

原子力安全・保安院「7号機の設備健全性評価に係る
報告（機器単位の設備健全性）」に関する委員ご質問

- 1 小岩委員ご質問
- 2 鈴木委員ご質問
- 3 黒田委員ご質問

1 小岩委員からのご質問

- 1) 原子力安全・保安院 は、健全性評価の基本的な方針として、以下のように述べている。

「中越沖地震を受けた柏崎刈羽原子力発電所の設備健全性については、技術基準適合性の観点から、その構造について全体的な変形を弾性域に抑えること及び各設備について技術基準上要求されている機能が維持されていることが要求される。」(p. 7)

東京電力から提出された報告書は「8%までの塑性ひずみは材料特性に影響を与えない」から、「微小な塑性変形があっても機能が維持されていればよい」という立場で書かれている。「その構造について全体的な変形を弾性域に抑えること」という基本方針に反すると思うが、どう考えるか？

- 2) 保安院は 追加指示に係る評価のうち、「(5) 点検で判定できない損傷やひずみを検知する手法の検討」(p. 30～)において以下のように述べている。

東京電力は、ほう酸水注入系、非常用ガス処理系などについて、有意なひずみが生じていないことを確認することを目的として硬さ測定を実施している。具体的には、同一の配管系の中で、地震応答解析の結果、裕度の少なかった部位と裕度の大きかった部位について測定し、比較を行っている。測定の結果、両者間において有意な差は確認されなかった。

なお、保安院は、念のため塑性変形が顕著に表れているろ過水タンクについて測定を指示し、その結果を確認したところ、座屈した部位は健全な部位に比べ相対的に硬さが大幅に上昇しており、塑性変形が生じた場合は、ひずみの検知が可能であることが確認された。よって、保安院は、地震応答解析の結果、許容値を満足する部位において、硬さ測定により検知できるひずみが確認されていないので、地震により材料特性に影響を与える塑性ひずみは発生していないと判断する。

一方、材料特性に影響しない程度の微小な塑性ひずみについては、当初の材料加工時等に発生する硬化のバラツキの範囲内に収まってしまい、この手法によって検知することは難しい。ただし、これらのバラツキの範囲内に収まるような微小な塑性ひずみであれば、設備の健全性には影響しないと考えられる。

以上のことから、硬さ測定については、設備健全性評価の定量的な判定に利用することは難しいと考え、目視点検や非破壊試験と併せて、補完的に活用していくこととする。

以上の記述に関して、以下の3点についての見解を伺いたい。

- ① 上記の文章には「有意なひずみ」、「有意な差」という表現が見受けられる。「有意」の意味を明確に述べるべきである。

新潟県 設備健全性・耐震安全性に関する小委員会において、数次にわたる

質疑の結果、硬さ測定により検出できる塑性ひずみの大きさは鋼種によって異なり、2-4%程度*であることが明らかにされた。したがって、硬さ測定によっては、2-4%以下のひずみは検出できず、「その構造について全体的な変形を弾性域に抑える」という要求を満たしているか否かは判定できないと言うべきである。

* SUS304 約3%, STS480 約4%, STPT410 約3%, SFC2B 約2%

② 「ろ過水タンクについて測定を行い、座屈した部位は健全な部位に比べ相対的に硬さが大幅に上昇」していたことをもって、あたかも一般的に「塑性変形が生じた場合は、ひずみの検知が可能である」ことが確認されたかのように述べている。塑性変形量を明示せずに、ひずみの検知が可能であるかのごとく述べるのは誤解を招きかねない。

③ 「地震により材料特性に影響を与える塑性ひずみ」という表現が用いられているが、「材料特性」とは具体的に何を指すのか？

新潟県 設備健全性・耐震安全性に関する小委員会において、東京電力は「8%の予ひずみをを受けた材料の低サイクル疲労強度」の実験結果を根拠に、「8%までの塑性ひずみは材料特性に影響を与えない」と一般化している。しかし、疲労強度に話を限定しても、実験室において均一な塑性変形を予備的に与えた材料に関する結果を、地震動により衝撃的に不均一な塑性変形を受ける可能性のある部材の特性を推定するのに適用できるか否かは明らかでない。応力腐食、ひび割れ、照射損傷など原子炉環境下にある材料に対して、地震による塑性ひずみがどのような影響を与えるか、慎重に検討すべきである。

2 鈴木委員からのご質問

1) 別添1

① 15 ページ

上から 6 行目 「(略) 等の適した点検手法が選ばれていることを確認した。」

燃料集合体については、「適した点検手法」と言えるかどうか、疑問があります。東電「機器レベルでの点検・評価報告」の当該箇所に対しても同様な指摘をしました。(注参照)

② 同ページ

上から 12 行目「東京電力が提示する外観目視点検は、設備の有意な変形を検知するのに有効であり、地震により許容値を超えるような大きな荷重がかかった場合に想定される部材の変形・破断・割れ等の機能喪失の検知も可能である。」

「実際の荷重は許容値を超えず有意な変形箇所はなかったにもかかわらず、東電の方法では損傷の有無を敏感に検知できた」という意味だと思いますが、少なくとも残留熱配管系の箇所については、「検知も可能である」と簡単に言い切ることはできないはずで

③ 30-31 ページ

「保安院は、地震応答解析の結果、許容値を満足する部位において、硬さ測定により検知できる歪みが確認されていないので、地震により材料特性に影響を与える塑性歪みは発生していないと判断する。」

この文章は少しおかしいですね。「許容値を満足する部位において、硬さ測定により検知できる歪みが確認されていない」ことから、「地震により材料特性に影響を与える塑性歪みは発生していない」ことが直ちに導かれるのでしょうか。保安院は、どの程度の塑性歪みならば、どの様な材料特性上の影響があると判断されているのでしょうか。これに関して、保安院は東電にもより定量的な説明を求めましたか。

(注)

東電報告書 添付資料 1、90 ページ「40」 燃料体」への鈴木委員の質問略記

「(略) 燃焼度を考慮して抜き取りにて目視点検を行う。」とありますが、どの様な抜き取り(率)で、どの様な目視検査方法か、不明です。

- ・ 目視で何がどこまでわかるのでしょうか。集合体を分解して燃料棒 1 本ごとに外観検査を行ったのでしょうか。
- ・ その集合体の炉心の位置と「地震の影響」との関連は具体的には何ですか？
- ・ そもそも、燃料集合体を保管しているプールには損傷はなかったのでしょうか。

- ・ プール水の放射能レベルやFP濃度などは、集合体をプールへ移動保管後、常時モニターしていると思いますが、その結果を開示すべきです。

同じく添付資料2 158 ページ「40」 燃料体」 への鈴木の質問略記

(2) ②目視点検「(略) 燃料棒の崩壊熱除去可能な形状の維持に影響を及ぼす燃料棒の変形、及び制御棒そう入性に影響を及ぼすチャンネルボックスの変形等の異常が確認されたものは、見受けられなかった。」とありますが、燃料棒の検査基準は「崩壊熱除去可能な形状の維持」なのですか。いったん地震を受けた燃料集合体は再使用しない、ということでしょうか。

3 黒田委員ご質問

「東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所7号機の設備健全性評価に係る報告（機器単位の設備健全性）」（2008年10月3日）について質問します。私は今回の報告書では以下のような理由から7号機の設備健全性が保たれているとは断定できないと考えています。それらに関して保安院の考えをご教示願います。

「7号機の設備健全性が保たれているとは断定できない」と考える理由

1. 保安院は、設備健全性評価の基本方針として、「技術基準適合性の観点から、その構造について全体的な変形を弾性域に抑えること」を掲げている。この方針に照らしてみたとき、「7号機設備健全性評価報告書」は不備であると考えられる。
2. 第一に、弾性域を超えた塑性変形を検出するのに最も有効だとした硬さ試験法の精度から、2-4%までの塑性変形を検出する方法がないこと。2-4%までの塑性変形が疲労特性に影響がないとしても、座屈などの他の破壊モードに影響がないとはいえない。
3. 狭隘部あるいは埋設などの理由によって代替点検が行われているが、放射能が高いあるいは測定機器が設置できないなどの理由で、硬さ試験のみならず目視試験を含む他の非破壊検査を実施できない箇所が残り、塑性ひずみがないことを確認できていない可能性がある。
4. 地震応答解析で、設計基準値ぎりぎりの値がいくつか出されており、JNESの解析では越えている箇所もある。これらの箇所については、追加点検や追加解析の必要性があるとしているが、上記の理由でそれが十全に実現できていない。
5. 一つの号機だけの健全性評価では、地震影響の全体像を把握できない。他の号機の結果と比較検討して結論を出すべきものである。7号機の健全性評価の結果は、塑性変形を起したか否か、どちらとも断定できない言わばグレーゾーンにある。7号機のみでなく、他の号機を含めて柏崎刈羽原発の地震影響の全体像を把握すれば、その総合的知見によって、このグレーゾーンの幅が小さく出来ると考えられる。一つの号機の結果から健全かどうかの判定を急ぐのではなく、全体を把握してから判断すべきだと考えるのは、そのような観点からである。