

**福島第一原子力発電所
福島第二原子力発電所
新耐震指針に照らした耐震安全性評価(中間報告)
コメント回答(その2)**

平成 22 年 2 月 22 日
東京電力株式会社

1 基準地震動S_sの策定に係る部分

(1) 基準地震動 S_s の年超過確率とは、どういう意味か。

↓

(回答)

ある振幅を超える地震動が 1 年間あたりに発生する確率を表している。例えば、「500Gal 以上となる地震動の年超過確率が 1×10^{-4} 」である場合、10,000 年に 1 回の割合で 500Gal 以上の地震動を経験するという計算になる。

2 施設等の耐震安全性評価に係る部分

(1) 今回用いられた地震応答解析モデルでは、建屋と底面・側面地盤との相互作用を考慮したとされているが、福島第一原子力発電所 1～4 号機のように各プラントが近接する場合の影響は無視できるのか。

↓

(回答)

当社の最新プラントである柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号機の設計時に、原子炉建屋に隣接して存在する周辺建屋（コントロール建屋、タービン建屋）が、原子炉建屋の振動性状に及ぼす影響を検討している。

それによると、二次元有限要素法を用い、6 号機原子炉建屋～コントロール建屋～7 号機原子炉建屋（NS 方向）、7 号機原子炉建屋～7 号機タービン建屋（EW 方向）の連成解析を行い、原子炉建屋が単独で埋め込まれた場合の解析結果と比較することにより、周辺建屋の影響を検討している。その結果、周辺建屋の影響は比較的小さく原子炉建屋が単独の場合の応答値と同等であることが示されている。

以上より、柏崎サイトと同様の軟岩サイトで埋込みを有する福島サイトにおいても、プラントが近接する影響は無視して建屋の地震応答解析を実施している。

(2) 基準地震動 S_s に対する耐震壁のせん断ひずみの評価基準値（JEAG4601）の根拠は何か。 2.0×10^{-3} の状態では、壁はどのような状態になるのか。

また、評価基準値に達しなくとも、壁の微細なひび割れが生じ、設置機器・構造物に影響を及ぼすことはないのか。

↓

(回答)

原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008) によると、 2.0×10^{-3} の許容限界 γ_a は終局点 $\gamma_u (=4.0 \times 10^{-3})$ に 2 倍の安全率を有するように設定したものである。また、この終局点のせん断ひずみ度 γ_u の値は、実験から得られた鉄筋コンクリート造耐震壁の終局せん断ひずみ度を整理し、実験値のバラツキや下限値を参考に定められたものである。よって、耐震壁のせん断ひずみが 2.0×10^{-3} の状態では、せん断ひび割れが発生しているものの、RC 耐震壁の構造性能は損なわれていない状態である。

また、 $\gamma_a (=2.0 \times 10^{-3})$ は機器の支持機能等に対する機能保持限界との関係についての検討も実施されており、機能保持限界との対応も考慮されたものとなっている。そのため、せん断ひずみが 2.0×10^{-3} に達していない、微細なひび割れが生じている状態でも、支持機能は確保されており、設置機器・構造物に影響を及ぼすことはない。

- (3) 原子炉建屋のせん断ひずみで、福島第一原子力発電所 4 号機と 6 号機は他号機と比較して大きいことについて、4 号機は耐震壁の厚みの違いということであったが、6 号機はどのような理由からか。

↓

(回答)

福島第一原子力発電所 6 号機は BWR マーク II であり、マーク I である 1～5 号機と炉型が異なっている。

1～5 号機の原子炉建屋は外壁で囲まれた「ロの字型」のボックス型耐震壁が主体の建屋構造となっている。一方、6 号機の原子炉建屋は、クレーン階から 2 階までは「ロの字型」のボックス型耐震壁が主体の建屋構造であるが、1 階から地下 2 階は「ロの字型」のボックス型耐震壁の内側に、さらに内壁で囲まれたボックス型耐震壁がある「回の字型」のダブルボックス型耐震壁が主体の建屋構造になっている。

6 号機の原子炉建屋は、上記の建屋構造であるため、上階の重量とせん断断面積の比 ($\Sigma W/As$) を考えた場合、2 階が他階に比べ、大きくなっている。このため、耐震壁のせん断ひずみは、2 階部分でやや大きくなっている。また、2 階部分の $\Sigma W/As$ を他号機各階の $\Sigma W/As$ と比較すると、他号機が 1,000～2,500 程度であるのに対し、6 号機 2 階は 3,500 程度と大きくなっているため、当該箇所のせん断ひずみが他号機と比べて、大きくなっている。

- (4) 構造強度評価で、福島第一原子力発電所 4 号機では、主蒸気系配管の応答値 (詳細評価値 296MPa) が判断基準値 (309MPa) に対して極めて裕度が少ないが、解析精度や不確実性も踏まえ、それでも安全性が十分に確保されているといえるのか。評価方法 (応答倍率法による評価・詳細評価) を説明すること。

↓

(回答)

配管の評価方法や構造強度評価の裕度については、「福島第一原子力発電所 福島

第二原子力発電所 耐震設計上重要な機器・配管系の耐震安全性評価（中間報告）に関する説明資料」を参照願います。

○構造強度評価の解説資料：Sh.7～19

○機器・配管系の評価概要解説資料：Sh.20～29

○構造強度評価の裕度について：Sh.39～45

(5) 構造強度評価で、福島第一原子力発電所4号機では、主蒸気系配管の応答値の裕度が少ないのは、配管部位のどこがクリティカルなのか。

↓

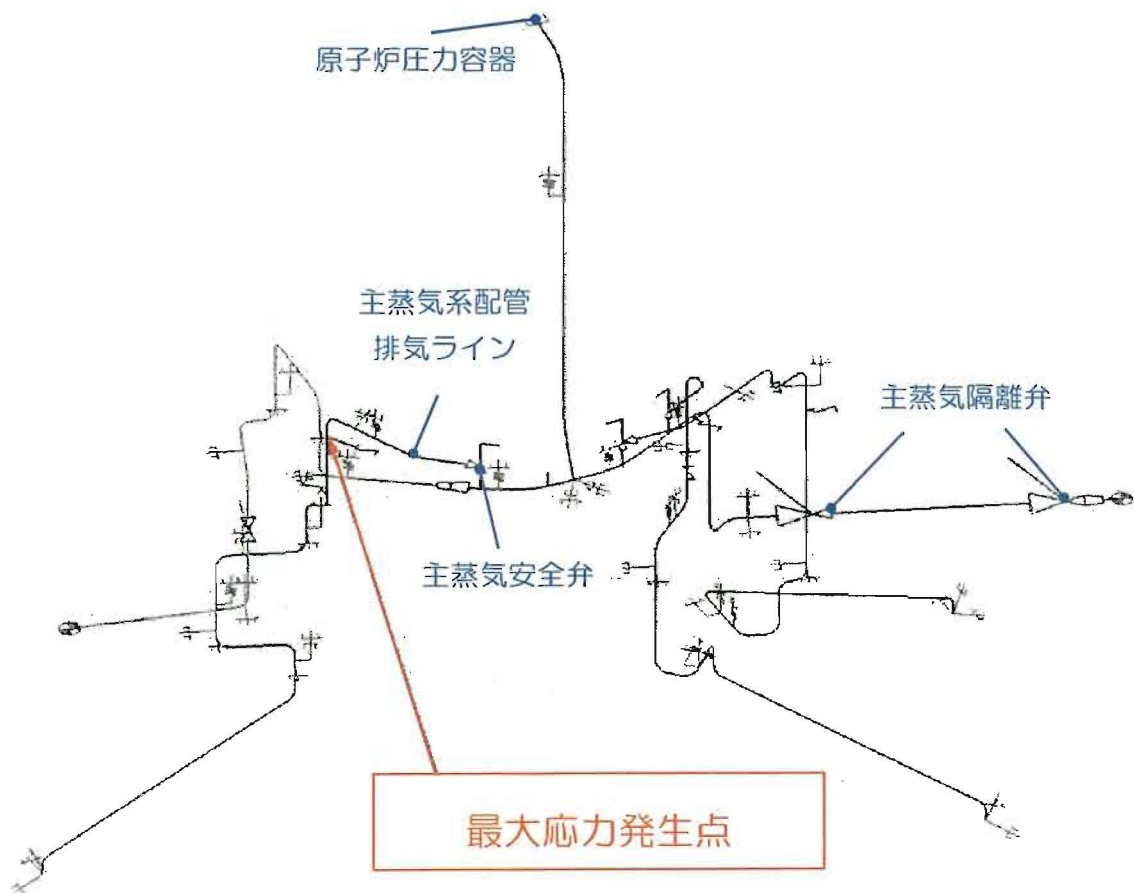
(回答)

該当部位は、主蒸気安全弁の排気ラインである。（下図参照）

この部位には、原子炉压力容器の圧力が上昇し主蒸気安全弁が作動した時に排気された蒸気が流れる。この蒸気の圧力等により応力が発生する。この応力に、地震により発生する応力が加わった場合、当該部位に記載のような応力が発生する。

しかし、地震が発生しても、基本的には原子炉圧力が上昇するような事象が発生することは考えにくく、中越沖地震発生時の柏崎刈羽原子力発電所の運転プラントでは、制御棒が緊急挿入等により、原子炉圧力は低下している。

このように記載の応力は、厳しい条件を考慮して評価している。



主蒸気系配管の最大応力発生点

(6) 構造強度評価で、基礎ボルトの評価は全て基準値を満足しているが、ボルトの締め付けの評価(緩みがないことの確認)はどの様に行い、どの様に保障されているのか。

↓

(回答)

定期検査期間中の点検において、直接目視検査により、機器の変形、芯合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、部品の破損、脱落及び機器表面における異常の有無を確認している。

(7) 一部の配管系の耐震安全性評価について、原子力発電所耐震設計技術指針と異なる減衰定数を用いているのはどのような理由からか。

↓

(回答)

実験等により妥当性が確認されている減衰定数を用いている。

○原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1991 追補版)には、
「実験等に基づきその妥当性が確認された場合は表 1.2-1※と異なる設計用減衰定数を用いることができる。」

との記載がある。

※設計用減衰定数の一覧表

○「新耐震指針に照らした既設発電用原子炉施設等の耐震安全性の評価及び確認に当たっての基本的な考え方並びに評価手法及び確認基準について(平成18年9月20日 原子力安全・保安院)」(以下、バックチェックルール)には

「地震応答解析を実施する際の減衰定数は、既往評価で使用されている値の他、実験等で妥当性が確認されている値等を設定することができる。」

との記載がある。

(8) 制御棒の挿入性に関する判断基準となっている「40mm以内」の根拠は何か。

動的機能維持評価で、制御棒の挿入性を評価しているのに対し、相対変位のみをチェックしか行っていないのはなぜか。現実の地震時に、制御棒の動きがどの様になって移動し、壁との接触がないか、接触があっても機能には問題がないかということを確認すべきではないのか。この部分については、どの様に評価しているのか。

↓

(回答)

制御棒挿入性の評価は、地震時に燃料集合体の中央部が変形することを想定し、その状態においても制御棒が規定時間内に挿入できることを確認するものである。基準値としている40mmについては、実規模大の試験装置を振動させて問題なく挿入されたことを確認された時の燃料集合体の変位量を根拠にしている。また、試験後において制御棒の外観に有意な変化がないことを確認している。

制御棒挿入性評価に関する詳細については、「福島第一原子力発電所 福島第二原子力発電所 耐震設計上重要な機器・配管系の耐震安全性評価(中間報告)」に関する

説明資料」を参照願います。

○制御棒挿入性評価の解説：Sh.30～38

- (9) 原子炉建屋の耐震安全性評価では、設計基準強度ではなく実強度を用いているが、どのようなデータを解析に用いているのか。(福島第一原子力発電所で 35N/mm^2 の値を採用するのは妥当か。)

↓

(回答)

耐震安全性評価で使用するコンクリートの強度として、過去に行った高経年化技術評価等の圧縮強度試験で得られたデータから、バラツキを考慮し平均値を小さめに丸めた値を採用している。

また、新潟県中越沖地震に対する柏崎刈羽原子力発電所の健全性評価においては、コンクリートの実強度を用いたシミュレーション解析を実施しており、より実状に近づけることで概ね地震観測記録を再現できるという知見も得られている。したがって、耐震安全性評価において、コンクリート実強度を用いることは、従来の評価実績および最近の知見の考慮であり、妥当であると考えている。

圧縮強度試験データ分析結果

設計基準強度	22.1 N/mm
試験体数	373 本
平均圧縮強度	37.4 N/mm ²
採用値	35.0 N/mm ²