

ご質問に関する回答

Q1. 発電所を設計、建設した時の運転年数の想定は何年か。想定年数を記述した文書等はあるのか。あればどのような文書で、どのような記述になっているのか。

また設計、建設時の基準地震動は180ガルだったのか。現在、新規規制基準に対応して最大1009ガルに上げるとされているが、格納容器や圧力容器、燃料プールはどのように耐震化工事する考えか。

A1. 原子炉設置許可申請書等発電所を設計・建設した際に、運転年数の想定を記述した文書等はありません。

東海第二発電所の建設時には、基準地震動の考え方はなく、建屋底面レベルに地震動を規定していました。その際に用いた弾性設計(*1)用地震動が180ガルでした。ご質問にある基準地震動(1009ガル)は、標高-370mの解放基盤表面レベルに基準地震動(Ss)を規定しています。このように、建設時と現在は地震動を規定しているレベルが異なっているため、単純に地震動の大きさを比較することはできません。

今後、耐震裕度向上工事も視野に入れ、原子力規制委員会の確認を得た基準地震動に対して発電所の機器・構造物の健全性評価を行います。

*1 弾性設計：建物が地震力を受けた際に、元の状態に戻るよう設計を行うこと。

Q2. 新規規制基準適合性審査項目以外に経年劣化による劣化を想定している事象があるのか。あれば、どのような内容か。

A2. 新規規制基準適合性審査については、新しい規制基準に照らし、きちんと適合していることを国に確認して頂く必要があり、そのための必要な安全対策工事を行うものです。

一方劣化状況評価については、原子炉等規制法に基づき、原子炉施設の安全性を有する機器・構造等を対象とし、これまでの運転経験や最新知見等を踏まえ、腐食、疲労損傷、減肉が発生していないか、今後の運転で経年劣化事象が発生しないか等を評価するものです。

なお、東海第二発電所については、運転開始後30年を迎える前(2007年11月)に60年間の運転期間を仮定して機器・構造物の健全性評価を行い、必要な保全計画を策定し当時の原子力安全・保安院へ評価書を提出し了解を得ています。

今後も10年を超えない期間ごとに再評価を実施することにより、発電所の機器・構造物を健全に維持できるものと考えています。

Q3. 新規制基準適合性審査について、2017年4月28日45回目審査現在、公表されている主要な審査項目33項目に対して、「概ね妥当」が10項目、「実施中」が12項目、「未実施」が11項目と示されているが、審査は何割程度進捗していると考えているか。

A3. 2014.7.4の審査会合において、申請内容に係る主要な論点（合計28項目）が示され、これまで合計46回（2017.5.12現在）行われている。

地震津波関係では、主要な審査項目である基準地震動Ss（1009ガル）及び基準津波（17.1m）が概ね妥当と評価されている。プラント関係では、審査過程で抽出された以下の論点4項目の対応方針（※）について、概ね規制委員会の理解が得られていると判断している。

なお、これらの項目、審査状況は当社の解釈によるものであり、今後の審査に応じて変更となる可能性がある。

（※）①津波PRAを踏まえた敷地に遡上する津波

（第411回審査会合（H28.10.27）参照）

②可搬型重大事故等対処設備の保管場所

（第424回審査会合（H28.12.22）参照）

③防火シートによる非難燃ケーブルの難燃性能確保

（第455回審査会合（H29.3.23）他参照）

④Mark-II型格納容器の特徴を踏まえた有効性評価（MCCI及びFCI（SE））

（第465回審査会合（H29.4.27）参照）

ここで、審査が何割程度進捗しているのかということについては、原子力規制委員会の判断に依ることから、事業者としての発言は控えさせていただきます。まずは足元の適合性確認審査への対応をしっかりと行っていくことが基本であると考えています。

Q4. 運転期間延長認可の申請までに、新規制基準適合性審査の結果が示されている必要があると考えているのか。

A4. 繰り返しになりますが、新規制基準適合性審査の結果については、原子力規制委員会の判断に依ることから、事業者としての発言は控えさせていただきます。まずは足元の適合性確認審査への対応をしっかりと行っていくことが基本であると考えています。

なお、法律上は運転期間延長認可の申請と新規制基準適合性審査は別の手続きとなるため、並行して進めることが可能です。

Q5. 運転期間延長認可の申請に必要な評価（以下「特別点検」）を4月以降に実施するとしているが、新規制基準適合性審査に「合格」してから特別点検を実施するのか。それとも、審査状況に関わらず特別点検を実施するのか。実施の場合、点検開始・終了時期や点検に要する期間の見通しはどれくらいか。

- A5. 特別点検の実施については2017.5.10付にて、5月中旬から実施することを公表した。
特別点検の終了時期や点検に要する期間の見通しについては、具体的にいつまでと現時点で言えるものではありません。

Q6. 第21回定期検査(2005年)でシュラウドサポート部に3ヶ所の応力腐食割れを確認後、第24回定期検査(2009年)までに計38ヶ所が確認されていると認識しているが、第25回定期検査を含めて各検査時の腐食割れ確認数と改善・予防保全の対処経過、腐食割れ発生要因はどのようなものか。これまで確認した腐食割れ部は、すべて高圧力噴射による鋼材塑性変形で表面応力を改善させる対処を講じているのか。その他の対処が実施された実績があるのか。腐食割れを生じさせない方策があるのか。運転を再開すると腐食割れの発生増は避けられないのか。どの程度の腐食割れを運転可能の範囲と想定しているのか。

- A6. 前回第24回定期検査において、確認されたひび割れに関する評価とその後の対応に基づき、第25回定期検査において、目視点検や超音波探傷試験により継続検査を実施しました。

この結果、溶接線のひび割れの進展は、前回の構造健全性評価の範囲内であることを確認しました。(平成24年1月19日お知らせ)

また、第25回定期検査で、シュラウドサポートについて応力腐食割れに対する予防保全(ウォータジェットピーニング)を実施しました。

なお、発電設備の応力腐食割れに対しては、高経年化評価のなかで技術評価を行います。

Q7. 圧力容器中性子脆化について、監視試験片が4セットしか設置されていないのは、当初長期間の運転を想定していなかったからではないか。5回目以降の試験はどのように行うのか。試験片の再利用を問題ないとする根拠は何か。再利用について規制委員会は了承みなのか。

また、4回目までの試験結果について、照射脆化の程度は中性子のトータルの吸収線量に比例するという仮設の上に多くの判断がなされているが、特に溶接影響部にその仮設では説明できない試験結果が出ている。それは測定の変動と考えているのか、他の理由があればどのようなことか。

- A7. 監視試験片のセット数(監視試験用3セット、加速試験用1セット)については、建設当時の技術基準(発電用原子力設備に関する構造等の技術基準を定める告示)に基づき、原子炉圧力容器の使用期間中に3回の試験ができるように設定したものです。

(別紙A7①)

現段階では5回目以降の試験について具体的な計画はありませんが、試験片の再生については、電気協会の電気技術規程（JEAC4201 2007 [2013年追補版] 附属書C）に規定されており、国の技術審査を経て、技術基準（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準）においてエンドースされ、その適用が認められています。

なお、電気技術規程（JEAC4201-2007 [2013年追補] 附属書C）については、旧独立行政法人原子力安全基盤機構が発行したJNES-SS-0601「原子炉圧力容器監視試験の再生に関する調査報告書」（2006年4月発行）を参考にされたものであり、技術的にも問題はないと考えています。

（別紙A7②）

JEAC4201-2007の解説に「不純物成分が低く抑えられた原子炉圧力容器鋼材については、中性子照射脆化に対する感受性は低く、中性子照射量が比較的小さい場合は、顕著な脆化傾向が現れず、遷移温度の移行量が負の値を示すこともあり得る」との記載があります。（※）

また、溶接熱影響部の組織は溶接時の熱履歴により狭い範囲で複雑に変化します。

今回の溶接熱影響部の関連温度（-30℃）は、過去の監視試験結果よりも低い値となっていますが、これは上記のとおり東海第二の原子炉圧力容器鋼材の不純物濃度は低く抑えられていること及び中性子照射量が比較的小さいことから顕著な脆化傾向が現れず、溶接熱影響部の組織に起因する試験のバラつきが現れたものと考えています。

なお、溶接熱影響部の関連温度は、母材及び溶接金属と同様に低い温度（負の値）で推移しており、中性子照射による破壊靱性の低下（照射脆化）が生じていないものと判断しています。

※【参考】（JEAC4201-2007 解説-SA-3430-1より）

「一方、近年では、製鋼技術の進歩に伴い、鋼材の銅、りん等の不純物成分が極めて低く抑えられるようになってきており、原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する感受性は低くなってきている。このため、原子炉圧力容器から取り出した監視試験片が受けた中性子照射量が比較的小さい場合には、顕著な脆化傾向が現れず、照射前後の衝撃試験の結果に有意な差が生じ得ないことがある。このような場合には、遷移領域におけるデータの変動により、照射後の遷移温度の移行量が負の値を示すこともあり得るが、これは中性子照射による破壊靱性の低下が生じていないものと解釈される。」

Q8. 電気ケーブルについて、現在使われている主なケーブルはどのような製品か。製造から 40 年近く経ったケーブルの劣化について、主なケーブルの種類ごとに劣化をどのように評価しているのか。

また 2016 年 10 月に東電が発生させたケーブル火災事故に鑑み、使用中の OF ケーブルを CV ケーブルに交換すべきと考えるがどうか。

あわせて、今年 1 月に発生した、ケーブル追加の際に火花が発生したトラブルについて、「金属製のメッセンジャーワイヤーを用い既存のケーブルが活線状態で作業した」と説明しているが、メッセンジャーワイヤーを使用したというのは事実か。また労働安全衛生規則では、作業者の感電防止のために事業者がとるべき措置を定めているが、この作業においてとった措置を「作業指示書」(またはそれに類するもの)によって明らかにされたい。

A8. 電気ケーブルについては、発電所では CV ケーブルが主に使用されています。ケーブルの耐用年数については、使用環境により左右されるものであり、一律に耐用年数を決められるものではありません。

当社においては、適切な保全（定期的な絶縁抵抗測定等）を実施しており、健全性を確認しています。

また、東電のケーブル火災と同様の OF ケーブルについては、東海第二発電所においても 275kV 系の起動用変圧器や 154kV 系の予備変圧器回路で使用していますが、適切な保全（定期的な絶縁抵抗測定や絶縁油分析等）を実施しており、健全性を確認しています。

なお、使用中の OF ケーブルについては、今後、計画的に取替を実施します。

ケーブル敷設作業中における火花の確認事象については、当該ケーブルの敷設作業にあたり、作業要領書に記載した安全上の措置として、当該ケーブルの接続先の電源を隔離し、作業者の感電防止を図りました。その後、既にケーブルが敷設された狭隘な電線管に新たなケーブルを敷設する際に、先端が金属製のメッセンジャーワイヤー（*2）を使用したことにより、既に敷設してあったケーブルの被覆が傷つき、放電による火花が発生したものと推定しています。

対策として、狭隘な電線管にケーブルを敷設する作業においては、ケーブルを傷つけないように樹脂製のメッセンジャーワイヤーを使用することとし、現場の状況に応じて既存のケーブルの電源を切った上で作業を行うこととしました。

なお、作業指示書（当所における作業要領書）につきましては、契約に関する事項であり、知的財産に関する内容が含まれていることから、開示についてはご容赦下さい。

* 2 メッセンジャーワイヤー：敷設するケーブルを引き込むためのワイヤー。

Q9. 防潮堤による津波対策について、津波高さだけでなく津波の運動量と、想定を超えた場合に備える余裕の加味等について、どのような考えで防潮堤を建設する考えか。

また、敷地北側の防潮堤工法を「セメント固化盛土構造」から「鋼管杭鉄筋コンクリート壁構造」に変更するとの説明について、当初盛土構造とした理由と、今回地盤が液状化しないと判断したデータ内容、及び変更に対する規制委員会の審査状況、工法変更による工事期間や工事費用がどう変わるのか。具体的な予定金額及び工事の進捗状況と今後の工事予定スケジュールを示されたい。

A9. 防潮堤の津波対策における津波荷重については、防潮堤がない場合の浸水深を3倍した津波波圧を考慮する方針としている。

防潮堤の構造の変更に関して当初盛土構造とした理由は、敷地北側の堆積層が厚い区域では、液状化の有無により杭基礎の成立性が左右されるためです。

今回地盤が液状化しないと判断したデータ内容については、現在社内で整理中であり、今後、規制委員会による審査会合の場で順次説明させて頂くこととしています。

また、工法変更による工事期間への影響については、盛土構造の場合と比べて工程が大きく変わることはないと考えている。

工事費用については、私契約であるため回答は差し控えさせていただきます。

Q10. 核燃料保管対策について、現在敷地内にある燃料棒の数（こちらの認識は2,929体）と、そのうち乾式貯蔵施設（以下「ドライキャスク」）に貯蔵されているもの（15基に915体）と燃料プールに入っているもの（再装填764体と使用済み1250体）の現状の数。ドライキャスクを24基製作する現計画では最大でも1,464体しか貯蔵できないことになるが、貯蔵しきれない燃料はどう対処するのか。使用済み燃料の増加に対応して青森県に計画されている「リサイクル燃料貯蔵センター」への移送見通しがあるのか。

A10. 現在、発電所で保管している燃料（燃料集合体の体数）は下記のとおりです。

- (1) 使用済み燃料 2,165体
 - ①燃料プール 1,250体
 - ②乾式貯蔵容器 915体
- (2) 原子炉から取り出した燃料 764体（燃料プール内）
- (3) 新燃料 188体（燃料プール内）

発電所の使用済み燃料は構内貯蔵しつつ、状況に応じ、青森県六ヶ所村の再処理工場（2018年度上期事業開始予定）又は同県むつ市のリサイクル燃料備蓄センター（2018年後半事業開始予定）へ搬出します。

Q11. 昨年発生した燃料プールへの海水混入の事故について、伝熱管にどのような不具合が生じて海水が混入したのか、燃料プールと圧力容器内に混入した海水の推定量を明らかにした上で、その原因と対策を示されたい。また、熱除去に海水を使用することへの今後の課題と改善策についてどのように考えるのか。

A11. 本事象については、残留熱除去系ポンプ (A) の軸封部のシール水を冷却するための冷却器の細管が、海水の浸食により損傷 (約 0.2mm の貫通孔) したことから、使用済燃料プール水に海水が混入したと推定しています。海水量としては約 30 リットルと評価され、使用済燃料プールの水量は約 1,500,000 リットルに対して僅かであり、使用済燃料への影響はありません。なお、プール水の浄化は完了しています。

本件は使用済み燃料プールで発生した事象で、発生時は残留熱除去系による冷却中でしたが、使用済燃料プール冷却浄化系に切り替えることで冷却に問題はありませんでした。当該メカニカルシール冷却器は、浸食され難い構造のものに取替を計画しています。

以上