきたい。 (→第3回参考資料2 100～106頁参照)
8	実際に装荷された時にいろいろな確認試験は行うのか。	このような説明の機会を設けるか今後ご相談させていただきたいが、炉心データを採取していきたいと考えている。
9	MOX燃料の製品仕様としてのプルトニウムの均質性については、一定の基準の中に収まっているペレットが使われていると思うが、そのばらつきが健全性に影響を及ぼすということはないのか。	いわゆるプルトニウムスポットが生じないように出来るだけ均一に混合するよう製造段階で考慮している。
10	(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いる。 (No.12で「プルトニウムがアメリカシウムへ変化するとき、スポットは縮まっていく方向と考えている」と回答)
11	設置許可時での議論では、設置許可解析における入力を制限値に余裕を見て1.3% Δkとしているが、今回の判断基準は1.0% Δk以下としていることについて、MOX燃料の長期保管により核的特性が変わったことがどう影響しているのかということも併せて説明を求めたい。	設置許可時には、全燃料装荷本数のうち3分の1についてMOX燃料を装荷するとして、体数が多い中で評価しているが今回は体数が少ない中で評価したこともあり、結果的には設置許可時の判断基準の範囲内（1.0% Δk以下）に収まっていることを確認している。 (→第1回資料48頁参照（制御棒価値の判断基準は1.0% Δk以下）)
12	プルトニウムスポットのサイズ、スポットの比率等は確認されているのか。 また、プルトニウムがアメリカシウムに変化したときに、ヘリウムが気泡になって偏在するということはないのか。量としては、極わずかであり、特に問題ないのか。	MOX燃料の製造方法はまずプルトニウムとウランを混合し、再度ウラン粉末を混合するという二段階の方法を採っている。(スポットは)最大で250 μm程度である。 プルトニウムがアメリカシウムへ変化するとき、スポットは縮まっていく方向と考えている。 (長期保管MOX燃料ではプルトニウムがアメリカ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方向であり、プルトニウムスポットについては問題とならないと考えている。)

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
13	資料39頁と51頁の判断基準の有効数字を確認したい。0.95と片方は0.945となっている。51頁にも同じようなこと。0.95は0.950としてよいのか。誤解を招かないか。	仰るとおり誤解を招く表現であり申し訳ない。判断基準である0.950以下を確認したという趣旨で記載したもの。 (→第3回参考資料2 62頁、126頁参照)
14	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。また、長期保管MOX燃料を装荷する場合などその標準条件の前提から外れる場合にも、設置許可時の解析値の範囲内であると考えられるのか。	設置許可解析の範囲内にあると考えている。 (設置許可時には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て評価している。長期保管MOX燃料を装荷する場合においても考えられる最大の装荷体数を想定し評価した結果、設置許可時の解析値の範囲内にあることを確認している。)
15	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。設置許可時の解析値は、どのような重みをもっているのか、今後はその解析値の範囲以内で、運用していかなくてはならないのか。	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していることを確認し、国に報告している。
16	MOX燃料では、いわゆるガスだめの部分をウラン燃料より大きくとって、燃料棒の内圧が高くなる設計上の工夫がされているが、長期保管によって高くなる燃料棒内圧は、設計上の想定範囲内なのか。	MOX燃料についてはガス留めの体積を増やしている。今回、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、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。
17	アメリカシウムの増加に伴う影響について、どの程度まで審査、検討されているのか。	設置許可時には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て評価している。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、設置許可の時の想定範囲内にあるものと認識している。
18	設計上の内圧の変化に伴う影響については、そもそも内外圧差を評価しているので問題ないとしているが、内圧の上昇自体については判断基準はないのか。加圧水型（PWR）では内圧の判断基準があつて、沸騰水型（BWR）では内圧の判断基準がない理由は何か。	BWRでは判断基準はないが、応力設計比で評価している。 (→第3回参考資料2、115頁参照（判断基準がない理由については、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は非常に小さいことから、燃料棒内圧に関する基準は設定されておらず、燃料棒内圧については被覆管応力評価において考慮していることによる。)

3 高経年化対策について

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
1	<p>機器を更新する場合の判断基準は何か、予防保全的な視点で更新するのか、あるいは評価値を下回った場合に必要最小限の範囲で更新するのか。</p>	<p>機器によって各々考え方がるので、一概に述べることは難しいが、配管減肉管理では、必要最低板厚の寿命に余裕をもって取り替えるルールを設けている。</p> <p>また、低圧タービンロータのSCC対策では、毎定検でSCCの進展状況を確認しつつ、寿命管理と運転計画との兼ね合いも加味して保全活動を行っている。</p>
2	<p>耐震性能の評価にあたって、各機器がどんな状態にあることを前提にしているのか。例えば配管減肉であれば、公称肉厚で評価するのか、必要最小肉厚まで減肉されたことを前提に評価するのか。</p> <p>耐震性能の評価は、設計時の評価も大事だが、現状の評価はしているのか。</p>	<p>配管に傷が発生していた場合は、地震の発生も考慮したうえで、維持基準で管理・評価をして健全性の確認を行っている。</p> <p>配管減肉については、極端な減肉状態を想定し、必要最小肉厚にした状態で耐震評価を行っている。</p> <p>高経年化に伴う影響評価は60年運転段階での評価であり、通常行う耐震安全性評価とは目的が異なることに留意が必要。</p>
3	<p>耐震安全性も含めて、経年劣化への対応について、分かりやすい説明を求めたい。</p>	<p>耐震安全性の評価については、後ほどご説明する資料をご覧いただきたい。また、高経年を考慮した耐震安全性については、改めて説明する。</p> <p>（→第3回資料2、質問10参照）</p>
4	<p>38頁と39頁の遷移温度の照射量依存性の図は、何を説明したいのか。例えば、予測式を大きくずれている加速試験の結果というのはどういう位置づけになるのか説明を求めたい。保守性を説明したいのか、信頼性を説明したいのか明確にすべき。安全なのは理解できるが、信頼性の説明が必要でないか。</p>	<p>ご指摘のグラフで示したいことは保守性である。脆化の予測については、早く照射をさせ、脆化進行を見たかったが、時間をかけて照射したものと異なることがわかった。このような新たな知見をベースとした取り組みを行っており、予測式については、照射速度を加味したものを国が審査中。国により承認されれば、実機へ適用したいと考えている。</p> <p>（→第3回資料2、質問2～4参照）</p>
5	<p>監視試験片の再利用について、現状はどうなっているか。</p>	<p>監視試験片については、一度使ったものを再使用する方向で取り組んでおり、その取組をお示しできると思う。</p> <p>（→第3回説明資料2、質問2～4参照）</p>
6	<p>炉心シュラウド等のステンレス鋼の応力腐食割れは、低炭素ステンレス鋼の採用で問題が解決したと思われていたが、その後、予想、期待に反して、低炭素ステンレス鋼でも起こったので、より慎重な監視をお願いしたい。実施した対策について説明して欲しい。</p>	<p>（拝承）</p> <p>（→第3回説明資料2、質問6参照）</p>

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
7	遷移温度の上昇と40頁の温度管理の範囲の関係が分かりにくい。中性子照射脆化管理についての説明は何が問題か分かりにくい。もう少し丁寧な説明資料を用意すべきではないか。	40頁の説明で評価の途中のプロセスに関する説明が十分でなかった点があったかもしれない。改善していきたい。 （→第3回資料2、質問2参照）
8	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。その時に大事なものは携わる人の技術レベルの維持であり、是非これから配慮して頂きたい。	技術者の技能向上は、当社にとっても重要課題の一つと考えている。その取組について改めて説明したい。 （→第3回資料4）
9	平成17年3月の福島第一・3号機で起動開始時にトラブルが相次ぎ、17年4月に東京電力から根本的な改善対策が示されているが、その後どうなっているか。	改めて説明したい。 （→第3回資料5参照）
10	3号機の高経年化対策について、平成18年7月に県としての見解が示されているが、東京電力がこれまでどのように対処してきたかということについても説明を求めたい。	改めて説明したい。 （→第3回資料5参照）

4 耐震安全性について

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
1	同じ型の1F5と比較して耐震安全性が同等なのか違うのか、その理由を含めて説明を求めたい。 評価値が判断基準に対して余裕がないと、評価に用いる数値が変わる等により判断が変わる可能性がある。いろんな観点から評価することにより妥当性の判断ができる。そういう意味で他のプラントとの比較、特に違っているところの説明は大事。	今後、そのような点にも気をつけてわかりやすいものにしていきたい。 （→第3回資料1、質問3参照）
2	柏崎刈羽原子力発電所での観測波を使って概略評価をされたとの話だが、それらについても参考として示していただきたい。	資料としては、地震発生から2ヶ月後に公表しているので改めて示したい。 （→第3回説明資料1、質問5参照）
3	柏崎刈羽原子力発電所と福島第一原子力発電所の耐震安全評価では、どこが違っているのか。大きく異なる基準地震動等、わかりやすい説明を求めたい。	（拝承） （→第3回説明、参考資料3参照）

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
4	19頁で従来の簡略法による評価では判定基準を満足せず、詳細法による評価で判定基準内になったとあるが、丁寧に説明しないと、評価の方法によっていかようにでも結果を操作できると受け取られかねない。設計時の評価との違い等、分かりやすい説明を求めたい。	配管など、当初から詳細法により評価しているものもあるが、今回の評価は、作業の効率化のため基本的には応答倍率法（簡略法）による評価であり、基準を逸脱するなど問題が発生すれば、詳細法により評価を行う手順とした。 説明については、より分かりやすくなるよう努めたい。
5	旧指針に基づき、あるいは指針策定前に建てられたプラントで、なぜ、新指針が適用されても耐震安全性が確保されているか基本的な部分の説明を求めたい。	（拝承） （→第3回資料1、質問1、2参照）
6	工事計画認可時と今回の耐震安全性評価結果の比較で、地震を大きくしたにも関わらず評価値が小さくなっていることなど、（評価の）前提がどのように異なっているのか説明を求めたい。	改めて説明したい。 （→第3回資料1、質問2参照）
7	高経年化技術評価の中で経年劣化した設備については旧指針に基づき耐震安全性を評価しているが、新指針で評価するとどうなるかについて、概略説明を求めたい。	100%分かりやすい説明は難しいかもしれないが、改めて説明したい。 （→第3回資料2、質問10参照）

第2回福島県原子力発電所安全確保技術連絡会におけるコメント回答

平成22年7月7日開催
福島県原子力発電所安全
確保技術連絡会事務局

1 長期保管MOX燃料の健全性について

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
1	前回立入調査の際、異物混入対策が種々講じられていることを認識したが、結果的にどれくらいの効果があったのか。	<p>具体的に、異物混入の不適合が、対策を講じた前後でどれだけ減った、ということの数値的に示すのは難しい。ただ、異物混入防止対策を徹底して以降は、非常に少ないと考えている。</p> <p>異物混入の不適合はゼロとはならないが低減しており、今後も対策を徹底して、不適合発生の低減に努めてまいりたい。</p>
2	<p>資料123頁、質問20の許容されるアメリカシウム濃度について、専門家として答えは分かるが、県民の皆様がどう考えておられるかを念頭にした説明となっていない。注意が必要。</p> <p>質問21の判断基準の数値については、単に判断基準を下回っているということだけで、その有効数字とか基準である実効増倍率0.95に工学的な余裕を取っているという説明がない。他に44頁のドップラー係数の評価でも、精度がどうなっていて、どのような条件なら良いのか等、明示されていない。これでは何を言いたいのかきちんと伝わらない。</p>	<p>各数値のもつ意味について説明が不足しているというご指摘のとおり、誤差の余裕を含めていることがわからない説明となっている。</p> <p>解析コードにおいて5%の誤差を見込んでいるなど、数値の取扱いについては、気をつけて資料作成していきたい。</p> <p>（→第3回参考資料1の24頁、39頁、42頁～44頁、46頁、48頁、49頁、51頁、第3回参考資料2の39頁、41頁、50頁、62頁～65頁、70頁、73頁、74頁、76頁、82頁参照）</p>
3	資料117、118頁、質問15、16について、使用済MOX燃料の崩壊熱が20%程度増加するとあるが、燃焼度はどの程度のものを用いたのか。また、（使用済燃料を）運搬することが想定されるが、崩壊熱や線量の上昇によって使用済MOX燃料の輸送や保管に制限が発生するのか。	<p>使用済MOX燃料の評価にあたっては、平均的な燃焼度(33,000MW d/t)を用いた。使用済MOX燃料を輸送する際は、専用の輸送容器が必要であるが、そのキャスクの中に装填する体数を減少させること、また、使用済燃料プールにおける冷却期間を若干増やすことで発熱量が下がり技術的な問題はないと考えている。</p>
4	具体的には、どのくらい冷却期間が延びるのか。	<p>共用プールへの輸送は、設置許可上、19ヶ月以上冷却した燃料と規定されている。使用済の長期保管MOX燃料が19ヶ月冷却した（標準組成の）MOX燃料の崩壊熱と同じくらいなるには、さらに4ヶ月を要する。実質的には十分冷却したのから運ぶことになることから、特に問題とはならない。</p>

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
5	資料122頁、質問19の組成変化について、長期保管MOX新燃料の表面線量は、どのくらい高くなるのか。	長期保管MOX燃料を気中に上げたとしても、ガンマ線、中性子線が若干高くなるものの、気中で取り扱うことができないということではない。今回の点検においては、作業者の被ばく低減を踏まえ、水中で実施している。
6	使用済燃料プールそのもの（の健全性）については、高経年化対策の観点から質問することとしたい。	（了解）

2 耐震安全性について

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
1	資料2-2「福島第一・第二原子力発電所と柏崎刈羽原子力発電所における耐震安全性評価（基準地震動Ss策定）の相違について」はわかりやすく作成されていた。付け加えれば、断層の選定や断層の破壊過程の考慮、震源の方向性や伝播のプロセス、地盤の違いの影響評価や基準地震動の策定に際しても、それぞれに保守性を考慮していることをもう少し説明してもらえるとよい。 また、資料の最終ページで、「100万年に1回程度発生する」と記載されているが、捉え方によっては「もう99万9千年以上経っているから近年中に発生する」とも捉えられるので、「明日発生する確率は非常に小さい」という意図が伝わるような説明の仕方を工夫すべき。	了解しました。 (→第3回追加説明資料「基準地震動Ssの策定における安全側の配慮について」参照) (→第3回参考資料3、6頁)
2	双葉断層は37kmの活断層と判断する一方、相馬断層は活断層ではないと判断しながら、基準地震動Ss策定においては相馬断層も含めて活断層であることを前提に評価しているのはなぜか。	国へ中間報告した際、双葉断層は調査中であり、その後調査を進めた結果、実際は相馬断層を含まない短いものであったことが判明したとの経緯がある。 ただし、評価については、保守性を持たせたまま47.5kmの活断層であることを前提に評価している。

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
3	<p>双葉断層の南端以南は、断層そのものがあることがおさえられていて、その上に堆積している地層に変化がないので活断層でないと評価できるが、相馬断層の方は活断層ではないと完全に判断できない。段丘面が変形していないことなど理解できる点もあるが、断層そのものがおさえられていないこともあり、何をもち判断しているのか。</p>	<p>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、同面に変位・変形がないことをもち活動性は認められないと評価している。さらに、1カ所「鷲足地点」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。（→第2回資料2-3、27頁、28頁参照）</p> <p>鷲足地点の断層確認位置では、現在、土地改変にて原地形が消失しているものの、過去の航空写真からはM1面、M2面に変位・変形は判読されない。また、デジタルデータからも周囲の10～12万年前の地層に変位・変形は認められない。（→第2回資料2-3、29頁、30頁参照）</p>
4	<p>相馬断層が活断層でないことについては、もう少し分かりやすく説明できるよう工夫してほしい。</p>	<p>了解しました。</p>
5	<p>資料2-2最終頁の「発生頻度」だが、何のデータに基づいたものか。</p>	<p>双葉断層においては、福島県のトレンチ調査結果で8,000年～12,000年というインターバルのデータを参考にその中間の10,000年と記載。</p>
6	<p>9,990年前に起こっていれば、10年後に地震が来ることになる。図を見て希な地震と解釈して良いのか、誤解を招くのでは。実際の時間の経過を加味した表現があれば分かりやすい。</p>	<p>断層の最新活動時期は2,400年前、その前の活動時期は12,000年前であったことから記載したが、誤解を招くので、資料を修正したい。（→第3回参考資料3、6頁参照）</p>
7	<p>地下構造の地震への影響については、駿河湾における浜岡の事例に照らし合わせると1Fでは異方性が無い（地震波の到来方向による揺れの変化に大差はない）とのことだったが、柏崎刈羽と違い浜岡では浅い所での地下構造の違いが揺れの大きさに大きな影響を与えている。また地震波の到来方向により揺れのおおきに影響があることが分かっている。福島では、浜岡のような構造になっていないという理解で良いのか。</p>	<p>地質構造に関しては、福島でのボーリング調査の結果、富岡層は深度200mで、非常に単純な構造をしており浜岡のような複雑な構造は見られない。それより深い所では、1F地下では古い正断層が確認されているが、複雑な構造のものではない。2F地下においても緩やかな傾斜はあるが複雑な構造のものではない。また、観測結果から見た限りでは補正の必要がないものと考えている。以前の技連においても申し上げたことだが、平面的に見てもそれ程大きな差は無いと考えている。</p>

No.	コメント内容	回答及び参照資料 (→資料番号及び頁)
8	<p>1 F 敷地南東沖の海底に見られる正断層について、現在の応力場においては地震を発生させることは無いと判断されるとのことだが、その理由について明らかになっていたのかという点と、双葉断層の形成過程に関して、一千万年前から東西が圧縮されていたとの説明があったが、過去の地震の影響をどのように判読できるのか。</p>	<p>正断層の成因としては、地下の緩やかな山の部分の境界付近で重力の関係で相対的に引っ張られることによるものが推定される。(参考資料 2-2、186, 187頁)</p> <p>また、富岡層は北の方では薄く、南に行くほど相対的に地層が厚いことが確認出来る。沈下量は層厚が厚い所ほど大きく、薄いところほど小さくなるため、正断層の成因の一つとして、圧密沈下量の差異によるものが推定される。</p> <p>いずれにせよ、二百万年前にどのような地震があったかを裏付ける地層のデータは無いが、少なくとも逆断層により地震が起こった痕跡は認められていない。</p> <p>G P S 測地データで福島県の沿岸は東西方向に圧縮されており、内陸地殻では逆断層による地震が想定されるがその痕跡がなく、また正断層での大きな地震も起きていない。</p>

第3回福島県原子力発電所安全確保技術連絡会におけるコメント回答

平成22年7月12日開催
福島県原子力発電所安全
確保技術連絡会事務局

1 耐震安全性について

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
1	資料1、5頁、原子炉建屋の耐震安全性評価モデルでは構造物廻りの地盤の吸収効果を考慮して減衰率を設計時の5%から40%~70%と大きく考慮しているが、根拠は何か。中越沖地震以降の知見を踏まえて構造物廻りの地盤が改良され、地震時に構造物と周囲の地盤の剥離等の現象がなく十分に減衰効果が期待できるということか。	設計当時は動的解析モデルの知見が十分でない時代で保守的なモデルとなっている。その後研究開発も進み、観測記録のシミュレーションも行ってきたこと等を踏まえ、現在では概ねそうなるものと考えている。 地盤の剥離については、地盤の応答解析の中で地盤のひずみが1%にも満たない状況であり、NOVAKの方法が適用できると考えている。柏崎での状況も踏まえている。
2	資料1、7頁の3Ci設計に関し、静的地震力の具体的な数値は。	静的地震力は基礎上で言えば、0.48g、エルセントロ波は0.282g、タフト波が0.297g。（gは重力加速度）
3	資料1、10頁の原子炉建屋の耐震安全性解析モデルについて、地盤下200mの値は良いが、EW方向の表層の最大加速度等の値は正確なのか。地震動の増幅効果を3次元で合わせる事が非常に難しいことは重々承知しているが、説明を求めたい。	解析結果と観測記録が離れているようにも見えるがなかなか整合がとれず、なかには2倍程度の乖離が生じることもある。特に表層部分は地盤が軟らかいため一層、難しい。しかし、今回お示ししたデータは概ね正確に算出できたものと考えている。
4	静的地震力の0.48gは、資料1、4頁の加速度スペクトル図左端S _s -1H等と大体同じくらい。今回示された基準地震動S _s は建屋の底面レベルでは、お示し頂いた静的地震力と同じ程度であったと考えてよいか。	ほぼそのとおり。
5	評価モデルの妥当性については、最適評価に近い評価をしているということによいか。	サイトで観測された比較的大規模な地震の観測結果とJEA G（(社)日本電気協会が定めた電気技術指針「原子力発電所耐震設計技術指針」）に基づき素直に計算した解析値を比較すると、両者はよく一致したことから、ご指摘のとおりと考える。
6	資料1、17、18頁の設計時と今回の評価時のモーメントが大きく違うが、設計時にどういったモデルで算出したのか詳しく教えてほしい。	モーメントが異なる理由はなかなか分析し難い。まず、解析モデルについては、今回も設計時と同様、動的解析を行った。 地震の荷重については、設計時には様々な裕度を考慮し、保守的に設定したため、今回の数値を大きく上回っている。

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
7	今回の評価結果は弾性設計用地震動 S d を想定した場合の評価との比較もしたのか。その上でも問題ないということか。	今回は、大きく定められた基準地震動 S s 想定した場合のプラントの健全性を評価することを第一とした。最終的には、主要設備について弾性設計用地震動 S d による確認をすることとしている。
8	資料 1、23 頁の燃料集合体相対変位の挿入性の試験は、実態に合わせて燃料集合体 4 体を対象としたのか。また、90%以上挿入されるまでの時間は複数回試験した上での平均値か、再現性は確かか。	燃料集合体は 4 体を対象としている。また、試験回数は今正確な数値は把握していないが、変位毎に段階的に行っており、傾向としては正しいものと考えている。
9	参考資料 3、2 頁の仮想塩屋崎沖の地震の M7.9 における等価震源距離に 85 k m を採用した理由はなぜか。保守的な値をとるのであれば震源が近い 73 k m が妥当だと思うがどうか。	→（7 月 13 日現地確認時の回答） 等価震源距離は検討用地震の震源断層面を決めると一対で決まる値であることから、85 k m を採用している。なお、基準地震動は、不確かさを考慮して、「断層モデルを用いた地震動評価結果」及び「応答スペクトルに基づく地震動評価結果」の双方を上回るように策定している。
10	今回の資料でも様々な値をお示し頂いたが、精度やモデルには常に「不確かさ」が伴うもの。そのことに常に敏感になり、尤度や安全係数をきちんと説明して、可能な限り「不確かさ」を無くすよう努めてほしい。	（拝承）
11	資料 1、46 頁の柏崎刈羽 1 号機と 4 号機の観測波と 1 F 3 号機の設計波が大きく異なる理由は何故か。両者は特性が異なるということか。	46 頁の表の黒線は 1 F 3 について動的解析をした結果としての床応答の解析値であり、赤線は柏崎刈羽 1・4 号機について中越沖地震での実際の観測値なので、1 F 3 とは傾向が異なる。
12	（11 の回答に対し）建屋が異なることによる応答特性の違いと、設計用地震動と観測記録という地震動の違いにより、スペクトル形状が異なるという理解でよいか。	そのとおりです。
13	これだけ特徴の異なるデータを資料として提出する以上、その差異を説明する配慮をすべき。	（拝承）
14	資料 1、49 頁の津波に対する安全性については、環境モニタリング等も含め発電所のシステム全体として安全性が確保されているということか。	津波の影響について、水位が上昇した場合のポンプ等の機器の健全性は確認済み。水位が低下した場合の吸い込みに伴う影響についても対応手順を策定し、安全性は担保されると考える。現在、最新の潮位データ等を基に再評価中。

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
15	資料1、18頁の基礎ボルトの評価に用いる荷重の比較で、設計時というのはいくら前なのか。当時はわかりづらい安全率を使って数値に余裕を見込んでいたが、現在は技術が進歩したため、余裕を見込む必要がなく数値が低くなっている、という認識でよいのか。	詳細はわからないが、第1回工事認可が1970年であり、45年位前だと思う。 評価方法は設計時と同等の方法で実施しているものの、評価を行う際の計算や式については、1970年以降、様々な検討がなされてより現実的なものを使用している。
16	安全率はいわゆる裕度の考え方であるが、基礎ボルトについては、非常に神経質に設計していた記憶がある。技術の進歩により、安全率の数値が低くなることは理解できるが、当時の考え方を理解しないまま機械的に比較して良いのか。	設計当時、1F1号機・2号機とは異なり初の純国産化の号機ということもあり、実績を踏まえつつ、かなり保守性を持たせて安全率を設定していたと思う。
17	資料1、18頁の評価に用いる荷重の比較で、設計時と今回の評価時との数値の違いは、解析モデルの違いで、主に減衰の違いが大きいのではないのか。	理由は2つあり、ひとつは解析モデルの相違によるもの、もうひとつは評価に用いるモーメントの値について、解析値をそのまま用いるか、余裕を見込んだものを用いるかの相違によるものである。
18	資料1、18頁の耐震安全性評価は大型機器地震応答解析で算出された荷重をそのまま用いていて、設計時は大型機器地震応答解析で算出された荷重に余裕を見込んだものを用いているとあるが、そもそもここでいう大型機器地震応答解析結果は違うものという認識でよいのか。この記述だと同等の方法で行ったようになっているが、その違いが読み取れない	設計時には、当時の地震動に基づく地震応答解析結果であり、今回の耐震安全性評価では、基準地震動S _s に基づく地震応答解析結果となっている。
19	資料1、26頁の評価手法について、応答倍率法（簡略法）による評価結果が、全部基準値を上回っているものに限り詳細法による評価をした、という認識でよいのか。	26頁の評価対象設備については、基準値を上回ったため詳細法による評価をしたものではなく、配管など各部位によっては適さないものについて、詳細法による評価をしている。 （→参考資料：平成22年度第1回福島県原子力発電所安全確保技術連絡会資料「福島第一原子力発電所3号機の耐震安全性について」19頁参照）
20	平成に入ってから行ったシュラウド交換などに至った評価は、今回同様に旧指針に基づくものか。また今後、改良工事をする場合も、旧指針に基づく評価を行い、新指針に基づく評価結果を踏まえて設計する必要はないのか。	シュラウド交換等の国への認可手続き上は旧指針に基づいて評価することとなるが、実際には新指針に基づいて社内ですっかりと評価する。改造等も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。

3 高経年化対策について

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
1	<p>考え方としては了解。しかし、再生試験片使用の課題など、思いもかけない事が出てくることもある。今後も念入りに、予想しない事もあるということを念頭に置きながら進めてほしい。</p>	<p>拝承。</p>
2	<p>資料2、26頁の予測値と実測値の比較図の説明は不十分である。左図（監視試験変化量の予測値－実績値）については予測と実測が良く合っているという結果を示しているが、右図（実機の評価で用いられる変化量の評価値（変化量の予測値＋マージン）－実績値）は、特に第一回目のデータで、予測から大きく外れているというふうに見え、両者に整合性がない。左右の図のマージンのとりかたに違いがあることは承知しているが、素人目から見ると理解出来ない。左右の図は同一データであるにもかかわらず見た目が異なっていることに、地元の方がどう思うかを考える感性を持つ必要がある。</p>	<p>ご指摘の件については、今後、説明するうえで注意していきたい。</p>
3	<p>資料2、32頁のシュラウドSCC（応力腐食割れ）低減対策として、引っ張り応力除去など個々の対策の説明は良いと思うが、低炭素鋼への変更とかいろいろと対策を講じてきた経緯があり、その結果どうなったのか説明する感性を持つ必要がある。</p>	<p>ご指摘の件については、今後、説明するうえで注意していきたい。</p>
4	<p>資料2、2頁について、高経年化対策は予測しながら実施する評価であるが、予測が正しかったかを確認することが重要。早期に検知・対応可能とあるが、予測が正しいのか、漏れがないのかはどこでどのように判断しているのか。</p>	<p>全国で高経年化評価が終了している17プラントについては、原子力学会において、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。</p>
5	<p>高経年化に伴う劣化事象は1・4・5号機でも抽出されている。3号機単独ではなく、各プラントにおける抽出結果を相互比較してもよいのではないかと。</p>	<p>30年目評価の後の40年目評価結果も敦賀や福島でとりまとめており、これらを踏まえ経年劣化事象の抽出に反映していく。なお、不足する点は技術開発課題として引き続き研究を行っていくこととしている。</p>

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
6	<p>高経年化対策に係るノウハウについて、データベースを作成し、共有することは重要。一方でデータベースに依存し過ぎると、新しい知見を見逃すことも懸念される。各プラント毎に技術者が予測し、他のプラントと比較しフィードバックをかけることで人材育成が可能。高経年化対策では技術の継承、技術者レベルの向上も重要である。</p>	<p>電力各社の経験等を考慮し、各社の知見を標準化していくとともに、それに過度に依存することがないように取り組んでいきたい。</p>
7	<p>昭和40年当時、旧指針に基づく耐震安全性評価において、Asクラス（最重要）に分類される取水構造物については、塩害による劣化を設計で考慮していないように思うが、高経年化技術評価ではどう評価しているのか。</p>	<p>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ている。鉄筋の腐食によりコンクリート表面にひび割れが発生しないことを塩分濃度の実測や予測式により確認している。</p>
8	<p>コンクリートはサンプリングしているのか。予測はキャリブレーション（サンプリング結果を踏まえた微調整）しながら行っているのか。</p>	<p>コンクリートについてはサンプリングし、予測値とあ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。</p>
9	<p>資料2、47頁に関し、使用済燃料プールの漏えいについては、他電力のトラブル事例を踏まえ、施工時の問題ではあるが、経年事象としてもあり得るので監視を強化してもらいたい。</p> <p>使用済燃料プールに限らず、溶接不良等により、不具合が出てくる可能性もある。漏えい水監視用ガラス窓に溜まった水の放射能確認等、対策は万全なのか。</p>	<p>47頁に示すとおり、ファンネルに続く弁は閉止されているので、まず漏れたら運転員はファンネルのガラス窓を見、そこに水滴があれば分析する。分析の結果によっては、様々な可能性を検討し、さらに詳細な調査を実施するのが基本的な対応の流れとなる。懸念事項があれば他の調査結果と併せて検討することになる。また、使用済燃料プールは基本的に水抜きしないが、機器仮置プールなどは、定期検査が終了すれば水抜きするので点検することは可能。</p>

第4回福島県原子力発電所安全確保技術連絡会におけるコメント回答

平成22年8月4日開催
 福島県原子力発電所安全
 確保技術連絡会事務局

(1) 福島第一原子力発電所3号機のプルサーマル実施に係る技術的3条件の国による確認結果等について

ア 耐震安全性

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
1	資料4、2頁のI(2)①に「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」とあるが、違いはどの程度なのか、また、実強度と設計基準強度の違いはどの程度あるのか。	建屋応答に与える影響としては、実強度を用いた方がわずかな差(数%)であるが応答が小さい。しかし、安全性に影響するような差ではない。 コア抜きして調査したコンクリートの実強度は設計基準強度の1.5倍強ある。
2	資料4、1頁のI(1)②に関連して1F敷地直下の正断層の再活動の可能性はないのか。	参考資料3、20頁に示すとおり、1F敷地直下の正断層の上に、200~400万年前に形成された富岡層がほぼ水平に堆積しており、そこに活動形跡がない。したがって、再活動の可能性は無視できるほど小さい。
3	資料4、1頁のI(1)②に関連して1F敷地直下の断層は横ずれによる可能性はないのか。	これまでの調査データからは横ずれの兆候は見られないが、横ずれで動いたかどうか把握するのは困難。しかし、双葉断層北寄りの活動的な部分では、横ずれがある場合は鉛直方向の縦ずれ成分も認められる。このことを考慮すると、かなり密に実施した1F前面の海上音波探査結果で鉛直方向の変位に活動的な傾向が見られないことから、横ずれによる再活動は考えにくい。
4	どのように設計コードの検証を行っているのか。また、実際のプラントでの実証が大事だと思うが、どの程度の規模で実証実験を行っているのか。	建屋の例では、建屋と地盤との地震応答解析モデルの妥当性をNUPECの研究開発における実験データにてらして検証している。 コードの検証は場合によってはクロスチェックしている。実物大のプラントで実証実験を実施した実績はないが、実証データの必要なもの等については、工事計画認可の確認の中で必要に応じて検証している。

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
5	解析モデルによるシミュレーション結果の妥当性を実際のプラントの実観測波にてらして検証するべきではないのか。	2004、5年くらいから、比較的大振幅の観測データが得られており、これらのデータにてらして、これまでのモデルの妥当性を検証することは今後の研究課題。 浜岡5号機には、建設当初から原子炉格納容器等に地震計を設置しているので、実測値にてらしてシミュレーション結果の妥当性を検証するなど、出来るところからやっている。
6	解析コードの検証のクロスチェックはどの程度の規模で行っているのか。	工事計画認可の中で、重点的に確認すべきもの又は新たに採用した手法を取り入れた場合に行っている。ただし、バックチェックの際には、原子力安全基盤機構でクロスチェックしている。
7	参考資料3の24頁、「中越沖地震の知見反映について」に、1Fの「サイト周辺の地下構造が地震動特性に及ぼす影響は小さい」とあるが、レンズ状の地盤があり揺れが増幅した浜岡の例にてらして、見解はどうか。	浜岡の低速度層のレンズ状の地盤については中部電力が調査解析を進めている。 一方、福島サイトでは、これまでの地震観測記録から異方性が認められないこと、浜岡とはそもそも地層の成り立ちが異なることから、同様の要因による増幅はないと判断している。
8	評価手法に最新の知見を反映しているのだから、現時点で評価する場合には設置許可時の判断基準を用いるのではなく、最新の知見を反映した厳しい基準を用いるべきでないか。	指摘の点については、裕度の問題が一番大きいと思う。昨年から、裕度について定量的な評価が出来ないか安全研究を始めた。対外的に裕度をきちんと説明していきたい。 なお、法令上は設置許可時の判断基準により評価することとなる。ただし、バックチェックの際には、新耐震指針に基づく評価を参考資料として添付させ、確認するなどの対応を検討したい。

イ 高経年化対策

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
1	資料2-1の7頁にMOX燃料を採用することにより高速中性子量が2%増とあるが、この値は炉心平均なのか特定場所の値なのか。 保守的に評価する場合、炉心平均よりMOX燃料近辺の値を考えるべきかと思うがどうか。また、炉心平均値の2%を用いているのであれば、保守性を考慮した場合過少ではないか。	炉心の平均値である。 高速中性子の量が多い場所や量は炉心の組み方による。2%という値はご意見のとおりであるが、60年分をまとめて評価することに保守性を考慮している。

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
2	<p>資料7-1の7頁にあるように3分の1 MOX炉心を60年間続けるといふ評価だが、何故、残り30年で評価しなかったのか。60年先の予測と30年先の予測では予測精度が大きく異なり、不確かさが増すのでないか。</p>	<p>余裕を持って評価する上で、保守性ののりしろをどう取るかによる。60年先の予測式による解析結果は相当の保守性を考慮しており、感覚的には不確か性は大きくならない。</p>
3	<p>MOX燃料を採用することによる影響評価にあたって、中長期の圧力容器の照射試験片のデータは限られている。今後、どのようにデータを集め、予測式の精度を上げていくのか。</p>	<p>発電用原子炉設備規格の2007年版は2004年版に比べて精度を上げているが、データの量・質が十分ではない。これからもデータ収集に努めていきたい。</p>
4	<p>関係者にMOX燃料採用の歴史観が欠けているのでないか。その時々都合のいいような説明が出てくると地元の信頼は得られない。10年前とどう変わったのか、そのプロセスも含めて示して欲しい。</p> <p>原子力安全・保安院は、国全体としてきちんと指導していることを自ら分かりやすく示すことが必要。</p>	<p>大きな観点から御意見いただいた。予測式は最新の知見を反映するよう努めている。大局的な歴史観についてもきちんと説明していきたい。</p>
5	<p>資料7-1の8頁に、高速中性子量の増加に伴う耐震安全性についてはS2（旧指針）に基づき確認しているが、（注）に記載の腐食等の影響についてはSs（新指針）に基づき確認しているのか。両方を考慮していないのか。</p> <p>また、高経年化に伴う耐震安全性評価全体については両方を考慮していないのか。</p>	<p>法令上は、高経年化の影響が及ぶ部分については全てS2で確認することとされているが、主要機器については参考という位置付けで追加的にSsで確認している。</p> <p>バックチェックの最終評価では、高経年化技術評価の見直しという形で、全ての機器について高経年化の影響を加味してSsで確認する。</p>
6	<p>人材育成に関して、国の取組を具体的に説明して欲しい。人間の技術力の劣化への対策が大事。</p>	<p>現場技能者の育成、技能継承は、一義的には事業者が行うべきものではあるが、保全業務の実態を考慮すると下請け構造になっており、事業会社内の教育だけでは完結しない。このため、国としても平成18年から「原子力関係人材育成事業」（現場技能者の研修支援等）を実施し、これまで延べ1万数千人が受講している。</p> <p>また、研究機関、大学、高専等も含め、専門的分野も含め幅広く、次世代の人材育成を支援している。</p>

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
7	高経年化技術評価にあたって建設時の安全性を維持することが、最も安全側に立った判断。配管等について公称肉厚を少しでも割り込めば、建設時の安全性を確保できないと判断すべきか。そうであるなら、最小必要肉厚で評価するのはいかがなものか。	配管等については最小肉厚だけでなく、傷の存在などの厳しい条件を想定した上で建設時と同等の安全性を確保できると評価している。その辺の説明が不十分だと高経年化対策に不備があると誤解されるので、説明には気をつけたい。

ウ 長期保管MOX燃料の健全性

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
1	資料4、7頁（1）①に関して、評価値によっては、設置許可時と比べて安全余裕の幅が小さくなるものがあるが、安全上の問題がないことは十分理解するものの、評価手法や精度をきちんと説明することが必要と思うがどうか。 また、燃料装荷後にはどのような確認を行うのか。	評価手法については、長期保管MOX燃料にも適用できることを確認済み。制御棒価値の核設計コードについては、アメリカシウムの量が多い炉心構成である場合にも適用できることも確認済み。 まず、最大制御棒価値の1.0という判断基準と設置許可時の解析条件1.3の間に相当大きな差異があるのは保守性を考慮した結果。今回の評価値0.97は判断基準1.0に近いが、この値は、制御棒の操作手順に影響される。操作手順の変更で0.8に下げることが可能であることを確認済み。 また、燃料装荷後には保安検査官が取替炉心の安全性の評価結果を確認する。
2	燃料の使用前検査についてはMOX燃料を装荷する場合とウラン燃料を装荷する場合とで違いはあるのか。	同じである。
3	26サイクルの評価結果で制御棒の配置を変えると最大制御棒価値が低くなるなら、逆にそれ以外の場合には1.0を超えることもあるということか。 その場合は、使用前検査で十分確認されるということでしょうか。	最大制御棒価値は燃料配置に依存するので1.0を超えることはあり得るが、燃料交換ごとに社内基準である1.0以内で管理される。 なお、安全評価では、1.0に余裕をみて1.3という十分厳しい条件で解析を行い安全性を確認している。 原子炉の停止余裕度に関する安全性は使用前検査とその後の定期検査で確認する。
4	確認結果の概要版として公表された資料（別添資料）の中で、「立入検査で確認した範囲において」と記されているが、立入検査を実施しなかった項目については未確認ということなのか等、その真意について説明して欲しい。	ご質問のとおり、結論を簡潔に書きすぎた。報告書全体を通してみれば、事実関係、検査のプロセスの確認等について記述しているが、結論の記述について丁寧さが欠けたので、気をつけていきたい。

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
5	搬入後10年経過したMOX燃料については、今回のような県からの確認要請が無くとも国が当然、確認したと考えて良いのか。	そのとおりである。

（２）これまでの審議結果のとりまとめ

No.	コメント内容	回答及び参照資料（→資料番号及び頁）
1	最終報告において、3条件の確認結果それぞれに主な論点を4つずつ挙げている理由は何か。論点はもっと出ていると思うが、重要な点から4つ選んだと言うことか。 また、目次の3の（3）の③などに誤字がある。	審議内容はコメント回答集にほぼ全て整理されている。ここにあげたのは、県民の関心の高い事項、安全上重要な事項、各委員で議論が交わされた事項などから選んだもので、必ずしも安全上の重要度からまとめたわけではない。 誤字脱字等については、事務局で精査したい。
2	29頁のIVまとめの「1 3号機の耐震安全性」中に、「設計段階における評価」とあるが、今回改めて評価を実施したように誤解されるので修正願いたい。 また、8頁の「②建物、機器、配管系の耐震安全性評価について」中に「宮城沖地震」とあるが、「宮城県沖の地震」の誤りでないか。	事務局で確認し、表現を修正したい。
3	29頁のIVまとめに記載された文章に関し、記載内容に問題はないが3条件の確認結果それぞれの最初の文章が長く読みにくい。短く分けてはどうか。	表現を工夫したい。