

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2月1日

日本原子力発電株式会社

目 次

1. 経緯
2. 調査結果
3. 原因
4. 対策
5. 根本原因の検討
6. 特別点検におけるUT及び延長認可申請書の対応
7. 許認可資料への影響
8. その他の影響

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。）

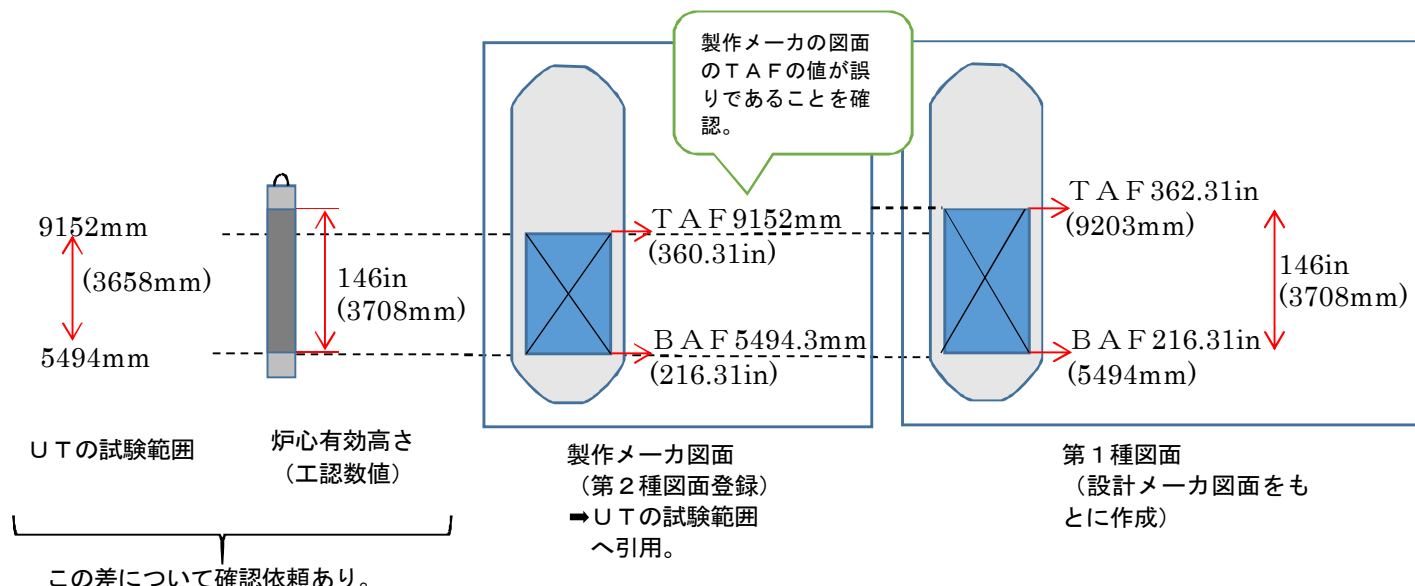
- ・特別点検として実施したUTの試験範囲は、製作メーカーが作図し当社に第2種図面*2として登録されている原子炉圧力容器の図面（以下「製作メーカー図面」という。）より引用していることを確認した。
- ・特別点検として実施したUTの試験範囲は、この製作メーカー図面に記載された『BOTTOM OF ACTIVE FUEL』（燃料有効長下端部）である『5494.3mm(216.31in)』から『TOP OF ACTIVE FUEL』（燃料有効長頂部）である『9152mm(360.31in)』を引用していることを確認した。この値から計算すると、燃料集合体有効長は144inとなり、工認記載値と異なる。

- 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、原因は当社が管理する。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、設計メーカー図面と第2種図面に記載された数値を比較した結果、「保温サポート(上)(下)」の数値に差異が確認された。これについて、製作メーカーが設計・施工性を考慮してサポート位置を変更し、設計メーカーに変更を要求し、設計メーカーはこれを承認している。当時設計メーカーは、この変更を設計メーカー図面へ反映する必要はないと判断している。ただし、第1種図面は当社の管理として正しい情報を記載すべきであるため、訂正する。

(添付資料- 8)

5. 根本原因の検討

今回のT A Fの値について、当社に登録されていた図面等で異なる値が存在し、現在まで認識されなかったことは、QMS上の問題として重く受け止めている。

この点については、現在建設時の経緯を調査し、原因究明を行っており、その結果からは是正措置と水平展開を行う。

なお、3. 原因で述べたとおり、今回のT A Fの値は建設時の燃料に関する設置変更許可申請の内容が図面等に反映されなかったことから、まずは原子炉压力容器の内装品を対象に、安全評価に影響を及ぼすものについて抽出し、関係図面等に最新の数値等が適切に反映されていることについて調査を行う(燃料集合体、制御棒、核計装等)。

6. 特別点検におけるU T及び延長認可申請書の対応

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」

では原子炉圧力容器の母材及び溶接部のU T対象部位は「炉心領域」としている。

東海第二発電所の工認では燃料有効長は 3708mm とされており、したがって「炉心領域」は原子炉圧力容器底部より 5494mm～9203mm となる。

一方、東海第二発電所の原子炉圧力容器特別点検項目のうち炉心領域のU Tについては、原子炉圧力容器特別点検要領書において試験探傷部位を「原子炉圧力容器底部より 5494mm～9152mm(燃料棒有効長さ)」としており、工認のT A Fの値(9203mm)と異なっている。

このため、本来の工認記載のT A Fの値に対して不足している部分を追加で点検し、その結果を運転期間延長申請書の補正として提出することとしたい。

また、延長認可申請書については、今回問題となったT A Fの数値が他に用いられていないことを確認しているが、それ以外の数値については、記載した数値の根拠を再確認した上で、適正な数値であるか否かを速やかに確認する。なお、特別点検項目のうち原子炉圧力容器の炉心領域のU T以外の部分については、エビデンスに用いた図面を工認や第1種図面と照合すること等により問題ないことを確認した。

(添付資料－9)

7. 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U Tの試験範囲及び安全審査資料の誤りは、7×7燃料時のT A F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、T A F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。その結果、製作メーカー図面のT A Fの値、360.31in又は換算値9152mmを使用している許認可関連文書を確認した結果、関連する用語を記載している文書は96文書に確認され、そのうち7×7燃料時のT A Fの値等を記載、又は、今後原子炉水位計(燃料域)の校正に伴い記載の修正が必要な文書は17文書であり、これは記載の修正のみであり問題の無いことを確認した。運転停止中の有効性評価の再評価を伴う修正が必要な文書が4文書あることを確認した。

(添付資料－10)

(1) 設置変更許可申請書(新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、T A F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、R P V下部から7×7燃料時のT A F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 T A F 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 T A F 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、遮蔽維持可能水位及び T A F 位置到達に余裕のある水位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－ 1 1)

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 T A F 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(SA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－ 1 2)

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－ 1 3)

(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－ 1 4)

(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 5)

8. その他の影響

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、保安規定、社内規程とした。

(1) 保安規定

保安規定について調査した結果、該当する条文数は11個、添付は1個の計12個であり、内容については以下のとおり影響の無いものとする。なお、保安規定には、T A Fの数値自体は記載していない。

1) 逐条毎の確認

①保安規定第27条 (計測及び制御設備)

- ・保安規定第27条第2項に基づき、発電長は、原子炉水位 (燃料域) について、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こととなっており、原子炉の状態が運転及び起動時に、毎日1回の監視業務において原子炉水位 (燃料域) が動作可能 (満水状態)

であることを確認していた。

- ・保安規定第27条第2項に基づき、電気・制御グループマネージャーは、原子炉水位（燃料域）計装について定検停止時毎に校正し、その結果を発電長に通知することになっており、定検停止毎に校正するとともに、その結果を発電長に通知していた。なお、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として行っているが、校正の基準をTAFの値としており、7×7燃料時のTAF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。）。この評価については、（2）定期事業者検査、（2）安全保護系保護検出要素性能（校正）検査にて後述する。

以上より、原子炉水位（燃料域）計装の校正値に差異が生じていたものの、保安規定に定められた行為を実施していた。

*3：安全保護系保護検出要素性能（校正）検査

②保安規定第34条（原子炉停止時冷却系その1）等

- ・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、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。

③保安規定第40条（非常用炉心冷却系その2）等

- ・保安規定第40条表40-3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、保安規定第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。

④添付1 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準（第77条関連）

- ・保安規定第77条第2項において、第76条第1項の異常が発生した場合（原子炉がスクラムした場合等）、添付1に示す「原子炉がスクラムし

た場合の運転操作基準」に従って実施することを定めている。

- ・この添付1の表にはT A Fに関する記載（例：原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に回復させ、等）がある。これまでに東海第二発電所は原子炉がスクラムした経験はあるものの原子炉水位がT A F近傍まで低下したことはなく、本事象に伴う影響のないことを確認した。

2) 原子炉水位(燃料域)計指示が高く指示していたことによる影響評価

本事象による有効燃料棒頂部に差異が生じていたことによる影響について評価した。

- ・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T A F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、原子炉压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、数時間ある原子炉压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T A F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T A F位置から51mmを超えて更に下回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。

3) その他の原子炉水位計測器への影響確認

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、原子炉水位計装が用いられている。このため、ECCS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、T A F基準の原子炉水位計は原子炉水位(燃料域)計装のみであり他の原子炉水位計装には影響を与えないこと、また原子炉水位(燃料域)計装は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。

(2) 定期事業者検査

- ・ I S I 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 1 8 条^{*4} の要求事項を満足するために実施している。

^{*4}：「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（省令 6 2 号）」では第 9 条の 2 が該当。

- ・「検査カテゴリ B－A 原子炉压力容器の炉心外周域耐圧部分の溶接継手」のうち「炉心外周域にある胴の長手継手」については、I S I にて U T が行われてきたが、検査計画（第 1 次から第 4 次検査間隔）及び要領書において 7 × 7 燃料時の T A F の値を用いており、その記録も要領書同様であった。したがって必要な検査範囲の一部が未実施であった。（なお、定期事業者検査は第 3 次検査間隔以降となる。）
- ・しかしながら、建設時の供用前検査において溶接全長について U T を実施し、異常のないことを確認している。また、同じ環境下にある当該溶接継手はこれまでの I S I の U T で亀裂等がないことを確認しており、また今定検中に実施した特別点検においても未実施部分の検査を行い、亀裂等がないことを確認している。
- ・したがって、当該溶接継手は技術基準の第 1 8 条に適合しないものではないと考える。
- ・今後の対応として、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 T A F の値から算出した範囲に見直し、検査を行う。なお、I S I 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 8)

2) 安全保護系保護検出要素性能（校正）検査

- ・原子炉水位計（燃領域）の校正については、技術基準第三十四条 1 項五号、4 項及び第三十八条 2 項^{*5} の要求事項を満足するために実施している。

^{*5}：「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（省令 6 2 号）」では第 2 0 条 1 項五号、同 3 項、第 2 4 条の 2 の 2 項が該当。

- ・この校正は、前述のとおり 7 × 7 燃料時の T A F の値を基準として校正を行っており、第 2 0 回定検以降は定期事業者検査「安全保護系保護検出要素性能（校正）検査」として行っていた。
- ・原子炉水位計（燃料域）については、定期事業者検査で定めた判定基準（指示計器が許容誤差内にあること）を満足することで、計器の健全性を確認してきている。
- ・誤った値を用いた T A F 位置を基準とした原子炉水位計（燃料域）が事故対応へ及ぼす影響評価を行った結果、問題となるものでないことを確認

した。

- ・定期事業者検査の結果について、正しいT A F位置を基準として評価すると許容誤差を超えた値となるが、前述のとおり、この差が事故対応に与える影響は問題となるものでないと判断する。また当該計器が健全であることは定期事業者検査で確認してきており、技術基準には適合していたものと判断する。
- ・今後の対応として、当該計器の機能が要求される時期までに、正しいT A Fの値を用いて校正を実施する。

(添付資料－19)

(3) 社内規程

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、関連する用語を記載している社内規程はQMS 3次文書14文書に確認され、そのうち7×7燃料時のT A Fの値等を記載、又は、今後原子炉水位計（燃料域）の校正に伴い記載の修正が必要な文書は6文書であり、いずれも記載の修正のみであり問題の無いことを確認した。

また、社内規程ではないものの社外へ提出している防災業務計画については、参考として誤ったT A Fの数値が記載されていることを確認した。なお、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－16, 20)

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 原子炉压力容器特別点検要領書」に記載されている原子炉压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、特別点検の原子炉压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、原子炉压力容器特別点検要領書」に記載されている原子炉压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

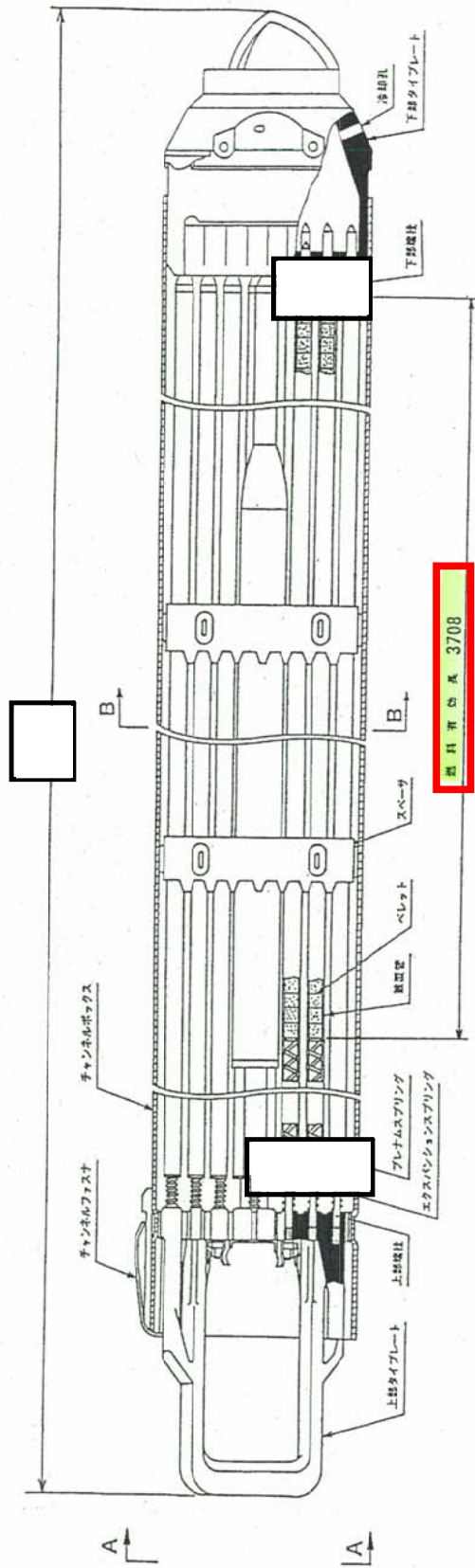
試験対象部位	屈折角
炉心領域（溶接部及び母材部）	容器外面より垂直法及び斜角法（横波：45°、60°）、フェーズドアレイ法（縦波：0°、20°、±35°、±45°） ※「炉心領域」を試験対象とすることから、軸方向の試験範囲は炉心に装荷された燃料集合体の有効長とし、原子炉压力容器底部より5494 mm~9152 mm（燃料棒有効長さ）とする。また、板厚方向の試験範囲は原子炉压力容器本体母材及び溶接部に加え、原子炉压力容器内面クラディング及びパッドを含める。
ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部	容器内面より斜角法（横波：45°、70°） ※試験範囲は維持規格に基づき、ジェットポンプライザ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

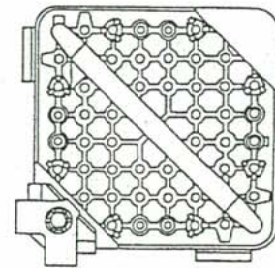
対比試験片に用いる校正用反射体は、標準穴（横穴）またはノッチとし、下表の仕様とする。

表 4. 1. 6-1 対比試験片の仕様

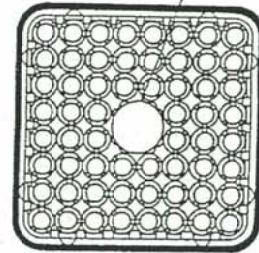
試験対象部位	試験部の厚さの区分 (mm)	対比試験片の厚さ (mm)	穴の位置	穴径 (mm)
炉心領域（溶接部及び母材部）	152 を超え 203 以下	試験部の厚さ 又は 178	3/4T 又は 1/4T	8.0
ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部	25 以下	試験部の厚さ 又は 19	T/2	2.4



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

ウェーダロッド

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

補足説明資料では、L1は TAF+44. 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

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

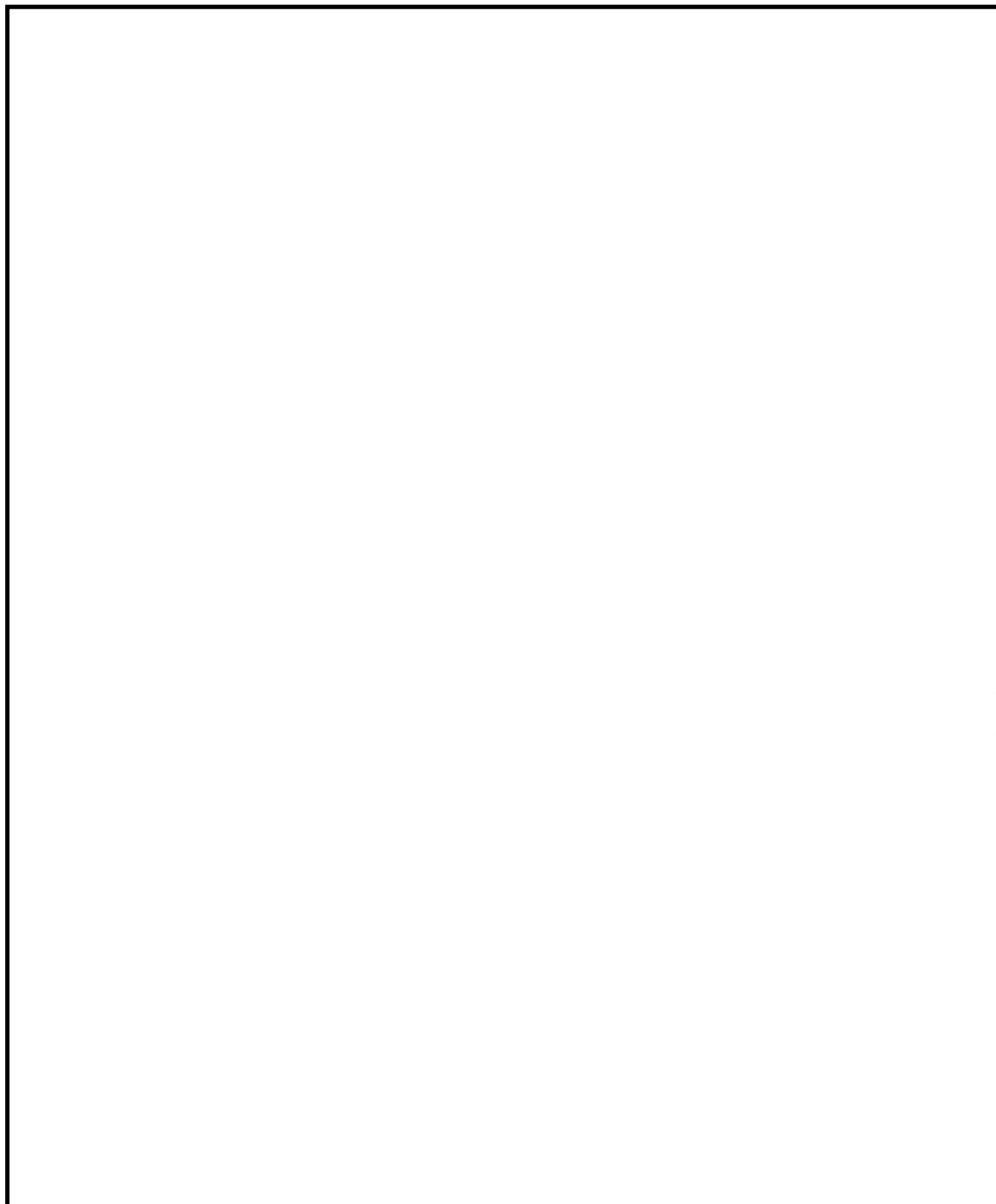
7. 37MPa [gage] × 2 個, 354. 6t/h/個

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を第1表に示す。



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)	

1 原子炉水位及びインタローックの概要

原子炉圧力容器水位計装概要図を第1図に、インタローックの概要を第1表に示す。

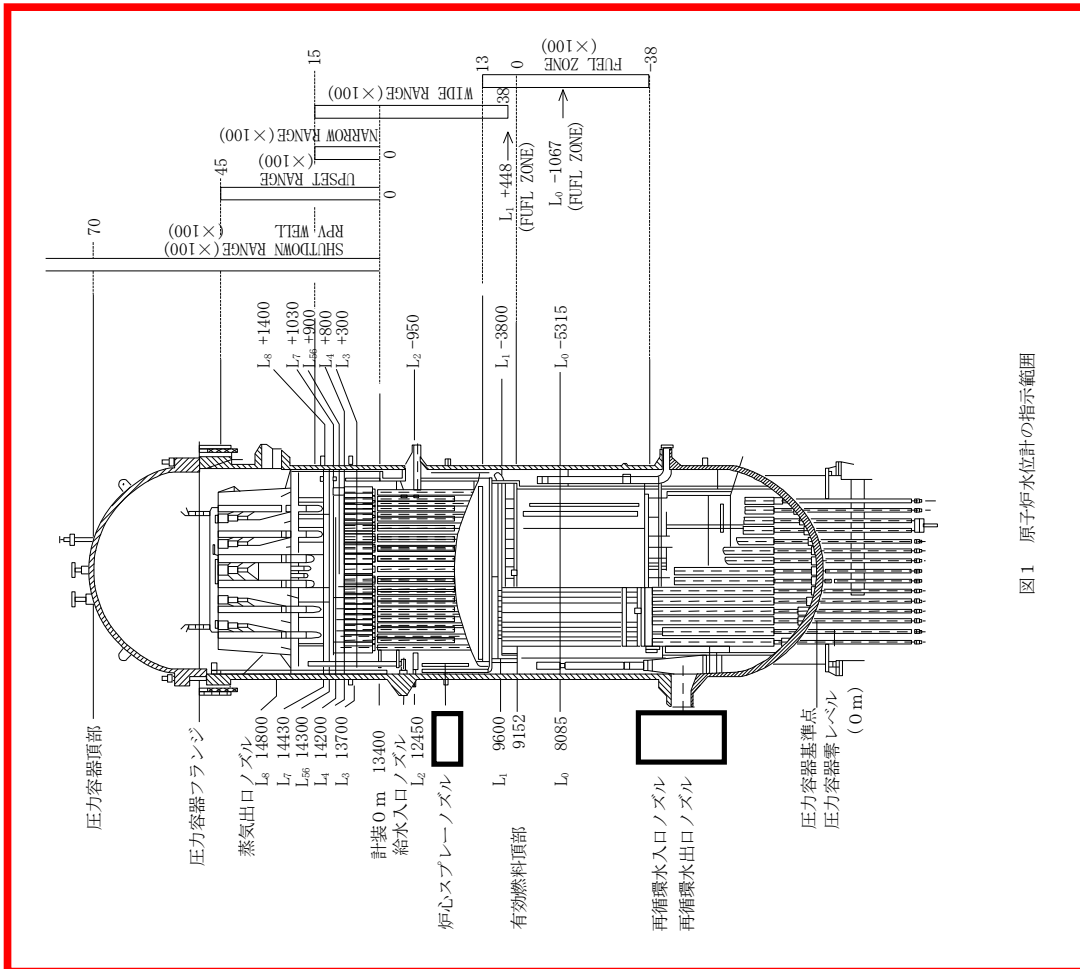
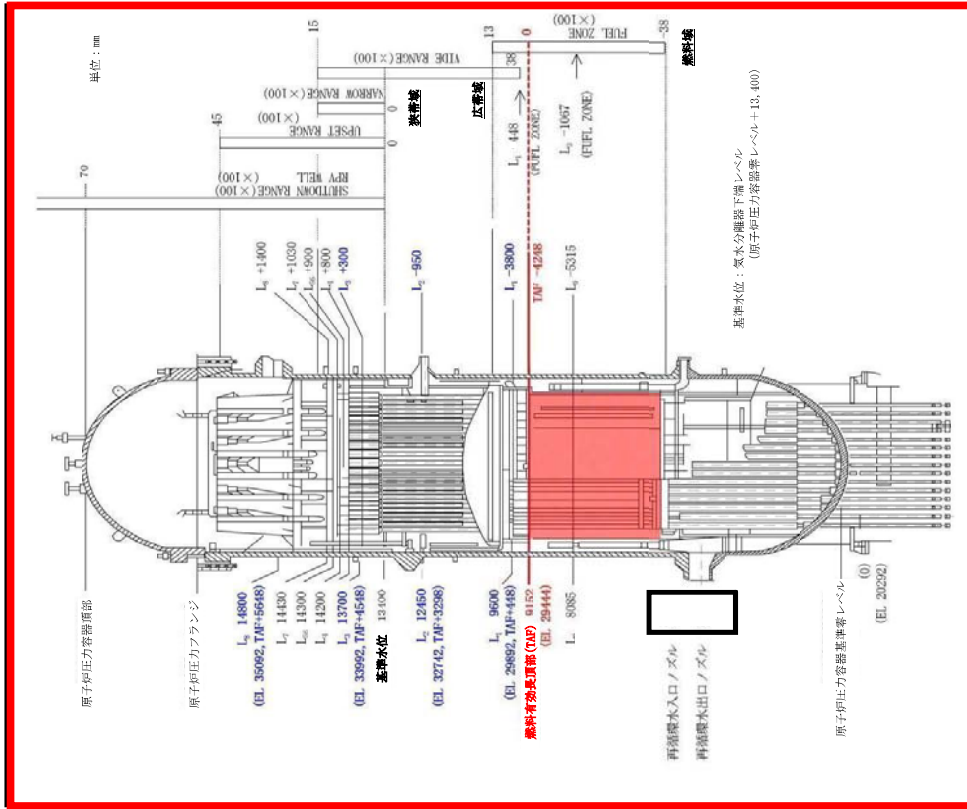


図1 原子炉水位計の指示範囲

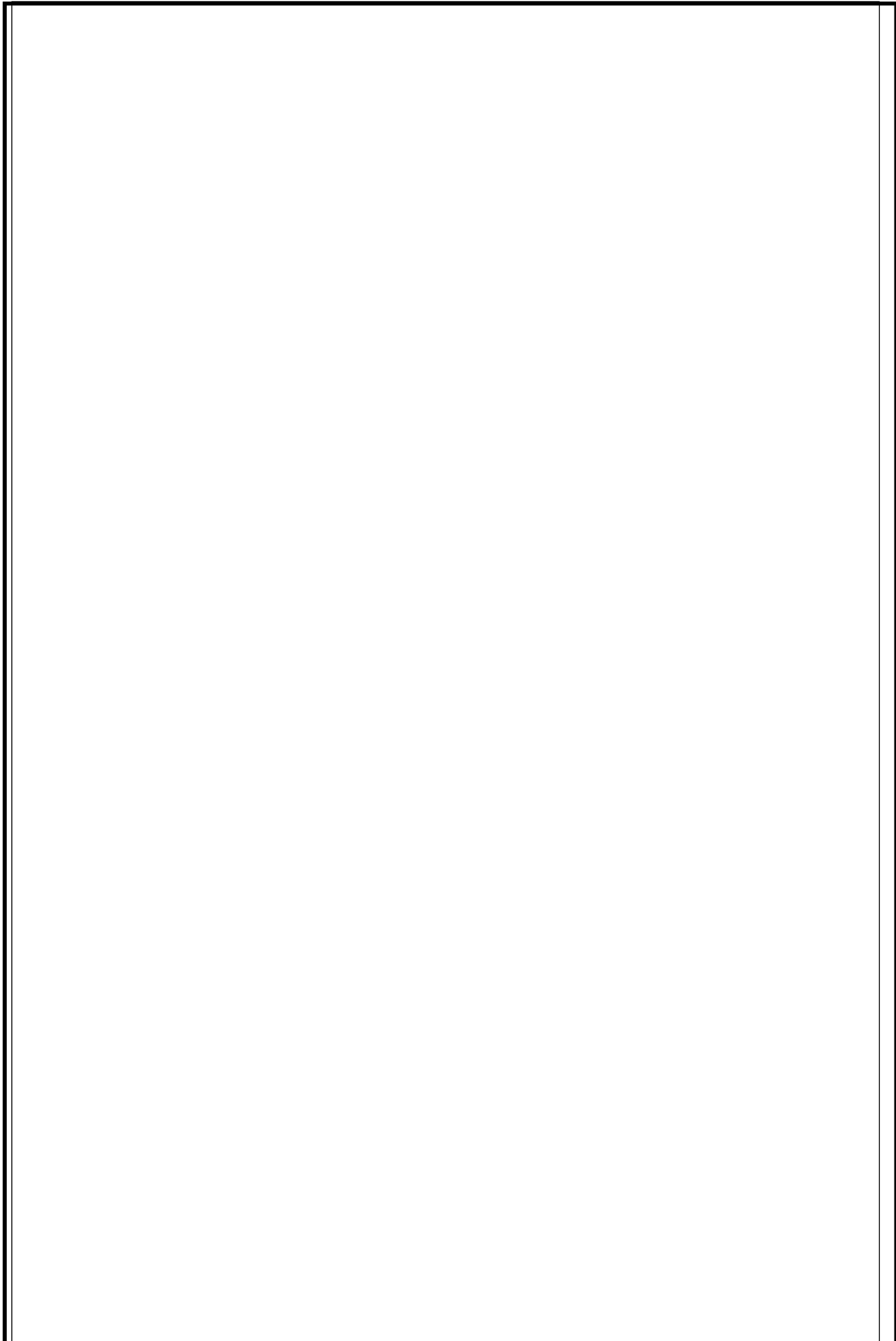


第1図 原子炉圧力容器水位計装概要図

非常時運転手順書をもとに作成

補足1-1

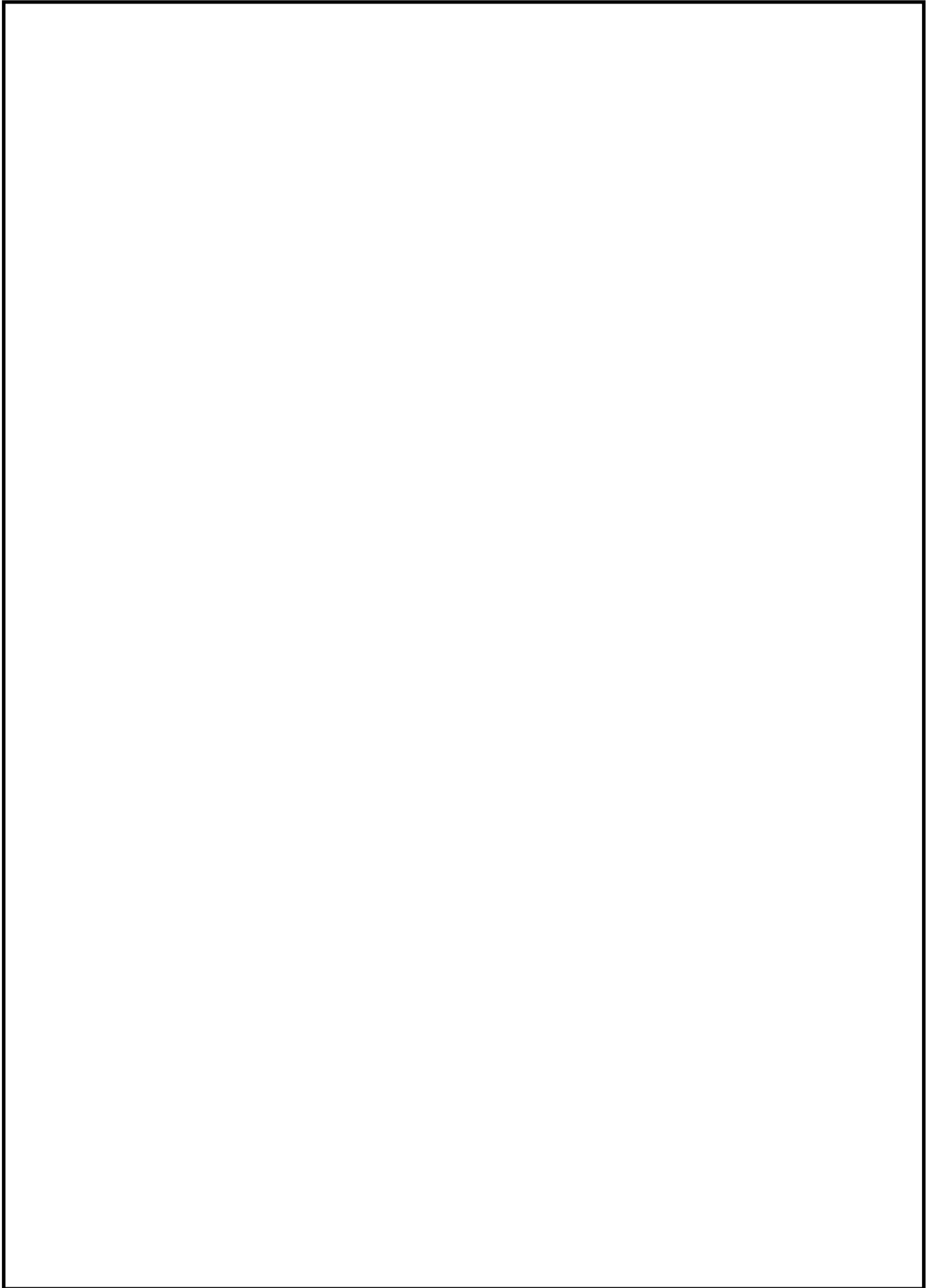
建設時の原子炉水位計（燃料域）設定値根拠書抜粋



原子炉圧力容器図面の比較

【設計メーカー図面（第1種図面）】

【製作メーカー図面（第2種図面）】

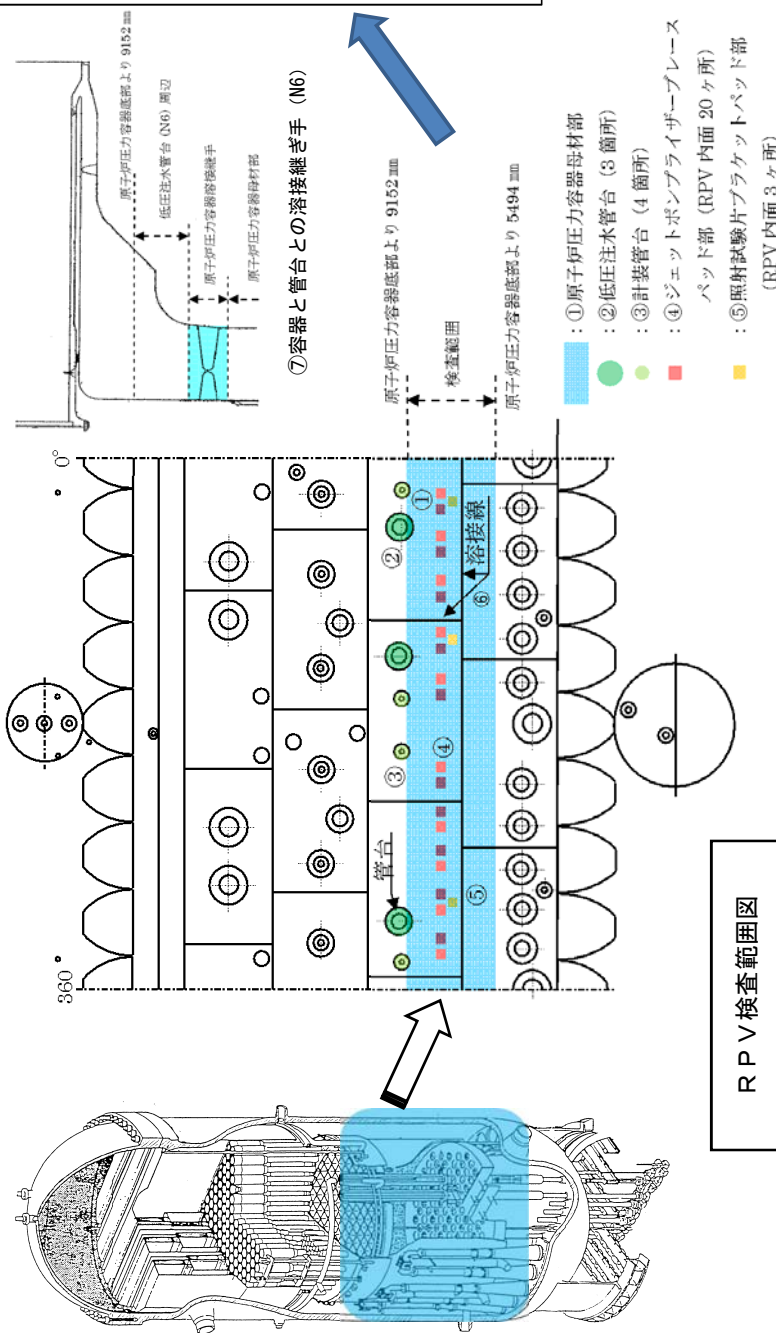


東海第二発電所 原子炉圧力容器 第1種／第2種図面記載寸法

No	対象箇所	図面寸法			A・Cの比較
		第1種	第2種		
		A[inch]	B[mm]	C[inch]	
①	フランジ面				
②	ベローズ下部				
③	スタビライザーブラケット				
④	保温サポート(上)				
⑤	給水ノズル				
⑥	制御棒駆動水戻りノズル				
⑦	低圧注水ノズル				
⑧	TAF				
⑨	BAF				
⑩	原子炉再循環出口ノズル				
⑪	主蒸気出口ノズル				
⑫	計測ノズル(上)				
⑬	計測ノズル(中)				
⑭	炉心スプレインノズル				
⑮	計測ノズル(下)				
⑯	原子炉再循環入口ノズル				
⑰	ジェットポンプ計測ノズル				
⑱	保温サポート(下)				
⑲	原子炉圧力容器基礎				

※1: 第1種図面はELを示し, 第2種図面はフランジ面からの寸法(745-703=42)を示す。
 ※2: 第1種図面はELを示し, 第2種図面はベッセル0からの寸法を示す。

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)

許認可関連資料に燃料有効長頂部の寸法値等を取り入れたものの確認

1. 目的

製作メーカー図面に記載されていた7×7燃料時のTAFの値(360.31in、9152mm)等を用いている許認可関連文書の有無を調査し、有った場合はその影響を評価する。

2. 対象範囲

- ・ 設置変更許可申請書（審査資料含む）
- ・ 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）
- ・ 運転期間延長認可申請書

3. 調査方法

上記、対象範囲文書について、「燃料有効長」、「TAF」、「燃料有効長頂部」、「燃料棒長さ」、「炉心有効長さ」やこれらに関連する数値等（以下「TAF値等」という。）の記載の有無を確認し、これらの記載が確認されたものについては、影響の有無を確認する。

4. 調査結果

調査の結果、TAF値等の記載が確認された文書数は以下のとおりであり、これらについて評価した結果、今後原子炉水位計（燃料域）の校正に伴い記載の修正が必要な文書は17文書あり、これは記載の修正のみであり問題の無いことを確認した。また、有効性評価の再評価を伴う修正が必要な文書が4文書あることを確認した。

対象文書	①	②	③
設置許可変更許可申請書関連	76	14	4
工認関連	19	3	0
運転期間延長認可申請書関連	1	0	0

① TAF値等が確認された文書数

②①のうち、9152mm等本来の値ではない数値を用いていたため修正が必要な文書数

③TAF値を正しい値9203mmと訂正した際に評価を伴う修正が必要な文書数

以 上

東海第二発電所 燃料頂部値の記載見直し時の影響範囲調査シート(1/5)

調査対象：審査資料関連で原子炉燃料頂部に関連する記載のある図書

No.	許認可分類	対象資料	記載修正 要否	理由
1	設置許可	審査資料(技術的能力1.1【緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等】)	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
2	設置許可	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】)	要	①TAF位置に9152mmの記載有。記載の修正要 ②TAF位置9152mmを基準として燃料域水位計でL1及びL0の位置を水位換算しているため①の修正を基に記載の修正要 ③原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要 ④原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA燃料域)は、指示範囲変更のため修正要 ⑤原子炉水位(燃料域), 原子炉水位(SA燃料域)の補正曲線については、TAF基準水位が変更のため修正要 (上記①, ②, ④, ⑤の修正は水位計の使用用途と校正条件を参考として記載している添付資料で修正しても本文内容に影響はない。)
3	設置許可	審査資料(技術的能力1.3【原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】)	否	①燃料有効長のみ。修正不要 燃料域水位計は、有効燃料頂部9152mmを基準としているため減圧判断の遅れのおそれあり。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。 ②燃料有効頂部の記載のみ。修正不要 TAF水位は原子炉減圧に係る操作の移行判断・導入条件に用いているが、原子炉水位(燃料域)の指示するTAF水位は、実際のTAF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、注水遅れを考慮したプラント挙動解析結果から、炉心損傷防止の観点として問題となるものではない。 ③原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要 ④TAFの水位位置を示しているがグラフの目盛が2m単位のため、51mmの差異はグラフ上影響はないため、修正不要
4	設置許可	審査資料(技術的能力1.4【原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】)	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
5	設置許可	審査資料(技術的能力1.5【最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】)	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
6	設置許可	審査資料(技術的能力1.6【原子炉格納容器内の冷却等のための手順等】)	要	①原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要 ②原子炉水位(燃料域)指示値で-1.067mm(L0)の位置は正しいが、燃料域の基準が変更になるため数値の修正要
7	設置許可	審査資料(技術的能力1.7【原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】)	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
8	設置許可	審査資料(技術的能力1.8【原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】)	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
9	設置許可	審査資料(技術的能力1.11【使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】)	否	使用済燃料貯蔵プール内での燃料有効頂部の記載であり、原子炉内でのTAF位置と関連なし。
10	設置許可	審査資料(技術的能力1.13【重大事故等の収束に必要な水の供給手順】)	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
11	設置許可	審査資料(技術的能力1.0【重大事故等対策における共通事項】)	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
12	設置許可	審査資料(技術的能力1.0添付資料1.0.3【予備品等の確保及び保管場所について】)	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
13	設置許可	審査資料(技術的能力1.0添付資料1.0.6【重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について】)	要	①修正要 燃料域の指示範囲変更。(指示範囲の変更のみで影響なし) ②TAFの記載のみ。修正不要 炉心損傷開始の確認は、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。 ③TAFの記載のみ。修正不要 TAF水位は原子炉減圧に係る操作の移行判断・導入条件に用いているが、原子炉水位(燃料域)の指示するTAF水位は、実際のTAF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、注水遅れを考慮したプラント挙動解析結果からは、炉心損傷防止の観点からは、問題となるものではない。 ④TAFの記載のみ。修正不要 水位不明時の対応で水位計にて判断するのではなく、原子炉満水操作でTAF以上を確認するため、問題なし。 ⑤BAFの記載。修正不要 燃料域水位計は、有効燃料頂部 9152mmを基準としているため減圧判断の遅れのおそれあり。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。 その他の記載は、TAFの説明や目的を記載したものであるため問題となるものはない。

東海第二発電所 燃料頂部値の記載見直し時の影響範囲調査シート(2/5)

調査対象：審査資料関連で原子炉燃料頂部に関連する記載のある図書

No.	許認可分類	対象資料	記載修正 要否	理由
14	設置許可	審査資料(技術的能力1.0添付資料1.0.7【有効性評価における重大事故対応時の手順について】)	要	本資料は、有効性評価の解析上の対応手順の概要フロー及び技術的能力1.0添付資料1.0.6手順書の資料で構成されているため、概要フローと手順書の修正要否と同様となる。
15	設置許可	設置許可補正書 添付 5.1 重大事故等対策	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
16	設置許可	設置許可補正書追補1【1.1緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等】	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
17	設置許可	設置許可補正書追補1【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】	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
18	設置許可	設置許可補正書追補1【1.3原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】	否	①燃料有効長の記載のみ。修正不要 燃料域水位計は、有効燃料頂部9152mmを基準としているため減圧判断の遅れのおそれあり。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。 ②原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
19	設置許可	設置許可補正書追補1【1.4原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
20	設置許可	設置許可補正書追補1【1.5最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
21	設置許可	設置許可補正書追補1【1.6原子炉格納容器内の冷却等のための手順等】	要	①原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要 ②原子炉水位(燃料域)指示値で-1.067mm(L0)の位置は正しいが、燃料域の基準が変更になるため数値の修正要
22	設置許可	設置許可補正書追補1【1.7原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
23	設置許可	設置許可補正書追補1【1.8原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
24	設置許可	設置許可補正書追補1【1.13重大事故等の収束に必要な水の供給手順】	否	原子炉水位(燃料域, SA燃料域)の指示範囲が変更となるが計器名称の記載のみなので修正不要
25	設置許可	審査資料(従来添十評価)	否	工学的安全施設作動設定点は、TAF基準設定としていない。また、幾何学形状データとしてTAF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。
26	設置許可	審査資料(大規模損壊・別冊含む)	否	TAF等の用語の記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。
27	設置許可	審査資料(大規模損壊・本体添付)	否	燃料有効長の数値の記載があるが、正しい数値(3.71m)であり問題ない。
28	設置許可	審査資料(大規模損壊・別冊Ⅱ)	否	使用済燃料プールのTAFに到達するまでの時間の記載があるが、今回問題となった炉内ではないため問題ない。
29	設置許可	設置許可補正書(大規模損壊)	否	TAF等の用語の記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。
30	設置許可	審査資料(有効性評価：静的負荷)	否	TAFの記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。
31	設置許可	審査資料(有効性評価：DCH)	否	BAFからの数値を記載しているため、修正不要
32	設置許可	審査資料(有効性評価：FCI)	否	TAFの記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。
33	設置許可	審査資料(有効性評価：MCCI)	否	TAFの記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。
34	設置許可	審査資料(有効性評価：補足17)	否	TAFの記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。
35	設置許可	審査資料(有効性評価：6章資源)	否	使用済燃料プールのTAFに到達するまでの時間の記載があるが、評価計算中では、炉心TAF位置の数値を用いておらず、その他の数値も適切な値を用いて計算されており影響はない。
36	設置許可	審査資料(有効性評価：高圧・低圧注水機能喪失)	否	TAFの記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。
37	設置許可	審査資料(高圧注水・減圧機能喪失)	否	TAFの記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。
38	設置許可	審査資料(全交流動力電源喪失(長期TB))	否	TAFの記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。
39	設置許可	審査資料(全交流動力電源喪失(TBD, TBU))	否	TAFの記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。
40	設置許可	審査資料(全交流動力電源喪失(TBP))	否	TAFの記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。
41	設置許可	審査資料(崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失))	否	TAFの記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。
42	設置許可	審査資料(崩壊熱除去機能喪失(RHR機能喪失))	否	TAFの記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。
###	設置許可	審査資料(LOCA時注水機能喪失)	要	値のみ修正
44	設置許可	審査資料(インターフェイスシステムLOCA)	要	値のみ修正
45	設置許可	審査資料(津波浸水による注水機能喪失)	否	TAFの記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。

赤 字：記載修正「要」の項目を示す。No.太字下線：既許可・既認可項目を示す。

東海第二発電所 燃料頂部値の記載見直し時の影響範囲調査シート(3/5)

調査対象: 審査資料関連で原子炉燃料頂部に関連する記載のある図書

No.	許認可分類	対象資料	記載修正 要否	理由
46	設置許可	審査資料(有効性評価:1章基本的考え方)	否	TAFの記載のみ又は正しいTAF等の数値が記載されており問題ない。
47	設置許可	審査資料(有効性評価:添付1.5.2)	要	TAF位置を示した資料の修正が必要
48	設置許可	審査資料(有効性評価:想定事故1)	否	使用済燃料プールのTAFからの水位等の記載があるが、炉心TAF位置の数値を用いておらず、適切な値を用いており影響はない。
49	設置許可	審査資料(有効性評価:想定事故2)	否	使用済燃料プールのTAFからの水位等の記載があるが、炉心TAF位置の数値を用いておらず、適切な値を用いており影響はない。
50	設置許可	審査資料(有効性評価:停止時崩壊熱除去機能喪失)	要	遮蔽計算の評価モデルにおいて、TAF位置をRPV底部から9,152mmであることを前提として線量評価点からTAFまでの距離を設定して線量率を評価していたため、TAF位置を正しい値に修正して再計算する必要がある。 また、線量率の再計算に伴い、遮蔽を維持できる水位までの余裕時間を再計算する必要がある。
51	設置許可	審査資料(有効性評価:停止時全交流電源喪失)	要	遮蔽計算の評価モデルにおいて、TAF位置をRPV底部から9,152mmであることを前提として線量評価点からTAFまでの距離を設定して線量率を評価していたため、TAF位置を正しい値に修正して再計算する必要がある。 また、線量率の再計算に伴い、遮蔽を維持できる水位までの余裕時間を再計算する必要がある。
52	設置許可	審査資料(有効性評価:停止時原子炉冷却材の流出)	要	遮蔽計算の評価モデルにおいて、TAF位置をRPV底部から9,152mmであることを前提として線量評価点からTAFまでの距離を設定して線量率を評価していたため、TAF位置を正しい値に修正して再計算する必要がある。 また、線量率の再計算に伴い、遮蔽を維持できる水位までの余裕時間を再計算する必要がある。
53	設置許可	審査資料(シーケンス選定)	否	プラント停止中における燃料損傷までの余裕時間及び保有水量の記載があるが、いずれの値も炉心TAF位置の数値を用いて算出したものではなく、影響はない。
54	設置許可	審査資料(内部事象出力運転時レベル1PRA)	否	事故進展解析のグラフにおいてTAF位置が参考に記載されているが、正しい値であり問題はない。
55	設置許可	審査資料(内部事象停止時レベル1PRA)	否	プラント停止中における燃料損傷までの余裕時間及び保有水量の記載があるが、いずれの値も炉心TAF位置の数値を用いて算出したものではなく、影響はない。 炉心損傷判定条件に燃料有効長頂部に関する記載があるが、用語の記載のみであり、数値が変更となっても影響はない。
56	設置許可	審査資料(有効性評価:補足7)	要	遮蔽計算の評価モデルにおいて、TAF位置をRPV底部から9,152mmであることを前提として線量評価点からTAFまでの距離を設定して線量率を評価していたため、TAF位置を正しい値に修正して再計算する必要がある。
57	PLM	PLM評価書(原子炉圧力容器の技術評価書関連温度の予測における照射量)	否	原子炉圧力容器の関連温度(脆性遷移温度)の予測においては、原子炉内表面から1/4t深さの照射量を用いている。この照射量は、試験片が受けた照射量に解析から求める照射量を用いて位置の補正を行い算出しているが、この照射量の解析に用いている有効炉心長が、正しい値(3,708mm)であることを確認した。
58	工認	既工事計画認可申請書(遮蔽及び熱除去計算、常時立ち入る場所の放射線量率)	否	「遮蔽、熱除去計算」では誤った値が記載(炉心有効長:365.8cm)され、解析も行われているが、その後申請された「常時立ち入る場所での放射線量率計算書」では正しい値で記載(炉心有効長:3708cm)され解析も行われており、上書きされている。
59	工認	工認(要目表(炉心))	否	炉心有効高さの値は正しく記載されている。
60	工認	工認(基本設計方針(耐圧強化ベント系))	否	燃料有効長頂部の記載のみであり、数値は記載されていない。
61	工認	工認(基本設計方針(格納容器圧力逃がし装置))	否	燃料有効長頂部の記載のみであり、数値は記載されていない。
62	工認	工認(要目表(原子炉水位(燃料域)))	要	TAF水位の記載が異なる値を使用しており修正が必要。工認補正時に修正(第2回補正対象)。 当該箇所の修正のみで他資料への記載はない。
63	工認	工認(要目表(原子炉水位(SA燃料域)))	要	TAF水位の記載が異なる値を使用しており修正が必要。審査時に修正(第1回補正で提出済み)。 当該箇所の修正のみで他資料への記載はない。
64	工認	工認(V-1-1-6 健全性に関する説明書)	否	燃料有効長頂部の記載のみであり、数値は記載されていない。
65	工認	工認(V-1-3-2 臨界防止に関する説明書)	否	燃料有効長の値は正しく記載されている。
66	工認	工認(V-1-3-5 遮蔽能力に関する説明書)	否	燃料有効長の値は正しく記載されている。
67	工認	工認(V-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書)	要	TAF水位の記載が異なる値を使用しており修正が必要。工認補正時に修正(第2回補正対象)。 当該箇所の修正のみで他資料への記載はない。
68	工認	工認(V-1-5-2 工学的安全施設の起動信号設定値根拠に関する説明書)	否	燃料有効長頂部の記載のみであり、数値は記載されていない。
69	工認	工認(V-1-8-2 PCV水素濃度低減に関する説明書)	否	燃料有効長頂部の記載のみであり、数値は記載されていない。
70	工認	工認(V-1-10-2 品証計画(原子炉本体))	否	炉心有効高さの記載のみであり、数値は記載されていない。
71	設置許可	【新規基準】設置変更許可申請書 54条 54-13使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価	否	炉心有効長は正しく記載。(3.71m)

東海第二発電所 燃料頂部値の記載見直し時の影響範囲調査シート(4/5)

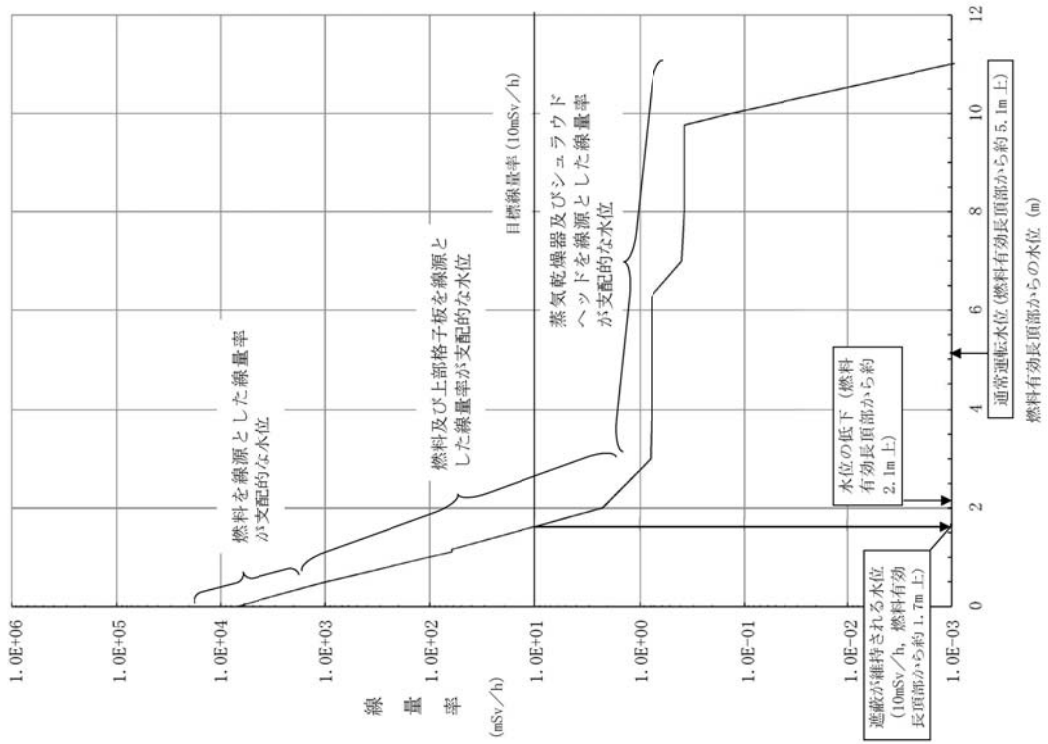
調査対象: 審査資料関連で原子炉燃料頂部に関連する記載のある図書

No.	許認可分類	対象資料	記載修正 要否	理由
72	設置許可	【新規制基準】設置変更許可申請書 有効性評価 添付資料4.1.5使用済燃料プール水 沸騰・喪失時の未臨界性評価	否	炉心有効長は正しく記載。(3.71m)
73	設置許可	【新規制基準】設置変更許可申請書 大型航空機衝突 添付資料2.1.12使用済燃料 プール大規模漏えい時の対応について	否	炉心有効長は正しく記載。(3.71m)
74	工認	工事計画認可申請書添付書類 V-1-3-2 臨界防止に関する説明書	否	燃料有効長の値は正しく記載(3.71m)。
75	設置許可	燃料取扱設備, 新燃料貯蔵設備及び使用済燃料 貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに 関する説明書に係る補足説明資料	否	燃料棒有効長さは正しく記載。(通常燃料棒約3.71 m)
76	設置許可	【既許可】設置変更許可申請書本文 五 原子炉及びその附属施設的位置, 構造及び 設備 ハ 原子炉本体の構造及び設備 (イ)炉心 (1)構造。主要寸法 炉心有効高さ (ロ)燃料体 (3)燃料要素の構造 b.主要寸法 燃料棒有効長さ	否	炉心有効高さは正しく記載。(約3.7m)
77	設置許可	(イ)炉心 (1)構造。主要寸法 炉心有効高さ (ロ)燃料体 (3)燃料要素の構造 b.主要寸法 燃料棒有効長さ	否	燃料棒有効長さは正しく記載(9×9燃料(A型)部分長燃料棒以外すべて約3.7m。)
78	設置許可	設置変更許可申請書添付書類ハ 3. 原子炉及び炉心 3.1 概要 炉心 実効高さ/有効高さ	否	炉心実効/有効高さは正しく記載。(約3.7m)
79	設置許可	3.2 燃料 燃料(棒)有効長さ	否	燃料棒有効長さは正しく記載(9×9燃料(A型)部分長燃料棒以外すべて約3.71m/約 371cm。)
80	設置許可	14.2 核設計 燃料棒有効長さ/有効燃料棒長さ	否	燃料棒有効長さは正しく記載(9×9燃料(A型)部分長燃料棒以外すべて約3.71m)
81	工認	工事計画認可申請書 I 工事計画書 (三)原子力設備 1. 原子炉本体 1. 2炉心に係る次の事項 (1)構造 炉心有効高さ	否	炉心有効高さは正しく記載。(3.71m)
82	工認	工事計画認可申請書 添付書類 熱出力計算書 2. 炉心設計基準 2.1 原子炉熱出力 有効高さ	否	有効高さは正しく記載。(3708mm)
83	工認	3. 炉心設計仕様 炉心有効高さ 燃料棒有効長さ	否	炉心有効高さ及び燃料棒有効長さはともに正しく記載。(3708mm)
84	工認	6. 熱水力特性及び核特性 6.4 炉心内出力分布 炉心 有効高さ	否	炉心有効高さは正しく記載。(3708mm)
85	工認	添付図 燃料集合体構造図 燃料有効長	否	燃料有効長は正しく記載。(3708(mm))
86	設置許可	まとめ資料(16条SFP計装)	否	・審査資料に必要な水遮へい水位(約-0.9m)と記載しているが問題なし。
87	設置許可	まとめ資料(54条SFP計装 SA本文)	否	・使用済燃料プール放射線モニタの計測範囲の妥当性の説明のために, SFP事故シ ェンスで上昇する線量を記載している。
88	設置許可	まとめ資料(54条SFP計装 SA補足説明資料)	否	・使用済燃料のTAFレベル及び使用済燃料貯蔵ラックのレベルの記載有り。
89	設置許可	まとめ資料(46条減圧 SA補足説明資料)	否	・原子炉水位異常低下(レベル1)の容量設定根拠に「炉心が露出しないよう燃料有効 長頂部より高い設定」と記載。TAFレベル変更に関する記載ではないため問題なし。
90	設置許可	まとめ資料(58条計装 SA本文)	要	「原子炉水位(燃料域)」、「原子炉水位(SA燃料域)」の燃料有効長頂部(915cm)及び 計測範囲(-3,800mm~1,300mm)の記載の修正。
91	設置許可	まとめ資料(59条計装 SA補足)	要	「原子炉水位(燃料域)」、「原子炉水位(SA燃料域)」の燃料有効長頂部(915cm)及び 計測範囲(-3,800mm~1,300mm)の記載の修正。 TAF到達後の崩壊熱から「原子炉内燃料温度推定計算シート」を用いた原子圧力容器 温度を推定。TAF見直しに伴い, 計算シートの修正が必要。 使用済燃料プール放射線モニタの計測範囲の妥当性説明のため, TAFを基準にした 水位と放射線量率の相関図を添付。問題なし
92	設置許可	まとめ資料(技術的能力1.15計装)	要	「原子炉水位(燃料域)」、「原子炉水位(SA燃料域)」の燃料有効長頂部(915cm)及び 計測範囲(-3,800mm~1,300mm)の記載の修正。 使用済燃料プール放射線モニタの計測範囲の妥当性説明のため, TAFを基準にした 水位と放射線量率の相関図を添付。使用済燃料のTAFレベルが変われば, 上記の値 も変更となる可能性がある。
93	設置許可	原子炉建屋等重大事故時環境評価委託/SFP水 位低下時の吸収線量評価	否	使用済燃料プール放射線モニタの計測範囲の妥当性説明のため, TAFを基準にした 水位と放射線量率の相関図を添付。使用済燃料のTAFレベルが変われば, 上記の値 も変更となる可能性がある。現在, 使用済燃料のTAFレベルを確認中。

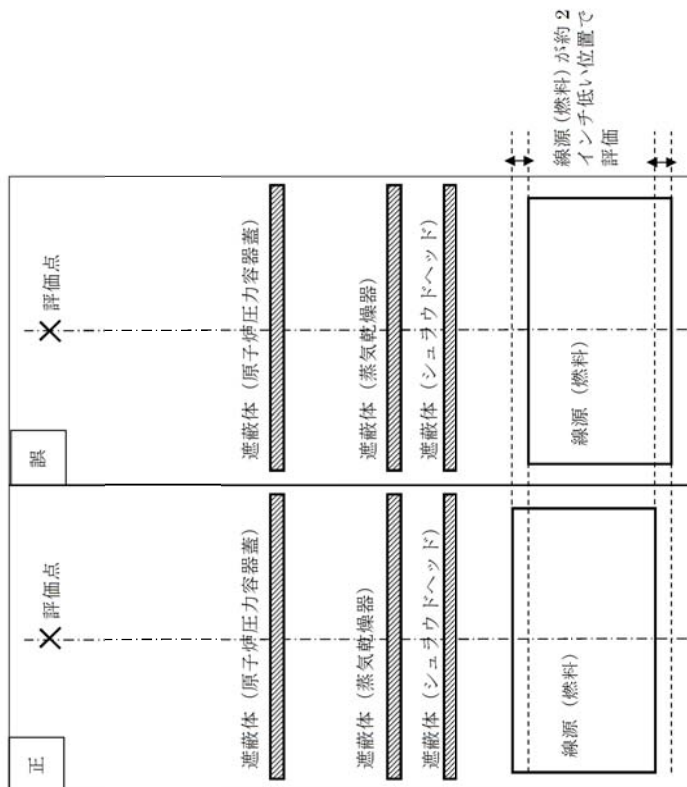
東海第二発電所 燃料頂部値の記載見直し時の影響範囲調査シート(5/5)

調査対象: 審査資料関連で原子炉燃料頂部に関連する記載のある図書

No.	許認可分類	対象資料	記載修正 要否	理由
94	設置許可	設置変更許可申請書 添付八 6. 計測制御系統施設	要	①既設SA格上げの「原子炉水位(燃料域)」、新設SA設備の「原子炉水位(SA燃料域)」の計測範囲に記載の基準点及び設計基準での水位変動範囲の修正が必要。 ②TAFの数値の記載はなく修正不要 ③TAFの数値の記載はなく、またL1もTAF以上に設定することには変わりはないため修正不要
95	設置許可	設置変更許可申請書 追補1. 1. 15事故時の計装に関する手順等	要	①TAFの数値の記載はなく修正不要 ②原子炉水位(燃料域)と原子炉水位(SA燃料域)の計測範囲の記載があるがTAFの数値の記載はないこと、TAFを基準に-3800~1300mmの計測範囲は変更ないことから修正不要 ③既設SA格上げの「原子炉水位(燃料域)」、新設SA設備の「原子炉水位(SA燃料域)」の計測範囲に記載の基準点及び設計基準での水位変動範囲の修正が必要。
96	設置許可	審査資料(原子炉停止機能喪失)	要	値のみ修正(グラフ補助線)



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 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	⑳	
	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		㉑	
	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		㉒	
	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		㉓	
	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	⑤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 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	㉔
	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(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	㉕
	使用済燃料プール監視カメラ	1	—	—	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	—	㉖
		※21	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	熱電対		㉗

1.15-53

- ※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。

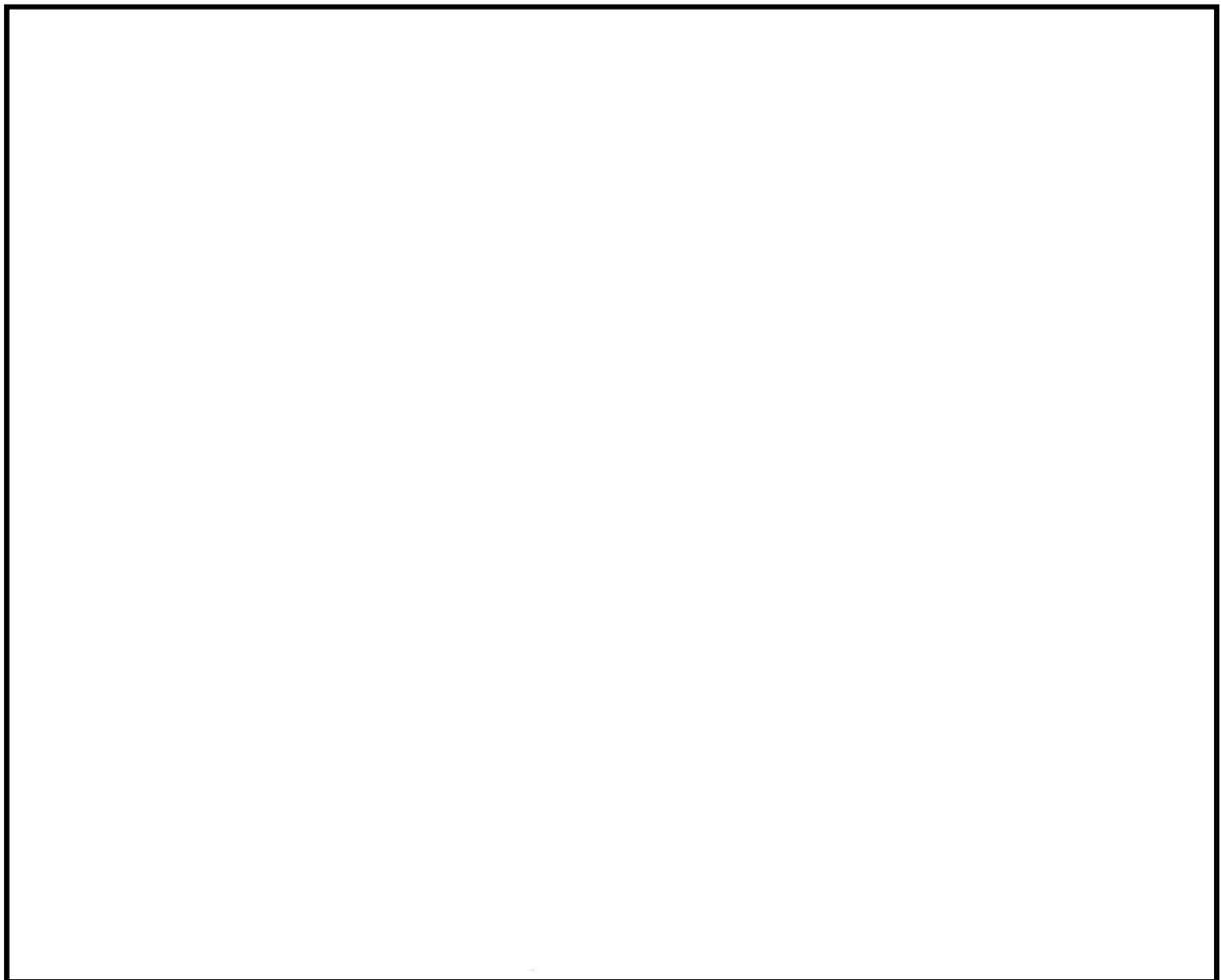
新規制基準適合性に係る審査資料

(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。

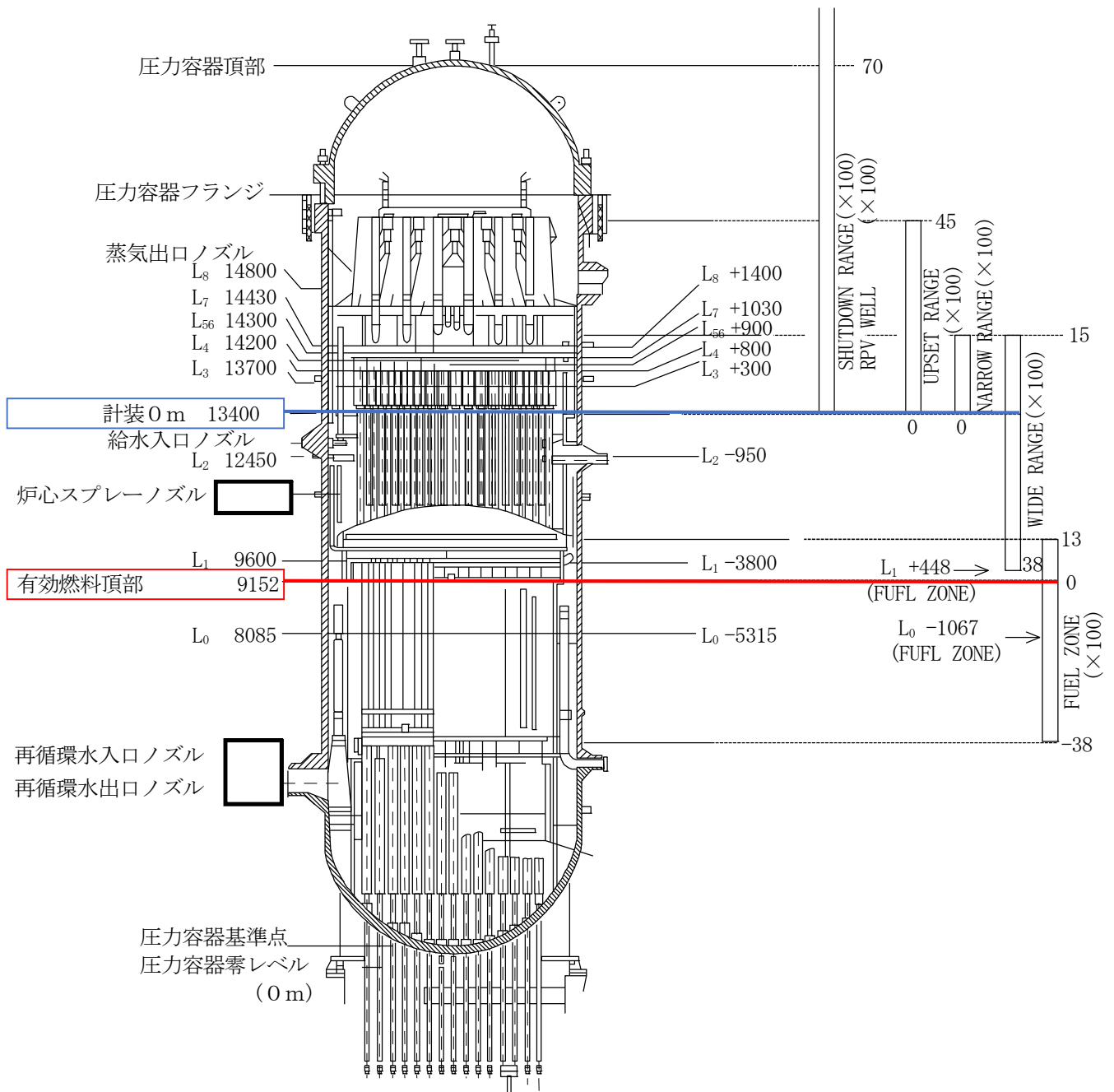


第 1 図 原子炉水位計の指示範囲

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、QMS 規程に燃料有効長頂部の寸法値等を取り入れたものの確認

1. 目的

製作メーカー図面に記載されていた7×7燃料時のTAFの値(360.31in、9152mm)等を用いている社内文書の有無を調査し、有った場合はその影響を評価する。

2. 対象範囲

- ・東海第二発電所 原子炉施設保安規定
- ・東海第二発電所に関するQMS 規程（二次文書、三次文書）

3. 調査方法

上記、対象範囲文書について、「燃料有効長」、「TAF」、「燃料有効長頂部」、「燃料棒長さ」、「炉心有効長さ」やこれらに関連する数値等（以下「TAF値等」という。）の記載の有無を確認し、これらの記載が確認されたものについては、影響の有無を確認する。

4. 調査結果

調査の結果、TAF値等の記載が確認された該当条文、該当文書数は以下のとおりであり、これらについて評価した結果、原子力安全に影響を及ぼすものは無かった。

対象文書	①	②	③
保安規定	12	0	0
QMS二次文書	0	0	0
QMS三次文書（本店分）	0	0	0
QMS三次文書（発電所分）	14	5	1

① TAF値等が確認された条文・文書数。

②①のうち、9152mm等本来の値ではない数値を用いていたため修正が必要な条文・文書数。

③今後、原子炉水位計（燃料域）の校正値変更に伴い修正が必要な条文・文書数。なお、②と重複するものについては②でのみ集計した。

以 上

東海第二発電所 TAF影響範囲調査 保安規定逐条確認結果リスト

条番号	条名称	記載の有無 有:○ 無:×
第1章 総 則		
第1条	目的	×
第2条	基本方針	×
第2条の2	関係法令及び保安規定の遵守	×
第2条の3	安全文化の醸成	×
第2章 品質保証		
第3条	品質保証計画	×
第3章 保安管理体制及び評価		
第1節 組織及び職務		
第4条	保安に関する組織	×
第5条	保安に関する職務	×
第2節 原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会		
第6条	原子炉施設保安委員会	×
第7条	原子炉施設保安運営委員会	×
第3節 主任技術者		
第8条	原子炉主任技術者の選任	×
第8条の2	電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の選任	×
第9条	原子炉主任技術者の職務等	×
第9条の2	電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の職務等	×
第9条の3	主任技術者の情報共有	×
第4節 原子炉施設の定期的な評価		
第10条	原子炉施設の定期的な評価	×
第4章 運転管理		
第1節 通 則		
第11条	構成及び定義	×
第11条の2	原子炉の運転期間	×
第12条	原子炉の運転員の確保	×
第13条	巡視点検	×
第14条	手順の作成	×
第15条	引継	×
第16条	原子炉起動前の確認事項	×
第17条	地震・火災等発生時の対応	×
第17条の2	電源機能等喪失時の体制の整備	×
第2節 運転上の留意事項		
第18条	水質管理	×
第3節 運転上の制限		
第19条	停止余裕	×
第20条	反応度監視	×
第21条	制御棒の動作確認	×
第22条	制御棒のスクラム機能	×
第23条	制御棒の操作	×
第24条	ほう酸水注入系	×
第25条	原子炉熱的制限値	×
第26条	原子炉熱出力及び炉心流量	×
第27条	計測及び制御設備	○
第28条	原子炉再循環ポンプ	×
第29条	ジェットポンプ	×
第30条	主蒸気逃がし安全弁	×
第31条	格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	×
第32条	非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視	×
第33条	原子炉冷却材中のよう素131濃度	×
第34条	原子炉停止時冷却系その1	○
第35条	原子炉停止時冷却系その2	○
第36条	原子炉停止時冷却系その3	×
第37条	原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率	×
第38条	原子炉圧力	×
第39条	非常用炉心冷却系その1	×
第40条	非常用炉心冷却系その2	○

東海第二発電所 TAF影響範囲調査 保安規定逐条確認結果リスト

条番号	条名称	記載の有無 有:○ 無:×
第41条	原子炉隔離時冷却系	×
第42条	主蒸気隔離弁	×
第43条	格納容器及び格納容器隔離弁	×
第44条	サブプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁	×
第45条	サブプレッションプールの平均水温	×
第46条	サブプレッションプールの水位	×
第47条	可燃性ガス濃度制御系	×
第48条	格納容器内の酸素濃度	×
第49条	原子炉建屋	×
第50条	原子炉建屋給排気隔離弁	×
第51条	原子炉建屋ガス処理系	×
第52条	残留熱除去系海水系	○
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	○
第55条	使用済燃料プールの水位及び水温	×
第56条	燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位	×
第57条	中央制御室非常用換気空調系	×
第58条	外部電源その1	×
第59条	外部電源その2	○
第60条	非常用ディーゼル発電機その1	×
第61条	非常用ディーゼル発電機その2	○
第62条	非常用ディーゼル発電機燃料油等	×
第63条	直流電源その1	×
第64条	直流電源その2	○
第65条	所内電源系統その1	×
第66条	所内電源系統その2	○
第67条	原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き	×
第68条	単一制御棒駆動機構の取り外し	×
第69条	複数の制御棒引き抜きを伴う検査	×
第70条	原子炉の昇温を伴う検査	×
第71条	原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	×
第72条	運転上の制限の確認	×
第73条	運転上の制限を満足しない場合	×
第74条	予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合	×
第75条	運転上の制限に関する記録	×
第4節 異常時の措置		
第76条	異常時の基本的な対応	×
第77条	異常時の措置	×
第78条	異常収束後の措置	×
第5章 燃料管理		
第79条	新燃料の運搬	×
第80条	新燃料の貯蔵	×
第81条	燃料の検査	×
第82条	燃料の取替実施計画	×
第83条	燃料移動手順	×
第84条	燃料移動	×
第85条	使用済燃料の貯蔵	×
第86条	使用済燃料の運搬	×
第6章 放射性廃棄物管理		
第87条	放射性固体廃棄物の管理	×
第87条の2	放射性廃棄物でない廃棄物の管理	×
第87条の3	事故由来放射性物質の降下物の影響確認及び所外搬出等の管理	×
第88条	放射性液体廃棄物の管理	×
第89条	放射性気体廃棄物の管理	×
第90条	放出管理用計測器の管理	×
第91条	頻度の定義	×

東海第二発電所 TAF影響範囲調査 保安規定逐条確認結果リスト

条番号	条名称	記載の有無 有:○ 無:×
第7章 放射線管理		
第92条	管理区域の設定及び解除	×
第93条	管理区域内における区域区分	×
第94条	管理区域内における特別措置	×
第95条	管理区域への出入管理	×
第96条	管理区域出入者の遵守事項	×
第97条	保全区域	×
第98条	周辺監視区域	×
第99条	線量の評価	×
第100条	床、壁等の除染	×
第101条	外部放射線に係る線量当量率等の測定	×
第102条	放射線計測器類の管理	×
第103条	管理区域外等への搬出及び運搬	×
第104条	発電所外への運搬	×
第105条	協力企業の放射線防護	×
第106条	頻度の定義	×
第8章 保守管理		
第107条	保守管理計画	×
第107条の2	原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期保守管理方針	×
第107条の3	溶接事業者検査及び定期事業者検査の実施	×
第9章 非常時の措置		
第108条	原子力防災組織	×
第109条	原子力防災組織の要員	×
第109条の2	緊急作業従事者の選定	×
第110条	原子力防災資機材等	×
第111条	通報経路	×
第112条	原子力防災訓練	×
第113条	通報	×
第114条	非常事態の宣言	×
第115条	応急措置	×
第116条	非常時における活動	×
第116条の2	緊急作業従事者の線量管理等	×
第117条	非常事態の解除	×
第10章 保安教育		
第118条	所員への保安教育	×
第119条	協力企業従業員への保安教育	×
第11章 記録及び報告		
第120条	記録	×
第121条	報告	×
添付		
添付1	原子炉がスクラムした場合の運転操作基準(第77条関連)	○
添付2	管理区域図(第92条及び第93条関連)	×
添付3	保全区域図(第97条関連)	×
添付4	長期保守管理方針(第107条の2関連)	×

（計測及び制御設備）

第 27 条 原子炉の状態に応じて、次の計測及び制御設備^{※1}は、表 27-1 で定める事項を運転上の制限とする。

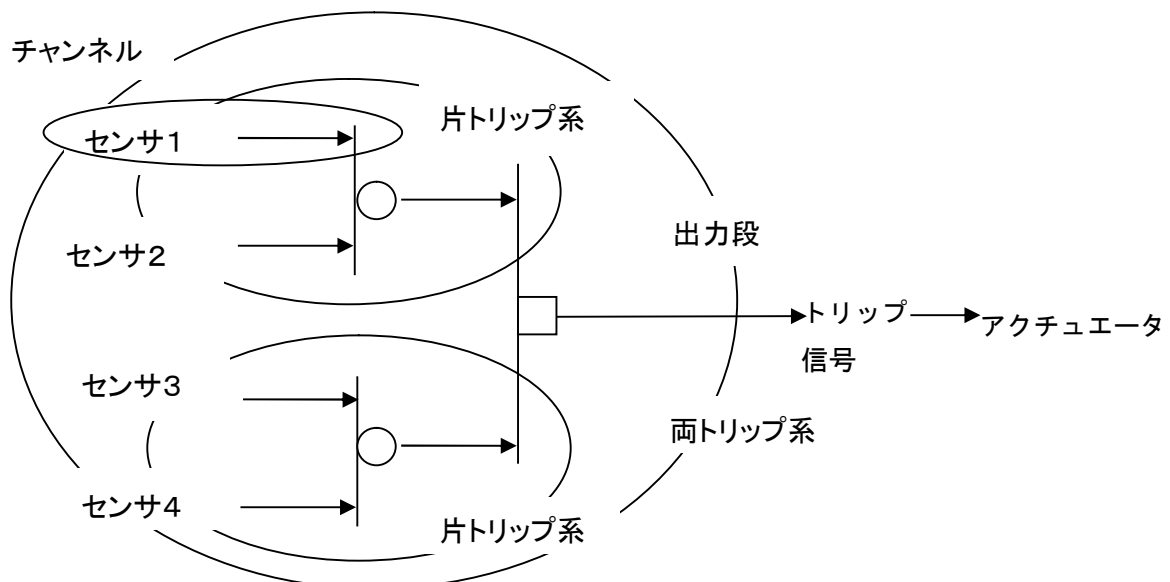
- (1) 原子炉保護系計装
- (2) 起動領域モニタ（中性子源領域）計装
- (3) 非常用炉心冷却系計装
(低圧炉心スプレイ系計装，低圧注水系計装，高圧炉心スプレイ系計装，自動減圧系計装)
- (4) 格納容器隔離系計装
(主蒸気隔離弁計装，格納容器隔離系計装，原子炉建屋隔離系計装(原子炉建屋ガス処理系計装))
- (5) その他の計装
(非常用ディーゼル発電機計装，原子炉隔離時冷却系計装，原子炉再循環ポンプトリップ計装，制御棒引抜監視装置計装，タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装，中央制御室外原子炉停止装置計装，中央制御室非常用換気空調系計装，**事故時計装**)

2. 計測及び制御設備が第 1 項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

- (1) 発電長，運転管理グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは、原子炉の状態に応じて表 27-2 の各項目を実施する。また、運転管理グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは、その結果を発電長に通知する。なお、発電長，運転管理グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは第 1 項で定める計測及び制御設備に関係する事象を発見した場合には、誤動作^{※2}又は誤不動作^{※3}等の観点から、運転上の制限を満足するかどうかを判断する。

3. 発電長は、計測及び制御設備が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 27-3 の措置を講じる。なお、同時に複数の要素の動作不能が発生した場合には、個々の要素に対して表 27-3 の措置を講じる。

※ 1 : 適用範囲は、センサから論理回路の出力段までとし、アクチュエータは含まない。また、トリップ系の定義の例は次のとおり。

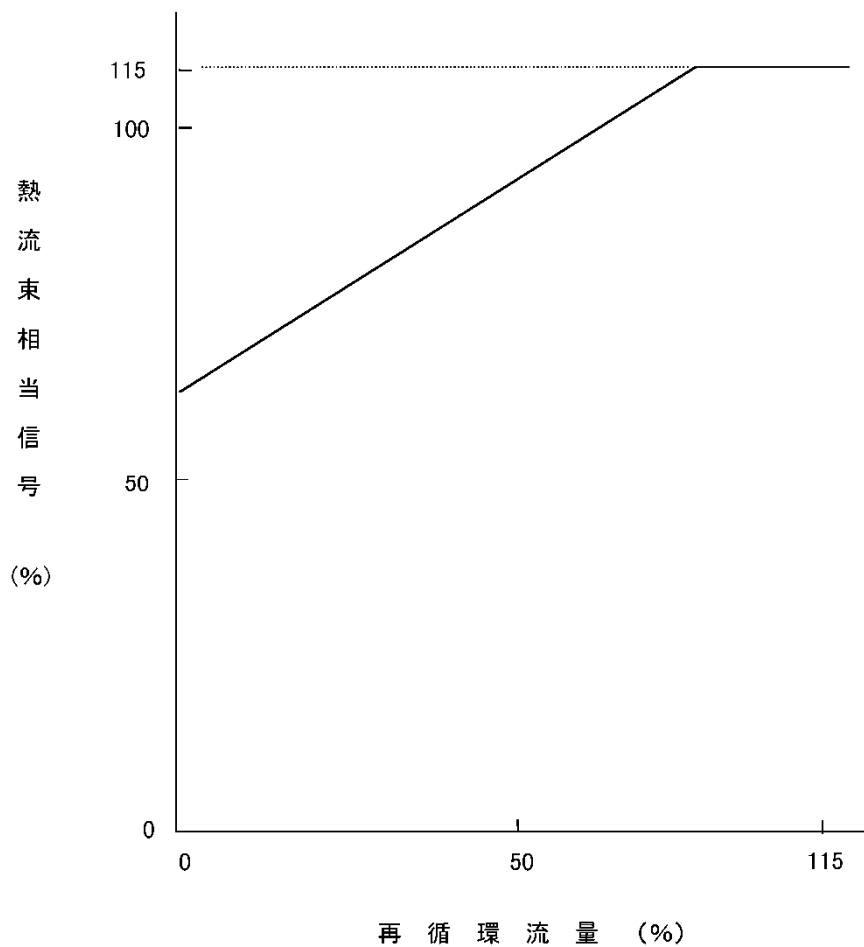


（８）事故時計装

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） 3. 原子炉水位（燃料域）	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
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。

（原子炉停止時冷却系その１）

第３４条 原子炉の状態が高温停止であって原子炉圧力が 0.93MPa[gage]以下において、原子炉停止時冷却系は、表 3 4 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間中は除く。

２．原子炉停止時冷却系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため次号を実施する。

(1) 発電長は、原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が 0.93MPa[gage]以下に適合したら、速やかに原子炉停止時冷却系 2 系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。

３．発電長は、原子炉停止時冷却系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 3 4 - 2 の措置を講じる。

表 3 4 - 1

項目	運転上の制限
原子炉停止時冷却系	2 系列 ^{※1} が動作可能であること

※ 1 : 1 系列とは、原子炉停止時冷却系ポンプ 1 台、熱交換器 1 基及び必要な弁並びに配管をいう。以下、第 3 5 条（原子炉停止時冷却系その 2）及び第 3 6 条（原子炉停止時冷却系その 3）において同じ。

表 3 4 - 2

条件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉停止時冷却系 1 系列が動作不能の場合	A1. 原子炉停止時冷却系を動作可能状態に復旧させる措置を開始する。 及び A2. 冷温停止とする操作を開始する。	速やかに 速やかに
B. 原子炉停止時冷却系 2 系列が動作不能の場合	B1. 原子炉停止時冷却系を動作可能状態に復旧させる措置を開始する。 及び B2. 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。	速やかに 速やかに その後毎日 1 回

（原子炉停止時冷却系その２）

第 35 条 原子炉の状態が冷温停止において、原子炉停止時冷却系は、表 35-1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、次の(1)又は(2)の場合は除く。

- (1) 原子炉停止時冷却系起動準備時
- (2) 原子炉の昇温を伴う検査時^{*1}

2. 原子炉停止時冷却系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の(1)又は(2)を実施する。

(1) 発電長は、原子炉の状態が冷温停止において、原子炉停止時冷却系 1 系列が運転中であることを 12 時間に 1 回確認する。また、原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで、さらに 1 系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日 1 回管理的手段により確認する。

(2) 炉心・燃料グループマネージャーは、原子炉停止時冷却系の運転が全て停止した場合、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し、発電長に通知する。発電長は、原子炉停止時冷却系の運転が全て停止した場合、停止期間中の原子炉冷却材温度が 100℃未満であることを 12 時間に 1 回確認する。

3. 発電長は、原子炉停止時冷却系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 35-2 の措置を講じる。

※ 1：原子炉の昇温を伴う検査時とは、原子炉冷却材の昇温開始から降温開始までの期間をいう。

表 35-1

項目	運転上の制限
原子炉停止時冷却系	(1) 1 系列が運転中であること及び原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで ^{*2} 、さらに 1 系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を 100℃未満に保つことができること

※ 2：炉心・燃料グループマネージャーはあらかじめその期間を評価し、原子炉主任技術者の確認を得て、発電長に通知する。

表 35-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 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。	速やかに その後毎日 1 回

（非常用炉心冷却系その２）

第４０条 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、非常用炉心冷却系は、表４０－１に定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉が次に示す状態となった場合は、適用しない。また、原子炉停止時冷却系の起動準備中及び原子炉停止時冷却系の運転中は、低圧注水系の動作不能とはみなさない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

２．非常用炉心冷却系が第１項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 発電長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、表４０－２に定める事項を確認する。ただし、原子炉が次に示す状態となった場合は適用されない。

- イ. 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- ロ. 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

３．発電長は、非常用炉心冷却系が第１項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表４０－３の措置を講じる。

表４０－１

項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)
非常用炉心冷却系	(1)非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く。）２系列 又は (2)非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く。）１系列及び復水移送系１系列※ ^１

※１：復水移送系１系列とは、ポンプ１台及び注水に必要な弁並びに配管をいう。

表４０－２

項目	頻度
１．動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-3.5m以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は、復水貯蔵タンク１基の水位がタンク底部から6.1m以上あることを確認する。	１２時間に１回
２．動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系及び高圧炉心スプレイ系について、主要配管が満水であることを確認する。ただし、第３９条（非常用炉心冷却系その１）第２項(1)で定める確認時を除く。	１ヶ月に１回
３．動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系及び復水移送系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	１ヶ月に１回
４．動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系及び高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に１回
５．動作可能であるべき復水移送系ポンプが運転中であることを確認する。	１ヶ月に１回

表４０－３

条 件	要求される措置	完了時間
A. 1系列が動作不能の場合	A1. 動作可能な状態に復旧する。	4時間
B. 条件 A. の要求される措置を達成できない場合	B1. 有効燃料棒頂部以下の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。	速やかに
C. 2系列が動作不能の場合	C1. 有効燃料棒頂部以下の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。 及び C2. 1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 4時間
D. 条件C. で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 原子炉建屋機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、内側扉又は外側扉の閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 及び D2. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 及び D3. 原子炉建屋ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに

（残留熱除去系海水系）

第５２条 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，残留熱除去系海水系は，表５２－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．残留熱除去系海水系が第１項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

(1) 電気・制御グループマネージャーは，定検停止時に，残留熱除去系海水ポンプが模擬信号で動作することを確認し，その結果を発電長に通知する。

(2) 発電長は，定検停止後の原子炉起動前に，残留熱除去系海水系の主要な手動弁及び電動弁^{※１}の開閉状態を確認する。

(3) 発電長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，表５２－２に定める事項を確認する。

３．発電長は，残留熱除去系海水系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表５２－３の措置を講じる。ただし，この場合第３９条（非常用炉心冷却系その１）は適用しない。

※１：残留熱除去系海水系の主要な手動弁及び電動弁とは，当該系統に期待されている機能を達成するための残留熱除去系海水ポンプから放水口までの配管上の手動弁及び電動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。

表５２－１

項 目	運転上の制限
残留熱除去系海水系	２系列 ^{※２} が動作可能であること

※２：１系列とは，ポンプ２台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

表５２－２

項 目	頻 度
１．残留熱除去系海水ポンプが起動することを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	１ヶ月に１回

表５２－３

条 件	要求される措置	完了時間
A. 残留熱除去系海水系 1 系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の 1 系列について動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに
B. 条件 A. で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 残留熱除去系海水系 2 系列が動作不能の場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 1. 低温停止にする。 又は B2. 2. 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。	24 時間 36 時間 低温停止となるまで毎日 1 回

（非常用ディーゼル発電機海水系）

第 5 3 条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用ディーゼル発電機海水系は、表 5 3 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用ディーゼル発電機海水系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 電気・制御グループマネージャーは、定検停止時に、非常用ディーゼル発電機海水ポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電長に通知する。

(2) 発電長は、定検停止後の原子炉起動前に、非常用ディーゼル発電機海水系の主要な手動弁^{※1}の開閉状態を確認する。

(3) 発電長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用ディーゼル発電機海水ポンプが起動することを 1 ヶ月に 1 回確認する。

3. 発電長は、非常用ディーゼル発電機海水系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 5 3 - 2 の措置を講じる。ただし、この場合第 3 9 条（非常用炉心冷却系その 1）及び第 6 0 条（非常用ディーゼル発電機その 1）は適用しない。

※ 1：非常用ディーゼル発電機海水系の主要な手動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための非常用ディーゼル発電機海水ポンプから放水口までの配管上の手動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。

表 5 3 - 1

項 目	運転上の制限
非常用ディーゼル発電機海水系	2 系列 ^{※2} が動作可能であること

※ 2：1 系列とは、ポンプ 1 台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

表 5 3 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電機海水系 1 系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の 1 系列について動作可能であることを確認する。	1 0 日間 速やかに
B. 条件 A. で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電機海水系 2 系列が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 及び B2. 1. 冷温停止とする。 又は B2. 2. 原子炉水位を有効燃料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。	2 4 時間 3 6 時間 冷温停止となるまで毎日 1 回

（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系）

第５４条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は、表５４－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が第１項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(１) 電気・制御グループマネージャーは、定検停止時に、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水ポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電長に通知する。

(２) 発電長は、定検停止後の原子炉起動前に、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の主要な手動弁^{※１}の開閉状態を確認する。

(３) 発電長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、表５４－２に定める事項を確認する。

３．発電長は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表５４－３の措置を講じる。ただし、この場合第３９条（非常用炉心冷却系その１）及び第６０条（非常用ディーゼル発電機その１）は適用しない。

※１：高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の主要な手動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水ポンプから放水口までの配管上の手動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。

表５４－１

項目	運転上の制限
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	動作可能であること

表５４－２

項目	頻度
１．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	１ヶ月に１回

表５４－３

条件	要求される措置	完了時間
A. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が動作不能の場合	A1. 当該系を動作可能な状態に復旧する。	１０日間
B. 条件 A. で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止とする。 及び	２４時間
	B2. １．冷温停止とする。 又は B2. ２．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。	３６時間 冷温停止となるまで毎日１回

（外部電源その２）

第５９条 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源は、表５９－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。

２．外部電源が第１項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(１) 発電長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源の電圧が確立していることを１週間に１回確認する。

３．発電長は、外部電源が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表５９－２の措置を講じるとともに、炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーによる照射された燃料に係る作業を中止する必要がある場合は、炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーに通知する。通知を受けた炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーは、表５９－２の措置を講じる。

表５９－１

項目	運転上の制限
外部電源	１系列が動作可能であること

表５９－２

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 発電長は、外部電源を１系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに
	及び A2. 発電長は、炉心変更を中止する。	速やかに
	及び A3. 発電長、炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーは、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに
	及び A4. 発電長は、有効燃料棒頂部以下の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。	速やかに

（非常用ディーゼル発電機その２）

第 6 1 条 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、非常用ディーゼル発電機は表 6 1 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用ディーゼル発電機が第 1 項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 発電長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、第 6 6 条（所内電源系統その 2）で要求される非常用交流高压電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機について表 6 1 - 2 に定める事項を確認する。

3. 発電長は、非常用ディーゼル発電機が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 6 1 - 3 の措置を講じるとともに、炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーによる照射された燃料に係る作業を中止する必要がある場合は、炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーに通知する。通知を受けた炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーは、表 6 1 - 3 の措置を講じる。

表 6 1 - 1

項 目	運転上の制限
非常用ディーゼル発電機	第 6 6 条（所内電源系統その 2）で要求される非常用交流高压電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め 2 台の非常用発電設備 ^{※1} が動作可能であること

※ 1 : 非常用発電設備とは、非常用ディーゼル発電機及び必要な電力供給が可能な非常用発電機をいう。

表 6 1 - 2

項 目	頻 度
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が 6, 555V 以上 7, 245V 以下及び周波数が 49Hz 以上 51Hz 以下であること並びに引き続き非常用交流高压電源母線に並列できることを確認する。	1 ヶ月に 1 回
2. 2 C 系及び 2 D 系のデイトンクレベルが 1, 280mm 以上であること及び高压炉心スプレイ系デイトンクレベルが 1, 300mm 以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後 2 日間を除く。	1 ヶ月に 1 回

表 6 1 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 発電長は、運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに
	A2. 発電長は、炉心変更を中止する。	速やかに
	A3. 発電長、炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーは、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに
	A4. 発電長は、有効燃料棒頂部以下の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。	速やかに

（直流電源その２）

第６４条 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、直流電源は、表６４－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．直流電源が第１項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため次号を実施する。

(1) 発電長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、第６６条（所内電源系統その２）で要求される直流電源母線に接続する蓄電池及び充電器について、浮動充電時の蓄電池電圧が121.8V以上であることを１週間に１回確認する。

３．発電長は、直流電源が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表６４－２の措置を講じるとともに、炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーによる照射された燃料に係る作業を中止する必要がある場合は、炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーに通知する。通知を受けた炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーは、表６４－２の措置を講じる。

表６４－１

項目	運転上の制限
直流電源	第６６条で要求される直流電源が動作可能であること

表６４－２

条件	要求される措置	完了時間
A. 要求される直流電源の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A1. 発電長は、要求される蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び A2. 発電長は、炉心変更を中止する。	速やかに
	及び A3. 発電長、炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーは、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに
	及び A4. 発電長は、有効燃料棒頂部以下の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。	速やかに

（所内電源系統その２）

第 66 条 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、所内電源系統は表 66-1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。

2. 所内電源系統が第 1 項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため次号を実施する。

(1) 発電長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、第 27 条（計測及び制御設備）、第 35 条（原子炉停止時冷却系その 2）、第 36 条（原子炉停止時冷却系その 3）及び第 40 条（非常用炉心冷却系その 2）で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線、直流電源母線及び原子炉保護系母線が受電されていることを 1 週間に 1 回確認する。

3. 発電長は、所内電源系統が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 66-2 の措置を講じるとともに、炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーによる照射された燃料に係る作業を中止する必要がある場合は、炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーに通知する。通知を受けた炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーは、表 66-2 の措置を講じる。

表 66-1

項目	運転上の制限
所内電源系統	第 27 条（計測及び制御設備）、第 35 条（原子炉停止時冷却系その 2）、第 36 条（原子炉停止時冷却系その 3）及び第 40 条（非常用炉心冷却系その 2）で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線、直流電源母線及び原子炉保護系母線が受電されていること

表 66-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 要求される非常用交流高圧電源母線 又は 原子炉保護系母線 又は 直流電源母線の電源喪失の場合	A1. 発電長は、要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び A2. 発電長は、炉心変更を中止する。	速やかに
	及び A3. 発電長、炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーは、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに
	及び A4. 発電長は、要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。	速やかに
	及び A5. 発電長は、有効燃料棒頂部以下の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。	速やかに

添付 1 原子炉がスクラムした場合の
運転操作基準

（第 7 7 条関連）

表 1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域モニタの指示を確認する。 スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ速度(LFMG)を確認する。 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、*電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系（復水器を含む。）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動作動した場合は不要） 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位が有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位を連続的に監視する。 <p>※タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプは原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。</p>	

表 3

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に回復させ、安定に維持する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持できる場合 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。 <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料棒頂部以上に維持する。 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注入可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には、制御棒駆動水圧系、復水補給水系、消火系による原子炉注水の準備を行う。 原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が有効燃料棒頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。 	

表 4

<p>1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合 原子炉制御「水位確保」において、有効燃料棒頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 「サブレーションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 「サブレーションプール水位制御」において、手動スクラムした場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料棒頂部以上に維持できる場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。 主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率及びサブレーションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サブレーションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブレーションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサブレーションプール冷却を行う。 水位と減圧を並行操作する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して、原子炉水位を有効燃料棒頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 <p>B. 減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系による原子炉注水ができない場合、非常用炉心冷却系が少なくとも1系統運転可能でなければ、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。 主復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等による減圧を行う。 主復水器が使用不能であり、かつサブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。 主復水器が使用不能であり、かつサブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合には、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。 原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に確保する。 	

表 5

<p>2. 格納容器制御</p> <p>(1) 格納容器圧力制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力を監視し、制御する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、かつドライウエルベントを実施した場合 24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合
<p>④ 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。 格納容器内で原子炉冷却材圧力バウダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイを起動する。 	
<p>⑤ 主な監視操作内容</p> <p>A. 格納容器圧力制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。 ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系C系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイを起動する。また、「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 原子炉水位が不明な場合は、「格納容器圧力制御」と並行して不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。 ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつドライウエルスプレイ起動圧力以下の状態が24時間継続した場合は、サブプレッションプールスプレイを起動する。 サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上の状態が24時間継続した場合、又はサブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイを起動する。 サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え、格納容器最高使用圧力未満の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。 <p>B. 原子炉満水</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が有効燃料棒頂部以下になった場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」と並行操作を行う。 「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開しているか、又は電動駆動給水ポンプが原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 給復水系、制御棒駆動水圧系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水補給水系、※ほう酸水注入系、消火系による原子炉注水を行う。 サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。 <p>※：ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、純水補給水系を水源とする。以下、各表において同じ。</p> <p>C. 格納容器ベント</p> <ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。 格納容器ベントは、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサブプレッションプール側ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウエル側ベントラインを使用する。 	

表 9

<p>2. 格納容器制御</p> <p>(5) 格納容器水素濃度制御</p>	
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。 	
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合 「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 原子炉水位が有効燃料棒頂部以下を経験した場合 原子炉水位が不明の場合 	<p>③ 脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合 主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
<p>④ 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。 	
<p>⑤ 主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素及び酸素濃度を監視する。 ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、又は原子炉水位が有効燃料棒頂部以下を経験した場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレーイ又はサブプレッションプールのプレーイを運転する。 可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。 	

表 1 0

<p>3. 不測事態</p> <p>(1) 水位回復</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を回復する。
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下した場合 原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料棒頂部以上を維持できない場合 原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下した場合 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。 原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位回復</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。 原子炉水位が有効燃料棒頂部より低下した時刻を記録する。 原子炉隔離時冷却系を起動する。 低圧で原子炉へ注水可能な系統*のうち、少なくとも1つの系統の起動を試みる。 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、2系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系による注水準備を行う。 原子炉水位が有効燃料棒頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 <p>※低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系、をいう。以下、各表において同じ。</p> <p>B. 水位上昇中</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料棒頂部を回復できない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料棒頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 <p>C. 水位下降中</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、又は原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上運転状態とし、不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。

不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表11及び表12も同じ。

表 1 1

<p>3. 不測事態 (2) 急速減圧</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を速やかに減圧する。
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 「格納容器制御」において、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ドライウエル温度制御においてドライウエル空間局所温度がドライウエル設計温度を超えた場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料棒頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1系統以上の作動している場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料棒頂部を回復できず、非常用炉心冷却系1系統以上が作動している場合 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合 「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位がサブプレッションプール水位計測定上限以上になった場合 「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位がサブプレッションプール水位計測定下限以下になった場合 「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上、又は代替注水系が起動していることを確認する。 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて1弁も開放できなければ、原子炉隔離時冷却系を使用して減圧する。 原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。 原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。 原子炉水位が不明な場合は不測事態「水位不明」の「満水操作」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

東海第二発電所 TAF影響範囲調査 三次文書(本店)確認結果リスト

No.	管理番号	規程名称	種類	関連記載有無: 有:○ 無:×	備考
1	QM東Ⅱ:4-2-1-15	技術資料(情報)管理要領	規準	×	
2	QM東Ⅱ:4-2-1-16	法令改正に伴う規程見直し実施要領	規準	×	
3	QM東Ⅱ:4-2-2-7	燃料購入及び取替炉心設計に係る品質記録作成要領	規準	×	
4	QM東Ⅱ:5-5-0-4	品質保証推進連絡会及び原電グループ品質保証連絡会運営要領	規準	×	
5	QM東Ⅱ:6-2-1-2	電気主任技術者等の選任に関する要領	規準	×	
6	QM東Ⅱ:6-2-1-17	内部監査員教育・訓練管理要領	規準	×	
7	QM東Ⅱ:6-2-2-3	運転責任者に係る判定機関の指定に関する要領	規準	×	
8	QM東Ⅱ:6-2-3-1	原子炉主任技術者の職務要領	規準	×	
9	QM東Ⅱ:7-1-1-58	保全活動管理指標運用検討業務要領	規準	×	
10	QM東Ⅱ:7-1-2-45	運転管理要領	規準	×	
11	QM東Ⅱ:7-1-2-58	核燃料物質使用計画等作成要領	規準	×	
12	QM東Ⅱ:7-1-3-17	新燃料成型加工における業務要領	規準	×	
13	QM東Ⅱ:7-1-3-18	使用済燃料搬出に係る業務要領	規準	×	
14	QM東Ⅱ:7-1-3-19	取替炉心設計業務要領	規準	×	
15	QM東Ⅱ:7-1-3-20	使用済燃料貯蔵事業者への使用済燃料輸送に係る業務要領	規準	×	
16	QM東Ⅱ:7-1-4-1	原子力災害対策業務運用要領	規準	×	
17	QM東Ⅱ:7-1-4-9	総合災害対策本部情報班運用要領	規準	×	
18	QM東Ⅱ:7-1-4-10	総合災害対策本部放射線管理班運用要領	規準	×	
19	QM東Ⅱ:7-1-4-22	総合災害対策本部庶務班運用要領	規準	×	
20	QM東Ⅱ:7-1-4-26	総合災害対策本部原子力施設事態対応センター班運用要領	規準	×	
21	QM東Ⅱ:7-1-4-27	総合災害対策本部原子力緊急時後方支援班運用要領	規準	×	
22	QM東Ⅱ:7-1-4-28	原子力防災訓練業務要領	規準	×	
23	QM東Ⅱ:7-1-4-29	総合災害対策本部技術班運用要領	規準	×	
24	QM東Ⅱ:7-1-4-30	緊急作業特別教育及び申出書取扱要領	規準	×	
25	QM東Ⅱ:7-1-4-31	総合災害対策本部保健安全班運用要領	規準	×	
26	QM東Ⅱ:7-1-5-9	廃棄確認方法の整備に関わるデータの確認要領	規準	×	
27	QM東Ⅱ:7-1-6-16	検討線量通知等処理要領	規準	×	
28	QM東Ⅱ:7-1-6-17	従事者管理取扱要領	規準	×	
29	QM東Ⅱ:7-1-6-18	放射線業務従事者線量等報告書周辺公衆線量計算要領	規準	×	
30	QM東Ⅱ:7-1-6-19	RI申請等手続業務要領	規準	×	
31	QM東Ⅱ:7-2-1-2	原子炉設置許可申請要領	規準	×	
32	QM東Ⅱ:7-2-1-3	工事計画認可申請/届出等実施要領	規準	×	
33	QM東Ⅱ:7-2-1-4	定検関係官庁対応業務要領	規準	×	
34	QM東Ⅱ:7-2-1-5	許認可等官庁折しょう実施要領	規準	×	
35	QM東Ⅱ:7-2-1-6	原子力損害を賠償するための措置に関する業務要領	規準	×	
36	QM東Ⅱ:7-2-1-7	返還廃棄物の受入れに関する申請手続要領	規準	×	
37	QM東Ⅱ:7-2-3-2	原子炉施設保安委員会業務要領	規準	×	
38	QM東Ⅱ:7-2-4-2	トラブル報告書作成要領	規準	×	
39	QM東Ⅱ:7-2-4-3	官庁定期報告書作成・チェック要領	規準	×	
40	QM東Ⅱ:7-2-4-5	原子炉設置変更許可申請書作成に係る安全解析結果の検証要領	規準	×	
41	QM東Ⅱ:7-2-4-6	安全性向上評価の届出書における確率論的リスク評価に係る評価結果の検証要領	規準	×	
42	QM東Ⅱ:7-2-5-1	夜間・休祭日の連絡・通報確保体制図作成要領	規準	×	
43	QM東Ⅱ:7-3-1-1	土木建築設備の設計管理要領	規準	×	
44	QM東Ⅱ:7-4-1-1	調達先品質保証監査要領	規準	×	
45	QM東Ⅱ:8-2-1-1	内部監査員認定要領	規準	×	
46	QM東Ⅱ:8-2-1-2	内部監査活動に対する監査要領	規準	×	
47	QM東Ⅱ:8-3-1-5	CAP会議運営要領	規準	×	
48	QM東Ⅱ:8-4-1-1	原子炉施設の定期的な評価実施要領	規準	×	
49	QM東Ⅱ:8-4-1-5	原子炉施設の定期的な評価における確率論的安全評価に係る評価支援実施要領	規準	×	
50	QM東Ⅱ:8-5-1-1	予防処置対応要領	規準	×	

東海第二発電所 TAF影響範囲調査三次文書確認結果リスト

No.	管理番号	規程名称	種類	所管箇所	所管Gr	関連記載有無 有:○ 無:×	備考
1	QM東Ⅱ:4-1-1-1	原子力発電施設の重要度分類基準	細則	保修室	保修運営Gr.	×	
2	QM東Ⅱ:4-1-1-2	化学管理用サンプリング設備の運用管理手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
3	QM東Ⅱ:4-1-1-3	作業重要度分類基準	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
4	QM東Ⅱ:4-1-1-4	作業重要度分類取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	×	
5	QM東Ⅱ:4-2-1-1	文書管理要領	所則	総務室	総務Gr.	×	
6	QM東Ⅱ:4-2-1-2	運転手順書作成手順書	細則	発電室	発電運営Gr.	×	
7	QM東Ⅱ:4-2-1-3	運転手順書管理基準	細則	発電室	発電運営Gr.	×	
8	QM東Ⅱ:4-2-1-4	設備変更通知書作成運用手順書	細則	保修室	保修運営Gr.	×	
9	QM東Ⅱ:4-2-1-5	図面管理手順書	細則	運営管理室	保安運営Gr.	×	
10	QM東Ⅱ:4-2-1-6	技術資料の整備及び利用手順書	細則	運営管理室	保安運営Gr.	×	
11	QM東Ⅱ:4-2-1-7	運転手順書検討会運営基準	細則	発電室	発電運営Gr.	×	
12	QM東Ⅱ:4-2-1-8	総務室ファイリングマニュアル	取扱書	総務室	総務Gr.	×	
13	QM東Ⅱ:4-2-1-9	品質保証室ファイリングマニュアル	取扱書	品質保証室	品質保証Gr.	×	
14	QM東Ⅱ:4-2-1-10	運営管理室ファイリングマニュアル	取扱書	運営管理室	保安運営Gr.	×	
15	QM東Ⅱ:4-2-1-11	安全管理室ファイリングマニュアル	取扱書	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
16	QM東Ⅱ:4-2-1-12	発電室ファイリングマニュアル	取扱書	発電室	発電運営Gr.	×	
17	QM東Ⅱ:4-2-1-13	保修室ファイリングマニュアル	取扱書	保修室	保修運営Gr.	×	
18	QM東Ⅱ:4-2-1-14	技術センターファイリングマニュアル	取扱書	技術センター	工務・設備診断Gr.	×	
19	QM東Ⅱ:4-2-1-17	法令改正に伴う所則等見直し作業管理手順書	細則	総務室	総務Gr.	×	
20	QM東Ⅱ:4-2-1-18	安全・防災室ファイリングマニュアル	取扱書	安全・防災室	施設防護Gr.	×	
21	QM東Ⅱ:4-2-2-1	工事記録(保修票Ⅲ)作成手順書	細則	保修室	保修運営Gr.	×	
22	QM東Ⅱ:4-2-2-2	工事報告書作成手順書	細則	保修室	保修運営Gr.	×	
23	QM東Ⅱ:4-2-2-3	保安に関する記録等の取扱手順書	細則	運営管理室	保安運営Gr.	×	
24	QM東Ⅱ:4-2-2-4	運転記録管理手順書	細則	発電室	発電運営Gr.	×	
25	QM東Ⅱ:4-2-2-5	核燃料物質等に関する記録報告作成手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
26	QM東Ⅱ:4-2-2-6	中性子検出器計量管理マニュアル	取扱書	保修室	電気・制御Gr.(制御)	×	
27	QM東Ⅱ:5-5-2-2	主任技術者の引継手順書	細則	運営管理室	保安運営Gr.	×	
28	QM東Ⅱ:5-5-0-1	権限再配分要領	所則	総務室	総務Gr.	×	
29	QM東Ⅱ:5-5-0-2	品質保証運営委員会運営要領	所則	品質保証室	品質保証Gr.	×	
30	QM東Ⅱ:5-5-0-3	品質保証推進者会議運営基準	細則	品質保証室	品質保証Gr.	×	
31	QM東Ⅱ:6-2-1-3	力量運用要領	所則	総務室	総務Gr.	×	
32	QM東Ⅱ:6-2-1-4	放射線管理教育要領	所則	総務室	総務Gr.	×	
33	QM東Ⅱ:6-2-1-5	教育・訓練計画手順書	細則	総務室	総務Gr.	×	
34	QM東Ⅱ:6-2-1-7	原子炉施設保安教育手順書	細則	総務室	総務Gr.	×	
35	QM東Ⅱ:6-2-1-8	電気工作物保安教育手順書	細則	総務室	総務Gr.	×	
36	QM東Ⅱ:6-2-1-9	技術センター員教育取扱書	取扱書	技術センター	工務・設備診断Gr.	×	
37	QM東Ⅱ:6-2-1-10	運営管理室員教育取扱書	取扱書	運営管理室	保安運営Gr.	×	
38	QM東Ⅱ:6-2-1-11	安全管理室員教育取扱書	取扱書	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
39	QM東Ⅱ:6-2-1-12	品質保証室員教育取扱書	取扱書	品質保証室	品質保証Gr.	×	
40	QM東Ⅱ:6-2-1-13	総務室員教育取扱書	取扱書	総務室	総務Gr.	×	
41	QM東Ⅱ:6-2-1-14	保修室員教育取扱書	取扱書	保修室	保修運営Gr.	×	
42	QM東Ⅱ:6-2-1-15	発電室員教育取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	×	
43	QM東Ⅱ:6-2-1-16	溶接事業者検査に係る教育・訓練マニュアル	取扱書	保修室	保守総括Gr.	×	
44	QM東Ⅱ:6-2-1-18	原子炉施設保安規定の改正内容に係る講習実施取扱書	取扱書	総務室	総務Gr.	×	
45	QM東Ⅱ:6-2-1-19	安全・防災室員教育取扱書	取扱書	安全・防災室	施設防護Gr.	×	
46	QM東Ⅱ:6-2-1-20	災害対策要領に基づく要員の教育要領	細則	安全・防災室	安全・防災Gr.	×	
47	QM東Ⅱ:6-3-1-1	点検計画作成手順書	細則	保修室	保守総括Gr.	×	
48	QM東Ⅱ:6-3-2-1	保全区域及び周辺監視区域施設管理基準	細則	安全・防災室	施設防護Gr.	×	
49	QM東Ⅱ:6-4-1-1	作業環境測定管理取扱要領	所則	安全・防災室	施設防護Gr.	×	
50	QM東Ⅱ:7-1-1-1	作業票運用要領	所則	保修室	保修運営Gr.	×	
51	QM東Ⅱ:7-1-1-2	作業票に伴う安全処置基準	細則	発電室	発電運営Gr.	×	
52	QM東Ⅱ:7-1-1-3	電動機単体試験等における作業票一時復帰手順書	細則	保修室	電気・制御Gr.(電気)	×	
53	QM東Ⅱ:7-1-1-4	作業計画書作成運用手順書	細則	保修室	保修運営Gr.	×	
54	QM東Ⅱ:7-1-1-5	LPRM 電圧-電流特性測定作業手順書	細則	保修室	電気・制御Gr.(制御)	×	
55	QM東Ⅱ:7-1-1-6	主発電機及び励磁機・副励磁機ブラシ交換作業手順書	細則	保修室	電気・制御Gr.(電気)	×	
56	QM東Ⅱ:7-1-1-7	工事要領書作成手順書	細則	保修室	保修運営Gr.	×	
57	QM東Ⅱ:7-1-1-8	地震後における発電所の保安確認基準	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
58	QM東Ⅱ:7-1-1-9	工事監理手順書	細則	保修室	保修運営Gr.	×	
59	QM東Ⅱ:7-1-1-10	工具管理基準	細則	保修室	保修運営Gr.	×	
60	QM東Ⅱ:7-1-1-11	工程等連絡会議運営基準	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
61	QM東Ⅱ:7-1-1-12	定検業務実施手順書	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
62	QM東Ⅱ:7-1-1-13	技術センター直営作業業務手順書	細則	技術センター	工務・設備診断Gr.	×	
63	QM東Ⅱ:7-1-1-14	中長期計画策定手順書	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
64	QM東Ⅱ:7-1-1-15	工事に係る業務管理表作成手順書	細則	保修室	保修運営Gr.	×	
65	QM東Ⅱ:7-1-1-16	状態監視手順書	細則	技術センター	工務・設備診断Gr.	×	
66	QM東Ⅱ:7-1-1-17	ディーゼル機診断手順書	細則	技術センター	工務・設備診断Gr.	×	
67	QM東Ⅱ:7-1-1-18	定期的な検査計画及び保修に関する計画並びに結果報告作成マニュアル	取扱書	保修室	保修運営Gr.	×	
68	QM東Ⅱ:7-1-1-20	巡視点検実施取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	○	有効燃料頂部、燃料域 記載有
69	QM東Ⅱ:7-1-1-21	定期試験実施取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	×	
70	QM東Ⅱ:7-1-1-22	地震発生時点検取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	×	
71	QM東Ⅱ:7-1-1-23	地震発生時の発電所点検マニュアル	取扱書	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
72	QM東Ⅱ:7-1-1-24	地震時点検マニュアル	取扱書	保修室	保修運営Gr.	×	
73	QM東Ⅱ:7-1-1-25	工事登録書作成手順書	細則	保修室	保修運営Gr.	×	
74	QM東Ⅱ:7-1-1-26	配管肉厚管理マニュアル	取扱書	保修室	保守総括Gr.	×	
75	QM東Ⅱ:7-1-1-27	土木関係設備点検手順マニュアル	取扱書	保修室	機械Gr.(土建)	×	
76	QM東Ⅱ:7-1-1-28	建築関係設備点検手順マニュアル	取扱書	保修室	機械Gr.(土建)	×	

東海第二発電所 TAF影響範囲調査三次文書確認結果リスト

No.	管理番号	規程名称	種類	所管箇所	所管Gr	関連記載有無: 有:○ 無:×	備考
77	QM東Ⅱ: 7-1-1-29	充填固化体製作に係る設備の保守管理取扱書	取扱書	保守室	機械Gr.(補機)	×	
78	QM東Ⅱ: 7-1-1-30	計器仕様等管理手引書	細則	保守室	電気・制御Gr.(制御)	×	
79	QM東Ⅱ: 7-1-1-31	溶接・溶断時等の火気養生手引書	細則	保守室	保守運営Gr.	×	
80	QM東Ⅱ: 7-1-1-32	区域区画・現場養生手順書	細則	保守室	保守運営Gr.	×	
81	QM東Ⅱ: 7-1-1-33	保守用油倉庫管理手引書	細則	保守室	機械Gr.(タービン)	×	
82	QM東Ⅱ: 7-1-1-34	タービン振動測定作業手順書	細則	保守室	機械Gr.(タービン)	×	
83	QM東Ⅱ: 7-1-1-35	電動機軸受及びギアカップリンググリス管理取扱書	取扱書	保守室	電気・制御Gr.(電気)	×	
84	QM東Ⅱ: 7-1-1-36	工事に伴う電気機械器具等及び可動設備(R/B搬入扉を含む)点検取扱手引書	細則	保守室	保守運営Gr.	×	
85	QM東Ⅱ: 7-1-1-37	日点作業内容決定通知票取扱書	取扱書	保守室	保守運営Gr.	×	
86	QM東Ⅱ: 7-1-1-38	ガスケット取替管理マニュアル	取扱書	保守室	保守運営Gr.	×	
87	QM東Ⅱ: 7-1-1-39	保守作業等における水抜き要領取扱書	取扱書	保守室	保守運営Gr.	×	
88	QM東Ⅱ: 7-1-1-40	仮設ホース使用取扱書	取扱書	保守室	機械Gr.(補機)	×	
89	QM東Ⅱ: 7-1-1-41	遮断器用リフター運用マニュアル	取扱書	保守室	電気・制御Gr.(電気)	×	
90	QM東Ⅱ: 7-1-1-42	CRD及びCUW関連フィルター点検マニュアル	取扱書	保守室	機械Gr.(主機)	×	
91	QM東Ⅱ: 7-1-1-43	原子炉建屋(4階)汚染工具保管管理マニュアル	取扱書	保守室	機械Gr.(主機)	×	
92	QM東Ⅱ: 7-1-1-44	サブプレッジョンチェンバ入域マニュアル	取扱書	保守室	機械Gr.(補機)	×	
93	QM東Ⅱ: 7-1-1-45	ドライウェルエントリーマニュアル	取扱書	保守室	機械Gr.(補機)	×	
94	QM東Ⅱ: 7-1-1-46	工事に伴う仮設ホース等設置時の工認要否チェックマニュアル	取扱書	保守室	機械Gr.(補機)	×	
95	QM東Ⅱ: 7-1-1-47	CUWポンプ軸受潤滑油交換作業取扱書	取扱書	保守室	機械Gr.(補機)	×	
96	QM東Ⅱ: 7-1-1-48	原子炉再循環流量制御弁点検点検点検取扱書	取扱書	保守室	機械Gr.(補機)	×	
97	QM東Ⅱ: 7-1-1-49	原子炉再循環流量制御弁油圧発生装置(HPU)フラッシング操作取扱書	取扱書	保守室	機械Gr.(補機)	×	
98	QM東Ⅱ: 7-1-1-50	常置品管理要領	細則	運営管理室	保安運営Gr.	×	
99	QM東Ⅱ: 7-1-1-51	回転機械振動診断手順書	細則	技術センター	工務・設備診断Gr.	×	
100	QM東Ⅱ: 7-1-1-52	赤外線サーモグラフィ診断手順書	細則	技術センター	工務・設備診断Gr.	×	
101	QM東Ⅱ: 7-1-1-53	潤滑油診断手順書	細則	技術センター	工務・設備診断Gr.	×	
102	QM東Ⅱ: 7-1-1-54	電動弁診断手順書	細則	技術センター	工務・設備診断Gr.	×	
103	QM東Ⅱ: 7-1-1-55	保全計画点検マニュアル	細則	保守室	保守総括Gr.	×	
104	QM東Ⅱ: 7-1-1-56	定検時の安全管理の計画作成手引書	細則	発電室	発電運営Gr.	×	
105	QM東Ⅱ: 7-1-1-57	保全活動管理指標設定・監視業務手引書	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
106	QM東Ⅱ: 7-1-1-59	保守管理の有効性評価記録作成手引書	細則	保守室	保守総括Gr.	×	
107	QM東Ⅱ: 7-1-1-60	高経年化対策実施手引書	細則	保守室	保守総括Gr.	×	
108	QM東Ⅱ: 7-1-1-61	R&A委員会運用手引書	細則	保守室	保守総括Gr.	×	
109	QM東Ⅱ: 7-1-1-63	敦賀発電所による高経年化対策レビュー取扱書	取扱書	保守室	保守総括Gr.	×	
110	QM東Ⅱ: 7-1-1-64	保全の有効性評価実施要領	細則	保守室	保守総括Gr.	×	
111	QM東Ⅱ: 7-1-1-65	タービン潤滑油管理マニュアル	取扱書	保守室	機械Gr.(タービン)	×	
112	QM東Ⅱ: 7-1-1-66	供用期間中検査管理手引書	細則	保守室	機械Gr.(補機)	×	
113	QM東Ⅱ: 7-1-1-67	制御棒駆動機構等取外し・取付け管理マニュアル	取扱書	保守室	機械Gr.(主機)	×	
114	QM東Ⅱ: 7-1-1-68	仮設電源敷設マニュアル	取扱書	保守室	電気・制御Gr.(電気)	×	
115	QM東Ⅱ: 7-1-1-69	特別な保全計画作成手引書	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
116	QM東Ⅱ: 7-1-2-1	警報設定値及び保護継電器整定値管理要領	所則	発電室	発電運営Gr.	×	
117	QM東Ⅱ: 7-1-2-2	発電所の起動・停止計画書策定手引書	細則	発電室	発電運営Gr.	×	
118	QM東Ⅱ: 7-1-2-3	運転計画作成連絡手引書	細則	発電室	発電運営Gr.	×	
119	QM東Ⅱ: 7-1-2-4	通常運転時のバックグラウンド評価基準	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
120	QM東Ⅱ: 7-1-2-5	鍵管理基準	細則	発電室	発電運営Gr.	×	
121	QM東Ⅱ: 7-1-2-6	運転上の制限に関する記録の運用手引書	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
122	QM東Ⅱ: 7-1-2-7	化学管理基準	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
123	QM東Ⅱ: 7-1-2-8	保安規定等に係る化学管理業務手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
124	QM東Ⅱ: 7-1-2-9	水質分析マニュアル	取扱書	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
125	QM東Ⅱ: 7-1-2-10	サンプリングマニュアル	取扱書	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
126	QM東Ⅱ: 7-1-2-11	放射性物質濃度測定マニュアル	取扱書	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
127	QM東Ⅱ: 7-1-2-12	運転員の基本手引書	細則	発電室	運転支援Gr.	×	
128	QM東Ⅱ: 7-1-2-13	起動、停止手順書	細則	発電室	運転支援Gr.	×	
129	QM東Ⅱ: 7-1-2-14	原子炉設備運転手順書	細則	発電室	運転支援Gr.	○	TAF, 有効燃料棒頂部, 燃料域, FUEL ZONE 記載有
130	QM東Ⅱ: 7-1-2-15	タービン設備運転手順書	細則	発電室	運転支援Gr.	×	
131	QM東Ⅱ: 7-1-2-16	電気設備運転手順書	細則	発電室	運転支援Gr.	×	
132	QM東Ⅱ: 7-1-2-17	液体廃棄物系運転手順書	細則	発電室	運転支援Gr.	×	
133	QM東Ⅱ: 7-1-2-18	固体廃棄物系運転手順書	細則	発電室	運転支援Gr.	×	
134	QM東Ⅱ: 7-1-2-19	発電所補助設備運転手順書	細則	発電室	運転支援Gr.	×	
135	QM東Ⅱ: 7-1-2-20	定期試験手順書	細則	発電室	運転支援Gr.	×	
136	QM東Ⅱ: 7-1-2-21	非常時運転手順書	細則	発電室	運転支援Gr.	○	TAF, 有効燃料棒頂部, 燃料域, FUEL ZONE 記載有
137	QM東Ⅱ: 7-1-2-22	警報処置手順書	細則	発電室	運転支援Gr.	○	TAF, 9152mm 記載有
138	QM東Ⅱ: 7-1-2-23	視巡点検手順書	細則	発電室	運転支援Gr.	○	FUEL ZONE 記載有
139	QM東Ⅱ: 7-1-2-24	故障時運転手順書	細則	発電室	運転支援Gr.	○	TAF, 有効燃料棒頂部, FUEL ZONE 記載有
140	QM東Ⅱ: 7-1-2-25	非常時運転手順書Ⅱ	細則	発電室	運転支援Gr.	○	TAF, FUEL ZONE 記載有, 9152mm 記載有, 有効燃料棒頂部, 燃料域, FUEL ZONE 記載有
141	QM東Ⅱ: 7-1-2-26	非常時運転手順書Ⅲ	細則	発電室	運転支援Gr.	○	TAF, BAF+20%, FUEL ZONE, 有効燃料棒頂部 記載有
142	QM東Ⅱ: 7-1-2-27	停止余裕確認手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
143	QM東Ⅱ: 7-1-2-28	原子炉熱的制限値に関する措置手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
144	QM東Ⅱ: 7-1-2-29	原子炉給水流量管理マニュアル	取扱書	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
145	QM東Ⅱ: 7-1-2-30	プロセス計算機故障時の熱的制限値評価マニュアル	取扱書	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
146	QM東Ⅱ: 7-1-2-31	制御棒操作手順作成基準	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
147	QM東Ⅱ: 7-1-2-32	原子炉冷却材温度制限値算定手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
148	QM東Ⅱ: 7-1-2-33	出力領域モニタ校正手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
149	QM東Ⅱ: 7-1-2-34	原子炉冷却材温度・使用済燃料プール水温評価手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
150	QM東Ⅱ: 7-1-2-35	給電業務取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	×	
151	QM東Ⅱ: 7-1-2-36	プラント起動・停止準備取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	×	
152	QM東Ⅱ: 7-1-2-37	直定例業務・定期機器切替実施取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	×	

東海第二発電所 TAF影響範囲調査三次文書確認結果リスト

No.	管理番号	規程名称	種類	所管箇所	所管Gr	関連記載有無 有:○ 無:×	備考
153	QM東Ⅱ:7-1-2-38	直業務体制運用取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	×	
154	QM東Ⅱ:7-1-2-39	発電室組織表作成取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	×	
155	QM東Ⅱ:7-1-2-40	室長指示等取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	×	
156	QM東Ⅱ:7-1-2-41	直引継及び運転日誌作成取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	×	
157	QM東Ⅱ:7-1-2-42	制御室監視取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	×	
158	QM東Ⅱ:7-1-2-43	定期検査業務取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	×	
159	QM東Ⅱ:7-1-2-44	LPRM及び制御棒寿命評価マニュアル	取扱書	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
160	QM東Ⅱ:7-1-2-46	異常徴候対応手順書	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
161	QM東Ⅱ:7-1-2-47	原子炉起動前総点検要領書	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
162	QM東Ⅱ:7-1-2-48	副資材管理基準	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
163	QM東Ⅱ:7-1-2-49	運転管理業務運用取扱書	取扱書	発電室	発電運営Gr.	○	FUEL ZONE 記載有
164	QM東Ⅱ:7-1-2-50	化学分析用薬品管理手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
165	QM東Ⅱ:7-1-2-51	化学管理定常業務マニュアル	取扱書	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
166	QM東Ⅱ:7-1-2-52	炉心性能監視装置およびプロセスコンピュータ操作サポートマニュアル	取扱書	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
167	QM東Ⅱ:7-1-2-53	TIP操作マニュアル	取扱書	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
168	QM東Ⅱ:7-1-2-54	熱効率管理マニュアル	取扱書	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
169	QM東Ⅱ:7-1-2-55	漏えい燃料位置同定手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
170	QM東Ⅱ:7-1-2-56	炉心管理定常業務マニュアル	取扱書	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
171	QM東Ⅱ:7-1-2-57	工業用水管理要領	所則	総務室	総務Gr.	×	
172	QM東Ⅱ:7-1-2-59	津波対策要領	所則	安全・防災室	安全・防災Gr.	○	TAF、有効燃料長頂部、9152mm 記載有
173	QM東Ⅱ:7-1-2-60	緊急時電源確保用資機材点検マニュアル	取扱書	保修室	電気・制御Gr.(電気)	×	
174	QM東Ⅱ:7-1-2-61	高圧電源車による給電作業マニュアル	取扱書	保修室	電気・制御Gr.(電気)	×	
175	QM東Ⅱ:7-1-3-1	新燃料の運搬作業手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
176	QM東Ⅱ:7-1-3-2	燃料取替実施計画等作成基準	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
177	QM東Ⅱ:7-1-3-3	新燃料受取検査手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
178	QM東Ⅱ:7-1-3-4	装荷前検査手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
179	QM東Ⅱ:7-1-3-5	炉内配置確認手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
180	QM東Ⅱ:7-1-3-6	照射燃料検査手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
181	QM東Ⅱ:7-1-3-7	使用済燃料輸送物及び輸送容器検査手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
182	QM東Ⅱ:7-1-3-8	使用済燃料輸送作業手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
183	QM東Ⅱ:7-1-3-9	使用済燃料乾式貯蔵容器構内運搬作業手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
184	QM東Ⅱ:7-1-3-10	使用済燃料乾式貯蔵容器密封監視圧力低下時の対応手順書	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
185	QM東Ⅱ:7-1-3-11	使用済燃料輸送燃料番号確認作業マニュアル	取扱書	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
186	QM東Ⅱ:7-1-3-13	使用済燃料乾式貯蔵容器への燃料移動手順作成マニュアル	取扱書	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
187	QM東Ⅱ:7-1-3-14	燃料移送作業計画作成マニュアル	取扱書	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
188	QM東Ⅱ:7-1-3-15	燃料の運搬及び貯蔵時の未臨界性確認マニュアル	取扱書	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
189	QM東Ⅱ:7-1-3-16	使用済燃料の放射能計算マニュアル	取扱書	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
190	QM東Ⅱ:7-1-4-2	災害対策要領	所則	安全・防災室	安全・防災Gr.	○	有効燃料頂部(TAF)未満、9152mm 記載有
191	QM東Ⅱ:7-1-4-3	災害・事故・故障・トラブル時の通報連絡要領	所則	安全・防災室	安全・防災Gr.	×	
192	QM東Ⅱ:7-1-4-4	非常時対応手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
193	QM東Ⅱ:7-1-4-5	フェーズⅠアクシデントマネジメントガイド	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	○	TAF 記載有
194	QM東Ⅱ:7-1-4-6	フェーズⅡアクシデントマネジメントガイド	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	○	TAF、BAF+20%、記載有
195	QM東Ⅱ:7-1-4-7	アクシデントマネジメント故障機器復旧手順ガイドライン	細則	安全管理室	炉心・燃料Gr.	○	燃料域水位計 記載有
196	QM東Ⅱ:7-1-4-8	災害対策用資料・図書等管理基準	細則	安全・防災室	安全・防災Gr.	×	
197	QM東Ⅱ:7-1-4-11	緊急時用無線局管理要領	細則	総務室	総務Gr.	×	
198	QM東Ⅱ:7-1-4-12	災害対策用常備資機材整備基準	細則	安全・防災室	安全・防災Gr.	×	
199	QM東Ⅱ:7-1-4-13	休日・夜間等守衛の災害対策活動基準	細則	安全・防災室	安全・防災Gr.	×	
200	QM東Ⅱ:7-1-4-15	原子炉自動停止時のプラントデータの採取について	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
201	QM東Ⅱ:7-1-4-16	地震等災害発生時における放射能測定当番者手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
202	QM東Ⅱ:7-1-4-17	災害対策用常備資機材点検マニュアル	取扱書	保修室	保修運営Gr.	×	
203	QM東Ⅱ:7-1-4-18	東海災害対策本部設置マニュアル	取扱書	安全・防災室	安全・防災Gr.	×	
204	QM東Ⅱ:7-1-4-19	代替災害対策本部設置マニュアル	取扱書	安全・防災室	安全・防災Gr.	×	
205	QM東Ⅱ:7-1-4-20	連絡デスク器材使用方法及び維持・管理マニュアル	取扱書	運営管理室	保安運営Gr.	×	
206	QM東Ⅱ:7-1-4-21	トラブル発生時における報告書作成マニュアル	取扱書	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
207	QM東Ⅱ:7-1-4-23	待機当番者手順書	細則	安全・防災室	安全・防災Gr.	×	
208	QM東Ⅱ:7-1-4-24	通報連絡当番制度・待機当番制度運用手引書	細則	安全・防災室	安全・防災Gr.	×	
209	QM東Ⅱ:7-1-4-25	SPDS緊急時情報収集装置管理基準	細則	運営管理室	保安運営Gr.	×	
210	QM東Ⅱ:7-1-5-1	低レベル放射性固体廃棄物搬出要領	所則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
211	QM東Ⅱ:7-1-5-2	低レベル放射性固体廃棄物搬出確認手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
212	QM東Ⅱ:7-1-5-3	低レベル放射性固体廃棄物搬出作業手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
213	QM東Ⅱ:7-1-5-4	放出管理手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
214	QM東Ⅱ:7-1-5-5	固体廃棄物管理基準	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
215	QM東Ⅱ:7-1-5-6	放射性固体廃棄物の移動管理手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
216	QM東Ⅱ:7-1-5-7	放射性固体廃棄物に係る管理取扱書	取扱書	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
217	QM東Ⅱ:7-1-5-8	高放射性固体廃棄物管理基準	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
218	QM東Ⅱ:7-1-5-10	固体廃棄物放射能計算マニュアル	取扱書	安全管理室	炉心・燃料Gr.	×	
219	QM東Ⅱ:7-1-5-11	充填固化体製作手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
220	QM東Ⅱ:7-1-5-12	分別作業員教育取扱書	取扱書	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
221	QM東Ⅱ:7-1-5-13	放射性廃棄物でない廃棄物管理基準	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
222	QM東Ⅱ:7-1-5-14	事故由来放射性物質の降下物影響に係る管理基準	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
223	QM東Ⅱ:7-1-6-1	放射線作業管理要領	所則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
224	QM東Ⅱ:7-1-6-2	線量管理要領	所則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
225	QM東Ⅱ:7-1-6-3	除染票取扱要領	所則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
226	QM東Ⅱ:7-1-6-4	放射性同位元素管理手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
227	QM東Ⅱ:7-1-6-5	線量管理手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
228	QM東Ⅱ:7-1-6-6	線量当量率等管理手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	

東海第二発電所 TAF影響範囲調査三次文書確認結果リスト

No.	管理番号	規程名称	種類	所管箇所	所管Gr	関連記載有無 有:○ 無:×	備考
229	QM東Ⅱ: 7-1-6-7	協力企業の放射線防護手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
230	QM東Ⅱ: 7-1-6-8	管理区域立入許可手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
231	QM東Ⅱ: 7-1-6-9	環境放射能管理手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
232	QM東Ⅱ: 7-1-6-10	区域管理手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
233	QM東Ⅱ: 7-1-6-11	物品管理手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
234	QM東Ⅱ: 7-1-6-12	放射線管理に係るα線測定・確認取扱書	取扱書	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
235	QM東Ⅱ: 7-1-6-13	核燃料物質等の管理区域外への搬出及び運搬時の運用管理マニュアル	取扱書	保安室	電気・制御Gr. (制御)	×	
236	QM東Ⅱ: 7-1-6-14	防護具点検取扱書	取扱書	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
237	QM東Ⅱ: 7-1-6-15	環境放射線監視報告データの作成・処理マニュアル	取扱書	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
238	QM東Ⅱ: 7-1-7-1	安全文化醸成活動実施要領	所則	品質保証室	品質保証Gr.	×	
239	QM東Ⅱ: 7-2-1-1	電気事業法及び原子炉等規制法に係る許認可申請・届出手続手引書	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
240	QM東Ⅱ: 7-2-0-2	停止時遵守事項	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
241	QM東Ⅱ: 7-2-3-1	原子炉施設保安運営委員会運営要領	所則	運営管理室	保安運営Gr.	×	
242	QM東Ⅱ: 7-2-4-1	原子力保安検査官対応業務手引書	細則	運営管理室	保安運営Gr.	×	
243	QM東Ⅱ: 7-2-4-4	官庁等定期報告書原案作成・誤記等防止対応マニュアル	取扱書	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
244	QM東Ⅱ: 7-3-1-2	工事等に係る技術検討会運営手引書	細則	運営管理室	保安運営Gr.	×	
245	QM東Ⅱ: 7-3-1-3	工事計画検討書作成基準	細則	保安室	保守総括Gr.	×	
246	QM東Ⅱ: 7-4-1-2	工所用物品管理基準	細則	保安室	保安運営Gr.	×	
247	QM東Ⅱ: 7-4-1-3	品質保証活動外部監査手引書	細則	品質保証室	品質保証Gr.	×	
248	QM東Ⅱ: 7-4-1-4	発電所品質保証連絡会運営基準	細則	品質保証室	品質保証Gr.	×	
249	QM東Ⅱ: 7-4-1-5	設備図書受発信管理手順書	細則	運営管理室	保安運営Gr.	×	
250	QM東Ⅱ: 7-4-1-6	設備図書検討会運営手引書	細則	保安室	保安運営Gr.	×	
251	QM東Ⅱ: 7-5-2-1	貯蔵品管理業務手引書	細則	総務室	経理Gr.	×	
252	QM東Ⅱ: 7-5-2-2	予備品管理業務取扱書	取扱書	保安室	保安運営Gr.	×	
253	QM東Ⅱ: 7-6-1-1	測定・試験装置管理基準	細則	保安室	保安運営Gr.	×	
254	QM東Ⅱ: 7-6-2-1	放射線計測器類管理手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
255	QM東Ⅱ: 7-6-2-2	固定放射線監視用計測器等の故障時等における措置手順書	細則	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
256	QM東Ⅱ: 7-6-3-1	化学分析機器校正マニュアル	取扱書	安全管理室	放射線・化学管理Gr.	×	
257	QM東Ⅱ: 8-2-3-1	社内検査手引書	細則	保安室	保安運営Gr.	×	
258	QM東Ⅱ: 8-2-3-2	官庁検査等対応手引書	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
259	QM東Ⅱ: 8-2-3-3	点検・補修等の結果の確認・評価検査手引書	細則	保安室	保安運営Gr.	×	
260	QM東Ⅱ: 8-2-3-4	定期事業者検査実施手引書	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
261	QM東Ⅱ: 8-2-3-5	溶接安全管理審査受審手引書	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
262	QM東Ⅱ: 8-2-3-6	溶接事業者検査実施手引書	細則	保安室	保守総括Gr.	×	
263	QM東Ⅱ: 8-2-3-7	溶接事業者検査実施取扱書	取扱書	保安室	保守総括Gr.	×	
264	QM東Ⅱ: 8-2-3-8	溶接を伴う保修作業に関する溶接事業者検査チェックシートの運用手引書	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
265	QM東Ⅱ: 8-2-3-9	溶接事業者検査内部監査手引書	細則	品質保証室	品質保証Gr.	×	
266	QM東Ⅱ: 8-3-1-4	ヒューマンファクター推進委員会運営要領	細則	運営管理室	保安運営Gr.	×	
267	QM東Ⅱ: 8-3-1-6	CAP会議運営要領	細則	運営管理室	保安運営Gr.	×	
268	QM東Ⅱ: 8-4-1-3	原子炉施設の定期安全レビュー実施手引書	細則	運営管理室	保安運営Gr.	×	
269	QM東Ⅱ: 8-5-1-2	トラブル検討会運営手引書	細則	運営管理室	プラント管理Gr.	×	
270	QM東Ⅱ: 8-5-1-3	工事要領書チェックシート(トラブル再発防止対策)作成運用手引書	細則	保安室	保安運営Gr.	×	

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-17 (1/4)

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	H22・3・26

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)

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	平成 21 年 12 月 17 日	合格		

特性検査

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

(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	2,500				
		4,850~5,150	42.63	50	5,000	5,000				
		7,350~7,650	18.34	75	7,500	7,480				
		9,850~10,150	-6.96	100	10,000	10,000				

(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	-2,530				
		-1,277~1,223	73.76	50	-1,250	-1,250				
		-2~52	61.76	75	25	20				
		1,273~1,327	49.77	100	1,300	1,300				
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	-2,530				
		-1,277~1,223	73.77	50	-1,250	-1,250				
		-2~52	61.77	75	25	20				
		1,273~1,327	49.78	100	1,300	1,300				

(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	-2,480				
		-1,178~1,122	34.92	50	-1,150	-1,150				
		147~203	25.62	75	175	180				
		1,472~1,528	16.31	100	1,500	1,500				
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	-2,480				
		-1,178~1,122	34.93	50	-1,150	-1,150				
		147~203	25.63	75	175	180				
		1,472~1,528	16.32	100	1,500	1,500				

(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)	現操指示値 (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]
		-2,565~2,495	44.22	25	-2,475	-2,500				
		-1,070~1,220	34.92	50	-1,150	-1,150				
		95~255	25.62	75	175	180				
		1,420~1,580	16.31	100	1,500	1,500				

(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)	現操指示値 (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				

* ヴット補正 0.135MPa

技術基準適合性の解釈

TAF寸法の違いにより、クラス1機器供用期間中検査（以下、ISIという。）のうち、「検査カテゴリB-A 原子炉压力容器の炉心外周域耐圧部分の溶接継手」の検査範囲の一部について検査未実施であった（別紙参照）。このため、検査未実施範囲の技術基準の適合性について検討した。

- ・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18条（使用中の亀裂等による破壊の防止）の要求事項によれば、「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」（原規技発第1408063号（平成26年8月6日原子力規制委員会決定）（以下「亀裂の解釈」という。））に適合することと記載されている。
- ・第18条第1項については、亀裂の解釈により、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」に従って、非破壊検査によって「省令不適合欠陥」の有無が判断されるが、同時に「技術基準規則に定める技術的要件を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、技術基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、技術基準規則に適合すると判断する。」とある。
- ・当該溶接継手の場合、これまでの検査ではISIの検査要求範囲を満足してはいないものの、第1次から第4次検査間隔のISIにおいて、同じ環境下にある当該溶接継手の非破壊検査（UT）で亀裂等がないことを確認している。また、今定検中に実施した特別点検では維持規格に定める方法により、本来ISIで実施すべき範囲を包含する範囲の検査を実施し、亀裂等がないことを確認している。
- ・第18条第2項については、供用期間中検査にて系の漏えい検査を毎定検実施し、耐圧部分を貫通するき裂その他の欠陥がないことを確認している。

以上のことから、当該溶接継手は技術基準規則の第18条に適合し、技術基準を満足しているものと判断している。

以上

TAFの値のクラス1 機器供用期間中検査への影響調査

クラス1 機器供用期間中検査（旧第1種機器供用期間中検査）のうち、TAFの値を用いて検査範囲としている部位は、検査のカテゴリ「B-A 原子炉容器の炉心外周域耐圧部分の溶接継手 炉心外周域にある胴の長手継手」である。東海第二発電所の対象となる溶接線は、上側に3本（継手の名称 RPV-B-L15, L16, L17）、下側に3本（同、RPV-B-L18, L19, L20）である。これらについて、過去の検査記録からTAFの値を正しい値とした場合に検査範囲が影響を受けるかを調査した。

原子炉容器の炉心領域の耐圧溶接部 胴の長手方向溶接部の検査実績表

継手 名称	第1次検査間隔 運開 1978年～ ⑨1988年	第2次検査間隔 ⑩1989年～ ⑰1999年	第3次検査間隔 ⑱2001年～ ⑳2010年	第4次検査間隔 ㉔2010年～ ㉘	備考
L15	⑨* 1,116/6		㉑* 222/2	㉔*	周継手上側
L16		⑰* 1,116/6	㉒* 222/2	㉔*	〃
L17			㉓* 222/2	(㉘)	〃
L18			㉒	(㉘)	周継手下側
L19			㉒	(㉘)	〃
L20			㉓	(㉘)	〃

○数字は検査を実施した定検回数、右に付記した年は、定検の終了年。() は予定

* 調査の結果、正しくないTAFの値を用いた影響により、検査範囲が不足していたもの。
数値は、正しいTAFの値から計算した検査に必要な長さ/不足していた寸法 (mm)

調査結果の詳細を次ページに示す。

<第1次検査間隔、第2次検査間隔>

長手溶接継手（上側、下側6本全て）全長の10%を検査程度としている。

上側は3本×2,170mm、下側は3本×1,500mmであるから、溶接線全長は

$$3 \times 2,170 + 3 \times 1,500 = 11,010 \text{ mm}$$

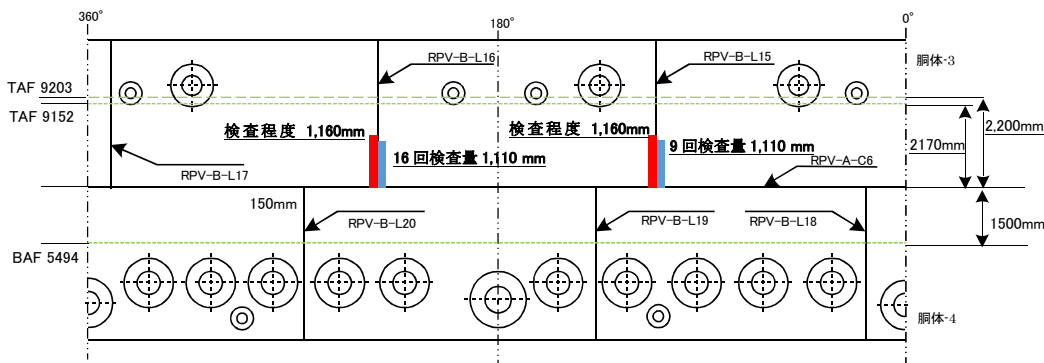
となり、10%の検査程度は1,101mmとなる。（第1次検査間隔では1.11m）

これを、第1次検査間隔ではL15、第2次検査間隔ではL16を代表として検査している。

正しいTAFの値から検査範囲を設定すると、

$$3 \times \underline{2,220\text{mm}} + 3 \times 1,500 \text{ mm} = 11,160 \text{ mm}$$

となり、検査程度は、1,116mmとなることから6mm不足となる。



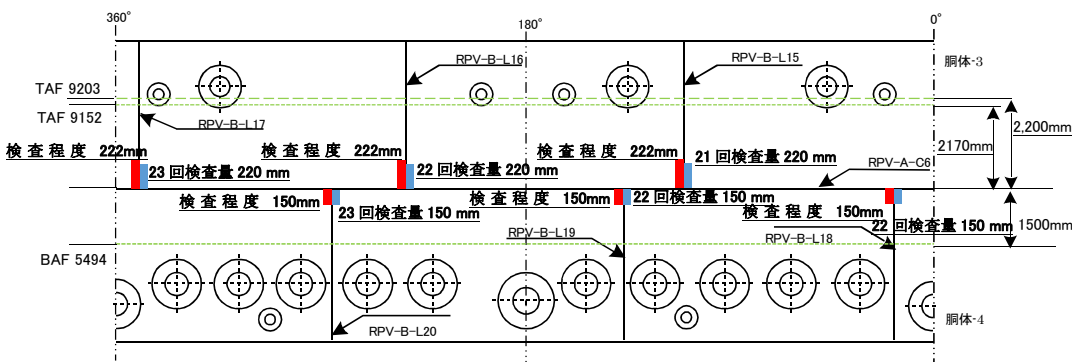
<第3次検査間隔、第4次検査間隔>

長手溶接継手各長さの10%を検査程度としている。

上側（L15,L16,L17）は、2,170mmの10%(217mm)を満たす試験程度として、保守的に切り上げて220mmを範囲としている。

正しいTAFの値から検査範囲を設定すると、2,220mmの10%となることから222mmとなり、2mm不足となる。

下側（L18,L19,L20）は、1,500mmの10%として、各溶接線に対して150mm試験を実施。TAFの値の影響は受けず、要求量の検査を実施できている。



原子炉水位（燃料域）計装の技術基準適合性について

1. はじめに

東海第二発電所における燃料有効長頂部位置データに誤りがあったことを受け、他の影響を確認した結果、TAFを基準とした原子炉水位（燃料域）計装のゼロレベルにも同じ値が用いられていることを確認した。

これを受け、原子炉水位（燃料域）計装の技術基準適合性への影響を以下の通り整理する。

2. 原子炉水位（燃料域）計装の役割

事故時の原子炉水位監視は、原子炉水位（燃料域）計装及び原子炉水位（広帯域）計装により行う。原子炉水位（燃料域）計装は、燃料有効長をカバーする領域を計測範囲としており、これよりも高い水位においては原子炉水位（広帯域）により監視する。

	計測範囲	備考
原子炉水位 （広帯域）計 装	-3800mm～1500mm （基準点は蒸気乾燥器スカート下端）	計測範囲はベッセルゼロレベル の 9600mm～14900mm に相当
原子炉水位 （燃料域）計 装	-3800mm～1300mm （基準点は TAF）	計測範囲はベッセルゼロレベル の 5352mm～10452mm に相当（TAF:9152mm で 換算）

原子炉水位（燃料域）計装は監視機能のみを有し、安全保護系等のインターロックには用いていない。原子炉水位（燃料域）計装を用いた手順が非常時運転手順書に定められている。

3. 原子炉水位（燃料域）計装への技術基準要求

(1) 技術基準要求事項

原子炉水位（燃料域）計装に要求される技術基準は次の通り。

「省令 62 号発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」

（計測装置）

第二十条 原子力発電所には、次の各号に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。この場合において、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置をもつて替えることができる。

五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位

第二十条

3 第1項第一号及び第三号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、かつ、記録することができるものでなければならない。

（原子炉制御室等）

第二十四条の二

2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備等非常時に原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置（第二十一条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるように施設しなければならない。

該当条文で要求される技術基準への適合性は性能（校正）検査で確認している。また、性能（校正）検査の判定基準としては、指示計器が許容誤差内にあることとしている。

4. 技術基準適合性判断

（1）過去の定期事業者検査結果

原子炉水位（燃料域）計装は、定期事業者検査制度となった第20回定検より「安全保護系保護検出要素性能（校正）検査」において健全性を確認している*。第20回定検以降の定期事業者検査成績書の確認を行ったところ、計器精度内であり検査結果に問題ないことを確認した。

なお、正しいTAF位置をゼロレベルとすると、検査の判定基準である許容誤差±35mm（計測範囲5100mmに対して±0.7%FS）を超えた値となるが、この判定基準は計器の性能を考慮して設定しているものであり（計器が健全であればこの許容誤差内に収まる）、監視上必要とされる計測誤差ではない。

*：第20回定検までは定検毎に実施している点検工事において健全性を確認している。

（2）原子炉水位（燃料域）計装を用いた事故時対応への影響評価

- ・非常時運転手順書には、原子炉断面図に7×7燃料時のTAFの値が記載されている。TAF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）を使用している。
- ・原子炉水位（燃料域）の指示するTAF水位は、実際のTAF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を超えて更に下回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。

(3) 結論

原子炉水位計（燃料域）については、当該計器が施設されていること、定期事業者検査で定めた判定基準（指示計器が許容誤差内にあること）を満足することでその適合性を確認しており、これまでの検査結果にも異常はなく、技術基準には適合していると判断する。

なお、今回誤った値を用いたTAF位置について、正しい値を用いて評価すると最大で1.30%（計測範囲5100mmに対して51mmは1.0%であり、この値に定期事業者検査で確認された最大計器誤差15mm分の0.3%を加えた値）の誤差となるが、(2)の評価の通り、この誤差が事故対応の結果に大きな影響を与えるものでないものと判断する。

今後は、当該計器の機能が要求される時期までに、正しいTAF位置の値を用いて校正を実施する。

以上

安全保護系保護検出要素性能（校正）検査 「発電用原子力設備に関する技術基準」該当条文

- ・ 原子力発電所には、次の各号に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。この場合において、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置をもって替えることができる。
 - 一 炉心における中性子束密度（第二十条第1項第一号）
 - 二 炉周期（第二十条第1項第二号）
 - 四 一次冷却材に関する次の事項（第二十条第1項第四号）
 - イ 放射線物質及び不純物の濃度
 - ロ 原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量
 - 五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位（第二十条第1項第五号）
 - 六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射線物質の濃度及び線量当量率（第二十条第1項第六号）
- ・ 第一項第一号及び第三号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、かつ、記録することができるものでなければならない。（第二十条第3項）
- ・ 原子力発電所には、安全保護装置を次の各号により施設しなければならない。
 - 一 運転時の異常な過渡変化が生じる場合又は地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統及び工学的安全施設と併せて機能することにより燃料許容損傷限界を超えないようにできるものであること。（第二十二條第1項第一号）
- ・ 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備等非常時に原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置（第二十一条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるように施設しなければならない。（第二十四条の二第2項）
- ・ 原子力発電所には、火災等により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。（第二十四条の二第4項）
- ・ 第九条第十五号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第三章の規定は、原子力発電所に施設する蒸気タービン及びその附属設備について準用する。（第三十四条第3項）
 - ・ 蒸気タービンには、設備の損傷を防止するため運転状態を計測する装置を設けなければならない。（発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第十七条）

以下の要求機能は、本検査を実施することにより間接的に確認している。

- ・ 原子力発電所には、次の各号に掲げる設備を施設しなければならない。
 - 二 負荷の変動等による原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設備（第十六条第1項第二号）
 - 三 通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時等に生じた一次冷却材の減少分を自動的に補給する設備（第十六条第1項第三号）

- ・ 原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。（第十六条の三第2項）
- ・ 通常運転時に必要とする燃料体又は使用済燃料（以下「燃料」という。）を貯蔵する設備は、次の各号により施設しなければならない。
 - 四 使用済燃料その他高放射性の燃料を貯蔵する水槽は、次によること。（第二十五条第1項第四号）
 - ハ 燃料の被覆が著しく腐しよくするおそれがある場合は、これを防止すること。

凡例 ☆：9152mm等本来の値ではない数値を用いたため、

修正が必要な箇所 (燃料域)の校正値変更に伴い修正が必要な箇所

別表 3-8 (2/4)

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	原子炉スクラム、 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 ADS タイマー作動 ディーゼル起動(2C、2D)	9600mm
TAF	☆ (-4245mm)	☆ 有効燃料上端 有効燃料下端	☆ 9152mm ☆ 8085mm

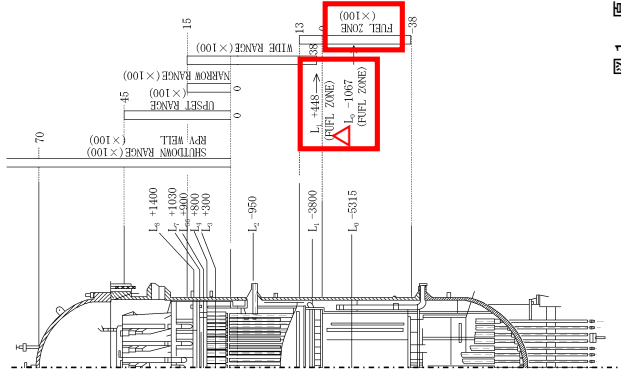


図 1 原子炉水位関係図

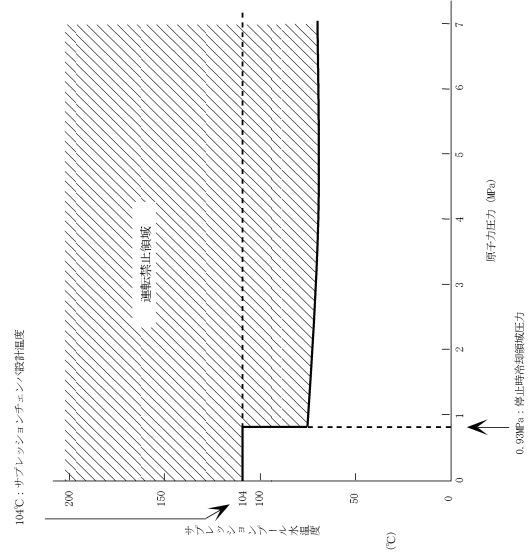


図 2 格納容器障壁喪失を判断する原子炉圧力容器と S/P 水温の関係

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