

第 58 回 福井県原子力安全専門委員会 議事概要

1 日 時：平成 22 年 2 月 13 日（土）13：30～15：30 頃

2 場 所：県庁 6 階 大会議室

3 出席者：

（委員）

中川 委員長、柴田 委員、安井 委員、田島 委員、飯井 委員、山本(章) 委員

（独立行政法人 日本原子力研究開発機構）

伊藤 理事 敦賀本部長代理、向 高速増殖炉研究開発センター所長、
弟子丸 高速増殖研究開発センター 技術部長、
池田 高速増殖研究開発センター 技術主席

（関西電力株式会社）

高杉 原子力事業本部 副事業本部長、後藤 原子力事業本部 原子燃料部長、
森 原子力事業本部 原燃品質・安全グループチーフマネジャー、
内田 原子力事業本部 原燃輸送グループチーフマネジャー、
木村 原子力事業本部 燃料技術グループマネジャー

（福井県）

品谷 安全環境部長、櫻本 原子力安全対策課長、岩永 原子力安全対策課参事

4 会議次第：

1）高速増殖原型炉もんじゅについて

- ・「もんじゅ安全性調査検討専門委員会」意見への対応
- ・施設の耐震安全性

2）高浜発電所 3，4 号機プルサーマル計画について

- ・MOX 燃料に係る輸入燃料体検査申請

5 配付資料：

- ・ 会議次第
- ・ 資料N o. 1－1 「もんじゅ安全性調査検討専門委員会」の審議経緯
(原子力安全対策課)
- ・ 資料N o. 1－2 「もんじゅ安全性調査検討専門委員会」の意見に対する対応
について ((独) 日本原子力研究開発機構)
- ・ 資料N o. 1－3 高速増殖原型炉もんじゅ 新耐震指針に照らした耐震安全性評価
安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価 ((独) 日本原子力研究開発機構)
- ・ 資料N o. 2－1 高浜発電所第3，4号機用MOX燃料に係る輸入燃料体検査申請
(第2回製造分) について (関西電力㈱)
- ・ 資料N o. 2－2 高浜発電所第3，4号機用ウラン・プルトニウム混合酸化物
(MOX) 燃料に係る輸入燃料体検査申請書の概要について (関西電力㈱)
- ・ 資料N o. 2－3 高浜発電所第3，4号機用MOX燃料調達(第1回製造分)の
実施状況について (関西電力㈱)
- ・ 参考資料1 高速増殖原型炉もんじゅに係る耐震安全性評価結果報告書
(改訂版)の提出について (原子力安全対策課)
- ・ 参考資料2 高速増殖原型炉もんじゅに係る安全性総点検報告書
(第5回報告)の補正について (原子力安全対策課)
- ・ 参考資料3 高浜発電所3，4号機のMOX燃料調達に係る輸入燃料体検査
申請の報告について (原子力安全対策課)

6 議事概要：

1) 高速増殖原型炉もんじゅについて（「もんじゅ安全性調査検討専門委員会」意見への対応）

（原子力安全対策課資料No.1－1の内容について説明）

（（独）日本原子力研究開発機構 弟子丸部長から資料No.1－2の内容について説明）

<質疑応答>

（柴田委員）

- ・私は、以前の「もんじゅ安全性調査専門委員会」に参加していたが、（委員会の意見に対して、）いろいろな対応がとられたが、その中でも県民の意見の中で関心を持たれたことがいくつかあった。例えば、通報の遅れが大変問題となっていた。当時は、FAXで情報を送るシステムとなっていたが、それ以降、世の中は大いに進展し、今ではインターネット等で情報が素早くやりとりできるようになっている。このように、通報関係で具体的な対応が行われているのかを伺いたい。
- ・当時、耐震についても県民の意見が多かったと記憶しており、後程、説明があると思うが、当時からすれば、格段に情報が公開されて安心度は増したと思う。

（原子力機構：弟子丸部長）

- ・通報遅れについては、ナトリウム漏えい事故時に通報が遅れたため、厳しい指摘を受けている。我々は、漏えい事故後、直ぐに連絡責任者を置いている。判断に迷う場合、（通報の）時間がかかることになるので、判断時間を如何に短くするか、また、色々な事象に対し、どういう形ですばやく判断できるかという改善をこれまで行っている。
- ・平成20年に発生したCLD不具合の時にも通報が遅れたことから、更なる改善として、判断基準の明確化を図ってきている。
- ・従来と同様、現在もFAXを使用しているが、判断に迷わないよう判断基準の明確化に取り組み、なるべく素早く情報発信をすることを努めている。
- ・連絡責任者は複数名おり、共通で同じような判断が出来るように、連絡責任者の会議を持ち、（判断の）レベルの統一、スキルの向上を図っている。

（柴田委員）

- ・連絡は今でも、FAXということか。

（原子力機構：弟子丸部長）

- ・FAXである。如何に素早く発信するかということを心掛けている。

（田島委員）

- ・資料No.1－2の8ページ最後にある「制御棒の4サイクルまで使用」とは、燃料を4回取り替えるまで使用できるということか。

(原子力機構：弟子丸部長)

- ・ここで言っているサイクルとは、運転サイクルのことであり、もんじゅの場合、燃料の1回取替で1サイクルなので、4回の燃料交換を行うまで制御棒を使うということである。
- ・なお、現状、制御棒は、1サイクルまたは2サイクルの使用としている。

(安井委員)

- ・資料No.1－2の5ページの(11)の対応の部分について、ナトリウム漏えい検出器の誤警報で色々心配することがあった。この資料では品質管理の問題とされているが、当時の状況を踏まえると品質管理だけなのかという感じがする。しっかりした原因究明という観点では、適切な言葉でないような感じがする。

(原子力機構：弟子丸部長)

- ・意見の中に、品質保証の向上ということがあったので、この点に関して我々が活動した内容をまとめている。ナトリウム漏えい検出器の誤警報については、原因究明を行った上で、品質保証の面だけでなく、機械的な問題点、設備的な問題点もあったので、原因究明を行った上で対応をとってきている。この資料では、意見に対し、このような活動を行ってきたという例を記載している。
- ・平成20年に（ナトリウム漏えい検出器の誤警報が）発生し、ナトリウム漏えい検出器の過去の不具合事例をいくつか反映していなかったということがあり、保守管理の面も課題として上げてあったので、保守管理に対する課題の対応という面から、ここに記載したということである。

(田島委員)

- ・（資料No.1－2の9ページの）緊急ドレンについて、熱衝撃に対し、設計上7回とあり、この7回の緊急ドレンに対して健全性を確保しているということであるが、7回とは以外に少ないような気がするが、相当、熱衝撃が大きいということなのか。また、この7回とは実測なのか、実験上なのか。

(原子力機構：弟子丸部長)

- ・7回とは、設計上の想定である。設計上7回の緊急ドレンを行った場合で、なおかつ最も厳しい熱の変化があった場合である。高速炉の場合、運転中は約500℃のナトリウムが循環している。一方、ドレンした場合、ナトリウムが排出される先のタンクは約200℃であり、約300℃の熱の差がある。この熱の差を最も厳しく見積もり、なおかつ7回の緊急ドレンを実施しても、機器の伸びや疲労上の問題がないということである。
- ・なお、起こり得ないと思うが、もんじゅの場合、（主冷却系統は）3ループであるので、各ループ7回として、その3倍を（緊急ドレン回数として）想定している。

- ・緊急ドレン回数は、過去の高速炉プラントのナトリウム漏えいの経験から想定している。実際にこの回数が起こるということではないが、もんじゅは、この程度の回数を想定したということである。

(飯井委員)

- ・資料No.1－2の7ページ「性能試験以降に対応していく事項」の(19)で、「機器の信頼性を高め、運転での安全管理、リスク管理の向上に努めるため継続的に研究」とあるが、その対応として、いきなり確率論的安全評価を行うというのは、少し内容が飛躍していると思う。できれば、機器の信頼性を高めるための研究そのもの、例えば、監視計器の信頼性を高める、あるいは、多重化出来ていない部分については、多重化出来るように設計を変更するといった事柄を含めて、研究を継続的に進めるといった内容にしていきたい。

(原子力機構：弟子丸部長)

- ・委員指摘のとおり、書き足りないところがあったと思う。我々は、最近導入した保全プログラムの中で、点検結果の反映や機器の信頼性向上等は当然行わなければならないこととしている。ここでは、トピックス的に記載している。

(山本(章)委員)

- ・資料No.1－2の6ページの(1)に、品質保証体制に関係することが記載してあり、人に係わる分野は重視することとされている。プラントの安全性は、最終的に人が担保するものなので、非常に重要な指摘だと思う。例えば、電気事業者では、プラントをトラブルなく動かすことが非常に重要であり、プラントを円滑に運転することに対して評価される体制に元々なっていると思うが、原子力研究開発機構は、どちらかと言えば、「研究」という名前が付いていることから判るように、「研究」がミッションになっている。その中で、プラントをノートラブルで動かすことに対し、きちんと評価される体制となっているのか。特に、現場の方が、プラントをノートラブルで動かすことに対し、誇りを持って携われるようになっていなければいけないと思うが、そういった観点で、何か活動や取り組みが行われているのであれば教えていただきたい。

(原子力機構：弟子丸部長)

- ・もんじゅの最大のミッションは、高速増殖炉の発電プラントとしての信頼性の向上であり、そのために、もんじゅの安全、安定運転が不可欠である。そういった点で、今までは停止していたが、今後、運転していく際には、いかに計画通り運転するかが最大のミッションだと思っている。そういったことをもんじゅの職員は心がけるとともに、色んな改善提案でプラントの予防保全的な改善に取り組む活動を通して、安全、安定運転につなげていくことが我々の使命だと思っている。

(山本(章)委員)

- ・もんじゅに直接関わっている方はそのとおりだと思うが、原子力研究開発機構の組織全体としてそういった意識が浸透していないと、現場の方が誇りを持って働ける雰囲気になかならないと思うので、是非そのような取り組みを今後も継続して行っていたきたい。

(原子力機構：弟子丸部長)

- ・承知した。

1) 高速増殖原型炉もんじゅについて（施設の耐震安全性）

((独)日本原子力研究開発機構 池田技術主席から資料No.1－3の内容について説明)

<質疑応答>

(山本(章)委員)

- ・今回の評価の範疇から外れるかもしれないが、地震波が入ったときの炉心の反応度がどれくらい変わるかについて、新しい地震波で解析した結果があれば、教えて欲しい。
- ・また、今回、非常に広範囲に亘る解析が行われているが、解析の品質保証の体制がどのようなになっているか教えて欲しい。

(原子力機構：池田技術主席)

- ・数値は覚えていないが、反応度の評価を行っている。どのような評価かというと、(旧耐震指針の) S 2 地震動の場合と同様、横揺れした際、非常に保守的な仮定をして、全部真ん中に(燃料が)寄ってしまった時に、どれくらい反応度が投入されるかという評価である。また、上下で揺れるので、少し炉心支持板が動くことになり、制御棒が挿入されていて、(炉心支持板が動き、燃料が)上に行く時は、(反応度は)下がるが、(燃料が)下に下がった時は、(反応度が)投入されるので、燃料全体が下がった時にどれくらい反応度が投入されるかを非常に保守的に評価して、問題のないことを確認している。
- ・品質保証体系については、電力会社も同じであるが、J E A C（日本電気協会技術規格）が改訂され、品質保証が取込まれている。もんじゅも品質保証体系を保安規定に取込み、品質保証を行なっている。今回の耐震安全性の評価は、メーカーが行うのがほとんどなので、調達管理の一環として品質保証を行なっている。発注仕様書の中で、発注先に対し、原子力機構として要求する品質管理を記載している。各メーカーまたは建物を設計するゼネコンは、J E A Cの要求を把握しており、各社が品質保証体系

を持っているので、きちんと品質管理を行なえるようになっている。

- ・我々としては、品質保証について、定期的に品質監査を行なっている。毎年ではないが、3年に1回というように（メーカー等の）順番を決めて監査に行き、品質記録を確認している。確認にいかない場合は、図書の提出をお願いし、図書上で確認している。
- ・今回の耐震については、600 ガルの時にメーカーの監査を行い、（品質保証活動の）確認を行っている。

（山本(章)委員）

- ・J E N Sの方で、ダブルチェックが一部行われていると思うが、どれくらい（の施設に対して）行われているか教えて欲しい。

（原子力機構：池田技術主席）

- ・J E N Sの方でクロスチェックを行っており、原子力安全・保安院の委員会では主要機器について、もんじゅと同じやり方で評価をしている。クロスチェックを行ったのは、一次系配管、二次系配管、制御棒挿入性、補助冷却設備のエアクーラー関係である。同じ解析を行い、ほとんど差がないという結果となっている。
- ・一方、J E N Sは独自の解析も行っている。J E N S独自の解析は、建物からモデルを組み直してクロスチェックを行っているので、その結果、我々と違う床応答となり、かなり2次系配管に厳しい結果となっている。このため、大丈夫なのかという意見が出されたが、極限解析を行い、2次系配管にどのくらい余裕があるのかを確認し、先程のティー部の所で2倍程度の余裕があることを確認している。

（飯井委員）

- ・資料No.1－3の37ページの表を見ると、発生値には応答スペクトル波と断層モデル波の2種類に対する結果が記載されている。基本的には、どちらの波を使っても似たような応力値が得られているが、一次主冷却系の循環ポンプの吸込口やポニーモーター駆動装置取付ボルトについては、5割程度の差が見られる。本日は説明がなかったと思うが、この辺りについて今後説明いただきたい。
- ・同資料の5ページに「評価対象設備と評価手法」の表が記載されている。本委員会に出てくる資料というか結果については、基本的に規格基準は満足しているというものであると理解している。そういう意味で、この委員会での審議のポイントは、規格基準を満足している場合、技術的観点から、どう安心に繋がっていくのか、安心できるのかといったところの評価、視点が必要ではないかと思っている。こういったカテゴリーがある訳だが、その許容値の持つ、実力に対する安全余裕、安全率のようなものがあれば明示的に説明いただきたい。具体的には、構造強度であれば、材料の実力値に対する許容値は、明確に安全率が設けられているので、こういったものを説明されれば安心に繋がっていくと思う。一方、動的機能維持評価であれば、例えば、同資料

68 ページにポンプの動的維持機能確認試験結果があるが、ポンプ軸受が焼き付いたり、壊れるというところまで実験ができておらず、この条件ではうまくいったという実験データがベースになっている。よって、これについては、今後、実力値に対してどの程度余裕があるのか、許容値がどの程度余裕があるのかということも含めて丁寧に説明いただきたい。例えば、軸受の焼き付き面圧等であれば、今の時代、計算から求められると思うので、必ずしも不可能ではないと思う。

- ・ 今後、更に説明される際、例えば、同資料5 ページの表で、評価方法は色々あり、結果的に余裕のあったものについての評価が応答倍率法であったと思うが、そういうことであれば、詳細な解析、より現実的な解析・手法等、また、より現実的な許容値といったものを比較する形で、説明していただきたい。

(原子力機構：池田技術主席)

- ・ 断層モデル波と応答スペクトル波（による発生値の違い）については、具体的にスペクトル形状を見ないと定量的な説明ができないので、今後、示したいと思う。基本的には床応答スペクトル形状が違うため、発生値に差が出ているということである。
- ・ 現実的な許容値については、技術基準で定められており、評価としてはこれで終わ리だと思っている。実態として、材料の強度を見た時、引っ張り強度の2/3という値を使用している。2/3なのでまだ1/3程余裕がある。引っ張り強度にどれくらい余裕があるのかについては、J I Sのミルシートを見ていただければわかるが、引っ張りより更に数割、3割程度の余裕を実際の材料は持っている。どこまで余裕があるのかについては、かなり難しい話であると考えており、一例を取って説明させていただきたい。

(飯井委員)

- ・ 国の規格基準を満足しているからそれでいいというのではなく、我々がどう安心してよいのかということ、できる範囲で技術的にきちんと説明して欲しい。
- ・ 極端な話、国に対して規格基準を満足していることを報告したという説明であれば、ここで紹介してもらう必要はない。発生値が、どの程度実際の実力に対して余裕があるのか、特に、許容値とは、そもそも建設当時に設定されたものであると考えられるので、(設計地震) 荷重が増加していった場合、許容値がどの程度実力を持っているのかをきちんと説明していく必要があると考えている。

(原子力機構：池田技術主席)

- ・ 趣旨は理解したので、次回、例を挙げて説明したい。

(安井委員)

- ・ 飯井委員の意見と関連すると思うが、同資料 77 ページで評価基準値と発生値に近いものが多い。炉内構造物、2次主冷却系主配管、補助冷却設備主配管、蒸気発生器な

ど、結構重要な設備が、（評価基準値と発生値とが）かなり近接しており、少し心配な印象を受けた。

（原子力機構：池田技術主席）

- ・材料の許容値にかなり余裕があるので、評価基準値に対して、ぎりぎりであっても、まず壊れないということが基本的な考え方である。
- ・一方、材料許容値に収まらなかった場合、どうなるのかということについては、最近、機械学会の方で新しい基準があり、極限解析、リミットアナリシスという解析がある。これは、完全な弾塑性体と見なしてどういう崩壊をしていくかというところでの崩壊荷重を求める手法である。なお、崩壊荷重と言っても材料物性値を保守側に設定しているため、必ずしも（実際の）崩壊荷重ではないが、崩壊荷重に対して一定以上の余裕があるので良と判断する評価手法である。
- ・例えば、配管評価の場合、評価基準値は、 S_m 値（設計応力強さ）の 3 倍としているが、アメリカの基準では、配管であれば S_m の 6 倍としている場合もあり、倍の値を使って崩壊しないとされているので、今の評価基準値というのは、かなり保守側の値と理解している。
- ・次回、このような説明をしたいと思う。

（安井委員）

- ・他の仮定が全部正しければ、それでも良いが、色々曖昧なファクターが重なって出てきた結果なので、許容値以下だから OK とするのは、都合の良い論理だと思う。次回説明いただきたい。
- ・また、同資料 25 ページの複雑なモデルについて、モデル化の確からしさということはどうやって確かめているのか。モードを（用いて最大応答値を）決めるわけだが、モードが正しく計算で実際に求まるのか。

（原子力機構：池田技術主席）

- ・モデルと合うかについて、全部（の配管系）については確認していないが、一部については、据え付け時に振動試験を行い、固有周期などを測定している。委員が言われるように、確かに、合わないところがあるが、それは、温度が低いことや変位量が少なくスナッパの変位が異なるといった話があり、そのような部分で、きちんと計算と合わなくなっている。ただ、ズレ（の原因）はある程度判っており、それを考慮した上で評価すると、ある程度整合するようになる。

（安井委員）

- ・地盤の減衰について一言述べるが、平成 22 年 2 月 2 日（もんじゅの耐震安全性評価結果報告書改訂）段階で、地盤の減衰定数を 200m 以浅を 3 %、200m 以深を 0.5 % としている。私の意見は、以前、この委員会でも発言したが、200m 以浅でも 1 ~ 2 %

程度であると考えている。これについては、多くの学者がおられるから、私の意見を
ごり押しする気はないが、地盤の減衰を 200m以浅で 1 %あるいは 2 %とした時に、
今の裕度の話に関係するが、バックインパクトはあるのか、ないのか。以前、説明が
あったかもしれないので、私の勘違いかもしれないが、200m以浅で 1 %程度とした
場合に、評価基準値すれすれとなっている値が大丈夫なのかどうかを、コメントとい
うか調べていただきたい。

(原子力機構：池田技術主席)

- ・地盤減衰については、以前、説明しているが、観測記録に基づき、それに合わせるよ
うに地盤モデルを設定している。表層の減衰定数が何%になるかということは、必ず
しもはっきりしているわけではないが、表層の減衰を小さくすると深部は大きい減衰
としなければ(観測記録と)整合しないということがある。このことは国の方でもか
なり議論となった。一方、表層の地盤減衰をどうするのかということについては、現
在の知見で、地表近くの数値構造のゆらぎ現象の影響を受けて地震増幅が小さくなる
(地盤減衰が大きくなる)という文献の記述があるので、それを使って一応 3 %とい
う値を与えている。(事業者は、P S 検層の速度の不均質の大小と見かけの減衰定数の関係等
を参考にして 3 %としている。)

(安井委員)

- ・その話は理解している。入力のスเปクトルというか、活断層から評価した入力地震動
の値が変わってくる、つまり、今、一生懸命やられた耐震安全性評価結果の元になる
入力の大きさが変わるのであるから、(浅部の地盤減衰を) 1 %としても、問題がな
いということを示していただきたい。

(原子力機構：池田技術主席)

- ・1 %で評価したデータはない。

(安井委員)

- ・この評価を全部やり直すのは大変だと思うが、定性的に、大きな見方で説明出来ると思
う。

(原子力機構：池田技術主席)

- ・先ほども説明したが、評価基準値を満足しているということで、評価している。ただ、
物が壊れるか壊れないかというところで、先ほど説明した極限解析を用いれば崩落部
の弾性性能の極限領域までもっていくので、そのところに余裕が出てくる。そこま
での余裕を使えば、地盤減衰が少し上がった程度では、大丈夫だと思う。ただし、評価
をしていないので、定量的には言えない。

(安井委員)

- ・言葉だけではなく、手計算でもよいので示して欲しい。

(原子力機構：池田技術主席)

- ・資料として配付していないが、配管のティーのところで極限解析を行ったものがある。これは、機械学会に定められた手法に従って行ったもので、弾完全塑性体にして、このようなカーブで物が変形するということに対して、荷重値をどんどん上げていった場合に何処で壊れるかという…。

(安井委員)

- ・一般的なことではなく、入力にどのようにインパクトがあるのかということ、もう少し具体的に説明して欲しい。

(中川委員長)

- ・減衰定数 1 %では評価していないのではないかと。今、安井委員が聞いているのは、減衰定数を 1 %にした時に、機器の固有振動数の一連のスペクトル強度がどのくらいになり、その場合に機器の安全性は確保されるのかということであるので、全部の機器についてでなくとも、いずれかについて、地盤減衰定数が 1 %でも壊れることはないということが示されれば、非常に安心だということである。

(安井委員)

- ・入力スペクトルの段階で、話は終わるかもしれないので、機器まで振らす必要はないかもしれないが、その程度は評価して欲しい。

(原子力機構：池田技術主席)

- ・趣旨は承知した。

(田島委員)

- ・同資料 75 ページ基準地震動が記載してあるが、例えば、78 ページの原子炉容器の固有振動数の位置は、床応答スペクトルのピーク位置に近いのかどうか分からないが、この山は、入力による山なのか、あるいは共振の影響がどのくらい入っているのか。また 7 ページに固有振動数の誤差等を考えて $\pm 10\%$ 振幅を拡幅するという説明があった。原子炉容器の固有振動数が 0.082 秒と正確に書いてあるが、(もし固有振動数が)大きくずれていて共振するようであれば大変なことだと思うが、共振の影響がどのくらい床応答スペクトルに入っているのかを教えて欲しい。

(中川委員長)

- ・正に共振の問題そのものである。

(原子力機構：池田技術主席)

- ・床応答スペクトルのピークが出ているのは、建物の内部のコンクリートの固有周期が0.13秒ぐらいにあり、その床応答が出ているため、地震動を入れるとこの部分が高くなる。これは機器ではなく建物側の共振である。

(田島委員)

- ・原子炉容器の固有周期は、0.082秒と書いてあるが、もっと（ピークに）寄った場合、揺れは大きくなるということか。

(原子力機構：池田技術主席)

- ・共振の影響があるので、元々はもっと凸凹した床応答スペクトルであるが、固有振動数等の精度や誤差を含めて、ピークに対して±10%拡幅して包絡するスペクトルとしている。固有周期のピークは、機器側でも建物側でもずれる可能性があり、それを設計上は±10%見ておけば十分であるとの判断で、±10%拡幅した床応答のスペクトルを設定しているということである。

(中川委員長)

- ・建物の固有振動数のピークのところに、固有振動数が一致するような機器は設定しないという理解でよいのか。

(原子力機構：池田技術主席)

- ・基本的に剛設計としている（のでピークからは外れている。）。例外的に排気筒のように非常に長いものは、どうしても長周期帯になるので、ピークをずらしたところが固有周期となるような設計を行う。今回、排気筒の耐震裕度向上工事を行ったが、排気筒の固有周期の二次ピークが建物の固有周期と近くなっているので、制振装置を付け、揺れを長周期にずらした耐震裕度向上工事を実施した。

(田島委員)

- ・±10%の拡幅で本当に大丈夫なのか。先ほどの構造計算の説明を聞いているとかなり心配になるが、拡幅の大きさをもっと大きくしても大丈夫なのか。

(原子力機構：池田技術主席)

- ・±10%については、機械側ではなく、建物側でどうなるかを色々と議論しており、例えば、コンクリートの物性が少し違うと固有周期がずれるということがあるので、そういうものを考慮した時にどの程度振れるかを考えた上で、設計基準として決められているものである。

(中川委員長)

- ・もんじゅに関しては、「もんじゅ安全性調査検討専門委員会」が平成 15 年にとりまとめた意見に対して、原子力機構の取り組みについて説明を受けた。
- ・原子力機構においては、この委員会の報告書がまとめられた以降、改造工事、工事確認試験、プラント確認試験等を実施していく中で、9 項目の意見に対応を図ってきたことは確認できたと思う。一方、9 項目の中には性能試験再開以降に対応していく事項や継続的な研究開発により対応していく事項もあるので、このようなものについては、引き続き真摯に対応していただきたい。本日、委員からは、例えば、機器の信頼性はソフトの問題ではなくハードの方できちっと研究を重ねていくべきであるということ、また、安全安定な運転に関し、特に原子力機構の場合は研究開発が中心であることから、こういう原子炉の安全安定運転ということに対しては、どうしても研究者的観点で考えてしまいがちではないかと思われるので、運転についてももう少しきちっと考えておく必要があるという意見が出された。勿論、安全安定運転については十分考えていると思うが、そういう意見にも真摯に対応していただきたい。
- ・耐震関係については、大体、本日の説明で、構造物の耐震安全性は一応安全な方向の結果が出ているということであるが、幾つかまだ不確定なところもあるため、その辺について全部でなくてもよいので、1, 2箇所について、例えば、地震動の減衰定数、表面層での減衰定数を現在 3%にしているものを 1%にした場合、どうなるかということなどを補足説明して欲しいとか、その他、地震時に反応度がどう変わるのかという説明が十分でなかったと思うので、その辺についても今後説明していただきたい。
- ・もんじゅの耐震安全性については、現在、国の委員会で保安院の評価案が審議されているところであり、今後その結果について審議したいと思う。
- ・更に、2月 10 日には原子力安全・保安院による原子力機構の安全性総点検報告に対する評価結果が取りまとめられ、今後、原子力安全委員会のもんじゅ安全性調査プロジェクトチームの確認が行われると聞いている。当委員会では、今後、国の評価結果についても審議していくこととしたい。

2) 高浜発電所 3, 4 号機プルサーマル計画について

(関西電力(株) 後藤原子燃料部長から資料No.2-1~2-3の内容について説明)

<質疑応答>

(山本(章)委員)

- ・資料No.2-3で説明のあったこと(木くず等の確認)は、どちらかと言えば、安全性に影響のない、枝葉の話だと思う。この件については、再発防止対策がしっかり行

われて結構だと思うが、このような枝葉の話に注意が集中して、本来、注意を払うべきところに注意が行かない事態にならないようにお願いしたい。

(関西電力株)：高杉副事業本部長)

- ・品質活動に注意して行いたい。

(中川委員長)

- ・第1回目（製造時）の自主検査で、不適合となるものが発生したが、今後、同様なことが発生しないようメロックス社の対応を確認したとのことであるが、自主検査は、今まで通り実施するということか。

(関西電力株)：後藤部長)

- ・しっかりと実施していく。

(中川委員長)

- ・2回目となる MOX 燃料の輸入燃料体検査申請について、検査体制は、前回と同様、原燃工とメロックスということである。また、前回の製造時に自主検査を一部満足しなかったことの対策として、製造作業を一部見直すなど、品質保証活動が行われており、当委員会としては、申請内容には特に問題がないと考える。
- ・プルサーマル計画について、今後も、当委員会としても、節目の工程において報告を受け、必要に応じ審議することとしたい。

以上