

東海第二発電所

運転期間延長認可申請書及び設置変更許可申請の審査資料における
燃料有効長頂部の寸法値について

平成30年1月23日

日本原子力発電株式会社

1. 経緯

平成29年11月24日に原子力規制委員会に提出した「東海第二発電所運転期間延長認可申請書（発電用原子炉施設の運転の期間の延長）」（以下「延長認可申請書」という。）に関する原子力規制庁ヒアリングが、平成30年1月11日に実施された。この場において、延長認可申請書の「添付書類一 特別点検結果報告書」内の「東海第二発電所 原子炉圧力容器特別点検要領書」に記載されている原子炉圧力容器の炉心領域の超音波探傷試験（以下「UT」という。）の試験探傷部位（「原子炉圧力容器底部より5494mm～9152mm（燃料棒有効長さ）」*1）が、工事計画認可申請書（以下「工認」という。）の記載値である燃料有効長3708mmより短い理由について質問を受けた。

このため、特別点検にて実施した原子炉圧力容器の炉心領域のUTの試験範囲について、平成30年1月12日から1月19日にかけてその根拠を調査した結果、1月19日、UTの試験範囲として引用した図面の燃料棒有効長さに関する数値が、工認の記載値と差異があることを確認した。

*1：特別点検結果報告書に記載されている試験探傷部位5494mm～9152mmの範囲は3658mmとなり、工事計画認可申請書に記載されている炉心有効高さ3708mmより短い。

（添付資料－1、2、3）

また、1月15日、原子力規制庁より、東海第二発電所新規規制基準に基づく設置変更許可申請の安全審査における、有効性評価に関するまとめ資料と補足説明資料に記載された原子炉水位L1及びL8の燃料有効長頂部（以下「TAF」という。）位置からの高さが、異なるとの指摘がなされた。

このため、関連資料を調査した結果、1月19日、補足説明資料については、TAFの値が工認記載値から計算される値より低いことを確認した。

（添付資料－1、4）

2. 調査結果

（1）特別点検におけるUTの試験範囲が、炉心有効長と異なった原因の調査

上記1. 経緯での質問を踏まえ引用した図面を調査した結果、以下のとおりであった。（ここで、『』は図面の記載を表す。ただし単位は一部本資料で付記、「in」はインチを表す。）

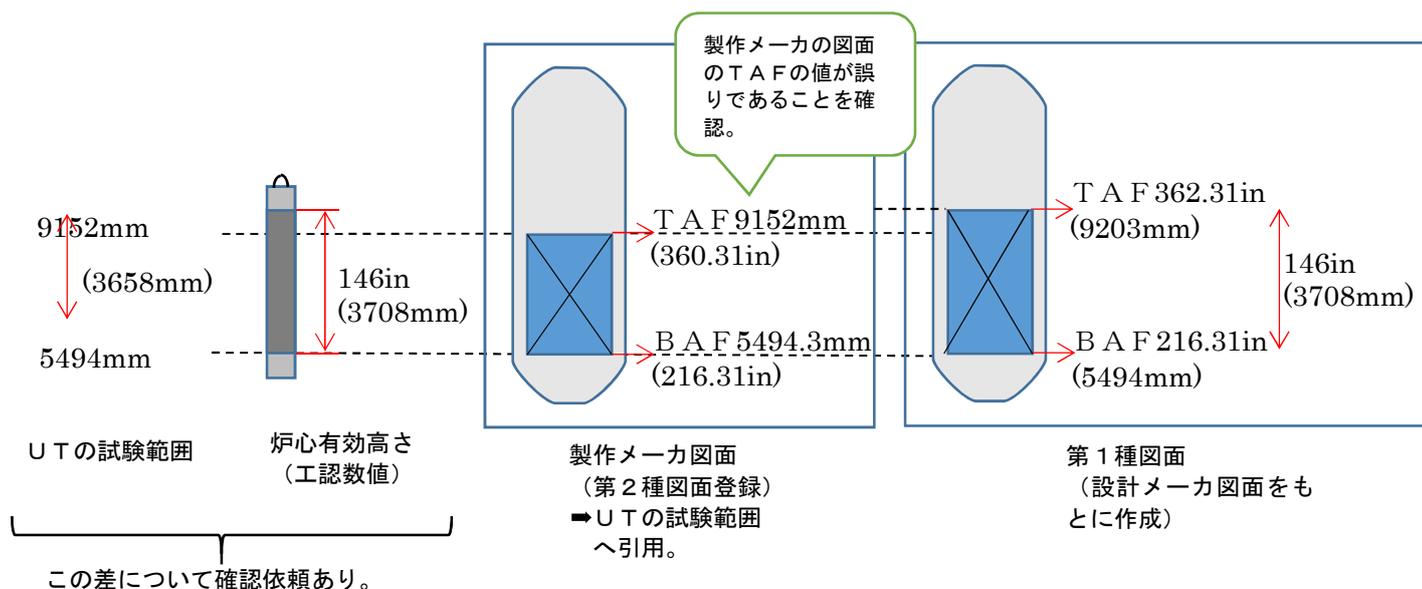
- ・特別点検として実施したUTの試験範囲は、製作メーカーが作図し当社に第2種図面*2として登録されている原子炉圧力容器の図面（以下「製作メーカー図面」という。）より引用していることを確認した。
- ・特別点検として実施したUTの試験範囲は、この製作メーカー図面に記載された『BOTTOM OF ACTIVE FUEL』（燃料有効長下端部）である『5494.3mm(216.31in)』から『TOP OF ACTIVE FUEL』（燃料有効長頂部）である『9152mm(360.31in)』を引用していることを確認した。この値から計算すると、燃料集合体有効長は144inとなり、工認記載値と異なる。

- 原子炉压力容器の図面としては、製作メーカ図面とは別に、設計メーカが作図し当社にて第1種図面*2として登録しているものが存在するため、これを確認したところ、燃料有効長下端部（以下「BAF」という。）は『216.31in』（換算し小数点以下四捨五入して5494mm）であり、燃料有効長頂部は『362.31in』（同じく9203mm）であった。また、この第1種図面には『ACTIVE FUEL』（燃料集合体有効長）として『146in』（同じく3708mm）の記載があり、工認本文の記載値である「炉心有効高さ」と等しいことを確認した。
- なお、工認本文の記載値である「炉心有効高さ」は、同じく工認の燃料集合体構造図に記載された「燃料有効長」の値と等しく、正しい値であることを確認した。また、工認の添付図面のうち、原子炉本体の断面図には「炉心有効高さ」として「3708」の記載があり、整合している。同じく工認の添付図面のうち、原子炉压力容器の断面図には炉心有効高さに関する寸法は記載されていない。

以上より、特別点検におけるUTの試験範囲については、製作メーカ図面のTAFとBAFの値を用いていること、及び製作メーカ図面のTAFの値は誤りであることが確認された。

(添付資料-5)

- *2: 第1種図面: 発電所の運転・保守管理上重要な図面であり、原図は当社が管理する。各部署で共有すべき重要な情報を記載。基本図面(構内配置図、系統図、原子炉構造図等)、展開接続図、単線結線図、電源負荷リスト、計装ブロック図、インターロックブロック線図等。
 第2種図面: 第1種図面以外の図面であり、主にメーカから提出され担当部署にて確認した図書類。機器の構造図、計算書、取扱説明書、機器仕様書等。



(2) 安全審査の有効性評価の補足説明資料において、T A Fの値が工認記載値より低い値とした原因の調査

上記1. 経緯での指摘を踏まえ調査した結果、以下のとおりであった。

- ・補足説明資料は、東海第二発電所の非常時運転手順書の図をもとに作成した。
- ・非常時運転手順書に記載されたT A Fの値は 9152mm であった。一方、工認記載値から計算されるT A Fの値は、B A F 5494mm+炉心有効長 (=燃料有効長) 3708mm=9203mm であり、非常時運転手順書の図に記載されたT A F値に誤りがあることが確認された。

(添付資料-6)

3. 原因

(1) 特別点検におけるU Tの試験範囲が、炉心有効長と異なった原因

- 1) 製作メーカ図面はT A Fの値に誤りがあり、特別点検として実施したU Tの試験範囲を「燃料棒有効長さ」 (=炉心有効長) とする際、この製作メーカ図面のT A Fの値を用いたため、工認記載値「炉心有効長」との不整合が生じた。
- 2) クラス1 機器供用期間中検査における原子炉圧力容器の計画にあたっては、溶接線の位置の確認のため原子炉圧力容器の詳細な構造図面が必要であることから、製作メーカ図面を参照してきた。この製作メーカ図面の構造に係る寸法は、製造時の寸法を反映した信頼性の高い図面であることから、今回のU Tの試験範囲として「燃料棒有効長さ」を確認する際、この製作メーカ図面に参考として記載 (図面上、『R E F.』と記載) されているT A Fの値について誤りがあるとは思いが至らなかった。本来、製作メーカ図面は、適時正しい値に訂正しておくべきであった。
- 3) 東海第二発電所は、建設時の設置許可申請において7×7燃料(有効長144in (3658mm)) を採用予定であったが、その後8×8燃料(有効長は146in (3708mm)) に変更申請し、現工認記載値となっている。これより、製作メーカは7×7燃料の寸法を参考として図面に記載したが、原子炉圧力容器の製造管理には必要のない情報であり、その後8×8燃料への変更が反映されず現在に至ったと考えられる。

(2) 安全審査の有効性評価の補足説明資料において、T A Fの値が工認記載値より低い値であった原因

- 1) 非常時運転手順書の図をもとに作成したが、この図のT A Fの値が誤っていた。
- 2) 非常時運転手順書の図に誤ったT A Fの値 (9152mm) が記載された経緯は、建設時の水位計の設定根拠書にT A Fの値として 9152mm の値が用いられていることから、非常時運転手順書作成時にこの資料を用いたことが考えられる。

3) 建設時の水位計の設定根拠書に、誤ったT A Fの値が用いられた経緯は、上述の燃料の構造変更の情報が反映されなかったと考えられる。

(添付資料-7)

以上より、今回の特別点検におけるU Tの試験範囲とした燃料棒有効長さ及び安全審査の有効性評価の補足説明資料の誤りは、どちらも誤ったT A Fの値を用いたことが原因であった。T A Fの値が誤っていた原因は、共通して7×7燃料から8×8燃料に変更となった(T A Fの値が変更となった)情報が図面に反映されなかったことによるものであると推定される。

4. 対策

製作メーカー図面、水位設定根拠書等、7×7燃料時のT A Fの値が用いられていた図面・図書を訂正する。

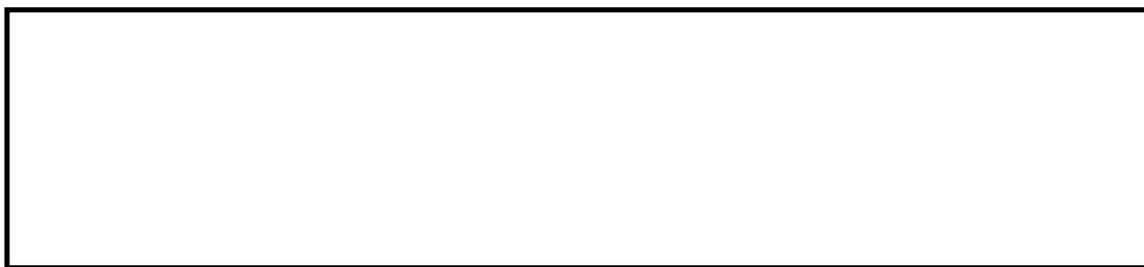
- (1) 製作メーカー図面
- (2) 水位計の設定根拠書
- (3) 非常時運転手順書
- (4) 安全審査資料

なお、製作メーカー図面に記載されたT A F及びB A Fの値は参考であり、原子炉圧力容器の製作管理上必要とならないことを確認している。

5. U Tの試験範囲の妥当性評価

特別点検におけるU Tの試験範囲については、原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」により、着目する劣化事象としては中性子照射脆化が対象であり、対象の部位としては「炉心領域」とされている。

日本原子力学会の「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」に以下の記載がある。



今回の特別点検は、中性子照射脆化に着目した点検であることから、監視試験の対象となる中性子照射量が運転開始から60年時点で $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲が試験範囲に含まれる必要があると考える。

中性子照射量が運転開始から60年時点で $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を評価した結果は、上端が9172mmである。一方、U Tの試験範囲は、記録では、点検要領書と同じく上端は9152mmとなっている。ただし、U Tの記録によれば、自動探傷におけ

る探触子の走査範囲から、9172mm以上の範囲が試験できていることを確認した。また、ノズル廻り等一部については手動探傷を行っており、9152mmを超えて走査を行っていることを確認した。

したがって、UTの試験範囲は、特別点検として実施すべき中性子照射量が60年時点において $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲（上端9172mm）について、一部の手動探傷ではカバーできていないが、自動探傷ではカバーできていることを確認した。

（添付資料－8）

6. 許認可資料への影響

前述のとおり、今回の特別点検におけるUTの試験範囲及び安全審査資料の誤りは、7×7燃料時のTAFの値を用いたことが原因であり、燃料の変更に関する情報が一部の図面に反映されなかったことによるものであった。このことから、許認可に係る資料（設置変更許可申請書、工事計画書及び運転期間延長認可申請書）について、TAFの値を用いているものがないかを調査し、ある場合はその影響を評価した。

（1）設置変更許可申請書（新規規制基準対応に関するもの）

1) 有効性評価への入力条件

有効性評価への入力を確認した結果、運転停止中の有効性評価における遮蔽計算を除き、TAF位置等が正しく入力されていることを確認した。

当該遮蔽計算は、評価項目の一つである「放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」の評価に用いており、原子炉内の燃料等の線源を考慮して行っている。有効性評価では、RPV下部から7×7燃料時のTAF位置までの距離が9152mm(正しい値より2インチ短い状態)であることを前提とし、線量評価点からTAF位置までの距離が設定されている。このため、線量評価点からTAF位置までの距離は、約2インチ離れた位置として設定され、水遮蔽が約2インチ非保守的に考慮されている。

原子炉の燃料位置を正しく見直した場合は、燃料と評価点の距離は約2インチ近くなり評価点における線量率が高くなるため、遮蔽維持可能水位が若干高くなるが、有効性評価における原子炉水位の低下は、遮蔽維持可能水位に余裕のある水位までにとどまる結果となっていることから、対策の成立性には問題はない。ただし、今後、正しい値に修正して再評価を行うこととする。

（添付資料－9）

2) 燃料域水位計の計測範囲

原子炉水位計（燃料域）（以下、「燃料域水位計」）は、事故時の原子炉水位監視に使用する目的で設置されており、燃料有効長をカバーする領域を測定範囲としている。燃料域水位計の指示値はTAFを基準（ゼロレベル）とした

時の原子炉水位を表しており、これを監視することで燃料の冠水状況を直接的に把握することができる。しかし、実際のT A Fが高い位置にあったとすると実水位より高い水位を指示していたことになる。

T A F位置の誤認識を除いて水位計は正しく設定されており、現水位計の指示値から 51mm 差し引いた値が実際のT A Fを基準とした正しい水位ということになる。

燃料域水位計の計器仕様書記載値	正しいT A F位置を基準とした場合に燃料域水位計が計測している範囲
T A F (ベッセルゼロより 9152mm) を基準 (ゼロレベル) として -3800mm～+1300mm	T A F (ベッセルゼロより 9203mm) を基準 (ゼロレベル) として -3851mm～+1249mm

また、既設の燃料域水位計2台を「原子炉水位 (燃料域)」として重大事故等対処設備とするとともに、1台を新設し「原子炉水位 (S A燃料域)」として重大事故等対処設備とすることで原子炉設置変更許可申請をしている。これらの測定範囲は既設燃料域水位計と同じ設定で記載しているため、基準点の修正が必要となる。それ以外の影響はない。

設置変更許可申請に記載している計測範囲	修正後
計測範囲：-3800mm～1300mm 基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロより 915cm)	計測範囲：-3800mm～1300mm 基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロより 920cm)

(添付資料-10)

3) 技術的能力審査資料

技術的能力の審査資料の一部に原子炉水位計の指示範囲図が記載されており、記載されたT A Fの値は9152mmとなっていることを確認した。ただし、本数値は解析等の使用はなく、記載の修正が必要なものの影響の確認が必要なものはなかった。

(添付資料-11)

(2) 工事計画書 (認可申請、届出、新規制基準対応に関する補正申請も含む)

「原子炉水位 (S A燃料域)」については、工事計画認可の要目表において、設置変更許可と同様の記載としており、修正が必要となる。

(添付資料-12)

(3) 運転期間延長認可申請書

今回確認された炉心領域のU T試験範囲以外において評価書数値の記載なく、また、中性子照射量の評価に燃料有効長を使用しているが、有効長は370.8 cmとしており問題ないことを確認した。

(4) 設置変更許可申請書（既設置許可申請分）

工学的安全施設作動設定点は、T A F 基準設定は行っていない。また、幾何形状データとして、T A F 位置等が適切に入力されていることを確認した。以上のことから、既存の安全評価への影響はない。

（添付資料－ 1 3）

7. その他影響範囲

安全審査資料のうち補足説明資料についても、同様の事象が確認されており、製作メーカー図面に記載されていた7×7燃料時のT A Fの値（360.31in、9152mm）を用いている文書や業務が他にないかを調査し、ある場合はその影響を評価した。調査対象は、許認可資料、保安規定、社内規程及びその他とした。

(1) 保安規定及び保安規定に基づく業務

1) 保安規定には、T A Fの値は記載していない。

2) 保安規定第27条（計測及び制御設備）

- ・表27-2-5-8 事故時計装として、原子炉水位（燃料域）がある。第27条2項により、電気・制御グループマネージャーは、原子炉水位（燃料域）計装について定期検査毎に校正し、その結果を発電長に通知することになっている。
- ・原子炉水位（燃料域）計装の校正については、定期事業者検査^{*3}として行われているが、校正の基準をT A Fの値としており、7×7燃料時のT A Fの値9152mmを用いていることがわかった。（正しい値は9203mmであり、51mmの差が生じていた。）
- ・したがって、原子炉水位（燃料域）計装の校正結果は7×7燃料時のT A Fの値で設定された値で発電長に通知され、燃料域の水位計は、実際の水位よりも約50mm高く指示するように校正されていた。
- ・対応：次回定期事業者検査にあたっては、正しいT A Fの値（9203mm）を基準として校正し、発電長に通知することとする。

*3：安全保護系保護検出要素性能(校正)検査

（添付資料－ 1 4）

（原子炉水位(燃料域)水位指示が高く指示していたことによる影響評価）

- ・非常時運転手順書には、原子炉断面図に7×7燃料時のT A Fの値が記載されている。T A F水位は原子炉水位が低下する事象の際、原子炉減圧に係る操作判断に用いているが、この判断に原子炉水位（燃料域）に使用される計装である。
- ・原子炉水位（燃料域）の指示するT A F水位は、実際のT A F水位より51mm下であるため、減圧遅れに伴う低圧注水遅れのおそれがある。しかし、有効

性評価のうちLOCA時注水機能喪失において実施した、事象発生25分後からの代替注水開始から、更に10分遅れた条件（原子炉水位は燃料有効長の半分の高さ程度まで低下）での解析結果からは、実際のTAF水位より51mm下となり減圧及び注水が遅れることを考慮しても、炉心損傷を防止できることを確認した。

- また、炉心損傷後、原子炉水位低下が継続する場合、原子炉圧力容器破損時の格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損防止の観点から、燃料有効長下端部から燃料有効長の20%高い位置に到達したところで原子炉を減圧するが、この減圧判断が遅れるおそれがある。しかし、数時間ある原子炉圧力容器破損までの余裕時間に対して、判断遅れが数分程度であることから、問題となるものではない。
- 炉心損傷開始の確認は、原子炉水位がTAF水位を下回った以降に行うこととしているため、炉心損傷確認の開始が遅れるおそれがある。しかし、炉心損傷はTAF位置から51mmを超えて更に下まわる水位において発生することが考えられ、その場合には既に炉心損傷開始の確認に着手できていることとなるため、問題となるものではない。
- なお、発電所運転開始以降、通常運転時において、原子炉水位がTAF以下となるような事故・故障は発生していない。

（その他原子炉水位計測器の影響評価）

非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）等安全上重要な機器の起動インターロックの多くは、原子炉水位が用いられている。このため、非常用炉心冷却系設定値等各種インターロックへの影響について確認した結果、TAF基準の原子炉水位計は燃料域水位計のみであり他の原子炉水位計には影響を与えない*4こと。また、燃料域水位計はECCS系設定値等各種インターロックには使用していないことを確認した。

*4：燃料域水位計以外の水位計基準点は計装0m点（ドライヤースカート下端部）であり、TAF部の基準点が変更となっても水位計機能に影響はない。

（添付資料－13）

3) 保安規定第34条（原子炉停止時冷却系その1）

- 保安規定第34条表34-2において、原子炉停止時冷却系が2系統動作不能な場合、原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認するとあるが、原子炉の状態に応じて保安規定第39、40条の運転上の制限として非常用炉心冷却系等を確保することとしている。これにより、本事象のような有効燃料棒頂部の差異があったとしても、原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持できることから影響のないことを確認した。
- なお、保安規定第35条（原子炉停止時冷却系その2）、第52条（残留

熱除去海水系)、第53条(非常用ディーゼル発電機海水系)、第54条(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系)においても同様の要求があり、いずれも影響がないことを確認した。また、有効燃料棒頂部という言葉が使用されているものの本数値は定められていない。

4) 保安規定第40条(非常用炉心冷却系その2)

- ・原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、非常用炉心冷却系が2系統動作不能の場合、燃料有効長頂部高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止するとある。このため、接続されている配管の位置を確認した結果、7×7燃料時のTAF値においても配管の位置関係は変わらないため影響のないことを確認した。
- ・なお、第59条(外部電源その2)、第61条(非常用ディーゼル発電機その2)、保安規定第64条(直流電源その2)、保安規定第66条(所内電源系統その2)においても同様の要求があり、いずれも影響がないことを確認した。

(2) 社内規程に基づく業務

1) 定期事業者検査

①クラス1機器供用期間中検査(以下「ISI」という。)

- ・ISIは、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(以下「技術基準」という。)第十八条の要求事項を満足するために実施している。
- ・「検査カテゴリB-A 原子炉圧力容器の炉心外周域耐圧部分の溶接継手」については、UTの自動探傷を行っている。検査計画(第1次から第4次検査間隔)及び要領書の一部に7×7燃料時のTAFの値を用いていた。また、その記録も要領書同様であった。
- ・検査計画では、炉心領域の長手溶接継手(上側)の長さを2170mmとしており、これは7×7燃料時のTAFの値から算出されていた。試験範囲は溶接線の長さの10%を行うことが要求されていることから217mmとなり、要領書ではこれを保守的に切り上げて220mmとしていた。
- ・正しいTAFの値からは、炉心領域の長手溶接継手(上側)の長さを2220mmとなり、試験範囲は222mmとなる。したがって、要領書に対しては2mmの不足となるが、必要となる試験範囲はほぼカバーできている。
- ・なお、今回の特別点検において、この溶接継手については炉心領域の10%を超えて試験を行っており、異常のないことが確認されている。
- ・対応：現在の第4次検査間隔については、検査計画及び要領書を正しいTAFの値から算出した範囲に見直し、検査を行う。なお、ISIの検査計画は施設定期検査申請書に添付されていることから、次回申請にあわ

せて見直した検査計画を添付する。

(添付資料－ 1 5)

②安全保護系保護検出要素性能（校正）検査

(2)に記載の通り、安全保護系保護検出要素性能（校正）検査として、校正検査を行っていることから、正しいT A Fの値(9203mm)を基準として校正し、再検査を水位計の使用前までに行う。

2) 運転手順書

- ・非常時運転手順書、警報処置手順書、原子炉設備運転手順書については、前述のとおりT A Fを基準とした運転操作があるが、問題とはならないことを確認した。
- ・対応：非常時運転手順書にある原子炉断面図には7×7燃料時のT A Fの値が記載されていることから、訂正する。
- ・その他の運転手順書については、T A Fの値を用いているものはなかった。

(3) その他社内規程

上記以外に製作メーカー図面のT A Fの値、360.31in 又は換算値 9152mm を使用している社内規程を確認した結果、一部の規程類に参考としての記載のみであり、記載の修正が必要なものの影響の確認が必要なものはなかった。

但し、防災業務計画については、参考として7×7燃料時のT A Fの数値が記載され、社外へも提出しているものであることから、修正については関係先と協議を行ったのち記載の適正化を行うこととする。

(添付資料－ 1 6)

以 上

事象の経緯

延長認可申請関連の時系列

日 時	内 容
平成30年 1月11日	原子力規制庁との延長認可申請ヒヤリングの場において、延長認可申請書の「添付書類一 特別点検結果報告書」内の「東海第二発電所 原子炉圧力容器特別点検要領書」に記載されている原子炉圧力容器の炉心領域のUT範囲（「5494mm～9152mm（燃料集合体の有効長）」＝3658mm）が、工認に示された値（燃料集合体有効長）3708mmより短い理由を質問を受けた。
1月12日～ 1月19日	上記質問の対応として、特別点検の原子炉圧力容器の炉心領域のUT範囲の根拠となる数値が記載された図面等について調査を実施。
1月19日	UTの検査範囲として引用した図面の燃料集合体有効長に関する数値が、工認に記載されている燃料集合体有効長と差異があることを確認した。

設置許可関連の時系列

日 時	内 容
平成30年 1月15日	有効性評価に係る安全審査資料について、原子炉水位L1やL8の燃料有効長頂部(TAF)位置からの高さが、有効性評価にかかるまとめ資料と補足説明資料で異なるとの指摘がなされた。
1月15日～ 1月19日	有効性評価にかかるまとめ資料に記載の有効性評価の入力データを確認するとともに、補足説明資料に記載のデータについて調査を実施。
1月19日	補足説明資料に記載の燃料有効長頂部(TAF)の高さ(9152mm)は、原子炉圧力容器特別点検要領書」に記載されている原子炉圧力容器の炉心領域のUT範囲の上限9152mmと整合しているものの、工認に記載されたTAF位置(362.31インチ≒9203mm)と異なり、これが起因してまとめ資料の記載と不整合が生じたことを確認した。

運転延長認可申請書 東海第二発電所 特別点検結果報告書の抜粋

4. 1. 5 探触子

- a. 試験に使用する周波数は0.4~15MHzの範囲から選択する。
b. 屈折角は下表のとおりとする。

表 4. 1. 5-1 屈折角

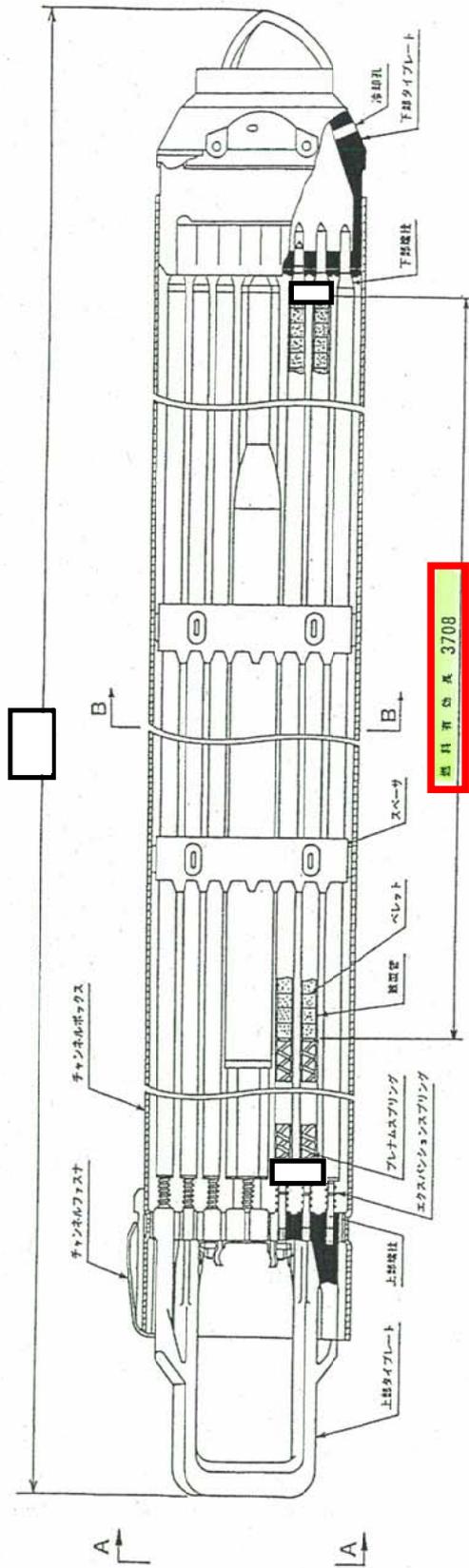
試験対象部位	屈折角
炉心領域（溶接部及び母材部）	容器外面より垂直法及び斜角法（横波：45°、60°）、フェーズドアレイ法（縦波：0°、20°、±35°、±45°） ※「炉心領域」を試験対象とすることから、軸方向の試験範囲は炉心に装荷された燃料集合体の有効長とし、原子炉压力容器底部より5494 mm~9152 mm（燃料棒有効長さ）とする。また、板厚方向の試験範囲は原子炉压力容器本体母材及び溶接部に加え、原子炉压力容器内面クラディング及びパッドを含める。
ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部	容器内面より斜角法（横波：45°、70°） ※試験範囲は維持規格に基づき、ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部境界からライザーブレース母材側に25 mmまでとする。

4. 1. 6 対比試験片

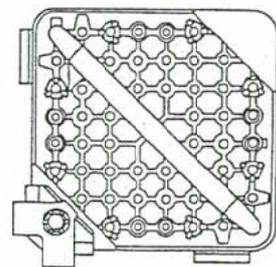
対比試験片に用いる校正用反射体は、標準穴（横穴）またはノッチとし、下表の仕様とする。

表 4. 1. 6-1 対比試験片の仕様

試験対象部位	試験部の厚さの区分 (mm)	対比試験片の厚さ (mm)	穴の位置	穴径 (mm)
炉心領域（溶接部及び母材部）	152 を超え 203 以下	試験部の厚さ 又は 178	3/4T 又は 1/4T	8.0
ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部	25 以下	試験部の厚さ 又は 19	T/2	2.4



9 × 9燃料 (A型, B型) も同寸法である。



A~A矢視図



B~B断面図

東海第二発電所

工事計画認可申請書 第1図

高燃焼度 8 × 8 燃料

燃料集合体構造図

日本原子力発電株式会社

H29. 11. 7提出まとめ資料抜粋 (1/2)

(f) 主要機器の形状

原子炉圧力容器、格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(添付資料 1. 5. 5)

(2) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 安全保護系等の設定点

原子炉緊急停止系作動回路のスクラム設定点として、以下の値を用いるものとする。

原子炉水位低 (レベル 3) 設定点

セパレーター下スカート下端から +66cm

(燃料有効長頂部から +452cm) (遅れ時間 1. 05 秒)

工学的安全施設作動回路等の設定点として、以下の値を用いるものとする。

原子炉水位異常低下 (レベル 2) (原子炉隔離時冷却系起動, 高圧炉

心スプレイス起動) 設定点

セパレーター下スカート下端から -63cm

(燃料有効長頂部から +323cm)

原子炉水位異常低下 (レベル 2) (再循環ポンプ全台トリップ) 設定点

セパレーター下スカート下端から -63cm

(燃料有効長頂部から +323cm)

原子炉水位異常低下 (レベル 2) (主蒸気隔離弁閉止) 設定点

セパレーター下スカート下端から -63cm

(燃料有効長頂部から +323cm)

原子炉水位異常低下 (レベル 1) (低圧炉心スプレイス起動, 低圧注水系起動, 自動減圧系作動信号) 設定点

セパレーター下スカート下端から -345cm

(燃料有効長頂部から +41cm)
L1は TAF+44. 8cm

補足説明資料では、
L8は TAF+564. 8cm

原子炉水位高 (レベル 8) (原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水停止) 設定点

セパレーター下スカート下端から +175cm

(燃料有効長頂部から +561cm)
L8は TAF+564. 8cm

補足説明資料では、
L8は TAF+564. 8cm

原子炉圧力高 (再循環ポンプ全台トリップ) 設定点

原子炉圧力 7. 39MPa [gage]

ドライウエル圧力高 (非常用炉心冷却系起動, 自動減圧系作動信号)

設定点

ドライウエル圧力 13. 7kPa [gage]

b. 逃がし安全弁

原子炉停止機能喪失以外においては、安全弁機能 (以下「逃がし安全弁 (安全弁機能)」という。) による原子炉圧力制御に期待することとし、原子炉停止機能喪失においては、高圧炉心スプレイスによる原子炉注水流量が大きくなる条件として逃がし弁機能 (以下「逃がし安全弁 (逃がし弁機能)」という。) による原子炉圧力制御に期待することとする。逃がし安全弁の吹出し圧力及び容量 (吹出し圧力における値) は、設計値として以下の値を用いるものとする。

逃がし弁機能

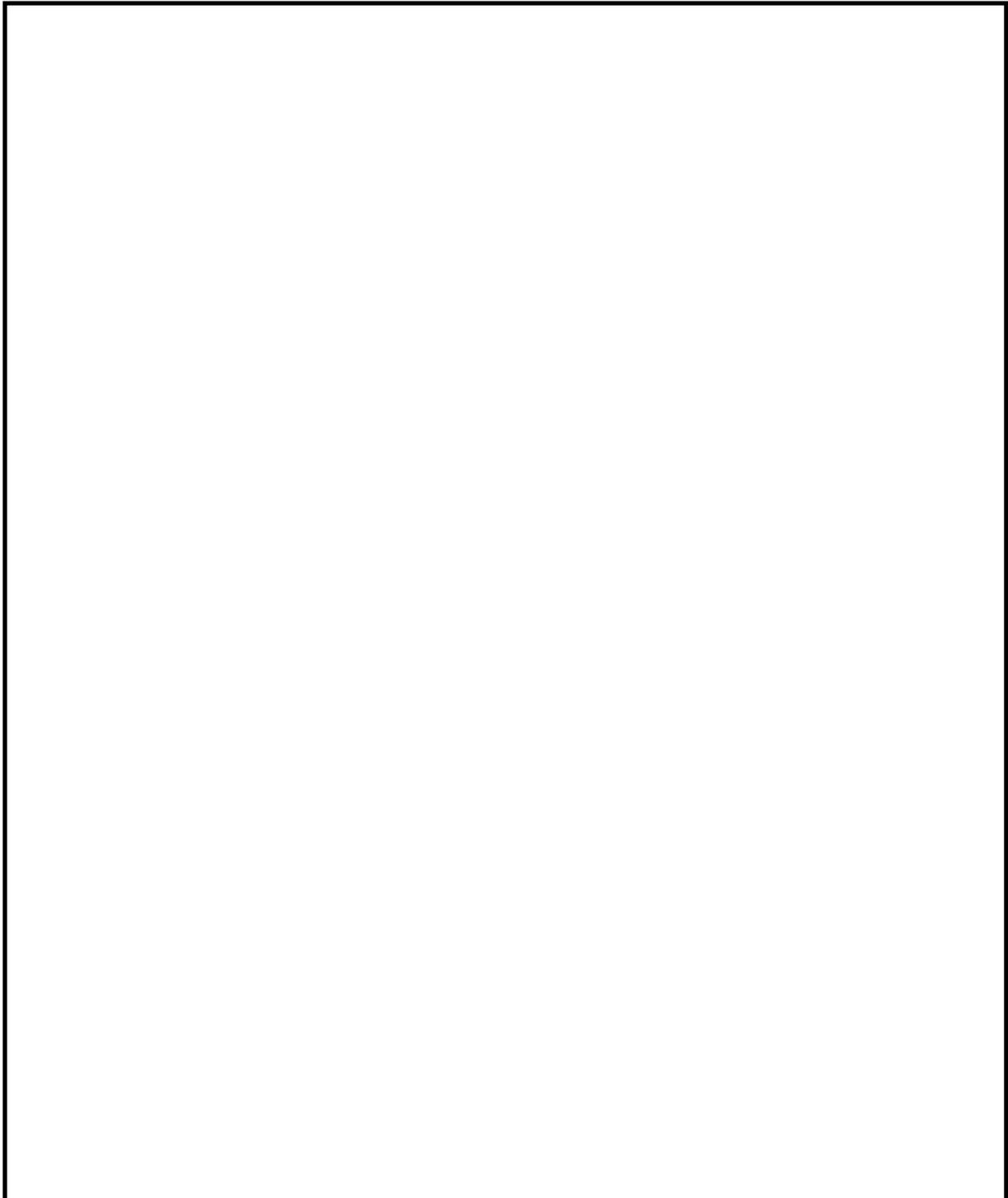
7. 37MPa [gage] × 2 個, 354. 6t/h/個

7. 44MPa [gage] × 4 個, 357. 8t/h/個

7. 51MPa [gage] × 4 個, 361. 1t/h/個

1 原子炉水位及びインターロックの概要

原子炉圧力容器水位計装概要図を第 1 図に、インターロックの概要

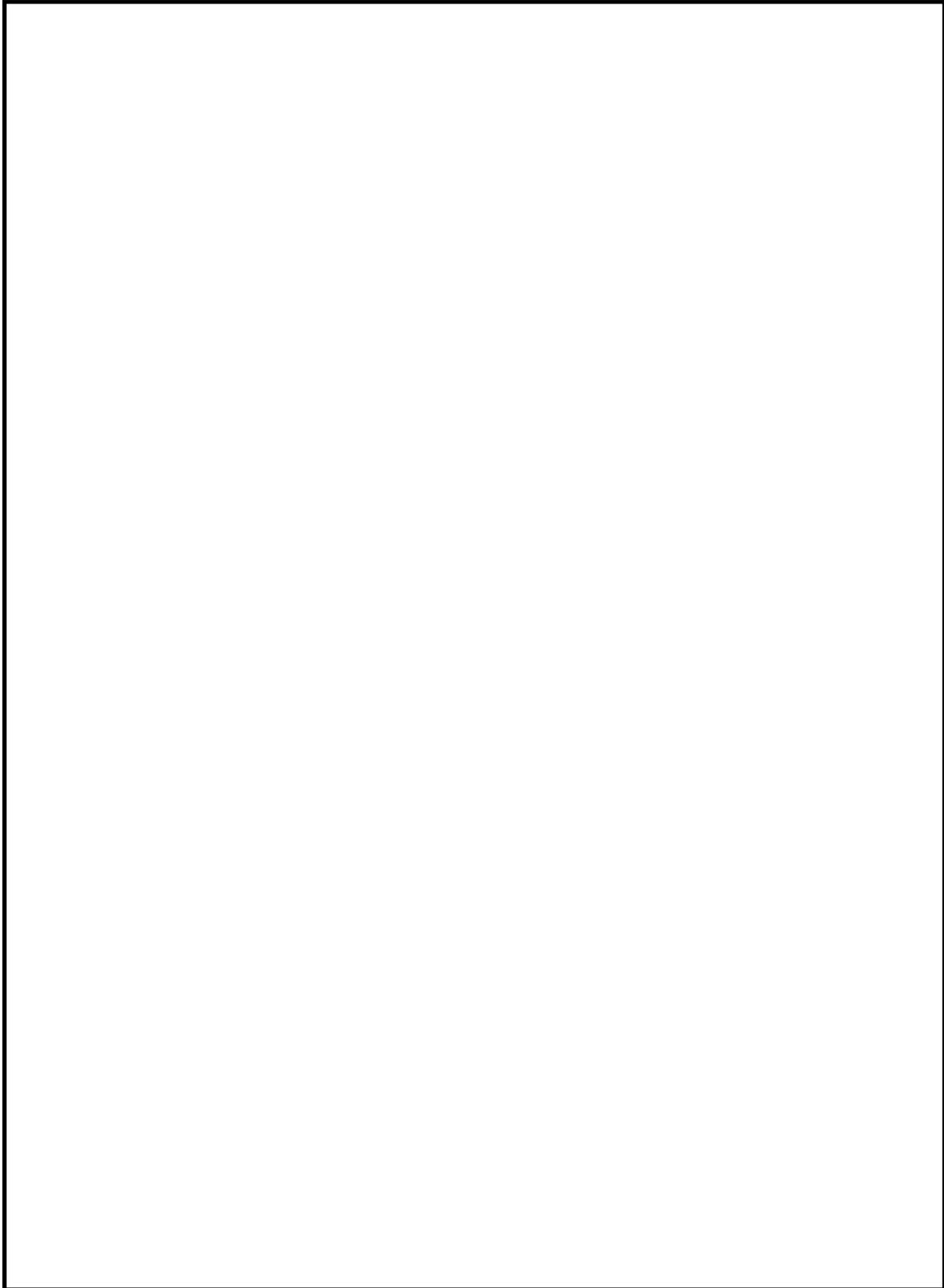


第 1 図 原子炉圧力容器水位計装概要図

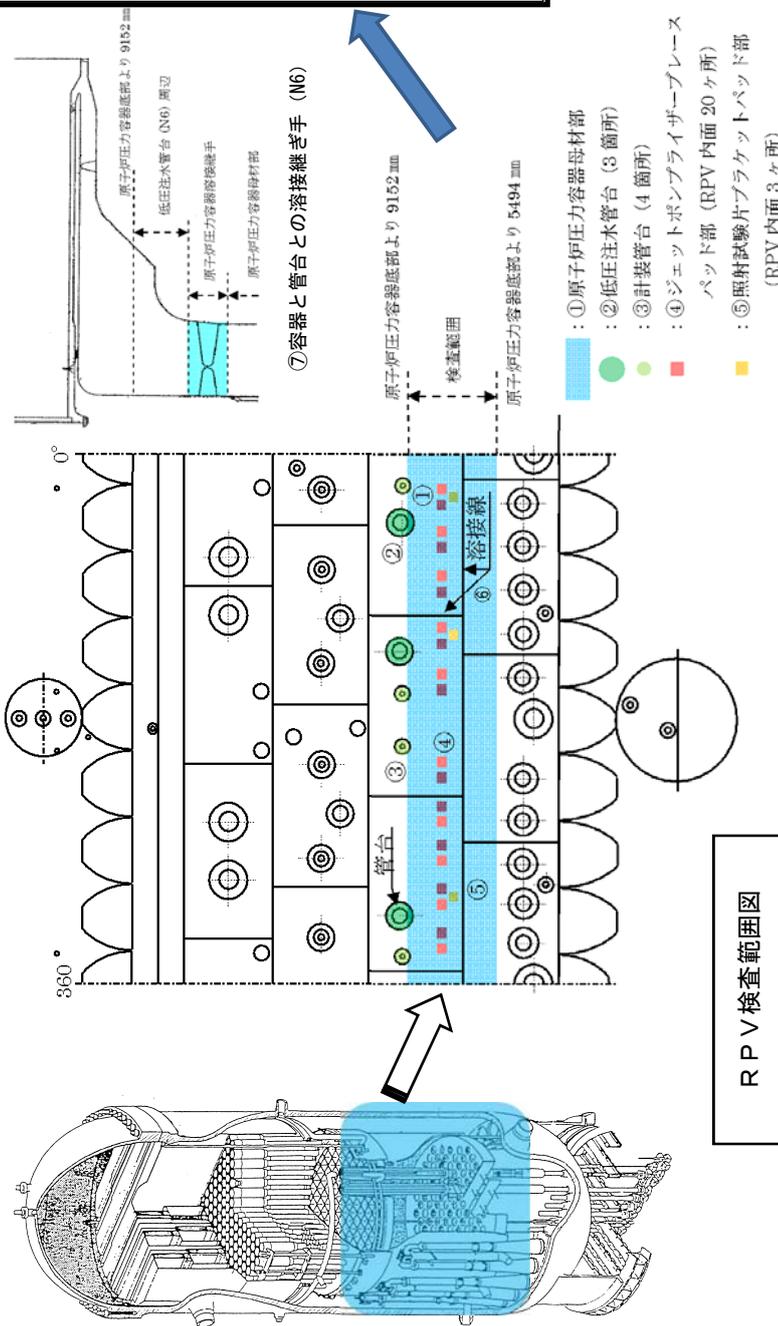
補足 1-1

設計メーカーの原子炉圧力容器図面（第1種図面）	
製作メーカーの原子炉圧力容器図面（第2種図面）	

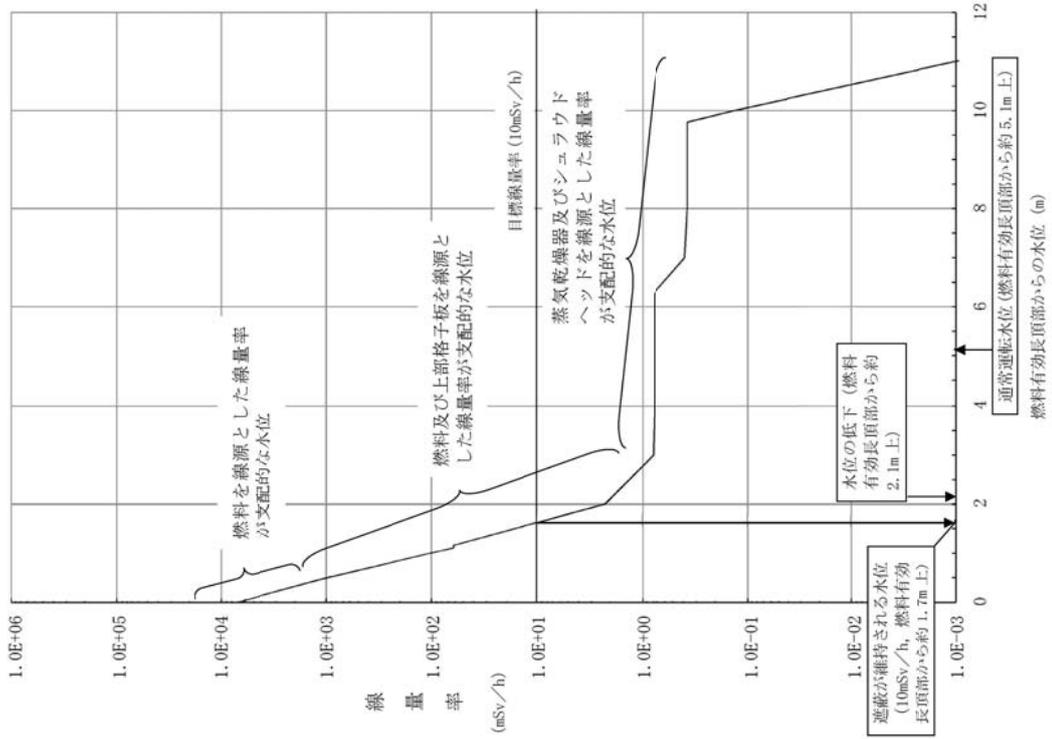
建設時の原子炉水位計（燃料域）設定値根拠書抜粋



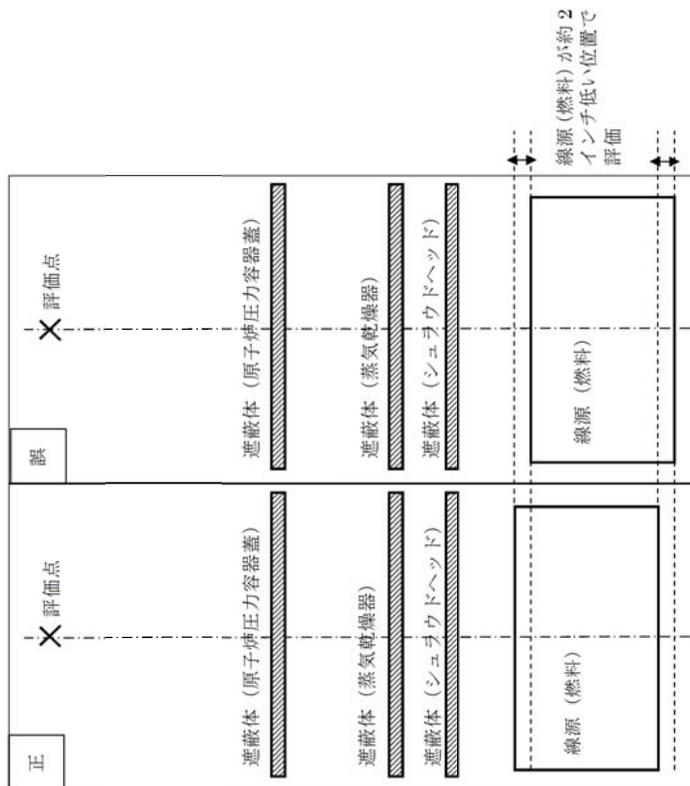
対象部位	検査数	検査方法	結果
① 原子炉圧力容器母材部 (クラッドを含まない)	炉心領域の全て	垂直探傷 (自動探傷、0度(一振動子、二振動子))	良
② 低圧注水管台 (N6) 周辺	3ヶ所	フェーズドアレイ法 (手探傷、0度、45度)	良
③ 計装管台 (N12) 周辺 (クラッドを含まない)	4ヶ所	フェーズドアレイ法 (手探傷、0度、45度)	良
④ ジェットポンプライザーベースパッド部 (クラッドを含む)	20ヶ所	フェーズドアレイ法 (自動探傷、0度、±35度)	良
⑤ 照射試験片ブラケットパッド部 (クラッドを含む)	3ヶ所	フェーズドアレイ法 (自動探傷、0度、±35度)	良
⑥ 原子炉圧力容器溶接継手 (クラッドを含まない)	長手方向：6本 周方向：1本	垂直＋斜角探傷 (自動探傷、0度、45度、60度)	良
⑦ 容器と管台との溶接継手	3ヶ所	垂直＋斜角探傷 (手探傷、0度、45度、60度)	良



原子炉圧力容器母材部 (代表例)



第2図 原子炉水位と線量率 (原子炉冷却材の流出)



第1図 燃料の線量率計算モデル

平成29年11月設置変更許可補正
添付八 6.4 計装設備(重大事故対処設備)

第1.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(2/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器 計測器 個数	第1.15-3 図 No.		
③ 原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位(広帯域)	2	-3,800~1,500mm ※4	-3,800~1,400mm ※4	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル 3~8(300~1,400mm ※4)及び燃料有効長底部まで監視可能。	Ss機能維持	区分I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	⑭		
	原子炉水位(燃料域)	2	-3,800~1,300mm ※5	448~1,300mm ※5		S	区分I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑬		
	原子炉水位(SA広帯域)	1	-3,800~1,500mm ※4	-3,800~1,400mm ※4		Ss機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑮		
	原子炉水位(SA燃料域)	1	-3,800~1,300mm ※5	448~1,300mm ※5		Ss機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑯		
	高圧代替注水系系統流量	※2	④原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。									
	低圧代替注水系原子炉注水流量	※2										
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2										
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2										
	高圧炉心スプレイ系系統流量	※2										
	残留熱除去系系統流量	※2										
低圧炉心スプレイ系系統流量	※2											
原子炉圧力	※2	⑥原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。										
原子炉圧力(SA)	※2											
サブプレッション・チェンバ圧力	※2	⑦原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。										

1.15-42

第1.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(13/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器 計測器 個数	第1.15-3 図 No.		
④ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度(SA広域)	1	-4,300~+7,200mm ※19 (EL.35,077~ 46,577mm)	+6,818mm (EL.46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下部(EL.35,097mm)までの範囲にわたり水位を監視可能。	Ss機能維持	区分II 直流電源 緊急用 直流電源	ガイドバルブ 式水位 検出器	1	⑳		
	使用済燃料プール温度(SA)	※20	0~120°C	66°C	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度(100°C)を監視可能。	Ss機能維持	緊急用 直流電源	測温 抵抗体				
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	—	重大事故等時に変動する可能性のある放射線量率(3.0mSv/h以下)を監視可能。	Ss機能維持	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	1	㉑		
	使用済燃料プール監視カメラ	1	10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	—		重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	Ss機能維持	カメラ:緊急用 直流電源 空冷装置:緊急用 交流電源			赤外線 カメラ	
			※21									

- ※1: 分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2: 分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
 ※3: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 ※4: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(ベッセルゼロレベルより1,340cm)。 ※5: 基準点は燃料有効長頂部(ベッセルゼロレベルより910cm)。
 ※6: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
 ※7: 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。 ※8: 可搬型設備による対応時に使用。 ※9: 狭帯域流量。
 ※10: R P V破損及びデブリ落下・堆積検知(高さ0m, 0.2m位置水温計兼デブリ検知器)。 ※11: ベデスタル底面(ニリウムシールド上表面: EL.11,806mm)からの高さ。
 ※12: 基準点は通常運転水位 EL.3,030mm(サブプレッション・チェンバ底部より7,030mm)。 ※13: R P V破損前までの水位管理(高さ1m超水位計)。
 ※14: R P V破損後の水位管理(デブリ堆積高さ<0.2mの場合)(高さ0.5m, 1.0m未満水位計)。 ※15: R P V破損後の水位管理(デブリ堆積高さ≥0.2mの場合)(満水管理水位計)。
 ※16: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約105Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※17: 平均出力領域計装A~Fの6チャンネルのうち、A, Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA, C, Eチャンネルにはそれぞれ21個, B, D, Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
 ※18: 2個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個ずつ設置。 ※19: 基準点は使用済燃料ラック上端 EL.39,377mm(使用済燃料プール底部より4,688mm)。
 ※20: 検出点2箇所。 ※21: 検出点8箇所。
 ※22: 「設置許可基準規則」第47条、48条及び49条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、電源については、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。詳細については、「3.14 電源設備(「設置許可基準規則」第57条に対する設計方針を示す章)の補足説明資料57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料58-10に整理している。
 ※23: 「設置許可基準規則」第51条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており、低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に対して常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドライウェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電源設備を經由して電源を受電できる設計とする。可搬型計測器による計測が可能で設計としており、多様性を有している。詳細については、「3.14 電源設備(「設置許可基準規則」第57条に対する設計方針を示す章)の補足説明資料57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料58-10に整理している。
 ※24: 可搬型計測器で計測できるパラメータでない場合を「-」で示す。全交流動力電源喪失時は、水素・酸素濃度監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置(水位・温度(SA広域)、監視カメラ)に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には、監視計器は使用可能である。

1.15-53

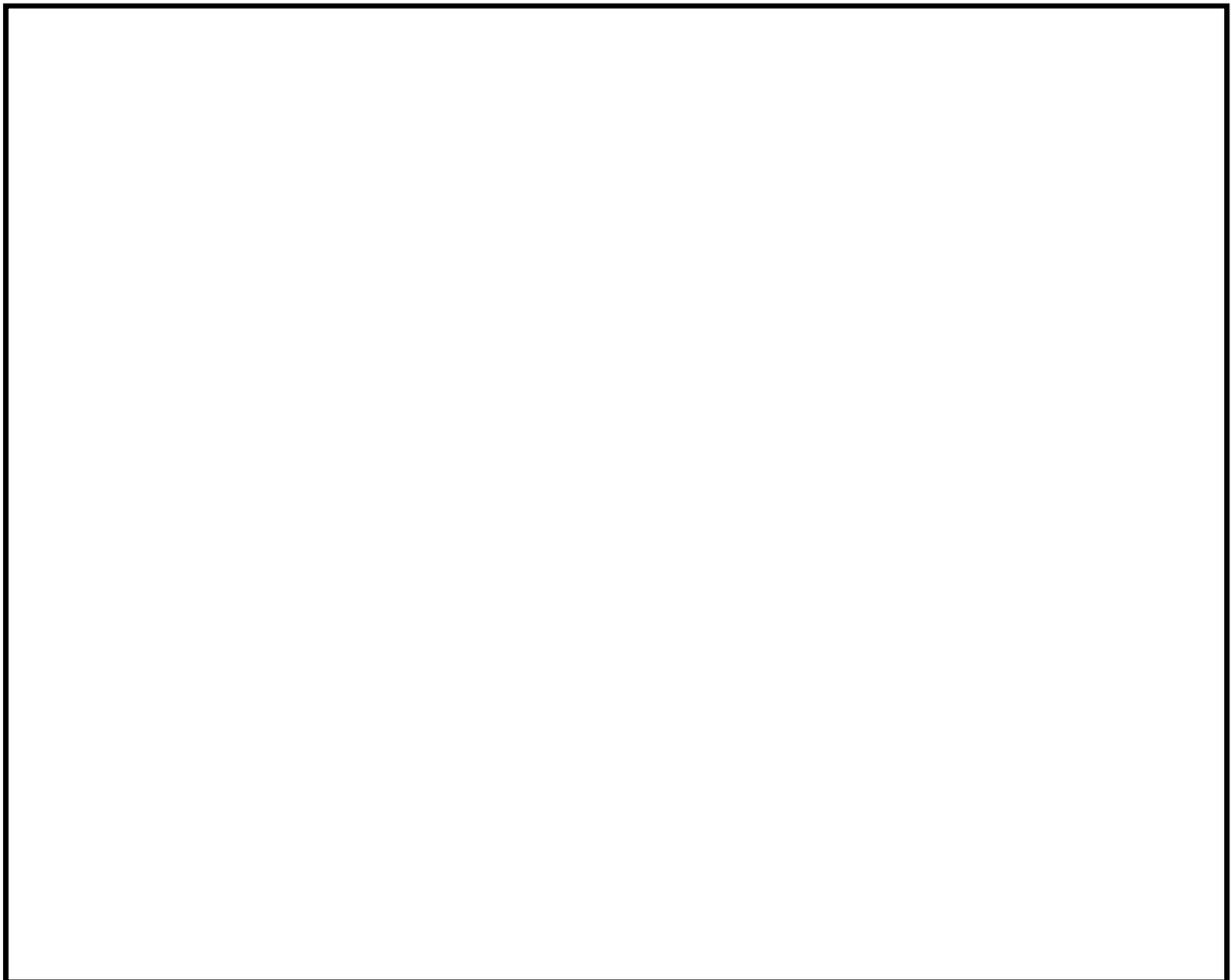
新規制基準適合性に係る審査資料

(技術的能力1.2【原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】)

添付資料 1.2.5

原子炉水位計の校正条件について

技術的能力審査基準において、監視計器のうち原子炉水位（狭帯域）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A広帯域）及び原子炉水位（S A燃料域）について、使用用途と校正条件を整理する。

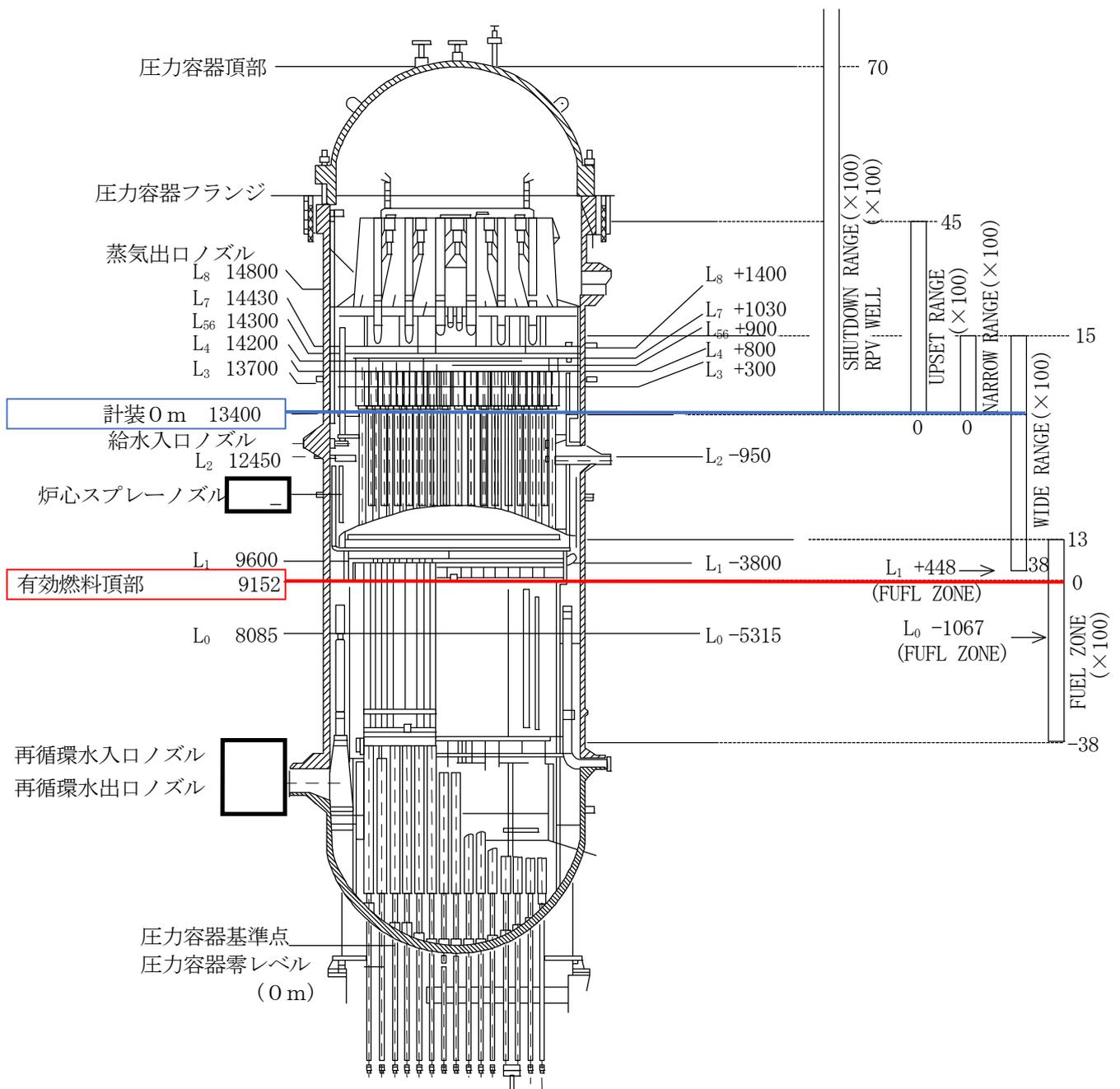


第 1 図 原子炉水位計の指示範囲

H29.11.24 工事計画認可補正申請書抜粋

変更前		変更後	
名称		原子炉水位 (SA燃料域)	
検出器の種類	—	差圧式水位検出器	
計測範囲	mm	-3800~1300*1	
警報動作範囲	—	—	
個数	—	1	
取付箇所			
系統名 (ライン名)	—	—	
設置床	—		
溢水防護上の区画番号	—		
溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		

注記 *1: 基準点は、原子炉圧力容器零レベルより 915 cm 上とする。(燃料有効長頂部)



水位計	基準点	用途	影響
RPV WELL	計装0m	定検時の水位監視	なし
SHUTDOWN RANGE	計装0m	原子炉停止時の水位監視	なし
UPSET RANGE	計装0m	原子炉上部水位の監視	なし
NARROW RANGE	計装0m	通常運転時の水位監視 給水系制御用インターロック 原子炉停止インターロック	なし
WIDE RANGE	計装0m	通常運転時や事故時の広域水位監視 ECCS 作動等のインターロック	なし
FUEL ZONE 燃料域水位計	TAF	事故時の水位監視	あり

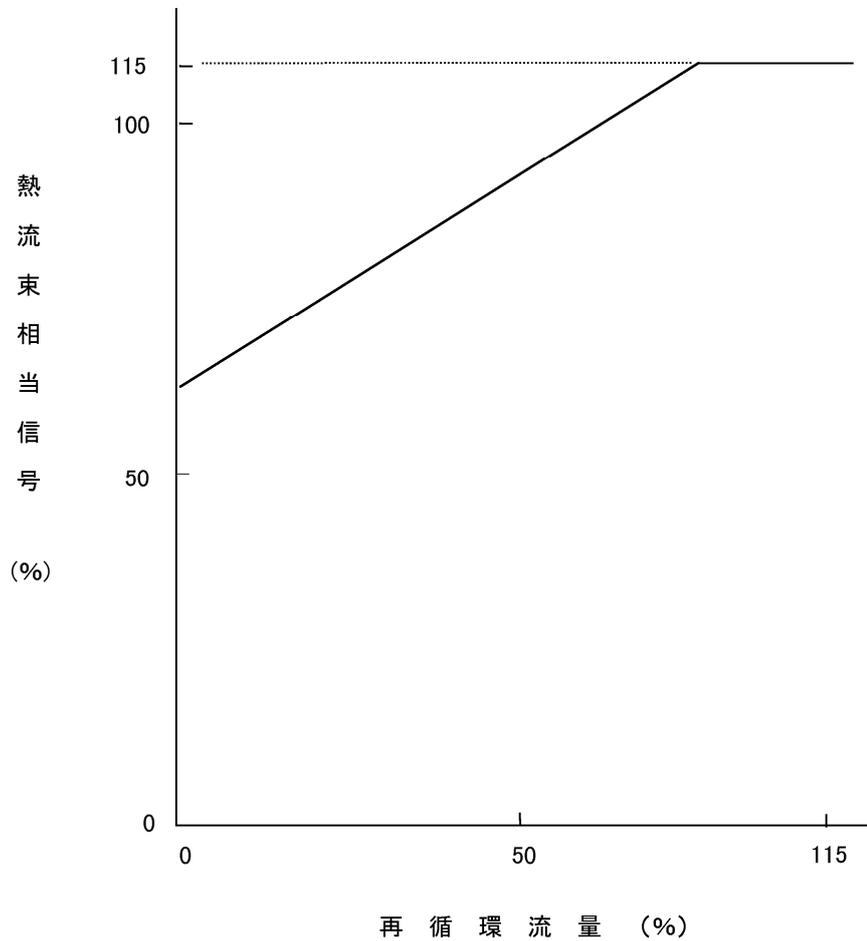
保安規定 第27条 計測制御 一部抜粋

(8) 事故時計装

表27-2-5-8

要素	項目	頻度
1. 原子炉圧力 2. 原子炉水位 (広帯域)	発電長は、原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
3. 原子炉水位 (燃料域) 4. ドライウェル圧力 5. 格納容器内雰囲気線量当量率	電気・制御グループマネージャーは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時

図27



(注) 熱流束相当信号は、再循環流量 W_d (%) に対して、
 $0.72W_d + 54$
 により設定する。
 ただし、最大値は115とする。

保 修 運 営 Gr.		決 裁 日 2020年 3月 26日
(決裁者)	所 長 室 長	各
[Redacted]	(所長代理/副所長/次長/シニア)	

添付資料-14 (2/5)

東二保発第 56 号
平成 22 年 3 月 26 日

* 決裁者に○印を付すこと

東海第二発電所
発 電 長 殿

東海第二発電所
電気・制御グループマネージャー
機械グループマネージャー

東海第二発電所 定期的な検査の結果通知について

東海第二発電所 原子炉施設保安規定に基づき定期的な検査を実施しましたので、
その結果を通知します。

添付資料
定期的な検査の結果 (電気関連及び機械関連)

以 上

東海第二発電所原子炉施設保安規定に基づき、下記の定期的な検査を実施しましたので、その結果を報告します。

1. 定期的な検査の項目、実施年月日及び結果(電気関連)

(1)安全保護系設定値確認検査 (規定第27条関連)	実施年月日;H22.03.16	結果;良
(2)原子炉保護系インターロック機能検査 (規定第27条関連)	実施年月日;H22.03.03	結果;良
(3)プロセスモニタ機能検査 (規定第27条関連)	実施年月日;H22.03.08	結果;良
(4)非常用炉心冷却系機能検査 (規定第39条、第52条関連)	実施年月日;H22.03.10	結果;良
(5)主蒸気隔離弁機能検査 (規定第42条、第43条関連)	実施年月日;H22.02.08	結果;良
(6)非常用ディーゼル発電機機能検査 (規定第53条、第54条、第60条関連)	実施年月日;H22.03.10	結果;良
(7)直流電源系機能検査 (規定第63条関連)	実施年月日;H22.02.26	結果;良

以上の検査記録は、添付資料の各検査成績書の通り。

2. 添付資料(電気関連)

- (1)安全保護系設定値確認検査
 - ①「安全保護系設定値確認検査成績書」(T2-Bc-17)
 - ②「安全保護系保護検出要素(校正)検査成績書」(T2-Dc-04-1)
 - ③「主要制御系機能検査成績書」(T2-Dc-06)
 - ④「監視機能健全性確認検査(安全保護系機能検査)成績書」(T2-Dc-07-8)
 - ⑤「点検・補修等の結果の確認・評価検査成績書」(計測器性能検査 LPRM/APRM)
 - ⑥「点検・補修等の結果の確認・評価検査成績書」(中央制御室外原子炉停止装置)
- (2)原子炉保護系インターロック機能検査
 - ①「原子炉保護系インターロック機能検査(その1)成績書」(T2-Ab-08-1)
 - ②「原子炉保護系インターロック機能検査(その2)成績書」(T2-Ac-08-2)
 - ③「主要制御系機能検査成績書」(T2-Dc-06)
- (3)プロセスモニタ機能検査
 - ①「プロセスモニタ機能検査成績書」(T2-Bc-19)
- (4)非常用炉心冷却系機能検査
 - ①「非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、残留熱除去系海水系、直流電源系機能検査(運転性能検査、弁動作検査)成績書」(T2-Aa-05-1)
 - ②「自動減圧系機能検査成績書」(T2-Aa-06)
 - ③「原子炉格納容器スプレイ系(残留熱除去系)機能検査成績書」(T2-Ab-12)
- (5)主蒸気隔離弁機能検査
 - ①「主蒸気隔離弁機能検査成績書」(T2-Ab-03)
- (6)非常用ディーゼル発電機機能検査
 - ①「非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、残留熱除去系海水系、直流電源系機能検査(運転性能検査、弁動作検査)成績書」(T2-Aa-05-1)
- (7)直流電源系機能検査
 - ①「非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、残留熱除去系海水系、直流電源系機能検査(直流電源系機能検査)成績書」(T2-Ac-05-2)

3. 特記事項(電気関連)

「主要制御系機能検査成績書」(T2-Dc-06)の運転安定性確認検査については、定熱運転に入ってから実施します。

以上

(平成21年12月10日実施)

※定期検査申請内容の変更について：発注第 415 号(平成 21 年 12 月 18 日)
 定期安全管理審査申請変更届出書：発注第 416 号(平成 21 年 12 月 18 日)

1. 発電所名 東海第二発電所
2. 検査名 安全保護系保護検出要素性能(校正)検査
3. 申請番号 定期検査申請書：発注第 223 号(平成 21 年 8 月 7 日)
定期安全管理審査申請書：発注第 224 号(平成 21 年 8 月 7 日)
4. 要領書番号 T2-Dc-04-1
5. 検査結果

確認	報告
原子炉主任技師	検査担当者
1123・3・26	1123・3・26

日本原子力発電株式会社
 東海第二発電所
 第 2 4 回保全サイクル
 定期事業者検査成績書(停止時)

設備名：原子炉冷却系統設備
 計測制御系統設備
 燃料設備
 検査名：安全保護系保護検出要素性能(校正)検査
 要領書番号：T2-Dc-04-1

検査項目	検査年月日	検査結果	検査実施責任者	摘要
1 起動領域モニタ中性子束レベル	平成 21 年 12 月 24 日	合格		
2 平均出力領域モニタ中性子束レベル	平成 21 年 12 月 25 日	合格		
3 起動領域モニタベリオド	平成 21 年 12 月 24 日	合格		
4 原子炉冷却材浄化系入口導電率				
5 原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩塔出口導電率				
6 使用済燃料プール浄化系ろ過脱塩塔出口導電率				
7 原子炉水位(停止時)	平成 21 年 12 月 24 日	合格		
8 原子炉水位(燃料域)	平成 21 年 12 月 24 日	合格		
9 原子炉水位(広帯域)	平成 21 年 12 月 24 日	合格		
10 原子炉水位(広帯域)	平成 21 年 12 月 24 日	合格		
11 原子炉圧力	平成 21 年 12 月 24 日	合格		
12 原子炉水位(狭帯域)	平成 21 年 12 月 17 日	合格		
13 給水圧力	平成 21 年 12 月 17 日	合格		
14 給水流量	平成 21 年 12 月 17 日	合格		
15 主蒸気流量	平成 21 年 12 月 17 日	合格		
16 給水温度				

添付資料 - 14 (4/5)

(7) 原子炉水位 (停止域)

要素名	測定範囲 (mm)	許容範囲 (mm)	入力値		基準指示値 (mm)	中央制御室指示値 (mm)	検査年月日	検査員	結果	備考
			B22-N027 (kPa)	%						
原子炉水位 (停止域)	0~10,000	-150~150	91.20	0	0	B22-H605	H21.12.2	[REDACTED]	良	[REDACTED]
		2,350~2,650	66.91	25	2,500	2500				
		4,850~5,150	42.63	50	5,000	5000				
		7,350~7,650	18.34	75	7,500	7480				
		9,850~10,150	-6.96	100	10,000	10000				

(8) 原子炉水位 (燃料域)

要素名	測定範囲 (mm)	許容範囲 (mm)	入力値		基準指示値 (mm)	中央制御室指示値 (mm)	検査年月日	検査員	結果	備考
			B22-N044A (kPa)	%						
原子炉水位 (燃料域)	-3,800~+1,300	-3,827~3,773	97.74	0	-3,800	B22-R615	H21.12.2	[REDACTED]	良	[REDACTED]
		-2,552~2,498	85.75	25	-2,525	-2530				
		-1,277~1,223	73.76	50	-1,250	-1250				
		-2~62	61.76	75	25	20				
		1,273~1,327	49.77	100	1,300	1300				
原子炉水位 (燃料域)	-3,800~+1,300	-3,827~3,773	97.75	0	-3,800	B22-R616	H21.12.2	[REDACTED]	良	[REDACTED]
		-2,552~2,498	85.76	25	-2,525	-2530				
		-1,277~1,223	73.77	50	-1,250	-1250				
		-2~62	61.77	75	25	20				
		1,273~1,327	49.78	100	1,300	1300				

(9) 原子炉水位 (広帯域)

要素名	測定範囲 (mm)	許容範囲 (mm)	入力値		基準指示値 (mm)	中央制御室指示値 (mm)	検査年月日	検査員	結果	備考
			B22-N091A (kPa)	%						
原子炉水位 (広帯域)	-3,800~+1,500	-3,828~3,772	53.52	0	-3,800	B22-R623A	H21.12.2	[REDACTED]	良	[REDACTED]
		-2,503~2,447	44.22	25	-2,475	-2480				
		-1,178~1,122	34.92	50	-1,150	-1150				
		147~203	25.62	75	175	180				
		1,472~1,528	16.31	100	1,500	1500				
原子炉水位 (広帯域)	-3,800~+1,500	-3,828~3,772	53.53	0	-3,800	B22-R623B	H21.12.2	[REDACTED]	良	[REDACTED]
		-2,503~2,447	44.23	25	-2,475	-2480				
		-1,178~1,122	34.93	50	-1,150	-1150				
		147~203	25.63	75	175	180				
		1,472~1,528	16.32	100	1,500	1500				

(1.0) 原子炉水位 (広帯域)

要素名	測定範囲 (mm)	許容範囲 (mm)	入力値		基準指示値 (mm)	現場指示値 (mm)	検査年月日	検査員	結果	備考
			CS1-N096 (kPa)	%						
原子炉水位 (広帯域)	-3,800~+1,500	-3,880~3,720	53.52	0	-3,800	CS1-R010	H21.12.2	[REDACTED]	良	[REDACTED]
		-2,555~2,395	44.22	25	-2,476	-2500				
		-1,070~1,220	34.92	50	-1,150	-1150				
		95~255	25.62	75	175	180				
		1,420~1,580	16.31	100	1,500	1500				

(1.1) 原子炉圧力

要素名	測定範囲 (MPa)	許容範囲 (MPa)	入力値		基準指示値 (MPa)	現場指示値 (MPa)	検査年月日	検査員	結果	備考
			CS1-N006 (MPa)	%						
原子炉圧力	0.000~10.000	-0.150~0.150	0.135	0	0.000	CS1-R011	H21.12.2	[REDACTED]	良	[REDACTED]
		2.360~2.560	2.635	25	2.500	2.450				
		4.850~5.150	5.135	50	5.000	5.000				
		7.350~7.650	7.635	75	7.500	7.500				
		9.850~10.150	10.135	100	10.000	10.050				

* ャット補正 0.135H

クラス1 機器供用期間中検査について

検査カテゴリ：B-A 原子炉圧力容器の炉心外周域耐圧部分の溶接継手

検査箇所：炉心外周域にある胴の長手継手

(現状の試験範囲) 3×2170 mm, 3×1500 mm

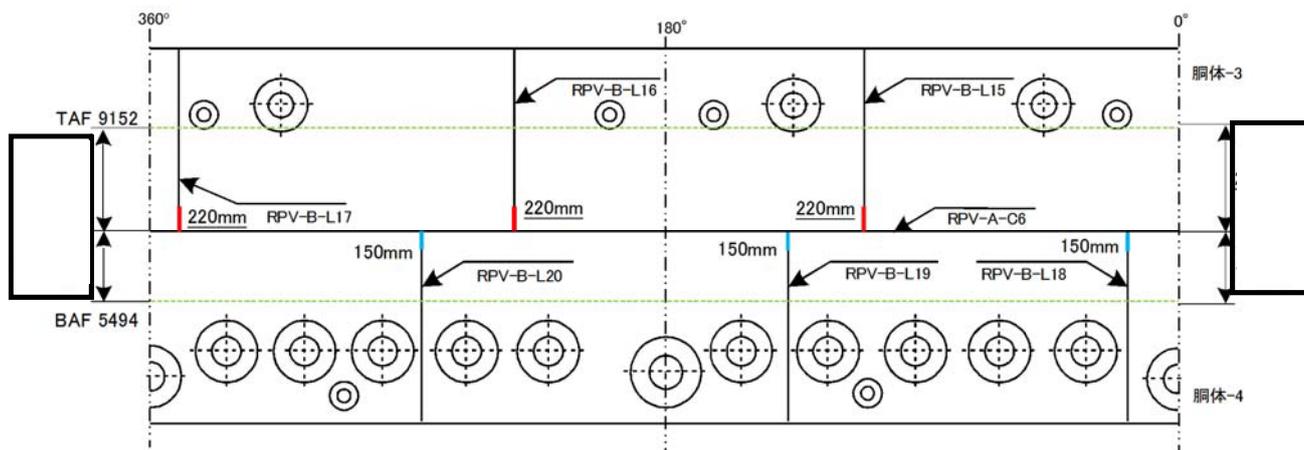
(T A F 値 9203mm の場合の試験範囲) 3×2220 mm (+50 mm), 3×1500 mm (変更なし)

検査程度：10%

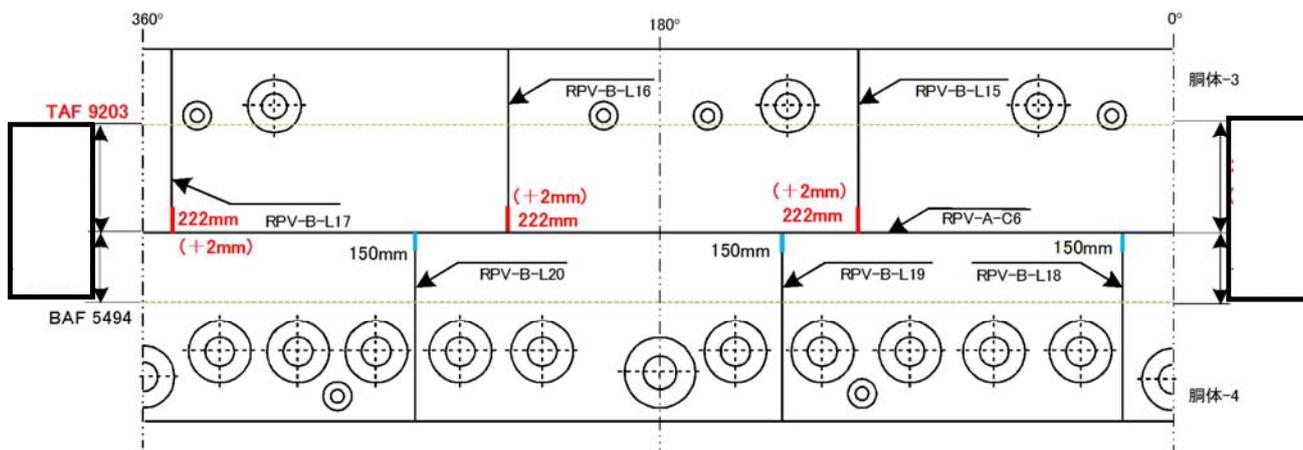
要 求 量：(現状の試験範囲) 220 mm, 150 mm

(T A F 値 9203mm の場合の試験範囲) 222 mm (+2 mm), 150 mm (変更なし)

【現状の試験範囲】



【T A F 値 9203mm の場合の試験範囲】



クラス1機器供用期間中検査7年計画(第4次検査間隔)

注-1 検査方法 { VT-1,2,3: 目視検査(目視検査)
 PT: 浸透探傷試験(表面検査)
 UT: 超音波探傷試験(体積検査)

注-2 接近性 { A: 構造上ならびに放射線レベル上から接近不可能
 B: 検査方法の開発、十分な予備調査が必要
 C: 現状で検査可能

第24回定期検査からJSME S NA1-2008を適用

検査のカテゴリ	検査箇所	設備数	検査		接近性	検査予定				備考		
			方法	程度(7年)		要求量(7年)	第24回	第25回	第26回		第27回	第28回
B-A 原子炉圧力容器の炉心外周域耐圧部分の溶接継手	(1) 炉心外周域にある胴の周継手(単胴3-4)	1×21,200mm	UT	5%	1,060mm	C				A-C6 (B-L16→ 1,060mm)	時計回り 溶接番号の頭にRPV-を付ける	
	(2) 炉心外周域にある胴の長手継手(単胴-3,4)	3×2,170mm 3×1,500mm	UT	10%	3×217mm 3×150mm	C	B-L15,L16 (A-C6→ 220mm)			B-L17(A-C6 →220mm) B-L20(A-C6 →150mm)	溶接番号の頭にRPV-を付ける	
	(1) 胴の周継手 (単胴1-2,2-3,4-下鏡)	3×21,200mm	UT	5%	3× 1,060mm	C		B-C7 (B-L20→ CCW 1,060mm)	B-C4 (B-L14CV60mm の位置からCCW 1,060mm)	B-C5 (B-L12→ CW 1,060mm)	溶接番号の頭にRPV-を付ける	
	(2) 胴の長手継手 (単胴-1,2,3,4)	3×3,500mm 3×3,790mm 3×1,620mm 3×2,260mm	UT	10%	3×350mm 3×379mm 3×162mm 3×226mm	C	B-L20 (B-C7→ 230mm)	B-L10,11(B-C7か ら1,060mmの位置か ら1,700mmの位置か ら1,600mmの位置か ら上へ→880mm)	B-L12,14(B-C5→ B-L13(B-C5か ら上へ→880mm))	B-L15,16,17 (B-C5→ 170mm)	溶接番号の頭にRPV-を付ける	
	(3) 上蓋の周継手	1×9,400mm	UT	5%	470mm	C	B-C1 (B-L2→ 500mm)				時計回り 溶接番号の頭にRPV-を付ける	
	(4) 上蓋の長手継手(子午線 方向を含む)	8×2,510mm	UT	10%	8×251mm	C	B-L1,3 (B-C1→ 300mm)	B-L2,4 (B-C1→ 300mm)		B-L5,6,7,8 (B-C1→ 300mm)	溶接番号の頭にRPV-を付ける	
B-B 容器の耐圧部分の溶接継手	(5) 下鏡の周継手	1×16,240mm	UT	5%	812mm	C	B-C8 (B-L26→ 800mm,CCW)			B-C8 (B-L25→ 400mm)	時計回り 溶接番号の頭にRPV-を付ける	
	(6) 下鏡の長手継手(子午線 方向を含む)	8×2,360mm 4×2,950mm	UT	10%	8×236mm 4×295mm	C	B-L21,22 B-L29,30 (B-C8→ 300mm)	B-L23,24 B-L31,32 (B-C8→ 300mm)		B-L25,26 B-L27,28 (B-C8→ 300mm)	溶接番号の頭にRPV-を付ける	
B-C 胴とフランジとの溶接継手 部分の溶接継手	(1) 胴とフランジとの溶接継手	1×21,200mm	UT	100%	21,200mm	C	C-C3 (No.1~20)	C-C3 (No.20~39)	C-C3 (No.39~58)	C-C3 (No.58~77)	C-C3 (No.77~1)	()内のスタッドボルト間 時計回り、溶接番号の頭にRPV-を付ける
	(2) 上蓋とフランジとの溶接継手	1×19,520mm	UT	100%	19,520mm	C	C-C2 (No.1~20)	C-C2 (No.20~39)	C-C2 (No.39~58)	C-C2 (No.58~77)	C-C2 (No.77~1)	同上
B-D 容器に完全溶込み 溶接された管台	(1) 原子炉再循環出口管台 (N1A,B)	2箇所	UT	100%	2	C	N1A			N1B		管台内面の丸み の部分を含む
	(2) 原子炉再循環入口管台 (N2A~H,J~K)	10箇所	UT	100%	10	C	N2A N2B N2K			N2D N2E	N2J	
	(3) 主蒸気管台(N3A~D)	4箇所	UT	100%	4	C	N3A			N3D	N3C	
	(4) 給水管台(N4A~F)	6箇所	UT	100%	6	C	N4C N4F			N4B	N4E	
	(5) 低圧炉心スプレイ管台 (N5A)	1箇所	UT	100%	1	C	N5A			N4A	N4E	
	(6) 高圧炉心スプレイ管台 (N5B)	1箇所	UT	100%	1	C	N5A			N4B	N4E	

確認	報告
ボイラー・タービン 主任技術者	検査担当マネージャー
	
H22.3.15	H22.3.15

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第24回保全サイクル
定期事業者検査成績書 (停止時)

設 備 名 : 原子炉本体
原子炉冷却系統設備
計測制御系統設備
検 査 名 : クラス1機器供用期間中検査
要領書番号 : T2-Bb-01-1

検査対象箇所

項目番号	カテゴリ	機器名（系統名）	検査対象	検査範囲
B1.102	B-A	原子炉压力容器 （RPV）	炉心外周域にあ る胴の長手継手	RPV-B-L15 （RPV-A-C6 よ り 220mm）

（第4次検査間隔分）

検査年月日

平成21年9月13日 ～ 平成21年9月18日

非破壊検査記録

検査年月日 平成 21 年 9 月 18 日

事業者検査員 XXXXXXXXXX

検査記録 (53/283)

項目番号	カテゴリ	機器名 (システム名)	検査対象	検査範囲	
B1.102	B-A	原子炉圧力容器 (RPV)	炉心外周域にある胴の長手継手	RPV-B-L15 (RPV-A-C6 より 220mm)	
検査実施内容	目視検査	1. 直接目視試験 (VT-) 2. 遠隔目視試験 (VT-)			
	表面検査 (浸透探傷試験)	探傷剤	温度	浸透時間	現像時間
		 			
	体積検査 (超音波探傷試験)	探傷器	探触子	試験片	感度
		GERIS2000 (SP2000) (0833705)	RTD 0° L2.25 09-934 RTD 45° T1-St 09-936 RTD 60° T1-St 09-940 RTD 45° T1-St 09-937 RTD 60° T1-St 09-941	BLOCK No. 2 (対比試験片) 8228 (標準試験片)	垂直(L) : 4.3dB <左側> 45° 直角(T) : 2.8dB 60° 直角(T) : 12.5dB 45° 平行(P) : 3.1dB 60° 平行(P) : 13.1dB <右側> 45° 直角(T) : 3.3dB 60° 直角(T) : 13.1dB 45° 平行(P) : 3.9dB 60° 平行(P) : 14.4dB
		リジェクション	接触媒質	パルス幅	
	OFF	水	-		
検査実施結果	検査項目	結果	備考		
	目視検査		 		
	表面検査		 		
	体積検査	良			
<p>評価</p> <p>垂直(L) : 記録すべきエコーなし 45° 直角(T) : 記録すべきエコーなし 60° 直角(T) : 記録すべきエコーなし 45° 平行(P) : 記録すべきエコーあり(境界面エコー) 60° 平行(P) : 記録すべきエコーあり(境界面エコー)</p> <p>自動探傷の収録データ確認を実施し、再現性確認とした。</p> <p>検査範囲、エコー検出位置確認計器 : GERIS2000 (SP2000) (ATEC-MCDR-004)</p> <p>*判定基準 : 本検査要領書による。</p>					

確認
09.9.18

レベル	設定水位	設定内容	圧力容器 0点より
L-8	1400mm	主タービン、供給ポンプ R/Cタービン トリップ	14800mm
L-7	1030mm	高水位警報	14430mm
通常水位	900mm		14300mm
L-4	800mm	低水位警報	14200mm
L-3	300mm	原子炉システム、 隔離 (MSIV 除く)	13700mm
L-2	-950mm	HFCS、R/C 起動 MSIV 閉	12450mm
L-1	-3800mm	ディーゼル起動(HFCS) RR、LFCS、CAMS 起動 AMS タイマー作動 ディーゼル起動(2C、2D) 格納容器スプレー制御系統	9600mm
TAF	(-4285mm)		
L-0	(-5315mm)	有効燃料上端	9152mm
		有効燃料下端	8085mm

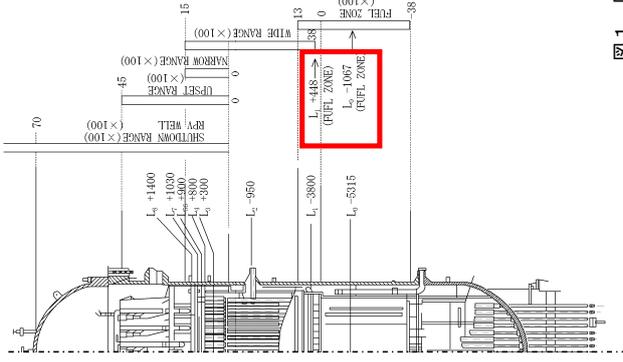


図 1 原子炉水位関係図

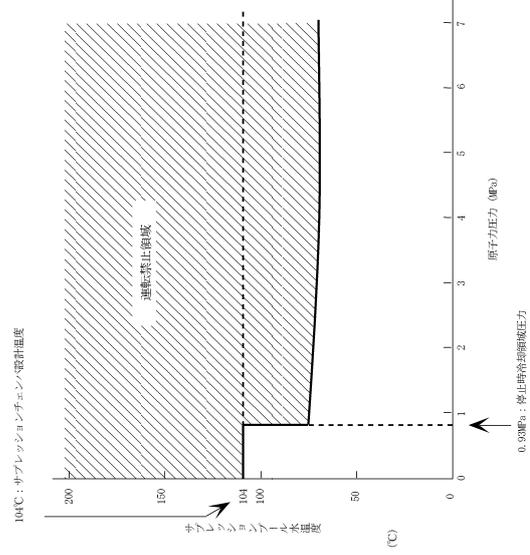


図 2 格納容器障壁喪失を判断する原子炉圧力容器と S/P 水温の関係

東海第二発電所 原子力事業者防災業務計画

平成 29 年 1 1 月

日本原子力発電株式会社