

## 各委員からの追加意見・質問

委員	意見・質問
森委員	<p>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。</p> <p>(1) 四国電力による設置変更許可申請書(資料 )と調査審議する側の資料(経済産業省 =当日配付資料3-2、原子力安全・保安院、原子力安全委員会 =当日配付資料4-2)には、「設置変更に関わる安全性」が調査審議の対象であるにもかかわらず、耐震安全性が全く触れられていない。また、その理由も全く書かれていない。</p> <p>(2) 原子力安全委員会による(経済産業省 に関する)「意見について」(資料 =当日配付資料4-3)において、意見No.12と意見No.26が耐震安全性に関する意見であり、それぞれに回答が載せられている。内容は後述するが、審査で触れられていない理由は明記されていない。また、この意見と回答を示した文書の位置づけ(効力)がよく理解できない。当日配付資料4-1にも見出せない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 耐震安全性が全く触れられていない理由とその妥当性を確認する必要がある。</li> </ul> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「設置変更に関わる安全性」が問題になるのであれば、「設置に関わる安全性」を調査審議していた時代と現在では、耐震安全性に関わる科学技術面での新たな知見が著しく増え(特に兵庫県南部地震以降) 構造物や設備の耐震安全性評価に関わる認識は大きく変化している。したがって、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ることが必要と考えられる。</li> <li>・ 「意見について」(資料 )において、意見 No.26 は耐震設計審査指針の見直しがなされていることを指摘しており、それに対して回答は(その見直しが終われば)「既設の原子力施設については、事業者及び規制行政庁において、その検討結果を踏まえ、最新知見の反映として適切に対応されるものと考えています。」と答えている。期待(見込み)と確認とは異なり、安全性は事前に確認する必要がある。</li> <li>・ 部会の招集に伴う資料送付後の機会に初めて見た原子力安全委員会のホームページでは、委員会・分科会・WGの全ての会合の速記録や配付資料が公開されていることがわかった。審査指針の改訂に関しては、原子力安全基準・指針専門部会 耐震指針検討分科会が担っており、2001年7月に第1回会議が開催され、2002年2月から2004年4月までの3つのWGでの検討結果を踏まえて、2004年5月の第9回から2006年3月末の第41回までの22ヶ月間で33回という頻繁な会合で指針改訂が検討されている。特に、地震と地震動に関する改訂が大きな議論の対象となっている。2005年7月あたりから改訂版の骨子が出され、同年11月には本文および解説のテキスト原案が提出されている。</li> <li>・ 速記録によれば、地震・地震動WGには日本電気協会からの委員も参加しているので、電力会社にはほぼ同時に情報入手の体勢にある。したがって、早い段階から耐震指針の改訂の方向や内容がわかっていることが容易に想像される。よって、改訂審査指針(原案)が公開され5ヶ月が経過しようとする現在では、それに準拠した耐震安全性の検討がある程度なされていると考えるのが自然である。</li> <li>・ したがって、審査指針(案)に従った検討結果の提出を求めて、安全性の根拠を確認することが安全性判断には必要であると考えられる。</li> </ul>

	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 判決理由の内、耐震設計に関わる理由は次のように理解できる。(1)直下地震の想定規模が小さい、(2)考慮すべき特定活断層のセグメンテーションを考慮していない、(3)地震動を想定する手法に妥当性がない、という3点である。</li> <li>・ 想定すべき地震の位置・規模(マグニチュードなど)に関連する(1)(2)については、伊方原発の場合は該当せず、これらには現在の知見が評価反映されていると考えられる。(伊方原子力発電所第1、2、3号機の耐震安全性について、平成9年11月、資源エネルギー庁、資料(参考))</li> <li>・ (3)については、該当する可能性がある。なぜなら、判決の理由が、兵庫県南部地震の観測結果は地震動を想定する手法による評価結果が実際より過小評価される可能性があることを示したこと、平成17年の宮城県沖地震における女川原発の敷地内観測記録が想定手法による結果を上回ったこと、を根拠としているからである。</li> <li>・ 上述の資料(参考)では、想定手法の内、想定結果が想定条件に対する地震動を過小評価している可能性があること、そうであるとすれば想定に用いた方法論の問題ではなく想定に用いた個々のデータや計算手続きに問題がある可能性があること、想定手法の方法論は疑似速度応答スペクトル評価の方法論としては認知されているが加速度波形や最大加速度値を評価する方法論として精度は認知されているとは言えないこと、が指摘できる。この資料の背景となる検討内容の詳細を検討せずして安全性判断を下す妥当性をこの資料が有しているとは言えない。</li> <li>・ したがって、この資料(参考)の背景となる検討内容の詳細を記した資料提出を求め、それに基づいて耐震安全性が担保されるかどうかを判断するのが望ましい。</li> </ul> <p>参考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 当日配付資料4-1のp.15-16も資料(参考)の結果を用いて、「耐震性は確保されている」としており、ここで指摘する問題を抱えている。</li> </ul> <p>なお、愛媛県の平成14年度に発表した地震被害想定は、主に県内の人的・物的被害の全容把握を目的としたものであり、原子力発電所の耐震安全性を論じるには適切ではない。</p>
三島委員	<p>「なぜ、今、プルサーマルか」という問いに対して、「プルトニウムを貯めないという国際約束を守る」という説明だけでは、一般の人々が納得するかどうか疑問、より明確な説明ができないのか。</p> <p>「使用済燃料をそのまま貯めておくこと」と「再処理してプルトニウムを使うこと」のどちらが核不拡散上有利か、という問いに対して、より明確な説明が必要。</p>
有吉委員	<p>現地調査において、中央制御室、使用済燃料ピット、燃料取替用水タンク、MOX新燃料取扱装置などが調査されたと記述(意見No.28に対する回答)されているが、もう少し具体的内容を教えてください。</p> <p>運転時の異常な過度変化の解析・事故の解析において</p> <p>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。</p> <p>仮想事故解析について</p> <p>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。</p>

	<p>燃料中心温度評価について</p> <p>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。</p>
仲井委員	<p>1 .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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
菊池委員	<p>国の説明では、これまで計算の誤差については殆ど言及がなく、十分安全だという点のみが力説されているように受け取られる。</p> <p>どのような計算にも必ず誤差はつきものであり、一例をあげると、</p> <p>原子炉内の中性子分布の計算について、核分裂で発生する中性子の数をどうしたか 中性子の放方向をどう取ったのか(等方的にした?)、そのときの中性子のエネルギーはどのようにしたか、中性子の吸収断面積の値はどうしたか・・・など</p> <p>これら一つ一つの過程について誤差があるのが普通である。</p> <p>これらの誤差の集計(相対誤差の自乗を足し算して平方根をとる)が全体の誤差となり、これらの誤差を評価して、安全側に設計していると思うが、その際の安全余裕がどの程度にとってあるかあまり説明がなかったと思う。実際、前の技術専門部会で世界の原子炉のプロットが計算値と大きく外れているものについて委員から質問があったが、実際の条件と計算条件が違うためだという抽象的な説明であった。</p> <p>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。</p>