

東海第二発電所 審査資料	
資 料 番 号	C-17-5 改3
提出年月日	平成30年3月1日

東海第二発電所

設置変更許可申請書の審査資料における
燃料有効長頂部の寸法値に係る対策及び水平展開
について

平成30年3月1日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 概要

2. 申請書等における記載の適正化

- (1) 原子炉水位計（燃料域）の水位設定根拠書等の適正化
- (2) 本来と異なる T A F の値の適正化
- (3) 再評価の実施

3. 本事象の原因と水平展開の考え方

4. 水平展開の実施要領及び実施結果

- 4.1 「2つの T A F の値が存在したこと」に関する水平展開
 - (1) 対象設備（申請）の抽出
 - (2) 設備変更に伴う関連する図面・図書の変更の確認
 - ①変更内容の確認
 - ②関連する設備の抽出
 - ③変更の影響確認
 - a. 燃料の採用
 - b. 新型制御棒の採用
 - c. 起動領域計装の採用
 - d. 使用済燃料貯蔵施設の貯蔵能力の増強
 - e. 使用済樹脂及び廃スラッジの焼却処理方法の追加
 - f. 燃料有効長の変更に伴う影響
 - (3) 変更に伴う影響確認結果
 - (4) 起動領域計装の採用において、第1種図面が改正されていなかったことに関する調査結果
- 4.2 「2つの T A F の値があることが現在まで見逃されてきたこと」に関する水平展開
 - (1) 申請書等における調査方法
 - (2) 申請書等における調査結果
 - (3) 申請書等における調査結果の影響評価
 - (4) 起動領域計装系の自動切替レンジの値に本来の数値と異なる数値を記載していたことに関する調査結果

5. まとめ

1. 概要

平成29年11月に提出した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書の安全審査資料における燃料有効長頂部（以下「TAF」という。）に係る原子力規制庁からの指摘により、同申請書及び安全審査資料に記載しているTAFに係る一部の記載に誤りがあることを確認した。

調査の結果、原子炉圧力容器に係る第2種図面に本来とは異なるTAFの値が記載されており、この値が同申請書及び安全審査資料の一部に用いられたためであることが判った。

上記の調査結果、それに基づく事象の原因特定及び水平展開の方針については、「東海第二発電所設置変更許可申請書及び審査資料における燃料有効長頂部の寸法値に係る原因分析結果」（平成30年2月13日報告）にて報告済みである。

上記報告を踏まえ、本報告では、平成26年5月に申請した設置変更許可申請書、平成29年11月に提出した補正書及び審査資料（以下「申請書等」という。）に対して、対策（本来と異なるTAFの値に係る記載及び関連する記載の適正化）及び水平展開を実施した結果に基づく、申請書等の信頼性について説明するものである。

2. 申請書等における記載の適正化

（1）申請書等の根拠とした各図書のTAFの値の適正化

今回の事象の調査において抽出された、原子炉水位計（燃料域）の水位設定根拠書、製作メーカー図面及び非常時運転手順書Ⅱについては、適正な記載に直す。

（2）申請書等に記載されたTAFの値の適正化

申請書等において、本来と異なるTAFの値が用いられている、又は、今後、原子炉水位計（燃料域）の校正に伴い記載の適正化が必要な文書は28文書（内訳、同申請書：9文書、安全審査資料：19文書）あることを確認した。このうち、20文書（内訳、同申請書：5文書、安全審査資料：15文書）については記載内容の再評価が必要ないものであることを確認している。

（3）再評価の実施

上記（1）における記載の適正化が必要な28文書のうち、以下に示す8文書（内訳、同申請書：4文書、安全審査資料：4文書）については再評価が必要と判断した。

安全審査資料の記載の適正化が必要な8文書については、いずれも運転停止中の有効性評価における遮蔽計算に係るものである。

運転停止中の有効性評価における遮蔽計算について適正化した条件（図-1 参照）で再評価した結果，図-2 及び表-1 のとおり，必要な遮蔽を維持できる水位までの時間余裕等への影響は小さく，対策の有効性に影響がないことを確認した。

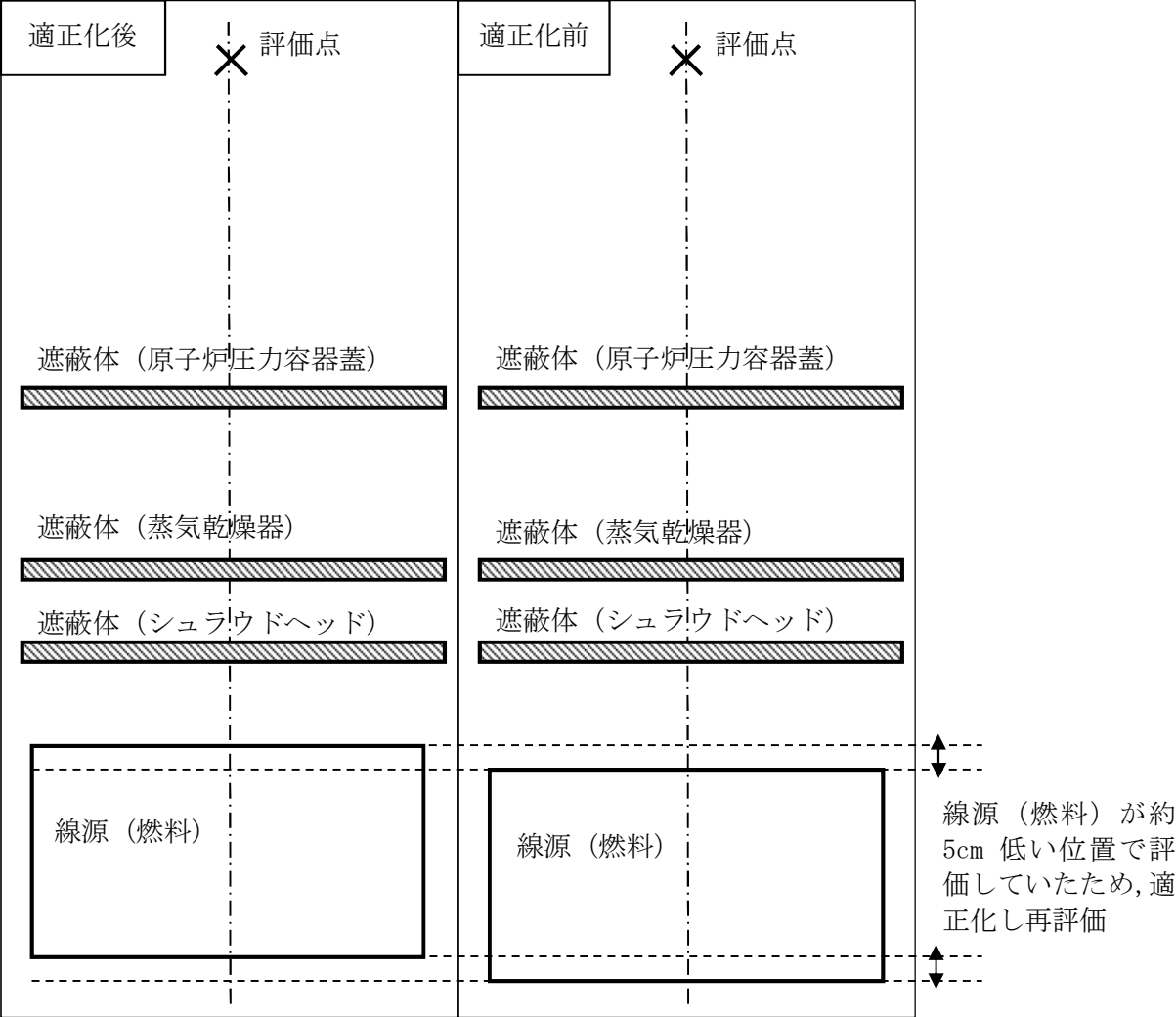


図-1 線量率計算モデル

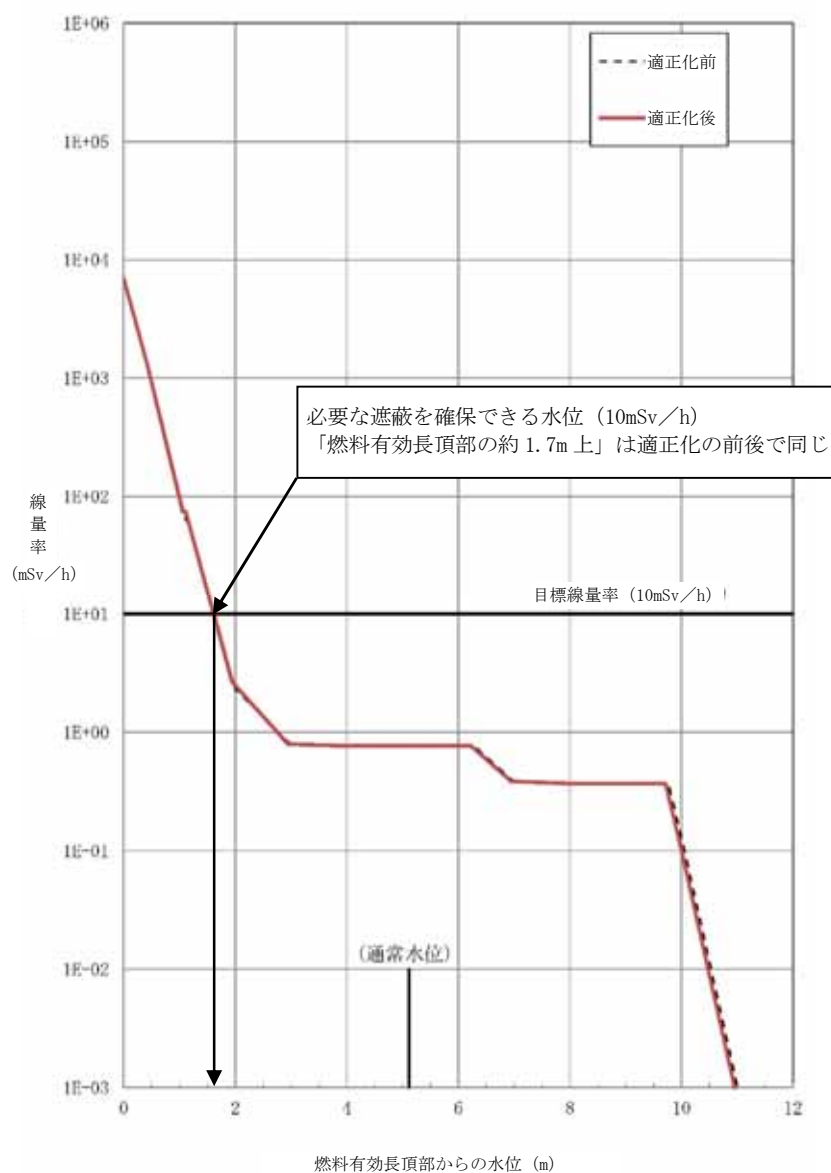


図-2 原子炉水位と線量率の関係

表-1 運転停止中の有効性評価結果への影響

事象	必要な遮蔽を維持できる水位までの時間余裕		TAF 到達までの時間余裕		対策の有効性への影響
	適正化前	適正化後	適正化前	適正化後	
崩壊熱除去機能喪失	4.5 時間	同左	6.3 時間	同左	事象発生後 2 時間後の注水 (残留熱除去系 (低圧注水系)) の有効性に影響なし
全交流電源喪失	4.5 時間	同左	6.3 時間	同左	事象発生後 25 分の起動 (低圧代替注水系 (常設)), 注水の有効性に影響なし
原子炉冷却材の喪失	2.3 時間	同左	3.5 時間	同左	事象発生後 2 時間後の注水 (残留熱除去系 (低圧注水系)), 流出箇所の隔離の有効性に影響なし

3. 本事象の原因と水平展開の考え方

(1) 本事象の原因

前述のとおり、既報告「東海第二発電所設置変更許可申請書及び審査資料における燃料有効長頂部の寸法値に係る原因分析結果」において、以下の2つ観点から本事象の原因を特定し、それに基づく水平展開の考え方を示した。

- ① 2つのT A Fの値が存在したこと
- ② 2つのT A Fの値があることが現在まで見逃されてきたこと

①の原因として、以下があげられた。

- a) 建設時における設置変更許可の燃料寸法の変更情報が関連する部門に適切に共有されなかった。
- b) 共有されていたとしても、関連する部門において、業務に支障のない情報として、使用する図面の修正に至らなかった。

②の原因として、図面から数値を引用する際に、R E F. とその他の数値を区別して使用する慣習及びルールがなかったため、R E F. を正しいものとして使用を継続したことが挙げられた。

水平展開の考え方を示すに先立ち、現在のQMSに基づく図面管理の運用について、以下(2)に示す。

(2) 現在のQMSに基づく図面・図書管理の運用

- ① 2つのT A Fの値が存在したことに関する原因に対する現在のQMSに基づく図面・図書管理の運用
 - ・ 工事計画段階では、担当グループは工事計画検討書の作成において関係グループと協議し、具体的な工事概要を決定する*¹。許認可手続きを伴う場合を含む設備重要度の高い変更の工事については、関係グループの所属長である室長や各主任技術者等が参加する「工事等に係る技術検討会」で審議される*²。また、設備図書作成段階では、設備図書検討会が実施され、経験者による過去の不具合に対する反映事項等が審議される*³。
 - ・ 工事実施段階では、各グループの所掌に応じて工事要領が確認されたうえで、施工が行われる*⁴。
 - ・ 工事完了段階では、施工完了時に速やかかつ円滑に変更後の設備に移行できるように、担当グループは運転管理グループへ設備変更通知書の予告版によって内容を伝え、運転管理グループは手順書の検討を行う。この設備変更の内容には、第1種図面及び第2種図面が添付される*⁵。この検討に当たっては、関係グループを集めた手順書の検討会を行うことになっており、この場で変更

・上記のとおり、現状は、設備変更による図面及び図書の変更を伴う場合には、設備変更及びこれに伴う運転に係る情報は、担当グループと関係グループにおいて共有されるが、関係グループが、自グループ所掌の関連する図面及び図書を確実に改正することを要求するルールが定まっていないことを課題として確認した。これについては、今後の保安活動において改善していく。

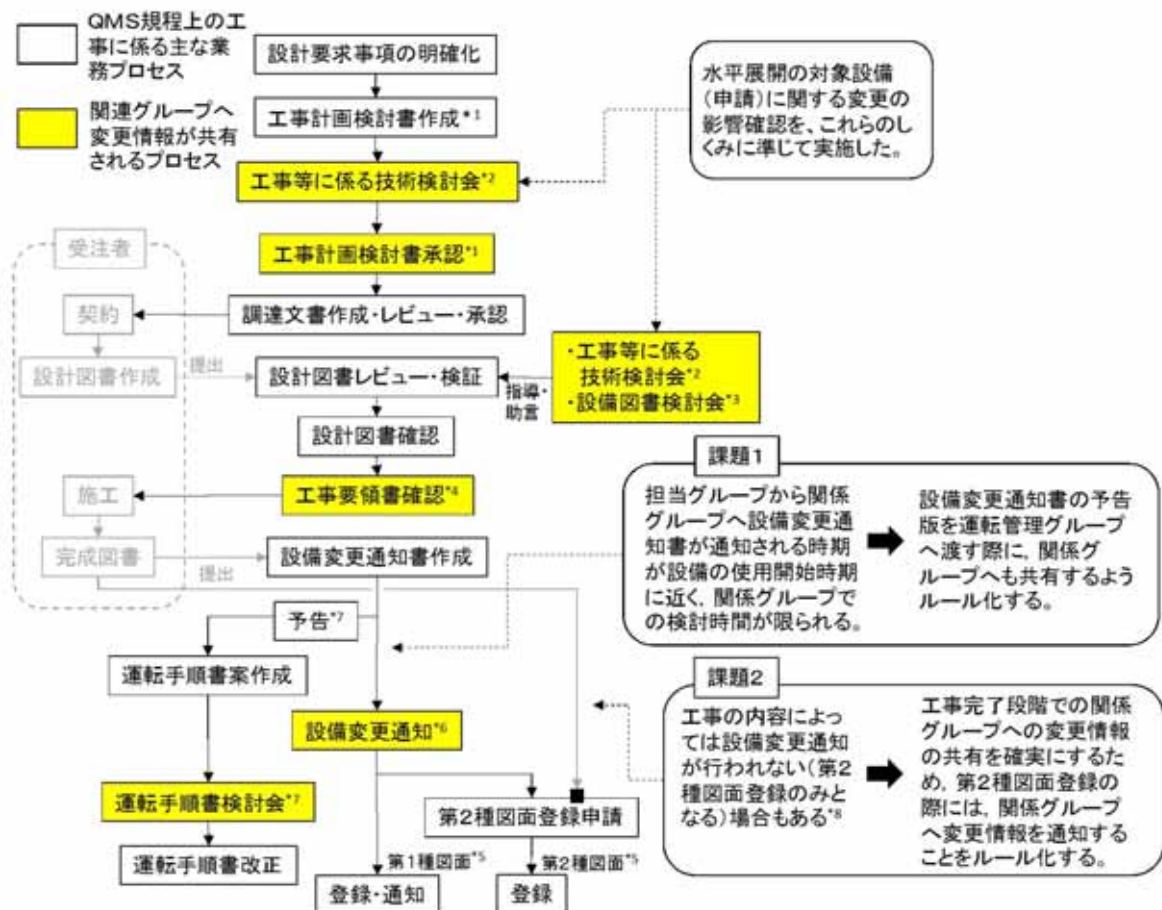


図-3 現在のQMSに基づく図面・図書管理の運用

***1 QMS 規程「工事計画検討書作成基準」**

工事計画検討書の作成にあたって「設計要求事項を明確にする」事項の一つとして、「⑧設備重要度分類A、Bの系統の機能・性能に影響を与える可能性がある取替工事等に関する要求事項（工事計画認可・届出対象を含む）」とあり、許認可手続きを伴う工事が含まれる。

また、本規程では、許認可手続きを伴う場合は、関係グループマネージャーの確認を得たのち上位職の承認を得ることになっている。

この規程に伴う運用として、工事計画検討書の作成において、関係グループと協議し、設計要求事項を決定する。このプロセスにおいて、関係グループが所掌する設備・運用手順等への影響についても確認が行われている。このことから、関係グループの図面・図書の変更が必要かどうかについても確認ができる。

なお、設備重要度分類は、社内規程「原子力発電施設の重要度分類基準」に基づき、A～Cに分類されている。「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」のPS-1, MS-1は分類Aに、PS-2, 3, MS-2, 3は分類Bとしている。

***2 QMS 規程「工事等に係る技術検討会運営手引書」**

審議事項の一つとして、「①工事計画検討書の作成を要する原子炉施設（設備重要度A、Bクラスの構築物、系統及び機器）の改造・増設・取替工事等において、系統の機能・性能に影響を与える可能性がある設計、材料及び仕様等特に重要な変更を伴う事項」とあり、許認可手続きを伴う工事が含まれる。

また、本規程における検討会の構成は、所長代理を主査とし、構成員は、各室長、各主任技術者及び主査が必要と認めた者としている。また、事務局は「主査に付議内容に応じて出席させるべき構成員を確認」して開催することとなっている。したがって、工事等に係る技術検討会においては、関係グループが所掌する設備・運用手順等への影響についても審議されている。

***3 QMS 規程「設備図書検討会運営手引書」**

検討会の実施内容に、「保全担当室が変更箇所を明確にした設備図書を用い、従前の類似設計から得た知識・経験から評価すべき事項に不足がないか等の観点で保全担当室に対して指導・助言を実施する。」とあり、自らの経験から関係グループが所掌する設備・運用手順等への影響についても指導・助言が行われる。

***4 QMS 規程「工事要領書作成手引書」**

工事要領書の「審査回付基準」として、「複数の室に跨る場合は、関係するマネージャーの確認を得る」とある。この規程に伴う運用として、工事の実施に先立ち、工事範囲から各所掌範囲を明確にしている。

***5 【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（原子炉構造図、建屋図、構内配置図、系統図）、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、主にメーカー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。

***6 QMS 規程「設備変更通知書作成運用手順書」**

設備変更通知書の添付資料として次の記載がある。「添付対象は、第1種、第2種図面（関連するもの）とする。なお、機器仕様書、機器外形図、機器構造図、取扱説明書がある場合は必須とする。」また、通知として、「運転手順に変更が生じる場合は、原則として使用開始の1ヶ月前に（中略）表紙に（予告）と記載した後、運転管理グループマネージャーに提出する」とある。この予告を受けた運転管理グループは、QMS 規程「運転手順書検討会運営基準」に基づく運転手順書検討会を開催する。本検討会では運転員や工事を行うグループだけでなく関係グループも参加し、「運転管理値、制限値等の妥当性について問題ないか」等様々な観点で議論される。

***7 QMS 規程「設備変更通知書作成運用手順書」**

設備変更通知書の通知として、「保全担当マネージャーは、原則としてその設備の使用開始の1週間前までに保安運営グループマネージャー、運転管理グループマネージャー、発電長、保守総括グループマネージャー、必要に応じて保修室（機器新設、改造等に伴う電源供給元

の追加、変更を行う場合は、事前に電気・制御グループマネージャーへの説明を行い内容を確認した上で通知する。), 総務室, 安全・防災室及び安全管理室の関係するマネージャーに通知する。」「必要に応じて通知先に内容を説明する。」とある。この規程にある「通知」や「説明」の目的は、通知・説明を受けた関係グループマネージャーが、所掌する設備・運用手順等への影響について確認することである。

*8 QMS 規程「設備変更通知書作成運用手順書」

設備変更通知書の適用範囲として、「(1) 発電設備の新設, 増設工事 (2) 発電設備の改造工事であって, 第1種図面(区分は図面管理手順書に従う)の変更を伴う工事 (3) 運転手順書の変更を伴う工事 (4) 発電設備の移設, 撤去を伴う工事」としている。これは、運転手順書の変更を伴う工事の場合に確実に運転部門へ事前に情報が提供され、運転手順書の検討が十分行われることを第一の目的としている。

② 2つのTAFの値があることが現在まで見逃されてきたことの原因に対する現在のQMSに基づく図面・図書管理の運用

- ・図面から数値を引用する際にREF. (参考値) とその他の数値を区別して使用する慣習及びルールがなかった。このため、再発防止対策として、工事の計画時に数値を引用する際にREF. を用いる場合には、根拠のある数値を確認(複数図書によるチェック、メーカーへの再確認等)し使用することを社内規程に定めることとした。

(3) 水平展開の考え方

① 2つのTAFの値が存在したことに関する原因に対する水平展開の考え方

(2) ①より、申請書等に対する①の原因に対する水平展開においては、過去の設置変更許可申請から、その変更内容が申請グループ以外のグループに係る事案を抽出し、現在の図面・図書管理の運用に照らして、関連する他図面に異なる数値が存在しない(必要な情報が他図面にも適切に反映されていること)ことを確認する(図-3)。

② 2つのTAFの値があることが現在まで見逃されてきたことの原因に対する水平展開の考え方

(2) ②より、申請書等に対する②の原因に対する水平展開として、REF. の数値を用いていないことを確認するとともに、REF. の数値の使用を確認した場合は、当該数値の根拠を改めて確認(複数図書によるチェック、メーカーへの再確認等)する。

以下に、①及び②の水平展開の具体的な実施要領とその実施結果を示す。

4. 水平展開の実施要領及び実施結果

4.1 「2つのT A Fの値が存在したこと」に対する水平展開

本水平展開は、(1)の示す抽出された対象設備(申請)に対して、図面の適正化の実施に加えて、手順書等の図書についても適正化されていることを確認した。

(1) 対象設備(申請)の抽出

関連する図面(手順書を含む。)に2つの異なる数値が存在(発生)する可能性が生じるのは、設備変更(新設、改造)に伴う図面修正の手続きを実施した時である。

このため、対象設備(申請)を以下の抽出フローにより抽出した。

- ① 設備変更があるもの
- ② 工事計画の手続きが行われているもの
- ③ 他系統等に影響を与える可能性があるもの

東海第二発電所では、運転開始から18回の設置変更許可手続きを実施しており、調査の結果、(新しい)燃料の採用(計5回)、新型制御棒の採用(計2回)、起動領域計装の採用(計1回)、使用済燃料貯蔵施設の貯蔵能力の増強(計1回)、使用済樹脂及び廃スラッジの焼却処理方法の追加(計1回)を抽出した(図-4、添付1参照)。

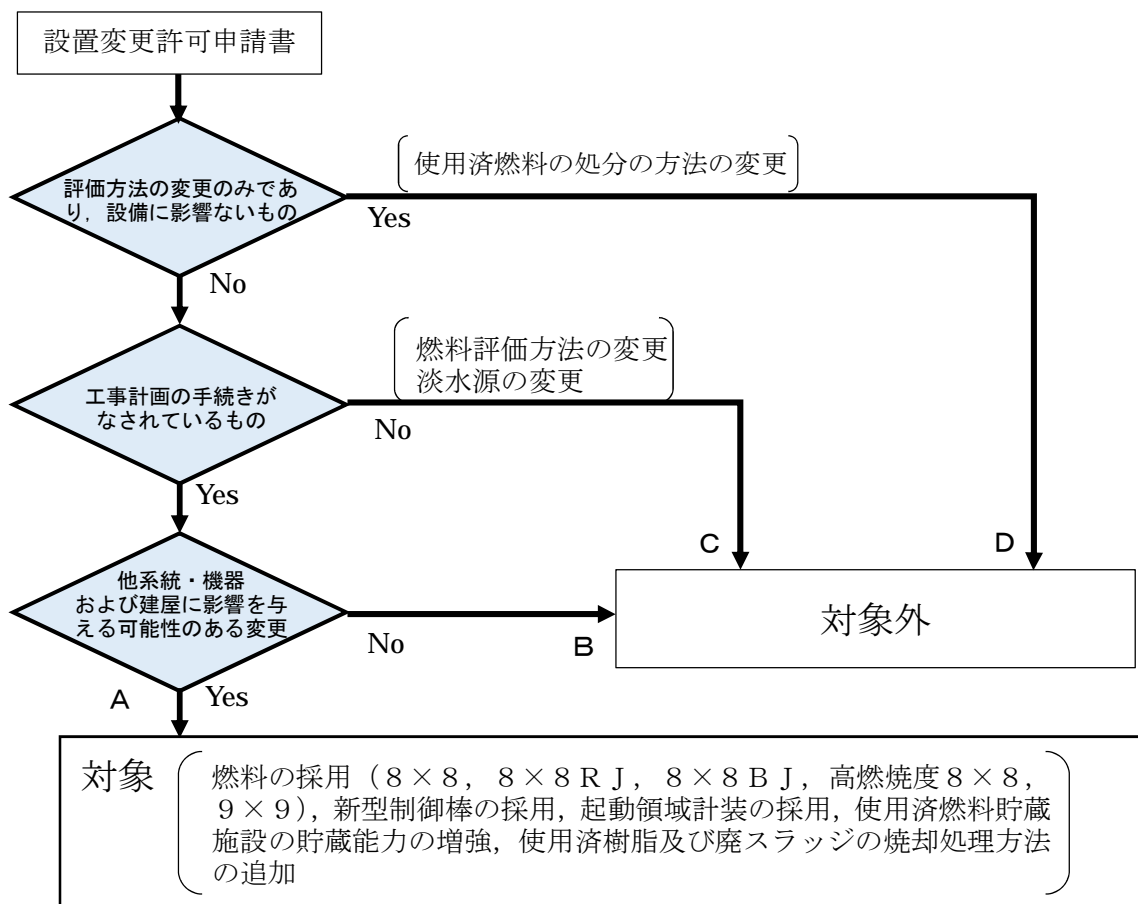


図-4 対象となる設備(申請)の抽出フロー

(2) 設備変更に伴う関連する図面・図書の変更の確認

前述の(1)で抽出された設置変更許可件名について、関連する図面・図書への反映の有無を、以下の手順で確認する。

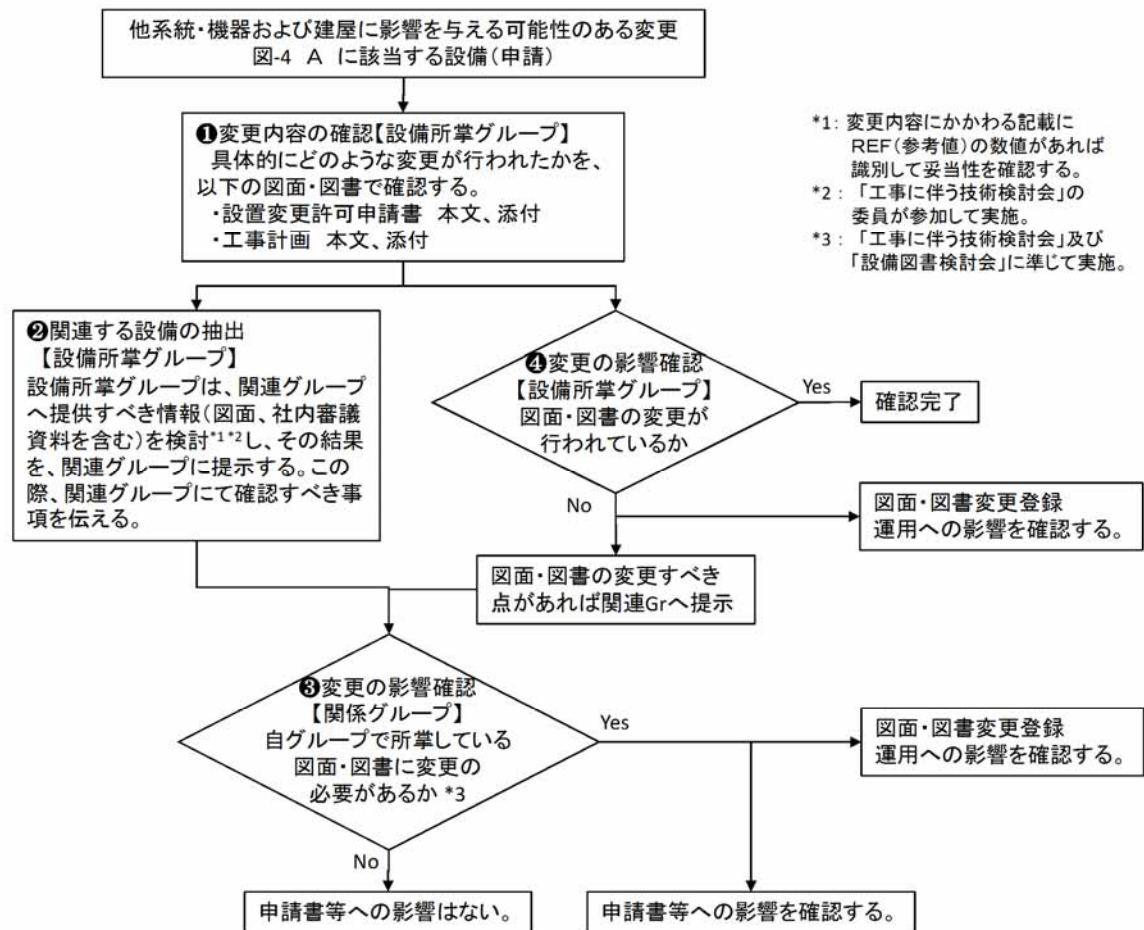


図-5 関連する図面・図書の確認フロー

① 変更内容の確認

設備所掌グループが、対象設備（申請）について具体的にどのような変更が行われたか（数値、パラメータ等）を、設置変更許可申請書の本文・添付書類及び工事計画認可申請の本文・添付書類により確認する。

② 関連する設備の抽出

設備（申請）の変更による影響を確認するため、設備所掌グループから関係グループへ情報が提供される必要がある。

このため、設備所掌グループが、上記「①. 変更内容の確認」で確認した情報から、関係グループへ提供すべき情報を検討し、その結果について確認すべき事項も含めて関係グループへ提示することとした。

QMS 規程「工事等に係る技術検討会運営手引書」に基づく「工事等に係る技術検討会」においては、「既存設備との整合性の確認」が行われることになっており、必要な情報を関係グループに提示して審議が行われる。（図-5 参照）

このため、関係グループへ提供すべき情報の抽出については、発電管理室、発電所幹部及び設備図書検討会メンバーが加わって、「工事等に係る技術検討会」に準じた技術検討を行うこととした。

関連する設備の抽出にあたっては、以下の観点で抽出することとした。

- 1) 形状の変更による影響
- 2) 設計変更に伴う評価パラメータ変化による影響

また、設備所掌グループが対象設備（申請）の変更の際に見直すべき図面・図書の変更が行われていることについても確認する。

③ 変更の影響確認

②で抽出した情報をもとに、関係グループが変更に伴う影響を確認する。確認にあたって考慮すべき事項を設備（申請）毎に以下のように整理して記載した。

- 1) 形状の変更による影響
- 2) 設計変更に伴う評価パラメータの変化による影響

このような影響の有無の確認は、現在では、QMS 規程「工事等に係る技術検討会運営手引書」及び「設備図書検討会運営手引書」に基づく会議体によって行われている。（図-3 参照）

このため、変更に伴う影響の確認にあたっては、発電管理室、発電所幹部及び設備図書検討会メンバーが加わって、「工事等に係る技術検討会」や「設備図書検討会」に準じた技術検討を行うこととした。

a. 燃料の採用

- 1) 本変更は、 8×8 燃料、 8×8 燃料（R J，B J，高燃焼度）及び 9×9 燃料の採用である。これらの燃料型式の変更は、チャンネルボックス内での変更のみであり、他設備との取合い部は、燃料型式の変更によって変化がない。これは、燃料が取替品であることから、燃料型式を変更する際にも、形状及び寸法は、既存の設備に影響を与えないように行うためである。

したがって、取合い部の機器（インターフェースのある機器）の寸法に変更は生じない。このため、今回の燃料有効長における参考値のように取合い部の記載がある図書・図面（例えば、原子炉压力容器全体図やシェラウド部の図等）に①燃料の記載の有無、②燃料の記載がある場合には、適切に変更していることを確認する。

- 2) 燃料型式の変更により、燃料集合体最高燃焼度等の安全設計や安全評価条件に変更が生じている。

したがって、安全設計及び安全評価条件から影響を受ける可能性のある機器等を明らかにするとともに、適切に変更していることを確認する。

b. 新型制御棒の採用

- 1) 本変更は、中性子吸収体を B_4C から Hf に変更したものあり、制御棒のブレードの形状に変化はない。これは、燃料型式と同様に仮に制御棒を取替えるに際してもインターフェースのある機器・設備まで変更しないこととしたからである。

一方、タイプ 3 及びタイプ 4 型では、スピードリミッタの形状（大きさ）を変更していることを確認した。

以上の状況を踏まえて、制御棒及び制御棒と取合いのある機器の記載がある図書・図面に①制御棒の記載の有無、②記載がある場合には適切に変更していることを確認する。

- 2) 制御棒の中性子吸収体の変更に伴う影響及び上述のスピードリミッタの形状（大きさ）の変更に伴う影響については、中性子吸収能力や制御棒落下速度を変更するとともに、その条件を用いて制御棒誤引抜きや制御棒落下の安全評価を行っている。

したがって、安全設計及び安全評価条件から影響を受ける可能性のある機器等を明らかにするとともに、適切に変更していることを確認する。

c. 起動領域計装の採用

- 1) 従来は、8個の中間領域計装（以下「IRM」という。）と4個の中性子源領域計装（以下「SRM」という。）で構成されていたものを、8個の起動領域計装系（以下「SRNM」という。）と4個のドライチューブに変更している。これは、当初、プラント起動及び停止時の都度、中性子源領域から中間領域の炉内中性子束をSRMとIRMの2種類の検出器で測定していたものを、SRNM（検出器は炉内固定）に変更することにより、中性子源領域から中間領域の炉内中性子束を1種類の検出器で計測することが可能である。

また、SRNMに変更するに際しては、中性子計装のガイドチューブに収納（炉内構造物を設計変更することが無いよう）している。

したがって、中性子計装及び中性子計装のガイドチューブのようなSRNMと取合いのある機器の記載がある図書・図面に加え、SRMやIRMを炉内に挿入するための装置（SRNMに変更した際に削除）と取合いがあった機器の記載がある図書・図面において、SRNMに変更してあるか、SRM及びIRMの駆動装置が削除してあることを確認する。

- 2) SRM及びIRMからSRNMに変更した際、中性子束高のスクラム設定を変更している。安全評価においては、変更前は、中間領域の選択レンジ目盛のフルスケールの120/125をスクラム設定値としていたが、変更後は、原子炉出力ペリオド短をスクラム設定値としている。このため、安全評価条件及びこれに関連する図書（原子炉トリップ線図など）の記載を確認する。

d. 使用済燃料貯蔵施設の貯蔵能力の増強

- 1) 東海第二発電所の使用済燃料プールに設置する、使用済燃料の貯蔵ラックを稠密化した。この変更に伴い、使用済燃料ラックの構造は変化するもののプールそのものの形状に変化はない。したがって、使用済燃料ラック及び使用済燃料プール内の燃料の所在を表した資料等を確認する。
- 2) 使用済燃料の貯蔵能力の増強により、使用済燃料のプール内貯蔵容量が増加することになるため、未臨界性、遮蔽性及び除熱性などが影響を受ける。したがって、これらに関する評価とそこに用いられているパラメータを確認する。

e. 使用済樹脂及び廃スラッジの焼却処理方法の追加

- 1) 本変更は、固体廃棄物の処理方法の変更であり、使用済樹脂及び廃スラッ

ジの処理については、従来のタンク内貯蔵とドラム缶内固化に加え、タンク内で放射能を減衰させた後に雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰を雑固体廃棄物として処理することが追加されている。

- 2) 現在、これら廃棄物はタンク内に貯蔵している段階であり、本変更に伴う設備変更は行っていないことから、本件に関連する図書等に変更は生じていないことを確認する。今後、これらの廃棄物の焼却処理を行うために設備設計の変更が必要となった場合は、設計変更に伴い変更する内容を明確にし、関連する図書が適切に変更されていることを確認する。

上記のとおり、設置変更許可申請で変更の対象となった設備に関連する設備の抽出結果に対して、特に燃料や制御棒に関しては、安全評価の観点からも確認する。

また、燃料有効長の変更に伴う影響については、QMSの導入前の事案であることから、今回、現在のQMSに照らして、燃料有効長の変更に係る関係グループにて、改めて影響を受ける可能性のある範囲を確認し、以下の燃料有効長が設定のベースとなるものを関連する設備を抽出して、改めて影響を評価する。

f. 燃料有効長の変更に伴う影響

- 1) これまでの調査の結果より、燃料有効長の変更に伴って、設備仕様または運用を変更する必要がある設備として原子炉水位計（燃料域）が挙げられた。このため、原子炉水位計（燃料域）と同様に、燃料有効長の変更によって、設備仕様または運用を変更する可能性のある機器として、制御棒のストローク、中性子計装の軸方向位置を抽出した。これらについては、制御棒のストロークは制御棒価値が反応度制御上の機能を果たすこと、現行の中性子計装の軸方向位置は燃料有効長（146inch）に合う位置の信号となるよう補正しており、適切に機能を果たすことを確認する。

以上の結果を添付 2－1～2－5 及び添付 3－1～3－5 に示す。

(3) 変更に伴う影響確認結果

前項の手順により、設備（申請）の変更に伴う影響を確認した結果を添付3に示す。設置変更許可に伴う図面・図書への反映が不十分であったものが以下の3件について確認された。いずれの事案についても、当該の文書・図の記載上の適正化を必要とする範疇であり、申請書等の記載内容への影響は以下のとおりであった。これらの事案については、適切な記載に直す。

<設置変更許可に伴う図面・図書への反映が不十分であった事案>

① 燃料の採用

- 1) 第2種図面として登録されている原子炉水位計（燃料域）の水位設定根拠書におけるT A Fの値が変更申請前の7×7燃料の寸法であった。
この図書は申請書等において評価に使用していないものの、この値が引用された図面・図書については全て適切な記載に直す。
- 2) 第2種図面として登録されている原子炉压力容器断面図におけるT A Fの値（R E F.）が変更申請前の7×7燃料の寸法であった。これによる申請書等への影響評価の結果は「1. 概要」及び「2. 申請書等における記載の適正化」に記載のとおり。

② 起動領域計装の採用（第11回変更 平成4年2月許可）

- 1) 第1種図面のうち基本図面として登録されている「原子炉压力容器内部構造物（R－3）」における検出器配置が、変更前の状態であり、改正されていなかった（別添2－1）。また、基本図面「原子炉压力容器内部構造物（R－5）」における検出器下部の図の説明として、S R MとI R Mが記載された状態であり、改正されていなかった（別添2－2）。しかし、これらの基本図面（以下、「当該基本図面」という。）は申請書等において引用されていないことから申請書等の記載内容への影響はない。

なお、起動領域計装の採用において、第1種図面が改正されていなかったことについて、調査した結果を以下に示す。

(4) 起動領域計装の採用において、第1種図面が改正されていなかったことに関する調査結果

- ・起動領域計装の採用に伴う工事は第12回定期検査（平成4年9月停止，平成5年1月起動）にて行われ，SRM及びIRMを，SRNMに取替えた。なお，検出器のうち出力領域計装（以下「LPRM」という。）は変更していない。

炉内に配置された検出器の数	変更前	変更後
4	SRM	—*
8	IRM	SRNM
43	LPRM	変更なし

*検出器機能のないドライチューブを設置

- ・一方，当該基本図面は，前述のとおり変更前の状態であり，昭和56年に登録された以降改正されていない。
- ・SRNMの採用に伴う工事においては，定期検査後半に設備変更通知書が作成・承認され，第1種図面のCWD（制御結線図）及びEWD（展開接続図）及び第2種図面の登録が行われている。ただし，第1種図面のうち基本図面については修正登録欄にチェックがなく，当該基本図面の改正が行われていないことを確認した（別添2－3）。
- ・第1種図面は発電所の運転・保守管理上重要な図面であり，各部署で共有すべき重要な情報を記載したものであることから，記載内容は常に最新の状態に改正すべきものであるため，当該基本図面は速やかに改正する。改正に当たっては，共有すべき重要な情報（本業務に定めるチャンネル毎の座標等）を反映する。
- ・なお，当該基本図面は，他の第1種図面である系統図（基本図面）や展開接続図等と異なる原子炉内部構造物の図であり，上述のとおり検出器に関連した業務にあたって必要な情報（チャンネル毎の炉内配置）が記載されていない特殊性があったために，改正されなかったものとする。
- ・他の第1種図面について，系統図や展開接続図等については，変更により手順書の改正が必要となることから，改正は設備の変更前に必ず行われている。電源負荷リストについては，安全な隔離範囲の検討に必須であることから同様である。構内配置図や建屋図面についても適時改正を行っている。
- ・以上より，他の第1種図面は適切に改正されていると考えられるが，今回の水平展開で確認された本事項については，今後，改めて原因を特定し，保安活動の中で必要な改善を図る。

4.2 「2つのT A Fの値があることが現在まで見逃されてきたこと」に関する水平展開

申請書等において、T A F以外の数値においても、R E F.（参考値）の使用の有無を確認する（図-6）。R E F.（参考値）の使用を確認した場合は、当該数値の根拠をあらためて確認（複数図書によるチェック、メーカーへの再確認等）する。R E F.（参考値）が本来とは異なる数値となっていることを確認した場合には当該の数値を適正化するとともに評価内容への影響の有無を確認する。

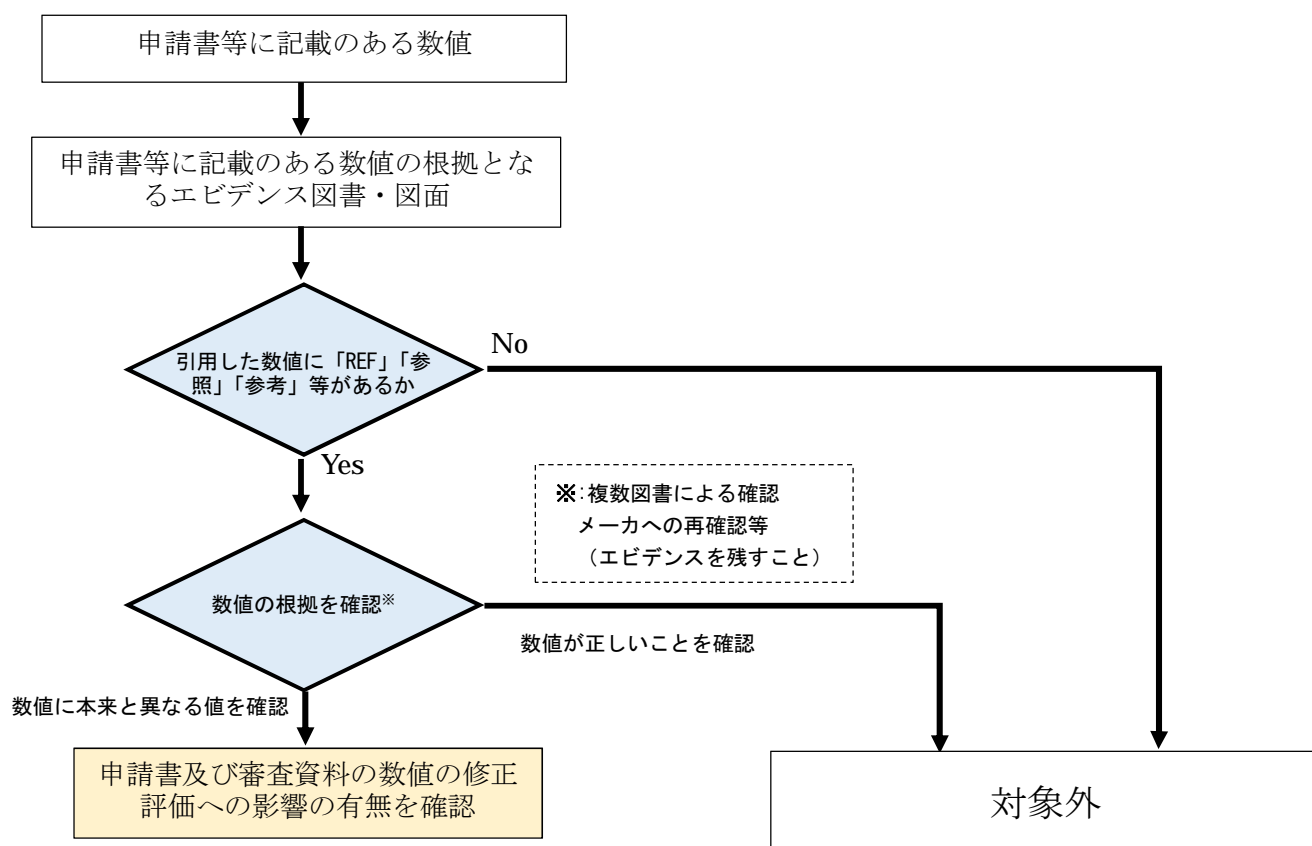


図-6 R E F. の数値の使用の有無とR E F. 数値の根拠を確認するフロー

(1) 申請書等における調査方法

水平展開としては、申請書等に記載されている数値について、図面等の R E F . (参考値) からの引用の有無を確認し、R E F . (参考値) からの引用であれば、その数値の妥当性を確認する。

しかし、今回の対策調査において、申請書等に記載されている数値が非常時運転手順書の図から引用されており、同手順書の図中の T A F の値が本来とは異なっていた事例に鑑み、申請書等に記載のある数値全般の信頼性を確保するため、その数値の根拠を確認することとした。

図-6 の水平展開の考え方を基本として、申請書等に記載のある数値の根拠の確認フローを図-7 に示す。

また、4.1「2つの T A F の値が存在したこと」の水平展開で抽出された「(3) 変更に伴う影響確認結果」の反映が不十分であった事案の図面・図書について、申請書等に記載された数値の根拠になっていないことを確認する。

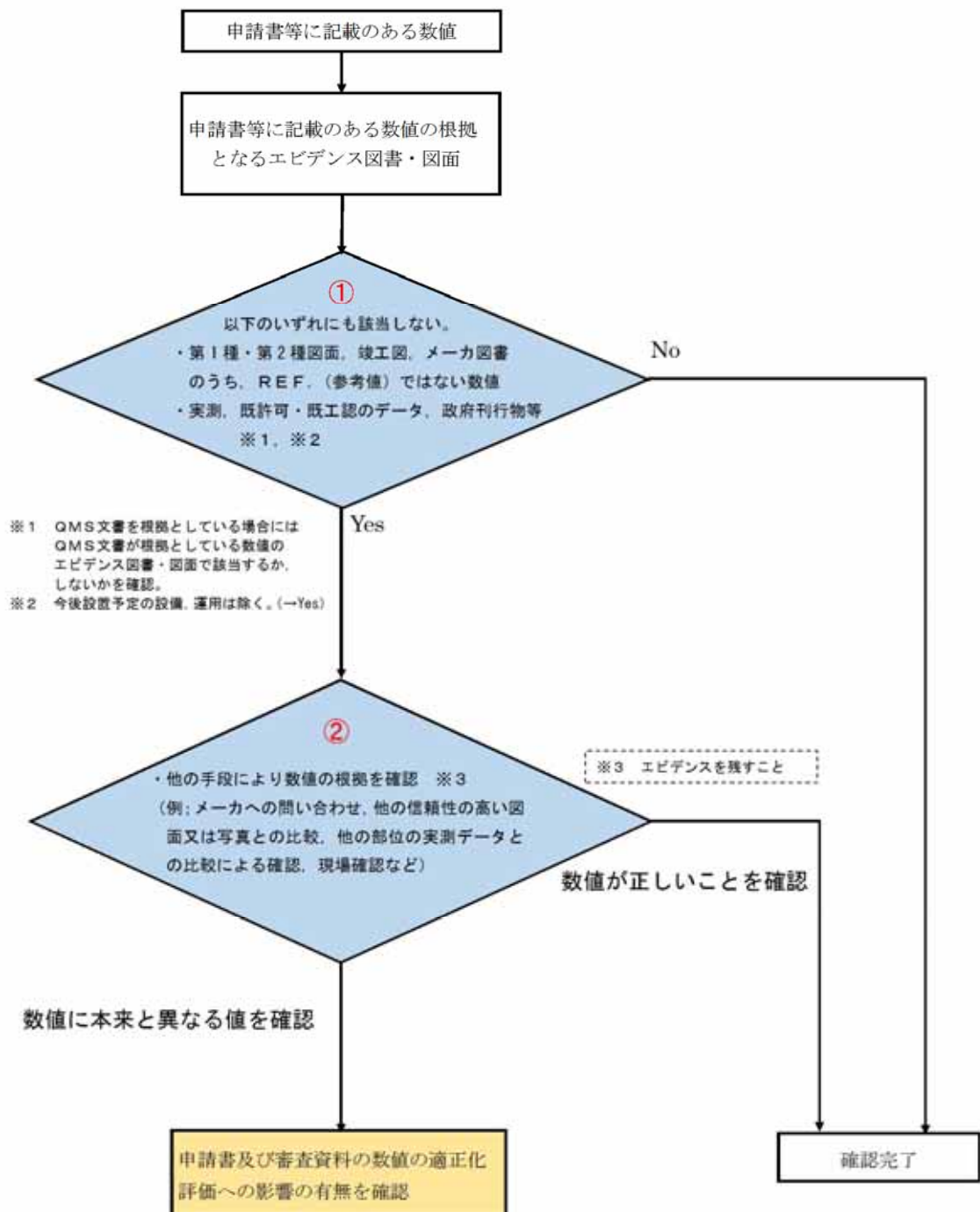


図-7 申請書等に記載されている数値の妥当性の確認フロー

- ① 申請書等に記載のある数値の根拠となるエビデンス図書・図面の数値について、以下の資料への該当の有無を確認する（図-7 の①）。

【根拠とできる資料等】

- ・第1種図面，第2種図面，竣工図，メーカー図書のうちR E F．（参考値）ではない数値
- ・実測，既許可の記載，既工認の記載
- ・政府刊行物・政府資料（国土地理院地図等）によるデータ

エビデンス図書・図面の数値が，上記【根拠とできる資料等】のいずれかに該当する場合は確認完了とし，いずれにも該当しない場合は②で確認する。

なお，エビデンス図書・図面をQMS文書としている場合には，QMS文書をさらに遡ったエビデンス図書・図面の調査を行い，【根拠とできる資料等】への該当の有無を確認する（図-7 の※1）。

ただし，今後設置予定の設備や運用についての数値は，今後の運用の約束，又はQMS規定の「設計管理要項」，「調達管理要項」に基づいて調達したメーカー図書等を基に記載している数値であり，この水平展開調査とは別の形で数値の根拠の確認をするため，本確認の対象外とする（図-7 の※2）。

- ② エビデンス図書・図面の数値が，【根拠とできる資料等】に該当しない場合，メーカーへの問い合わせ，他の信頼性の高い図面又は写真による確認，CAD図などの場合では図中のある部位の実測データによる確認，現場確認などによって，エビデンス図書・図面の数値の信頼性の確認を行う（図-7 の②）。

エビデンス図書・図面の数値が本来の数値と異なる場合，申請書等の数値を本来の数値に適正化するとともに，評価への影響の有無について確認を行う。

また，4.1「2つのT A Fの値が存在したこと」に対する水平展開で抽出された「（3）変更に伴う影響確認結果」の反映が不十分であった事案について，申請書等の数値が根拠としているかを確認する。それらを根拠としていた場合，申請書等の数値を本来の数値に適正化するとともに，評価への影響について確認を行う。

(2) 申請書等における調査結果

図-6 水平展開調査フローの②の確認の結果、申請書等の数値が本来の数値と異なることを確認としたものは30文書（申請書11文書、審査資料19文書）であった。（添付4）

	申請書等	
	申請書	審査資料
本来の数値と異なる記載がある文書	11件	19件

このうち、本来とは異なる本来とは異なるTAFの値等が記載されていること、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28文書（内訳、同申請書：9文書、安全審査資料：19文書）あり、そのうち、運転停止中の有効性評価の再評価を伴う適正化が必要な文書が8文書あることを確認した。また、その他20文書（内訳、同申請書：5文書、安全審査資料：15文書）については記載の修正のみであり、再評価等の必要はないことを確認した。

TAFの値に係る事案の他に、以下の2文書について審査資料の記載の修正が必要であることを確認した。

① 技術的能力（1.0.2）

a) 調査結果

アクセスルートに係る評価の一環として実施した各建屋周囲の埋戻し部の沈下量の算出とそれに基づくアクセスルートへの対策の要否に係る評価において、建屋等が設置されている地盤標高（路面高）の入力値を、本来はT.P.+11mとすべきところをT.P.+8mと入力していることを竣工図により確認した。（添付5）

b) 原因

原因は、今回の標高値の入力は平面図を参照しながら行ったが、平面図は標高の記載が十分でないことから、大部分のアクセスルートが分布するT.P.+8m地盤と同一の標高と誤認したためである。

標高値の入力データは、標高の十分な記載がされている竣工図、メーカ図書や現地確認データ等の標高値の信頼性の高い情報を用いて入力すべきであった。

c) 対策

本審査資料における上記データは適正化する。

この適正化による、各建屋周囲の埋戻し部の沈下量とアクセスルートへの

対策の方針に影響はない。なお、本入力においては他要因による入力間違いも確認されているが、これも併せて、今後、審査資料の対策の有効性について、安全審査の中で説明していく。

② 5 8 条（計装設備）

a) 調査結果

5 8 条に係る審査資料（補足説明資料）において、起動領域モニタのレンジ自動切替については以下の記載である。（別添 3-1）

- ・ 奇数レンジ：25/40%でレンジアップ，偶数レンジ：75/125%でレンジアップ」

上記記載は下記の運転手順書の「概要」欄の記載を参照したものである。（別添 3-2）

- ・ 各レンジの切替えは 0～125%レンジでは約 75%，0～40%レンジでは約 25%で自動的に行う。

図-8 のフローに従って、運転手順書の根拠としてメーカー図書を調査したところ以下の記載であり，偶数レンジのレンジアップに係る記載が本来と異なり，正しくは 80%でレンジアップすることが判明した。（別添 3-3）

- ・ 奇数レンジ：25/40%でレンジアップ・・・補足説明資料，手順書と一致
 - ・ 偶数レンジ：75/125%でレンジアップ・・・補足説明資料，手順書と異なる
- 調査の結果，運転手順書の当該記載は安全審査段階で作成されたものであることが判った。当時の安全審査資料には以下の記載がある。（別添 3-4）

- ・ 各レンジの切替は 0～125%レンジで約 75%，0～40%で約 25%で自動的に行う計画である。

その後の詳細設計で 0～125%レンジの自動切替は 80%に数値が確定し，設備部門から運転部門への情報提供は行われたが，運転手順書中の当該記載は変更されなかった。審査資料の作成担当部門は運転手順書の当該記載から「約」だけを除いて審査資料に記載を行った。

b) 原因

審査資料作成担当部門は，審査資料に当該数値を用いるにあたって，参照した運転手順書に記載されていた当該関連箇所「約 75%」の「約」の記載だけを除いて「75%」と審査資料に記載した。最終的に「75%」以外に変更となっている可能性があることに思いが至らなかったものであり，数値の妥当性を確認すべきであった。なお，運転手順書の「約 75%」の記載箇所は，同手順書の概要の説明であり，この記載に基づいて運転操作を行うことを目的として記載したものではない。

また、当該設備のレンジアップ自動的に行われるものであるため、同手順書にレンジアップの記載をしていない。これより、同手順書の概要に記載されている「約 75%」は精緻な数値の記載を求められているものではなく、変更されなかったことに問題はなかったと考える。

c) 対策

審査資料の「75%」の記載は「80%」に修正する。また、同手順書の「約 75%」、「約 25%」の記載は、現在の設定値「80%」及び「25%」に見直しを行う。

また、申請書等に記載の具体的数値及びその根拠とする文書に「約〇〇」と記載されている場合には、今回の事象を踏まえて、記載の妥当性について確認した。調査の結果、31文書について「約」に係る記載の適正化を行うこととしたが、いずれの適正化についても、記載内容に変更を及ぼすものではないことを確認した。(別添 4)

なお、今後、各図書に「約〇〇」と記載された箇所を確認した場合には、その図書における当該の記載の目的を確認したうえで、必要に応じて、他手段により精緻化された数値（最終的に確定した数値）を特定し、記載されている数値の妥当性を確認する。

5. まとめ

平成29年11月に提出した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書の安全審査資料におけるTAFに係る原子力規制庁の指摘を踏まえ、当社で調査した結果、原子炉压力容器に係る第2種図面等に記載されていた本来と異なるTAFの値及び関連する記載が、安全審査資料に用いられていることが判明した。

申請書等における本来と異なるTAFの値及び関連する記載について調査した結果、28文書に適正化が必要と判断した。28文書のうち20文書^(A)については、文書上の記載の適正化の範疇であり、残りの安全審査資料8文書^(B)（プラント停止時の有効性評価）については再評価を行った結果、評価内容の変更には至らないことを確認した。

これより、申請書等の一部の記載は適正化するが、評価及び対策の有効性については変更ないことから、申請書等の記載について信頼性は確保されていると考えられる。

本事案の水平展開として設備（申請）の変更による影響を確認した結果、本事案（原子炉水位計（燃料域）の水位設定根拠に本来ではないTAFの値が用いられていた）以外には、起動領域計装の採用に伴う設置変更許可手続きの際に、第1種図面が変更されていないことを確認した。

この事案においては、当該業務（起動領域計装の導入に係る工事）に必要な情報は工事計画に記載されており第1種図面の情報を使用することなく行えることから、当時の担当グループが工事終了後に第1種図面の改正手続きを失念したことが原因と考えられる。この業務（工事）の類似の業務（工事）がないことを確認している。

当該の第1種図面は審査資料に引用していないことを確認したことから、申請書等の記載には影響しないことを確認した。

なお、当該業務に係わる保安上の影響については、保安活動の中で別途確認する。

また、同じく本事案の水平展開である、申請書等に記載した数値の妥当性について確認した結果、30文書について、新たにその妥当性を確認した数値に適正化する必要があることを確認した。（但し、このうち28文書については上記（A）及び（B）に示すTAFの記載不備に係るものである。）

TAFの値に係る事案の他に、技術的能力（1.0.2 アクセルルート）及び58条（計装設備）に係る2文書について審査資料の記載の修正が必要であることを確認した。

- ・ 技術的能力（1.0.2）において、アクセスルートに係る評価の一環として実施

した各建屋周囲の埋戻し部の沈下量の算出とそれに基づくアクセスルートへの対策の要否に係る評価において、建屋等が設置されている地盤標高（路面高）の入力値を、本来は T.P. +11m とすべきところを T.P. +8m と入力していることを竣工図により確認した。

本審査資料における当該データは適正化する。この適正化による、各建屋周囲の埋戻し部の沈下量とアクセスルートへの対策の方針に影響はないことを確認した。なお、本入力においては他要因による入力間違いも確認されているが、これも併せて、今後、審査資料の対策の有効性について、安全審査の中で説明していく。

- ・ 58条（計装設備）において、審査資料における起動領域計装系の計測装置の計測範囲に係る説明に、自動切替レンジの数値が本来と異なる記載であったことを確認した。原因は、審査資料に記載した数値が当時の設計時の概算値（数値の前に“約”がついている）から、“約”を除いて引用したものであるのに対して、詳細設計及び実運用において当該数値が別値に定まったことによる差異であることが判明した。

今回の審査資料の数値の妥当性確認においては、エビデンス資料に概算値が記載されていた場合における審査資料への転記の妥当性については確認していなかったことから、この観点に着目して、審査資料に記載した数値の妥当性を改めて確認した結果、調査の結果、31文書について「約」に係る記載の適正化を行うこととしたが、いずれの適正化についても、記載内容に変更を及ぼすものではないことを確認した。

以上より、今回の東海第二発電所の設置変更許可申請書（平成26年5月申請、平成29年11月補正書提出）及び安全審査資料のTAFに係る記載の不備に鑑み、その原因分析の特定と水平展開による記載内容を再確認した結果、同申請書等に記載した評価及び対策の有効性について変更はなく、申請書等の記載内容は信頼性を確保していることを確認した。

以 上

表 東海第二発電所原子炉設置許可申請書変更履歴（１／２）

変更回数	申請年月日	許可年月日	変更内容	評価	備考
第 1 回 変更	S49. 8. 23	S50. 9. 17	8 × 8 型燃料の採用	A	他系統・機器に影響を与えるパラメータ有
			主蒸気隔離弁漏えい抑制系	B	単独の追加
			非常用ガス再循環系	B	同上
第 2 回 変更	S51. 7. 8	S51. 10. 21	使用済燃料貯蔵架台の増設	A	* 第 1 0 回変更でリセット
第 3 回 変更	S52. 3. 11	S52. 8. 15	新しい炉心の熱特性評価方法の採用	C	（設備変更なし）
			固体廃棄物置場、固定モニタ等の東海発電所との共用	B	
第 4 回 変更	S52. 9. 5	S52. 11. 24	使用済燃料貯蔵架台の増設	A	* 第 1 0 回変更でリセット
第 5 回 変更	S55. 12. 18	S56. 2. 3	使用済燃料の処分の方法の変更	D	（設備変更なし）
第 6 回 変更	S56. 10. 16	S57. 3. 31	放射性廃棄物貯蔵設備及び処理設備の新・増設	B	
第 7 回 変更	S58. 3. 18	S58. 9. 9	新型 8 × 8 燃料の採用	A	8 × 8 燃料 R J
第 8 回 変更	S61. 5. 15	S61. 12. 5	新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料の採用	A	8 × 8 燃料 B J
			取替燃料の平均濃縮度の変更	A	
第 9 回 変更	S62. 7. 27	S63. 4. 14	新型制御棒の採用	A	
第 1 0 回変更	H2. 3. 22	H3. 5. 22	高燃焼度 8 × 8 燃料の採用	A	
			使用済燃料貯蔵施設の貯蔵能力の増強	A	
			使用済燃料の処分の方法の変更	D	（設備変更なし）
第 1 1 回変更	H3. 7. 26	H4. 2. 18	起動領域計装の採用	A	（S R N M）

表 東海第二発電所原子炉設置許可申請書変更履歴（２／２）

変更回数	申請年月日	許可年月日	変更内容	評価	備考
第 1 2 回変更	H9. 9. 17	H11. 3. 10	使用済燃料乾式貯蔵設備の設置	B	
第 1 3 回変更	H11. 12. 16	H12. 3. 30	使用済燃料の処分の方法の変更	D	（設備変更なし）
第 1 4 回変更	H12. 10. 20	H13. 8. 6	9 × 9 燃料の採用	A	
			新型制御棒の採用	A	
第 1 5 回変更	H14. 7. 10	H14. 9. 12	残留熱除去系の蒸気凝縮系の機能の削除	B	
第 1 6 回変更	H14. 12. 26	H15. 7. 17	減容固化体の処理方法の変更（セメント混練固化装置の設置）（東海発電所と共用）	B	
			不燃性雑固体廃棄物の処理方法の変更（雑固体減容処理設備の設置及び固型化処理の追加（東海発電所と共用）	B	
			使用済樹脂及び廃スラッジの焼却処理方法の追加	A	
第 1 7 回変更	H18. 12. 20	H19. 10. 25	給水加熱器保管庫の設置	B	
			淡水源切替に伴う記載の適正化	C	
第 1 8 回変更	H20. 12. 24	H21. 11. 17	固体廃棄物作業建屋の設置	B	

評価の A～D は、図-1 のフローによる。A のうちその後の申請で変更（リセット）になっているものは対象外とした。

このため対象申請（設備）は下線、ハッチングの部分となる。

評価項目				7×7燃料	8×8燃料	新型8×8燃料 (RJ)	新型8×8ジルコ ウムライナ燃料 (BJ)	高燃焼度8×8燃料 (STEPⅡ)	9×9燃料(A型) (STEPⅢ)	9×9燃料(B型) (STEPⅢ)	確認事項	確認No
添 付 書 類 八	3.原子 炉及び 炉心	3.2 燃料 第3.2-1表 燃料設 計仕様概要	ペレット直径	1.24cm→1.21cmに補正	約1.06cm	約1.03cm	約1.03cm	約1.04cm	約0.96cm	約0.94cm	燃料有効長以外はチャンネルボックスの中での水平方 向の寸法変化であり、設備・運用への反映不要	—
			ペレット長さ	1.86～2.48cm→1.2～ 1.8cmに補正	約1.1 cm	約1.0 cm	約1.0 cm	約1.0 cm	約1.0 cm	約1.0 cm		
			ペレット密度	理論密度の約93%	理論密度の約95%	理論密度の約95%	理論密度の約95%	理論密度の約97%	理論密度の約97%	理論密度の約97%		
			被覆管外径	1.43cm	約1.25cm	約1.23cm	約1.23cm	約1.23cm	約1.12cm	約1.10cm		
			被覆管厚さ	0.081cm→0.094cmに補正	約0.86mm	約0.86mm	約0.86mm(うちジルコ ニウム内張約0.1mm)	約0.86mm(うちジルコ ニウム内張約0.1mm)	約0.71mm(うちジルコニウム 内張約0.1mm)	約0.70mm(うちジルコ ニウム内張約0.1mm)		
			燃料集合体全長(つか み部分を含む)	4.46m	約4.47m	約4.47m	約4.47m	約4.47m	約4.47m	約4.47m		
			燃料棒有効長さ	3.66m	約3.71m	約3.71m	約3.71m	約3.71m	標準燃料棒 約3.71m 部分長燃料棒 約2.16m	約3.71m		
			ウラン濃縮度								設備・運用への反映不要	—
			取替燃料集合体平均	第2炉心以後 約2.7w/o	約2.7wt%	約2.9wt%	約3.0wt%	約3.4wt%	約3.7wt%	約3.7wt%		
			燃 焼 度								最高燃焼度のみ取替炉心の安全性評価にて確認要	①
			燃料集合体最高	約35,000MWD/T	40,000MWd/t	40,000MWd/t	40,000MWd/t	50,000MWd/t	55,000MWd/t	55,000MWd/t		
			最大線出力密度	0.61kW/cm	44.0kW/m	44.0kW/m	44.0kW/m	44.0kW/m	44.0kW/m	44.0kW/m	保安規定に反映されていることを確認要	②
	14.核 熱設計 及び動 特性	14.2核設計 14.2.5核特性デー タ	減速材対燃料体積比	2.52	約2.55	約2.80	同左	約2.91	約2.92	約2.99	設備・運用への反映不要	—
			ドブプラ係数	—	(変更)	(変更)	(変更)	(変更)	(変更)	(変更)	設備・運用への反映不要	—
			減速材ボイド係数	(グラフ有)	(変更)	(変更)	(変更)	(変更)	(変更)	(変更)	設備・運用への反映不要	—
			出力反応度係数	-0.03(Δk/k)/(Δp/p)	約-0.04(Δk/k)/(Δp/p)より負	約-0.04(Δk/k)/(Δp/p)より負	約-0.04(Δk/k)/(Δp/p)より負	約-0.04(Δk/k)/(Δp/p)より負	約-0.04(Δk/k)/(Δp/p)より負	同左	設備・運用への反映不要	—
			原子炉停止余裕	—	(最大価値制御棒1 本引抜き時の実効 増倍率の燃焼度依 存性)	(変更)	(変更)	(変更)	(変更)	設備・運用への反映不要	—	
		14.3熱水力設計 14.3.7熱水力特性 データ	実効熱伝達面積	6,150m ²	約7,020m ²	約6,770m ²	同左	約6,550m ²	約7,030m ²	約7,050m ²	設備・運用への反映不要	—
状態を監視するパ ラメータの標準偏 差		給水流量	—	1.76%	(変更なし)	(変更なし)	(変更なし)	(変更なし)	同左	設備・運用への反映不要	—	
第14.3-3図 運転 特性図(PFマップ)			—	(設定)	(変更)	(変更なし)	(変更)	(変更なし)	同左	保安規定に反映されていることを確認要(現在の保安規 定のみ。過去は記載なし)	③	
14.4動特性 14.4.4.1チャンネル 水力学的安定性		減幅比(自然循環最 大出力時)	—	0.69	0.63	同左	0.56	(流量制御弁の最小流 量最大出力運転時)0.40	(流量制御弁の最小 流量最大出力運転 時)0.62	設備・運用への反映不要	—	
14.4.4.2炉心安定 性	減幅比(自然循環最 大出力時)	—	0.40	0.40	0.41	0.80	(流量制御弁の最小流 量最大出力運転時)0.71	(流量制御弁の最小 流量最大出力運転 時)0.65	設備・運用への反映不要	—		

燃料の採用に対する主要な評価項目と確認事項（添付書類十：運用変更等により申請書記載値が変更されたもの）

評価項目	対象事象	7×7燃料	8×8燃料	新型8×8燃料 (RJ)	新型8×8ジルコ ニウムライナ燃料 (BJ)	高燃焼度8×8燃料 (STEPⅡ)	9×9燃料 (STEPⅢ)	確認事項	確認No
原子炉熱出力	各事象	— (申請書記載なし)	3440MW	3440MW	3440MW	3440MW	3440MW	定格出力の約105%。定格出力について保安規定の記載を確認する。	①
最大線出力密度			0.440kW/cm	44kW/m	44kW/m	44kW/m	44kW/m	保安規定の記載を確認する。	②
最小限界出力比 (MCPR)			【早期炉心】1.19 【末期炉心】1.26	【早期炉心】1.20 【末期炉心】1.27	【早期炉心】1.20 【末期炉心】1.27	【早期炉心】 高燃焼度8×8燃料：1.24 新型8×8燃料(RJ&BJ)：1.24 【末期炉心】 高燃焼度8×8燃料が全て装荷され たサイクル以降：1.31 新型8×8燃料と高燃焼度8×8燃 料が混在するサイクル：1.35 新型8×8燃料：1.30	【早期炉心】 高燃焼度8×8燃料：1.24 9×9燃料(A型)：1.24 9×9燃料(B型)：1.23 【末期炉心】 高燃焼度8×8燃料：1.32 9×9燃料(A型)：1.35 9×9燃料(B型)(B型のみが装荷さ れている場合)：1.27 9×9燃料(B型)(B型のみが装荷さ れている場合以外)：1.33	保安規定の記載を確認する。	③
スクラム時挿入時 間			全ストロークの 90%で3.5秒	全ストロークの 90%で3.5秒	全ストロークの 90%で3.5秒	全ストロークの90%で3.5秒	全ストロークの90%で3.5秒	保安規定の記載を確認する。	④
制御棒引抜阻止信 号	・出力運転中の制御棒の 異常な引き抜き	定格出力の 約107%	初期値の105%	定格出力の105%	定格出力の105%	定格出力の105%	定格出力の105%	制御棒引抜監視装置(RBM)の設定値を確認する。	⑤
スクラム信号	・原子炉起動時における 制御棒の異常な引き抜き	中間領域計装中 中性子束上限	中間領域計装中 中性子束高	中間領域モニタ中 中性子束高	中間領域モニタ中 中性子束高	原子炉出力ペリオド短(10秒)	原子炉出力ペリオド短(10秒)	SRNM導入を踏まえた想定。ペリオド短スクラムの設定を確認する。	⑥
制御棒最大価値	・原子炉起動時における 制御棒の異常な引き抜き ・制御棒落下	0.025 Δk	0.015 Δk	0.015 Δk	0.015 Δk	0.015 Δk	0.013 Δk	制御棒価値ミニマイザ(RWM)に入力した制御棒の引抜手順が制御棒価値に留意して定められていることを確認する。	⑦
制御棒引抜速度	・原子炉起動時における 制御棒の異常な引き抜き	7.62cm/s	9.2cm/s	9.2cm/s	9.2cm/s	9.1cm/s	9.1cm/s	設置許可の引抜速度以下となるよう現場にて設定・管理されていることを確認する。	⑧
制御棒落下速度	・制御棒落下	1.52m/s	0.95m/s	0.95m/s	0.95m/s	0.95m/s	0.95m/s	制御棒落下速度リミッタの設計により担保されていることを確認する。	⑨

	評価項目	(従来型) タイプ1	タイプ2(現在使用なし)	タイプ3(使用実績なし)	タイプ4	確認事項	確認No
基本仕様	種類(制御棒形状)	十字形	同左	同左	同左	従来制御棒の形状・寸法を基に設計されているため、アクション事項はない。	—
	材料	ステンレス鋼、中性子吸収材等	同左	同左	同左		
	重量	83kg	93kg	約90kg	96kg		
	全長	4413mm	4425mm	(従来型と同等)	4415mm		
	有効長さ	3630mm	3631mm	(従来型と同等)	3632mm		
	ブレード幅	251mm(最大)	250mm(最大)	(従来型と同等)	249mm		
	ブレード厚さ	6.6mm	7.1mm	約7mm	6.6mm		
	中性子吸収材	B ₄ C粉末	B ₄ C粉末、ハフニウム棒	ハフニウム板	ハフニウムフラットチューブ		
	B4C密度	理論密度の約70%	同左	—	—		
炉心特性	スクラム特性	90%ストローク3.5秒以下	同左	同左	同左	新型採用時に炉心特性を評価しているが、炉心特性評価が妥当であることの確認。	①
	落下特性	落下速度0.95m/s以下	同左	同左	同左		
	反応度制御能力	0.18Δk	同左	同左	同左		
	制御棒価値	最大価値制御棒1本引抜時の実効増倍率k _{eff} が1未満	同左	同左	同左		

起動領域計装の採用に対する評価事項と確認内容

評価項目		変更事項	確認事項	確認No
起動領域計装の採用 ※中性子源領域計装(SRM)と 中間領域計装(IRM)を、起動領 域計装(SRNM)に変更	検出器仕様	非再生型検出器 →再生型検出器	検出方法が変わるわけではないため、アクション事項はない。	—
	検出器個数	SRM:4個 IRM:8個 →SRNM:8個	従来のIRM検出器位置と同じ位置に設置するため、測定上のアクション事項はないと考 える。	—
	中性子束計測方式	検出器駆動方式 →検出器炉内固定方式	検出器の炉内固定方式の変更による運転手順の確認。	①
	計測レンジ切替方式	手動 →自動	測定レンジの切替方式が手動から自動になったことによる運転手順への反映確認。	②
	モニタ計測方法	アナログ電子回路 →デジタル電子回路	伝送方式の変更であり検出及び出力指示が変わるわけではないので、アクション事項 はない。	—
	原子炉保護系設定値	中間領域における 各測定レンジの120/125 →最終レンジの120/125, ペリオド短10秒	測定レンジの切替方式が手動から自動になったことによる運転手順への反映確認。 ペリオド短の設定値追加による手順への反映確認。	③
	原子炉停止回路	無 →原子炉出力ペリオド短(起動領域)	原子炉出力ペリオド短の停止回路への追加による手順への反映確認。	④
原子炉格納容器	電気ペネトレーション (X-102B)	無 中性子源領域・中間領域の炉内中性子束の計測を1 つの検出器で計測するよう変更したため、ケーブルの 本数は変更となったが、格納容器貫通部の変更は実 施していない。	電気ペネトレーションの改造は不要と判断しているため、アクション事項はない。	—

		使用済燃料貯蔵プール	貯蔵ラック	確認事項	確認No																		
変更事項		使用済燃料貯蔵能力を炉心全装荷量の約230%から約290%に増強	使用済燃料収納容量を1740体から2250体に増強																				
項目																							
基本仕様	ラック高さ	-	4493mm(角管高さ4280mm)	使用されている燃料集合体の燃料有効長部分(燃料集合体下部から約4000mm以内)及び幅(約134mm)が角管内に収納される寸法であり、アクション事項はない。	-																		
	ラック角管内のり	-	158,163mm																				
	ラック角管厚さ	-	5mm																				
	材料	-	ボロン添加SUS																				
評価項目																							
未臨界性	想定される厳しい状態において実効増倍率K _{eff} が0.95以下		<div>評価条件</div> <table><tr><th>項目</th><th>解析値</th><th>選定理由</th></tr><tr><td>貯蔵燃料</td><td>燃料集合体の無限増倍率が炉心に装荷した状態で1.30となる燃料</td><td>保守的な値として、高燃焼度 8×8 燃料を包絡する値</td></tr><tr><td>貯蔵ラックのボロン含有率</td><td>0.65wt%</td><td>使用値 0.7±0.05 wt% の下限値</td></tr><tr><td>燃料プール水温</td><td>4℃</td><td>水の密度が最大となる温度を選定</td></tr><tr><td>燃料のラック内配置</td><td>中心位置に配置</td><td>貯蔵状態で最も K_{eff} が高くなる配置</td></tr><tr><td>ラック寸法公差</td><td>セル間ピッチ最小値：160.6mm ラック角管肉厚最小値：4.6mm 過度管内のり最小値：156.0mm</td><td>貯蔵状態で最も K_{eff} が高くなる寸法公差</td></tr></table> <div>評価結果 実効増倍率K_{eff} =0.914</div>	項目	解析値	選定理由	貯蔵燃料	燃料集合体の無限増倍率が炉心に装荷した状態で1.30となる燃料	保守的な値として、高燃焼度 8×8 燃料を包絡する値	貯蔵ラックのボロン含有率	0.65wt%	使用値 0.7±0.05 wt% の下限値	燃料プール水温	4℃	水の密度が最大となる温度を選定	燃料のラック内配置	中心位置に配置	貯蔵状態で最も K _{eff} が高くなる配置	ラック寸法公差	セル間ピッチ最小値：160.6mm ラック角管肉厚最小値：4.6mm 過度管内のり最小値：156.0mm	貯蔵状態で最も K _{eff} が高くなる寸法公差	9×9燃料が採用されている現在においても実効増倍率K _{eff} に問題ないことの確認。	①
項目	解析値	選定理由																					
貯蔵燃料	燃料集合体の無限増倍率が炉心に装荷した状態で1.30となる燃料	保守的な値として、高燃焼度 8×8 燃料を包絡する値																					
貯蔵ラックのボロン含有率	0.65wt%	使用値 0.7±0.05 wt% の下限値																					
燃料プール水温	4℃	水の密度が最大となる温度を選定																					
燃料のラック内配置	中心位置に配置	貯蔵状態で最も K _{eff} が高くなる配置																					
ラック寸法公差	セル間ピッチ最小値：160.6mm ラック角管肉厚最小値：4.6mm 過度管内のり最小値：156.0mm	貯蔵状態で最も K _{eff} が高くなる寸法公差																					
遮蔽性	新ラックの採用により燃料移送時の水深が約170mm浅くなることに対する被ばく量		<div>(1)燃料取扱作業時の被ばく 燃料取替機上の線量当量率は、現状の0.015mSv/hから計算上 0.034mSv/hに増加するが、作業者の被ばくは燃料ホイスト伸縮管から受けるもの支配的で限られたもの。現状の線量当量率区分(区分1)に変更はない。</div> <div>(2)使用済燃料貯蔵プール外壁での線量当量率 新ラックの配置が既設ラック配置よりプール壁から離れるため、現状の0.0098mSv/hから0.0069mSv/hに減少する。</div>	現状も線量当量率区分に変更ない(区分1:0.1mSv/h以下)が、9×9燃料が採用されている現在においても線量当量に問題ないことの確認。	②																		
SFPの冷却能力	プール水温を52℃以下に維持	<div>評価結果</div> <table><tr><th>運転状態</th><th>ゲート状態</th><th>プール水最高温度</th></tr><tr><td>停止時冷却 【FPC系:2系統、RHR系:2系統】</td><td>開</td><td>35℃</td></tr><tr><td>停止時冷却 【FPC系:2系統、RHR系:1系統】</td><td>開</td><td>39℃</td></tr><tr><td>通常時熱負荷 【FPC系:2系統】</td><td>閉</td><td>50℃</td></tr><tr><td>通常時熱負荷 【FPC系:1系統(1系統故障、RHRバックアップなし)】</td><td>閉</td><td>62℃</td></tr><tr><td>非常時熱負荷 【FPC系:2系統、RHR:1系統】</td><td>閉</td><td>44℃</td></tr></table> <div>通常時負荷：通常の燃料取替による管理容量一杯の貯蔵 非常時熱負荷：上記+全炉心取出しの貯蔵(ラック満杯状態)</div>	運転状態	ゲート状態	プール水最高温度	停止時冷却 【FPC系:2系統、RHR系:2系統】	開	35℃	停止時冷却 【FPC系:2系統、RHR系:1系統】	開	39℃	通常時熱負荷 【FPC系:2系統】	閉	50℃	通常時熱負荷 【FPC系:1系統(1系統故障、RHRバックアップなし)】	閉	62℃	非常時熱負荷 【FPC系:2系統、RHR:1系統】	閉	44℃		9×9燃料が採用されている現在における崩壊熱量で保安規定上のプール水温上限(65℃)を超えないことの確認。	③
運転状態	ゲート状態	プール水最高温度																					
停止時冷却 【FPC系:2系統、RHR系:2系統】	開	35℃																					
停止時冷却 【FPC系:2系統、RHR系:1系統】	開	39℃																					
通常時熱負荷 【FPC系:2系統】	閉	50℃																					
通常時熱負荷 【FPC系:1系統(1系統故障、RHRバックアップなし)】	閉	62℃																					
非常時熱負荷 【FPC系:2系統、RHR:1系統】	閉	44℃																					

2種類のTAFの値が存在していたことの水平展開に関する調査

○: 影響なし、または反映済 ▲: 反映要(未)

設置変更許可申請件名 (設備所掌Gr)	設備所掌Gr 関係Gr	変更に伴い自Grで 確認すべき事項	確認した関連図面・図書						調査結果		備考
			工事計画認可申請書	保安委員会 保安規定	保安運営委員会	工事等に係る技術検討会	第1種図面	第2種図面	結果	説明	
a. 燃料の採用 8×8RJ, BJ, 高燃焼度8×8, 9×9 (炉心・燃料Gr)	炉心・燃料Gr	燃料棒有効長さ	・申請書本文、添付(S51年4月認可) ・申請書添付(S59年5月、S62年8月、H4年3月、H14年7月認可)	—	・第186回(H3年6月19日実施) ・第277回(H14年4月19日実施)	—	原子炉圧力容器内部構造図	—	○	・主要寸法は工事計画認可申請書記載値通りであることを確認。	
	炉心・燃料Gr	ペレット直径・長さ・最高温度	同上	—	同上	—	—	—	○	・主要寸法は工事計画認可申請書記載値通りであることを確認。	
	炉心・燃料Gr	燃料被覆管外径・厚さ・材料・外面最高温度	同上	—	同上	—	—	—	○	・主要寸法は工事計画認可申請書記載値通りであることを確認。	
	炉心・燃料Gr	ウォータ・ロッド/チャンネル	同上	—	同上	—	—	—	○	・主要寸法は工事計画認可申請書記載値通りであることを確認。	
	炉心・燃料Gr	ウラン濃縮度(集合体平均)	同上	—	同上	—	—	—	○	・主要寸法は工事計画認可申請書記載値通りであることを確認。	
	炉心・燃料Gr	燃焼度(取替燃料集合体平均、燃料集合体最高)	同上	—	同上	—	—	—	○	・燃焼度は工事計画認可申請書記載値通りであることを確認。 ・サイクル毎に取替炉心安全評価にて確認。	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) 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)
	炉燃サGr	燃焼度(燃料集合体最高)	同上	—	同上	—	—	—	○	・サイクル毎に取替炉心安全評価にて確認。(添付2-1①)	
	炉心・燃料Gr	最小限界出力比(MCPR)	—	・保安規定第25条	—	—	—	—	○	・保安規定記載値通りであることを確認。(添付2-2③)	QM東Ⅱ:7-1-2-28 (原子炉熱的制限値に関する措置手順書)
	炉心・燃料Gr	燃料棒最大線出力密度	・申請書本文、添付(S51年4月認可) ・申請書添付(S59年5月、S62年8月、H4年3月、H14年7月認可)	・保安規定第25条	—	—	—	—	○	・燃料棒最大線出力密度は工事計画認可申請書記載値通りであることを確認。 ・保安規定記載値通りであることを確認。(添付2-1②, 添付2-2②)	QM東Ⅱ:7-1-2-28 (原子炉熱的制限値に関する措置手順書)
	炉心・燃料Gr	制御棒引抜阻止信号	—	・保安規定第27条	—	—	—	—	○	・保安規定記載値通りであることを確認。(添付2-2⑤) ・保護継電器整定値管理要領にて設定・管理している。	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)
	炉心・燃料Gr	制御棒最大価値	—	—	—	—	—	—	○	・制御棒操作手順(RWM)にて評価している。(添付2-2⑦)	QM東Ⅱ:7-1-2-31 (制御棒操作手順作成基準)
	機械Gr	燃料の有効長高さ	—	—	—	—	原子炉圧力容器内部構造図	RPV ASSEMBLY AND OUTLINE DETAIL	▲	・TAF位置が既工事計画認可申請書記載値と第2種図面が不整合であることを確認。	当該図面

2種類のTAFの値が存在していたことの水平展開に関する調査

○: 影響なし、または反映済 ▲: 反映要(未)

設置変更許可申請件名 (設備所掌Gr)	設備所掌Gr 関係Gr	変更に伴い自Grで 確認すべき事項	確認した関連図面・図書						調査結果		備考
			工事計画認可申請書	保安委員会 保安規定	保安運営委員会	工事等に係る技術検討会	第1種図面	第2種図面	結果	説明	
a. 燃料の採用 8×8RJ, BJ, 高燃焼度8×8, 9×9 (炉心・燃料Gr)	機械Gr	スクラム時間	申請書本文 (S51年12月認可)	—	—	—	—	—	○	・工事計画認可申請書記載値、保安規定の数値が整合していることを確認した。また、定期事業者検査の設定値に問題ないことを確認した。(添付2-2④)	制御棒駆動水圧系機能検査
	機械Gr	制御棒引き抜き速度	申請書本文 (S51年12月認可)	—	—	—	—	—	○	・定期事業者検査の設定値に問題ないことを確認した。(添付2-2⑧)	制御棒駆動水圧系機能検査
	電気・制御Gr	燃料の有効長さ	—	—	—	—	原子炉圧力容器内部構造図	水位設定根拠書	▲	・TAF位置が既工事計画認可申請書記載値と第2種図面が不整合であることを確認。	当該図面
	発電室	原子炉特性図(P-Fマップ) 9×9燃料(B型) (STEPⅢ)燃料導入時反映	—	保安規定第26条	—	—	—	—	○	・保安規定 第26条(原子炉熱出力及び炉心流量)において原子炉熱出力及び炉心流量が運転範囲内にあること運転制限として定め管理している。(添付2-1③)	・QM東Ⅱ:7-1-2-23:巡視点検手順書にて原子炉熱出力及びP-Fマップを確認。
	発電室	原子炉熱出力 評価条件の変更無	—	保安規定第26条	—	—	—	—	○	・保安規定 第26条(原子炉熱出力及び炉心流量)において原子炉熱出力100%3293MWを運転制限として定め管理している。(添付2-2①)	・QM東Ⅱ:7-1-2-23巡視点検手順書にて原子炉熱出力確認。 ・QM東Ⅱ:7-1-2-49運転管理業務運用取扱書添付東二発電室業務マニュアル 業2編運転業務マニュアル にて、原子炉熱出力を管理。
	発電室	制御棒引抜き速度	—	—	—	—	—	—	○	・安全評価条件9.1cm/sに対して運転手順書において6.77～7.95cm/sと保守的に管理されていることを確認した。また、評価条件を変更しているが保守的に管理されており、手順書改訂不要。(添付2-2⑧)	・QM東Ⅱ:7-1-2-14:原子炉設備運転手順書にて引抜き時間を管理
	炉燃サGr	制御棒ストローク	—	—	—	—	—	—	○	・Tokai-2 3DM User's Guideにより確認。 ・東二プロコン定数(2010/2/17)により確認。 (別添-1)	
	炉燃サGr	中性子計装軸方向位置	—	—	—	—	—	—	○	・Tokai-2 3DM User's Guideにより確認。 ・「東海第二発電所 3D Monitor炉心性能計算書」平成2年12月により確認。 (別添-1)	

2種類のTAFの値が存在していたことの水平展開に関する調査

○: 影響なし、または反映済 ▲: 反映要(未)

設置変更許可申請件名 (設備所掌Gr)	設備所掌Gr 関係Gr	変更に伴い自Grで 確認すべき事項	確認した関連図面・図書						調査結果		備考
			工事計画認可申請書	保安委員会 保安規定	保安運営委員会	工事等に係る技術検討会	第1種図面	第2種図面	結果	説明	
b. 新型制御棒の採用 (機械Gr)	機械Gr	主要寸法(幅、長さ、有効長さ、ブレード厚さ、落下速度リミッタ外径)	申請書本文 (H14年7月認可)	—	—	第142回(H13年9月)	第1種図面の対象なし	制御棒構造図(ハフニウムフラットチューブ型)	○	・従来制御棒と同等であることを確認。 ・主要寸法は工事計画認可申請書記載値通りであることを確認。	
	炉燃サGr	中性子吸収材、B4C密度、ハフニウム純度	—	—	—	第142回(H13年9月)	—	—	○	・設計上、ハフニウムが中性子吸収材として採用され、B4Cは含まれていないことを確認。	東海第二発電所 9X9(ステップⅢ)燃料 許認可解析(平成10年3月)General Electric International.Inc.(許認可解析報告書)にて確認
	機械Gr	スクラム特性	申請書添付 (H14年7月認可)	—	第277回(H14年4月)	第142回(H13年9月)	—	—	○	・従来制御棒と同等に通常のスクラム仕様値内にあることを確認。	
	炉燃サGr	スクラム特性、落下特性	—	—	—	第142回(H13年9月)	—	—	○	・スクラム試験結果は、90%ストローク時3.5秒以下を満足することを確認。 ・落下速度試験は、0.95m/s以下を確認。 スクラム反応度は設計スクラム曲線を上回ることを確認。(添付2-3①)	東海第二発電所 9X9(ステップⅢ)燃料 許認可解析(平成10年3月)General Electric International.Inc.(許認可解析報告書)にて確認
	機械Gr	落下特性	申請書添付 (H14年7月認可)	—	—	第142回(H13年9月)	—	—	○	・従来制御棒と同等に制御棒落下速度仕様値内にあることを確認。(添付2-2⑨)	審査資料「新型制御防について」においても、同様の記載であることを確認
	炉心・燃料Gr	制御棒最大価値	—	—	—	—	—	—	○	・制御棒操作手順(RWM)にて評価している。(添付2-2⑦)	QM東Ⅱ:7-1-2-31 (制御棒操作手順作成基準)
	炉燃サGr	反応度制御能力、制御棒価値	—	—	—	第142回(H13年9月)	—	—	○	・反応度制御能力は全制御棒価値についてB4C型を1.00とするとHf型は0.99であることを確認。 制御棒価値は同様に上部1.00、下部0.94であり、炉停止余裕も9x9平衡炉心にて最大価値制御棒1本引抜き時のkeff<0.99を満足することを確認。(添付2-3①)	東海第二発電所 9X9(ステップⅢ)燃料 許認可解析(平成10年3月)General Electric International.Inc.(許認可解析報告書)にて確認
	炉心・燃料Gr	選択制御棒挿入性能(SRI)	—	—	—	—	—	—	○	・制御棒操作手順(SRI)にて評価している。	QM東Ⅱ:7-1-2-31 (制御棒操作手順作成基準)
	炉心・燃料Gr	取替性(寿命評価)	—	—	—	—	—	—	○	・寿命評価手順にて評価している。	QM東Ⅱ:7-1-2-44 (LPRM及び制御棒寿命評価マニュアル)
	炉心・燃料Gr	制御棒引抜阻止信号	・申請書添付 (S51年12月、H10年2月、14年7月)	・保安規定第27条	—	—	—	—	○	・保安規定記載値通りであることを確認。(添付2-2⑤) ・保護継電器整定値管理要領にて設定・管理している。	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)

2種類のTAFの値が存在していたことの水平展開に関する調査

○: 影響なし、または反映済 ▲: 反映要(未)

設置変更許可申請件名 (設備所掌Gr)	設備所掌Gr 関係Gr	変更に伴い自Grで 確認すべき事項	確認した関連図面・図書						調査結果		備考
			工事計画認可申請書	保安委員会 保安規定	保安運営委員会	工事等に係る技術検討会	第1種図面	第2種図面	結果	説明	
c. 起動領域計装の採用 (SRNM) (電気制御Gr)	電気制御Gr	検出器配置	申請書添付 (H4年7月認可)	—	—	第1回(H4年5月)	原子炉圧力容器 内部構造物(R-3, R-5)	トレーニングテキスト(説明書)	▲	・第1種図面が変更されていない。 ただし、起動領域計装装置、運転手順書等は、工事計画認可申請書図書、設計図書により製作、据付、作成されているため影響はない。(別添2-1, 2-2)	
	電気制御Gr	スクラム信号の種類 (中性子束高、原子炉出力ペリオド短、中性子束計装動作不能	申請書本文 (H4年7月認可)	—	—	第1回(H4年5月)	CWD	トレーニングテキスト(説明書)	○	・工事計画認可申請書記載値通りであることを確認。また、定期事業者検査の設定値に問題ないことを確認した。(添付2-2⑥)	原子炉保護系設定値確認検査
	電気制御Gr	検出器個数	申請書添付 (H4年7月認可)	—	—	第1回(H4年5月)	CWD	トレーニングテキスト(説明書)、IDS(設定根拠書)	○	・工事計画認可申請書添付書類記載値通りであることを確認。	
	電気制御Gr	計測方法(固定方式)	申請書添付 (H4年7月認可)	—	—	第1回(H4年5月)	—	トレーニングテキスト(説明書)	○	・工事計画認可申請書添付書類記載値通りであることを確認。	
	電気制御Gr	電気ペネトレーション	—	—	—	—	—	PENETRATION SCHEDULE (X-102B)	○	・改造がないことを確認。	
	機械Gr	駆動装置～位置スイッチまでの格納容器貫通部の処置	—	—	—	第1回(H4年5月)	—	—	○	・機械設備の図面・運用に影響する変更はない。	
	機械Gr	ペDESTALのケーブルがCRD交換作業と干渉しないか。	—	—	—	—	—	トレーニングテキスト(説明書)	○	・CRD交換作業に干渉がないことを確認した。	
	炉心・燃料Gr	スクラム設定値	・申請書本文 (H4年7月)	・保安規定第27条	—	—	—	—	○	・スクラム設定値は工事計画認可申請書記載値通りであることを確認。 ・保安規定記を確認。 ・保護継電器整定値管理要領にて設定・管理している。	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)
	炉心・燃料Gr	動作可能(計数率3cps以上)	—	・保安規定第27条	—	—	—	—	○	・保安規定記載値通りであることを確認。	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)
	発電室	設備変更通知書及び設定値新設/変更完了通知書に基づく運転手順書の改正	—	—	—	—	—	—	○	・設備変更通知書及び設定値新設/変更完了通知書により変更事項(検出器の炉内固定、測定レンジ自動切替、原子炉保護計設定値、原子炉停止回路設定)が手順書に反映されていることを確認した。(添付2-4①②③④)	QM東Ⅱ:7-1-2-14原子炉設備運転手順書 QM東Ⅱ:7-1-2-22警報処置手順書 QM東Ⅱ:7-1-2-20定期試験手順書 QM東Ⅱ:7-1-2-13起動停止手順書

2種類のTAFの値が存在していたことの水平展開に関する調査

○: 影響なし、または反映済 ▲: 反映要(未)

設置変更許可申請件名 (設備所掌Gr)	設備所掌Gr 関係Gr	変更に伴い自Grで 確認すべき事項	確認した関連図面・図書						調査結果		備考
			工事計画認可申請書	保安委員会 保安規定	保安運営委員会	工事等に係る技術検討会	第1種図面	第2種図面	結果	説明	
d. 使用済燃料貯蔵施設の貯蔵能力の増強 (機械Gr)	機械Gr	プール貯蔵容量 ラック容量	申請書本文、添付 (H3年8月、H5年2月、H6年4月認可)	—	第183回(H3年2月)	—	第1種図面の対象なし	110体ラック構造図 70体ラック構造図 ラック配置図等	○	・登録された図面は、工事計画認可申請書記載内容が反映されたものである。	
	機械Gr	主要寸法(高さ、中心間距離、内のり、厚さ)	申請書本文、添付 (H3年8月、H5年2月、H6年4月認可)	—	第183回(H3年2月)	—	第1種図面の対象なし	110体ラック構造図 70体ラック構造図	○	・同上	
	機械Gr	ラック寸法(燃料集合体収納部)	—	—	—	—	—	110体ラック図面 70体ラック図面	○	・同上	
	機械Gr	ラックの耐震性	申請書本文、添付 (H3年8月、H5年2月、H6年4月認可)	—	第183回(H3年2月)	—	—	—	○	・工事計画認可申請書にて耐震性評価を確認している。	
	機械Gr	SFP強度	—	—	第183回(H3年2月)	—	—	—	○	・当時の保安運営委員会内容を確認。	
	電気・制御Gr	燃料取替機計算機プログラム変更、LS改造。	—	—	第183回(H3年2月)	—	第1種図面の対象なし	—	○	・機能検査で、実際の動作に問題ないことを確認している。	
	炉心・燃料Gr	未臨界性	・申請書添付 (H3年8月、H5年2月、H6年3月認可)	—	第183回(H3年2月)	—	—	—	○	・未臨界性は工事計画認可申請書記載値通りであることを確認。 ・保安運営委員会にて確認。 (添付2-5①)	
	放化Gr	遮へい計算	—	—	第183回(H3年2月)	—	—	—	○	・保安運営委員会にて確認。 (添付2-5②)	
	炉心・燃料Gr	冷却能力	—	—	第183回(H3年2月)	—	—	—	○	・保安運営委員会にて確認。 (添付2-5③)	
e. 使用済樹脂及び廃スラッジの焼却処理方法の追加 (放射線・化学管理Gr)	発電室	設備変更通知書に基づく運転手順書の改正	—	—	—	—	—	—	○	・設備変更通知書より貯蔵容量の変更が座標図に反映されていること及び燃料取替機計算機プログラム変更が手順書改正に反映されていることを確認した。	QM東Ⅱ:7-1-2-14原子炉設備運転手順書 QM東Ⅱ:7-1-2-22警報処置手順書 QM東Ⅱ:7-1-2-20定期試験手順書
	放化Gr	なし	—	—	—	—	—	—	○	・処理方法の追加に伴う工事が発生していないため影響なし。	

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	内容
1	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】	値の修正(TAF位置の修正, 燃料域の基準変更に伴う値の修正)
2	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】	値のみ修正(燃料域の基準変更に伴う値の修正)
3	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】	値の修正(TAF位置の修正, 燃料域の基準変更に伴う値の修正)及び燃料域水位計の図について記載位置を上側に修正
4	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】	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。
5	申請書	追補 1.6原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	値のみ修正(燃料域の基準変更に伴う値の修正)
6	審査資料	有効性評価:1.基本的考え方	値のみ修正
7	審査資料	有効性評価:2.5原子炉停止機能喪失	値のみ修正(グラフ補助線)
8	審査資料	有効性評価:2.6LOCA時注水機能喪失	値のみ修正
9	審査資料	有効性評価:2.7インターフェイスシステムLOCA	値のみ修正
10	審査資料	有効性評価:5.1停止時崩壊熱除去機能喪失	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した。 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した。それらの結果を反映する。
11	審査資料	有効性評価:5.2停止時全交流電源喪失	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した。 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した。それらの結果を反映する。
12	審査資料	有効性評価:5.3停止時原子炉冷却材の流出	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した。 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した。それらの結果を反映する。
13	審査資料	有効性評価:補足1	値のみ修正
14	審査資料	有効性評価:補足7	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した。その結果を反映する。
15	審査資料	有効性評価:補足13	値のみ修正(グラフ補助線)
16	審査資料	有効性評価:補足14	値のみ修正(グラフ補助線)
17	申請書	本文十:有効性評価	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した。その結果を反映する。
18	申請書	添十:7.1.5原子炉停止機能喪失	値のみ修正(グラフ補助線)
19	申請書	添十:7.1.7インターフェイスシステムLOCA	値のみ修正

赤字:再評価「要」の項目を示す。

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	内容
20	申請書	添十:停止時崩壊熱除去機能喪失	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した。 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した。それらの結果を反映する。
21	申請書	添十:停止時全交流電源喪失	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した。 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した。それらの結果を反映する。
22	申請書	添十:停止時原子炉冷却材の流出	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した。 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した。それらの結果を反映する。
23	審査資料	58条計装 本体	原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA燃料域)の基準(ゼロレベル)であるTAF位置を本来より51mm下に設定していることとなる。このため正しくは基準点を「ベッセルゼロレベルより920cm」、予想変動範囲は「397~1,300mm」に修正する必要がある。
24	審査資料	58条計装 補足説明資料	・原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA燃料域)の基準(ゼロレベル)であるTAF位置を本来より51mm下に設定していることとなる。このため正しくは基準点を「ベッセルゼロレベルより920cm」、予想変動範囲は「397~1,300mm」に修正する必要がある。
25	審査資料	技術的能力1.15計装	・原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA燃料域)の基準(ゼロレベル)であるTAF位置を本来より51mm下に設定していることとなる。このため正しくは基準点を「ベッセルゼロレベルより920cm」、予想変動範囲は「397~1,300mm」に修正する。
26	申請書	添付八 6. 計測制御系統施設	・原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA燃料域)の基準(ゼロレベル)であるTAF位置を本来より51mm下に設定していることとなる。このため正しくは基準点を「ベッセルゼロレベルより920cm」、予想変動範囲は「397~1,300mm」に修正する。
27	申請書	追補1 事故時計装手順	原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA燃料域)の基準(ゼロレベル)であるTAF位置を本来より51mm下に設定していることとなる。このため正しくは基準点を「ベッセルゼロレベルより920cm」、予想変動範囲は「397~1,300mm」に修正する。
28	審査資料	SA 50条 FV 補足	別紙33-17「燃料有効長頂部」EL.29,444をEL.29,495に修正する。
29	審査資料	技術的能力1.0.2(保管場所及びアクセスルート)	建物の路面高について、別館:T.P.+8.0m 正しくはT.P.+11.0mほか本数値の修正によっても、これまでの対策方針に変更はないと評価しているが、詳細については、新たな条件での評価内容を審査で説明していく。

赤字:再評価「要」の項目を示す。

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	内容
30	審査資料	SA 58条 計装設備 補足	第58条補足説明資料の表58-6-1「計測装置の計測範囲」中、「起動領域モニタ」の項目において「奇数レンジ:25/40%でレンジアップ」「偶数レンジ:75/125%でレンジアップ」との説明をしている。これらは運転手順書の「概要」での「各レンジの切替えは0～125%レンジでは約75%、0～40%レンジでは約25%で自動的に行う。」との記載を参照したものである。しかしメーカー図書を調査したところ「奇数レンジ:25/40%でレンジアップ」については一致していたが「偶数レンジ:75/125%でレンジアップ」については75%ではなく、正しくは80%でレンジアップするものであることが判明した。調査したところ運転手順書の当該記載は安全審査段階で作成されたものであり当時の審査資料中の「各レンジの切替は、0～125%レンジでは約75%、0～40%では約25%で自動的に行う計画である。」を参照したものと考えられる。その後詳細設計で0～125%レンジの切替は80%に数値が確定し、設備部門から運転部門への情報提供が行われたものの運転手順書中の当該記載は変更されなかった。

地山と埋戻部の境界部の段差量評価(建屋の埋戻部の評価)の修正前後比較(1/2)

＜修正前＞

＜修正後＞

凡 例

■ : 今回の水平展開(4.2)により判明した適正化する箇所。

■ : 別要因により判明した適正化する箇所
(今後、安全審査の中で説明する)。

No.	名称	路面高 T.P.+ (m)	基礎※ 下端 T.P.+ (m)	地下 水位 T.P.+ (m)	掘削形式	アークセス ルートへの 影響 影響有: ×	埋戻部の 沈下量 (cm)
1	機械工作室用ポンベ庫	8.0	7.0	8.0	掘削、土留	○	—
2	監視所	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
3	消防自動車庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
4	貯202ポンベ庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
5	機械工作室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
6	屋内開閉所	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
7	パトロール車庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
8	貯202ガスポンベ貯蔵庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
9	主発電機用ガスポンベ庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
10	タービン建屋	8.0	-14.9	8.0	掘削	○	—
11	原子炉建屋	8.0	-15.0	-15.0	掘削	×	23.0
12	サービス建屋	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
13	水電解装置建屋	8.0	6.8	8.0	掘削	○	—
14	ペーラー建屋	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
15	サンブルタンク室 (R/W)	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
16	ヘパライタールー室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
17	マイクロ無線機室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
18	モルタル混練建屋	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
19	廃棄物処理建屋	8.0	-13.2	-13.2	土留	×	21.2
20	排気庫モニタールー室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
21	機器搬入口建屋	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
22	地下排水上屋 (東西)	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
23	貯202ポンベ室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
24	チェックポイント	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
25	サービス建屋〜チェックポイント歩道上屋	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
26	サービス建屋ポンベ室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
27	所内ボイラー用ポンベ庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
28	機庫①	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
29	別館	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
30	貯第二電気室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
31	給水処理建屋	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
32	固体廃棄物貯蔵庫A棟	8.0	1.6	8.0	掘削	×	14.7
33	固体廃棄物貯蔵庫B棟	8.0	2.6	8.0	掘削	○	—
34	給水加熱器保管庫	5.0	4.0	5.0	掘削	○	12.5
35	取水口電気室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
36	屋外第二電気室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
37	補修装置等保管倉庫	8.0	6.9	8.0	掘削	○	—
38	フロバシガスポンベ室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
39	機材倉庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
40	No.1保修用油倉庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
41	No.2保修用油倉庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
42	固体廃棄物作業建屋	8.0	5.0	8.0	土留	×	6.9
43	緊急時対策室建屋	8.0	4.0	8.0	土留	×	9.2
44	事務本館	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
45	原子炉建屋 (東海発電所)	8.0	-11.1	8.0	掘削	○	—
46	タービンホール (東海発電所)	8.0	0.6	8.0	掘削	○	—
47	サービス建屋 (東海発電所)	8.0	6.6	8.0	掘削	○	—
48	燃料倉庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
49	工具倉庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
50	固化処理建屋	8.0	6.7	8.0	掘削	○	—
51	サイトバスター建屋	8.0	2.0	8.0	掘削	×	13.8
52	放射性廃液処理施設	8.0	4.0	8.0	掘削	○	—
53	地下タンク上屋 (西)	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
54	地下タンク上屋 (東)	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
55	使用済燃料貯蔵施設	8.0	6.1	8.0	掘削	○	—
56	ドレンカールー	8.0	6.1	8.0	掘削	○	—
57	燃料スリッパ貯蔵庫	8.0	6.1	8.0	掘削	○	—
58	燃料スリッパ貯蔵庫	8.0	6.1	8.0	掘削	○	—
59	低放射性固体廃棄物ドラム貯蔵庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
60	低放射性倉庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
61	ドレンカールー	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
62	ランドリー建屋	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
63	放射性物品置場ラントNo.4	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
64	放射性物品置場ラントNo.5	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
65	放射性物品置場ラントNo.6	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
66	ボイラ燃料貯蔵庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
67	使用済燃料乾式貯蔵建屋	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
68	非常用アイゼンポンベ室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—

※ 基礎下端端からは、基礎高さ1m未満の建屋は、基礎高さを1mとする。

No.	名称	路面高 T.P.+ (m)	基礎※ 下端 T.P.+ (m)	地下 水位 T.P.+ (m)	掘削形式	アークセス ルートへの 影響 影響有: ×	埋戻部の 沈下量 (cm)
1	機械工作室用ポンベ庫	8.0	7.0	8.0	掘削、土留	○	—
2	監視所	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
3	消防自動車庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
4	貯202ポンベ庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
5	機械工作室	8.0	6.3	8.0	掘削	○	—
6	屋内開閉所	8.0	6.0	8.0	掘削	○	—
7	パトロール車庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
8	貯202ガスポンベ貯蔵庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
9	主発電機用ガスポンベ庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
10	タービン建屋	8.0	-14.9	8.0	掘削	×	52.7
11	原子炉建屋	8.0	-15.0	-15.0	掘削	×	23.0
12	サービス建屋	8.0	6.3	8.0	掘削	○	—
13	水電解装置建屋	8.0	6.9	8.0	掘削	○	—
14	ペーラー建屋	8.0	4.0	8.0	掘削	○	—
15	サンブルタンク室 (R/W)	8.0	6.9	8.0	掘削	○	—
16	ヘパライタールー室	8.0	4.1	8.0	掘削	○	—
17	マイクロ無線機室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
18	モルタル混練建屋	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
19	増設廃棄物処理建屋	8.0	-13.2	-13.2	土留	×	21.2
20	排気庫モニタールー室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
21	機器搬入口建屋	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
22	地下排水上屋 (東西)	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
23	貯202ポンベ室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
24	チェックポイント	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
25	サービス建屋〜チェックポイント歩道上屋	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
26	サービス建屋ポンベ室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
27	所内ボイラー用ポンベ庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
28	機庫①	11.0	9.0	11.0	掘削	○	—
29	別館	11.0	10.0	11.0	掘削	○	—
30	貯第二電気室	8.0	1.6	8.0	掘削	×	14.8
31	給水処理建屋	8.0	2.5	8.0	掘削	×	12.7
32	固体廃棄物貯蔵庫A棟	8.0	4.0	5.0	掘削	○	—
33	固体廃棄物貯蔵庫B棟	5.0	4.0	5.0	掘削	×	—
34	給水加熱器保管庫	3.0	2.0	3.0	掘削	×	—
35	取水口電気室	8.0	4.5	8.0	掘削	×	8.1
36	屋外第二電気室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
37	補修装置等保管倉庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
38	フロバシガスポンベ室	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
39	機材倉庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
40	No.1保修用油倉庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
41	No.2保修用油倉庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
42	固体廃棄物作業建屋	8.0	5.3	8.0	土留	×	6.3
43	緊急時対策室建屋	8.0	4.1	8.0	土留	×	9.0
44	事務本館	8.0	5.7	8.0	掘削	○	—
45	原子炉建屋 (東海発電所)	8.0	1.6	8.0	掘削	○	—
46	タービンホール (東海発電所)	8.0	0.9	8.0	掘削	○	—
47	サービス建屋 (東海発電所)	8.0	6.6	8.0	掘削	○	—
48	燃料倉庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
49	工具倉庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
50	固化処理建屋	8.0	5.7	8.0	掘削	○	—
51	サイトバスター建屋	8.0	1.9	8.0	掘削	×	14.1
52	放射性廃液処理施設	8.0	2.9	8.0	掘削	○	—
53	地下タンク上屋 (西)	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
54	地下タンク上屋 (東)	8.0	6.1	8.0	掘削	○	—
55	使用済燃料貯蔵施設	8.0	6.2	8.0	掘削	○	—
56	ドレンカールー	8.0	6.2	8.0	掘削	○	—
57	燃料スリッパ貯蔵庫	8.0	6.2	8.0	掘削	○	—
58	燃料スリッパ貯蔵庫	8.0	6.2	8.0	掘削	○	—
59	低放射性固体廃棄物ドラム貯蔵庫	8.0	7.6	8.0	掘削	○	—
60	低放射性倉庫	8.0	6.8	8.0	掘削	○	—
61	ドレンカールー	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
62	ランドリー建屋	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
63	放射性物品置場ラントNo.4	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
64	放射性物品置場ラントNo.5	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
65	放射性物品置場ラントNo.6	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
66	ボイラ燃料貯蔵庫	8.0	7.0	8.0	掘削	○	—
67	使用済燃料乾式貯蔵建屋	8.0	5.8	8.0	掘削	○	—
68	非常用アイゼンポンベ室	8.0	5.8	8.0	掘削	○	—

※ 基礎下端端からは、基礎高さ1m未満の建屋は、基礎高さを1mとする。

地山と埋戻部の境界部の段差量評価(建屋の埋戻部の評価)の修正前後比較(2/2)

＜修正前＞

凡 例

今回の水平展開(4.2)により判明した適正化する箇所。

別要因により判明した適正化する箇所(今後、安全審査の中で説明する)。

＜修正後＞

：沈下量が15cmを超える箇所

No.	名称	路面高 T.P.+ (m)	基礎 下端 T.P.+ (m)	地下 水位 T.P.+ (m)	掘削形式 掘削・土留	アークセス ルートへの 影響 影響有：×	埋戻部の 沈下量 (cm)
69	C.W.P.埋御露室	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
70	油倉庫	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
71	配電設備室	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
72	水処理倉庫	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
73	資料2号倉庫	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
74	資料15号倉庫	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
75	資料4号倉庫	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
76	機室②	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
77	常設代替高圧電源装置	11.00	-24.0	11.0	土留	×	89.5
78	排水処理建屋	11.00	8.4	11.0	掘削	○	—
79	送水ポンプ室	11.00	10.0	11.0	掘削	○	—
80	受水側量水器小屋	11.00	6.4	11.0	掘削	○	—
81	加圧式空気圧縮機小屋	11.00	10.0	11.0	掘削	○	—
82	飲料水ポンプ室	11.00	10.0	11.0	掘削	○	—
83	空気圧縮機室	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
84	ボットワークションツブ	8.00	4.5	8.0	掘削	○	—
85	屋外タンク上屋	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
86	飲料水次亜塩素酸装置設置	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
87	緊急時対策所建屋	23.00	20.8	23.0	掘削	×	4.4
88	原子力館	8.00	6.8	8.0	掘削	○	—
89	正門監視所	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
90	放管センター	8.00	6.2	8.0	掘削	○	—
A	275kV送電鉄塔 (No.1)	16.40	13.6	16.4	掘削	○	—
B	154kV・66kV送電鉄塔 (No.6)	18.60	14.3	18.6	掘削	○	—
C	154kV・66kV送電鉄塔 (No.7)	14.10	9.9	14.1	掘削	○	—
D	154kV・66kV送電鉄塔 (No.8)	11.00	10.0	11.0	掘削	○	—
E	多目的タンク	11.00	10.0	11.0	掘削	○	—
F	純水貯蔵タンク	11.00	10.0	11.0	掘削	○	—
G	ろ過水貯蔵タンク	11.00	10.0	11.0	掘削	○	—
H	原水タンク	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
I	溶融炉苛性ソーダタンク	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
J	溶融炉アンモニアタンク	8.00	3.5	8.0	掘削	○	—
K	主要変圧器	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
L	所内変圧器	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
M	起動変圧器	8.00	4.0	8.0	掘削	○	—
N	予備変圧器	8.00	4.0	8.0	掘削	○	—
O	廃棄物処理建屋 機室空調ダクト	—	—	—	—	—	—
P	主排気ダクト	—	—	—	—	—	—
Q	排気筒	8.00	4.5	8.0	土留	○	—
R	排気筒 (東海発電所)	—	—	—	—	—	—
S	No.1所内トランスN2タンク	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
T	No.1主トランスN2タンク	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
U	No.2主トランスN2タンク	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
V	No.2所内トランスN2タンク	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
W	600t純水タンク	8.00	7.0	8.0	掘削	○	—
X	154kV引留鉄構	11.00	9.7	11.0	掘削	○	—

※ 基礎下端高さは、基礎高さ1m未満の建屋は、基礎高さを1mとする。

別要因により判明した要適正化の箇所(今後、安全審査の中で説明する)。

東二燃料有効長変更（144in→146in）に伴う CRD、核計装への影響について

1. 対象設備の選定

東二の当初申請において 7×7 燃料による設計に伴って設定された燃料有効長 144in から、実際に初装荷となった 8×8 燃料の燃料有効長 146in を採用するにあたって、機器の寸法設定等に影響したと想定される事項を以下のとおり選定した。

- ① 制御棒ストローク
- ② 中性子計装軸方向位置
 - ②-1 TIP ストローク
 - ②-2 LPRM 軸方向位置
 - ②-3 SRNM 軸方向位置

2. 想定される影響と対応

①制御棒ストローク

燃料有効長が 2in 延長することに伴い、制御棒の有効長が変更になって制御棒ストロークの変更が必要となる可能性が考えられる。

制御棒の有効長は、燃料有効長が変更になっても変更しておらず、炉心解析上、必要十分な反応度価値を得られている。したがって、制御棒ストロークも変更する必要はなく、原設計の制御棒ストロークに基づく炉心解析によって、必要十分な反応度価値となっている。

②中性子計装軸方向位置

②-1 TIP ストローク

燃料有効長が 2in 延長することに伴い、TIP の測定範囲についても延長する必要がある可能性が考えられる。

TIP 測定値については、143in までの測定データに基づき、解析的に 146in までの出力分布を補完して計算機に取り込み、最終的に炉心解析に利用する際には、不確定性の高い上下部のデータは削除して、事前解析に基づく値で補正する方法を取っている。したがって、TIP ストロークの変更は不要であった。

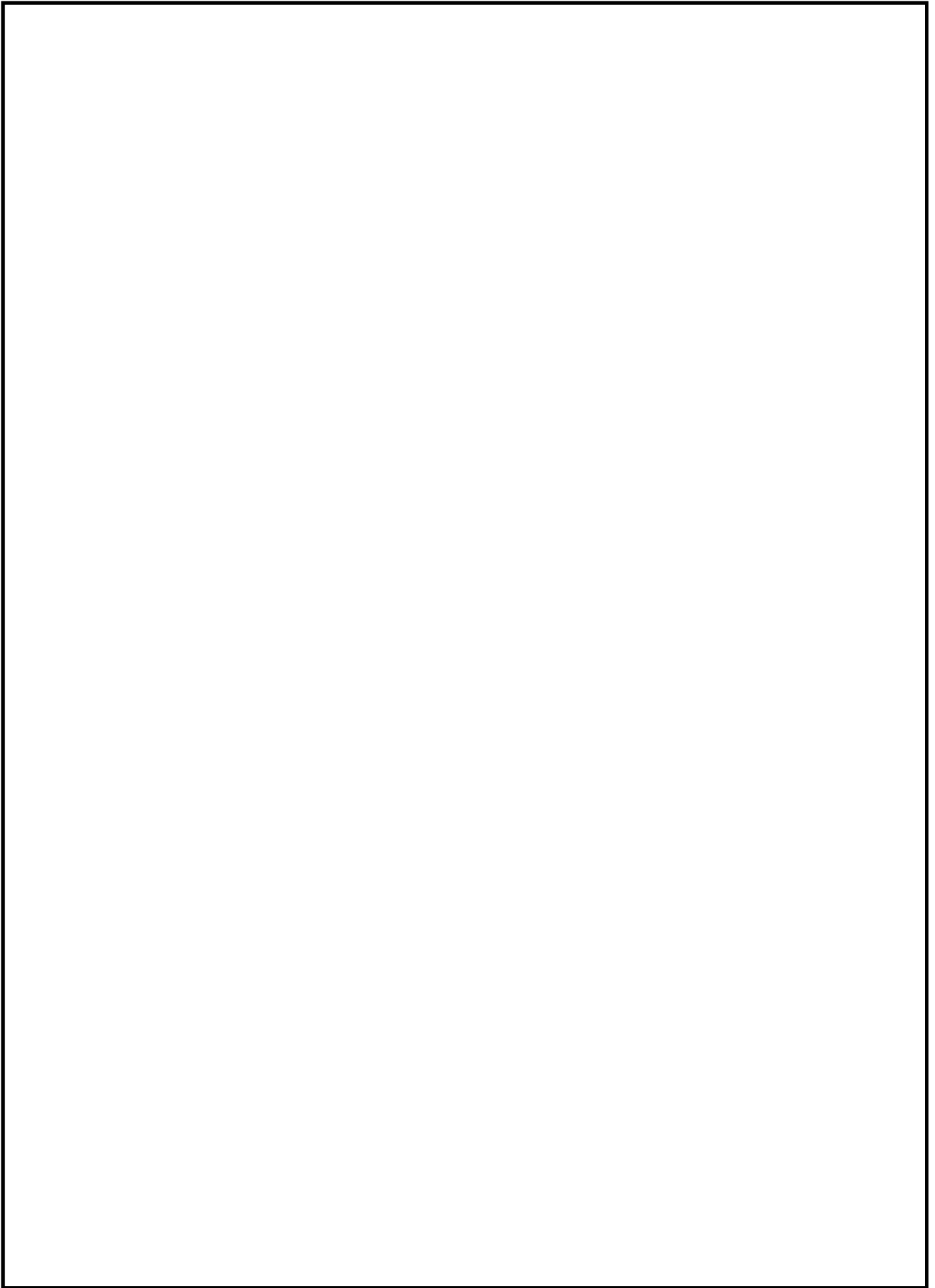
②-2 LPRM 軸方向位置

燃料有効長が 2in 延長することに伴い、LPRM の軸方向位置についても、適切な位置を設定しなおす必要があると考えられる。現在の LPRM 軸方向位置は、144in に基づいた位置となっており、適切な位置の値に補正して炉心性能計算機に取り込んでいる。

②-3 SRNM 軸方向位置

SRNM 軸方向位置は、当初は SRM/IRM であり、FSAR に軸方向位置の記載がある。概ね下部炉心板から 99in 程度の高さに 1 検出器となっているが、SRNM 軸方向位置も極端に上下端でない限り、起動領域計装としての機能を果たすことができると考える。

以 上



電機 機	保	修	課
課長			

別添 2-3
東電 第 21 号

平成 4 年 11 月 11 日

東海第二発電所 電気 保 修 課 長
機 械

設備変更通知書

通 知	<input type="checkbox"/> 東 I 発電課	<input checked="" type="checkbox"/> 運営管理課
	<input checked="" type="checkbox"/> 東 II 発電課	<input type="checkbox"/> 課

設 備 名	起動領域計装 (SRNM)		
場 所	MCR(H13-P603, P635, P636), R63F, RPV	使用開始予定日	平成 4 年 11 月 24 日
変 更 理 由	<p>核計装の信頼性向上等を図るため、従来の検出器駆動方式の中性子源領域計装 (SRM) と中間領域計装 (IRM) と、中性子源領域及び中間領域を測定可能な炉内固定型の起動領域計装 (SRNM) に変更する。</p> <p>尚、今回 レンジ替を自動化したため 原子炉スクラム信号として「原子炉出力ペリオド短」が追加となった。</p>		
工 事 概 要 (説明・略図)	<p>概略系統図</p>		
添付資料	1. EWD 2. CWD 3. 取付説明書 4. 設計図 5. 機器取付図		
図面登録管理欄	第 1 種 図 面		第 2 種 図面・第 3 種 図面類
	<input checked="" type="checkbox"/> 新規登録 <input checked="" type="checkbox"/> 改訂 (差替) <input checked="" type="checkbox"/> 改訂 (修正) <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄 <input type="checkbox"/> 上記いずれも不要		<input checked="" type="checkbox"/> 新規登録 () <input type="checkbox"/> 改訂 (差替) () <input type="checkbox"/> 改訂 (修正) () <input type="checkbox"/> 廃棄 <input type="checkbox"/> 上記いずれも不要
図面登録申請欄	下記書類を添付のうえ、図面登録申請を致します。 <input checked="" type="checkbox"/> 添付図書リフト※ <input checked="" type="checkbox"/> 訂正箇所未記図面		※申請分のみ記載
	<input checked="" type="checkbox"/> マイクロフィルム <input checked="" type="checkbox"/> 原因		後日実施予定
登 録 申 請 欄	扱 者		

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (1/10)

名称	計測範囲	プラントの状態※ ¹ と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方	
		通常運転時※ ¹	設計基準事故時※ ¹ (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時※ ¹		
				炉心損傷前		炉心損傷後
起動領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	停止時： 100cps 前後 臨界時： 10 ⁴ cps 前後	定格出力の約 19 倍	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束(約 100 ～10 ⁴ cps 前後) を測定できる範囲として 10 ⁻¹ ～10 ⁶ cps に設定している。 重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域計装(中性子源領域)が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域計装(中間領域)、平均出力領域計装によって監視可能である。
	奇数レンジ： 25/40%でレンジアップ 偶数レンジ： 75/125%でレンジアップ	$0 \sim 40\% \text{ 又は } 0 \sim 125\%$ $(1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$		—	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して $1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ に設定している。	
平均出力領域計装	$0 \sim 125\%$ $(1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	モードスイッチ起動→運転：通常 7～10% 定格時：約 100%		定格出力の約 6 倍	—	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化時並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として 0～125%に設定している。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能である。「中間領域中性子束」「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。

品質マネジメントシステム規程管理番号

QM東Ⅱ：7-1-2-14



原子炉設備運転手順書

(原子炉施設保安規定第3条、第14条及び運転管理業務要項に基づく手順書)

平成28年 11月

東海第二発電所 発電室

2.8 起動領域計装系

Start-Up Range Neutron Monitoring Syst.

1. 概 要

1.1 概 要

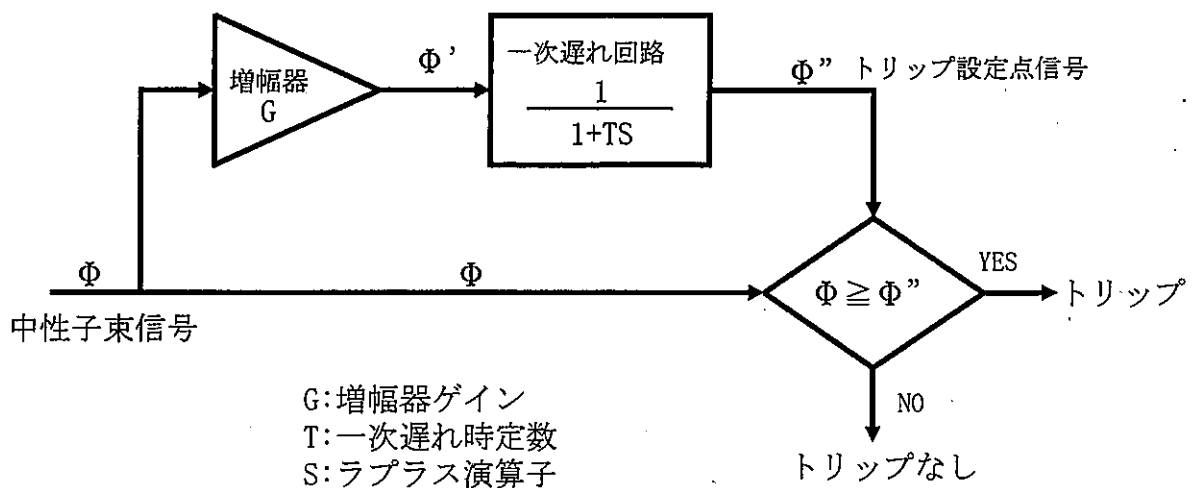
起動領域計装 (SRNM) は全ての制御棒 (185本) が全挿入されている未臨界の状態から、出力領域迄の中性子束レベルを計測している。検出器は常時、炉内に挿入されており中性子源領域、中間領域の炉内中性子を1つの検出器で計測する。計測範囲は $1 \times 10^3 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ nv}$ である。

中性子源領域から中間領域への計測切替えは自動的に行う。また、中間領域における各レンジの切替えは0~125%レンジでは約75%、0~40%レンジでは約25%で自動的に行う。この切替えにおいては、出力上昇もしくは下降時の微少な中性子束の揺らぎの影響を受けずに、確実にレンジ切替えを行えるよう適当なヒステリシスをもたせている。

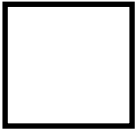
SRNMはペリオドトリップ方式を採用している。この方式は、制御棒誤引き抜き時等の中性子束増加に対してペリオド短を検出し以下の信号を発する。

- a. 制御棒引抜阻止 (20秒)
- b. 原子炉スクラム (13秒)

ペリオドトリップ方式は、実際の中性子束 Φ を増幅し、一次遅れ回路を通した Φ'' と比較することにより、間接的にペリオドを監視しトリップをかけるシステムである。この方式は、微分回路等によるペリオドを直接監視する方式をとっていないため、ノイズ等による誤トリップの可能性は極めて低くなっている。



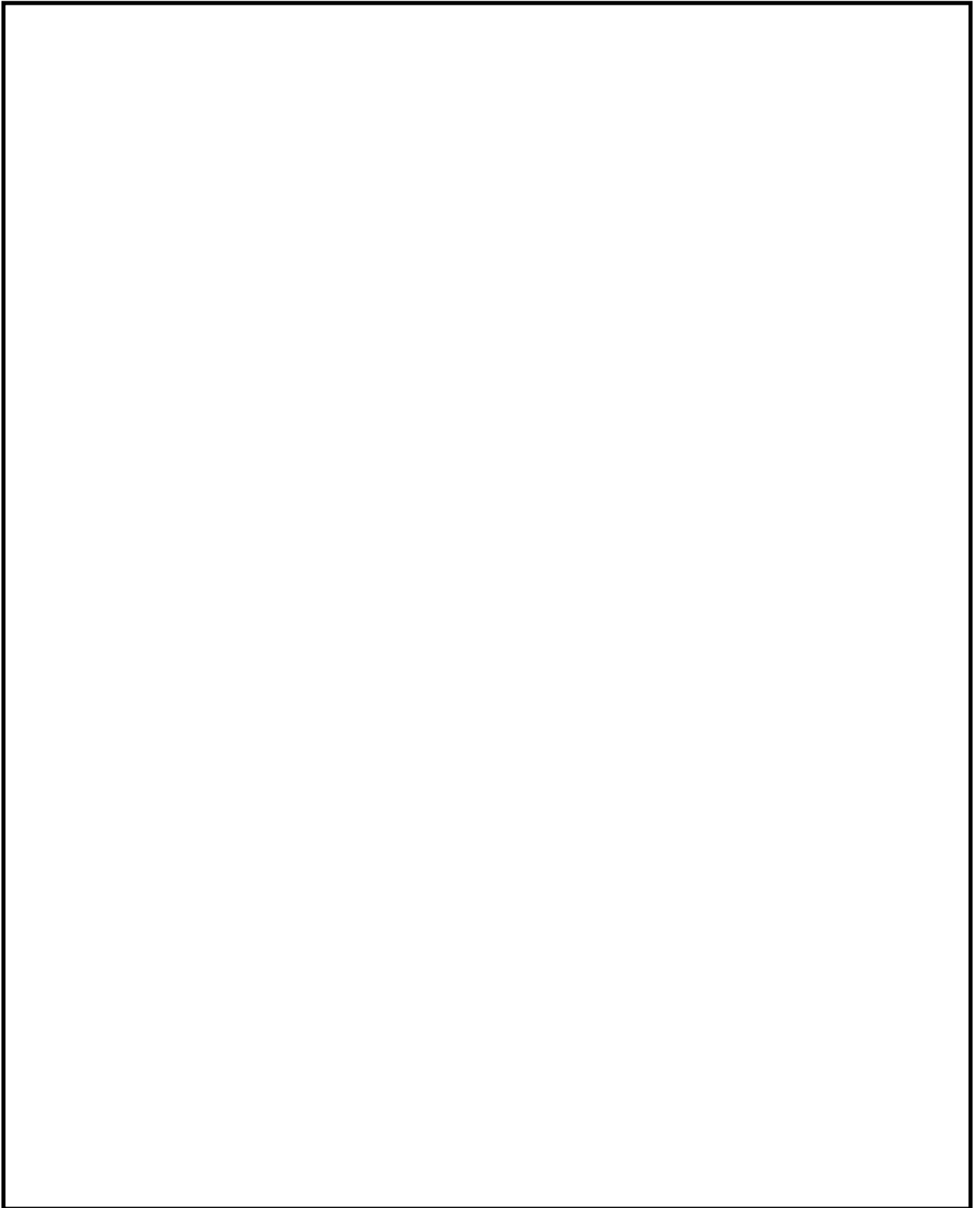
中性子束信号 Φ を増幅器及び一次遅れ回路を通過した信号 Φ'' (トリップ設定点信号)と比較し Φ が Φ'' 以上の場合にはトリップ信号を発生する。



別添 3-3 (1/2)



別添 3-3 (2/2)



東海第二発電所

起動領域計装について

平成3年11月

置、指示計、記録計及びケーブル等から構成する。

中性子源領域から中間領域への切替えは、自動的に行う。また、中間領域の測定は、レンジを適當数に分け、自動的に切替えることにより出力レベルを指示及び記録する。

中性子源領域では、通常臨界近接中の中性子束増倍の測定及び原子炉出力ペリオドの測定に用いる。また、各チャンネルの計数率及び原子炉出力ペリオドは指示及び記録される。

従来の SRM・IRM では、計装をバイパスして保守及び校正ができる設計とし、SRM では 4 チャンネル中 1 チャンネル、IRM では A 系 4 チャンネルから 1 チャンネル、B 系 4 チャンネルから 1 チャンネルをそれぞれバイパスできるようにしている。

SRNM についても同様の設計とし、従来の IRM 検出器の位置に配置している。(第 2 図)

4. 起動領域計装の核計装機能及び安全保護回路の機能

(1) 核計装機能

SRNM の機能ブロック図を第 3 図に示す。

SRNM は基本的に SRM、IRM の信号処理回路と同様の機能を有している。

中性子源領域の信号はパルス計数回路で信号処理を行い、中間領域の信号は、二乗平均回路でそれぞれ信号処理を行う。これらの信号を中性子束相当信号へ換算してペリオドの演算、トリップ信号の出力を行う。

SRNM と PRM の各モニタの測定範囲に相互にオーバーラップさせて、一つの領域から他の領域に移る際にも測定が不連続とならない設計とする。中性子源領域／中間領域のモード切替及びレンジ切替の信号処理方法を以下に示す。

① モード切替時の信号処理

中性子源領域から中間領域のモード切替時の信号変動を防止するため切替領域を定め、この間で中性子源領域のパルス信号と中間領域の二乗平均回路信号を各々中性子束に変換し、切替ることとしている。

② レンジ切替時の信号処理

中間領域における各レンジの切替は、0～125%レンジでは約75%、0～40%では約25%で自動的に行う計画である。この切替にお

申請書等の数値の「約」の記載に係る適正化

別添－4

No.	資料名(該当資料)	ページ	資料記載値	正しい数値 【根拠、理由】	適正化後の記載
1	技術的能力1.1	1.1-71	TBPV動作時の主復水器へ放出される蒸気量(定格割合) 25%	約25% 【添八との整合】	約25%
2	技術的能力1.3	1.3-195	逃し安全弁開時、原子炉冷却材温度変化率55℃/hが適用されないドライウェル温度 約171℃	171℃ 【共研報告書】	171℃
3	技術的能力1.6	1.6-134	残留熱除去系による格納容器スプレイ(内部水源)の格納容器スプレイ流量[最大流量] 1,690m ³ /h	約1,690m ³ /h 【添八との整合】	約1,690m ³ /h
4	技術的能力1.0.6	1.0.6-16	安全弁機能の最大吹出圧力 8.31MPa[gage]	約8.31MPa[gage] 【有効性評価との整合】	約8.31MPa[gage]
5	審査資料 有効性評価 5.1停止時崩壊熱除去機能喪失	添付5.1.7-20	RCIC作動時の原子炉圧力 1.04MPa[gage]以上	約1.04MPa[gage]以上 【添八との整合】	約1.04MPa[gage]以上
6	審査資料 有効性評価 5.2停止時全交流電源喪失	添付5.2.4-1	約4時間55分	4時間55分 【タイムチャートとの整合】	4時間55分
7	有効性評価まとめ資料 添付資料 3.1.2.4	添付3.1.2.4-10	炉心損傷防止の被ばく線量:0.62mSv DBのMSLBA被ばく線量: 0.18mSv	約6.2×10 ⁻¹ mSv 約1.8×10 ⁻¹ mSv 【評価の記載との整合】	約6.2×10 ⁻¹ 約1.8×10 ⁻¹
8	審査資料 有効性評価3.2	添付3.2.3-5	水位確保操作に想定している時間 約17分、約3分、約4分、約5分	17分、3分、4分、5分 【時間積上げの想定であり約は不要】	17分、3分、4分、5分
		添付3.2.14-15	PLiMUS実験条件 約70K、約40kg、約23K	70K、40kg、23K 【文献には約が無いため、約は不要】	70K、40kg、23K
9	50条まとめ資料 補足12(FCVS)	50-12-118 第4.1.3-6図	ベント基準を2Pd到達時とした場合の感度解析におけるS/P水位13.53m到達時間 19時間33分	約19時間33分 【メーカ図書に基づく記載】	約19時間33分
		50-12-118 第4.1.3-6図	ベント基準を2Pd到達時とした場合の感度解析における2Pd到達時間 20時間19分	約20時間19分 【メーカ図書に基づく記載】	約20時間19分
		50-12-115、116	装備着用時間 12分	約12分 【技術的能力1.0.13との整合】	約12分
		別紙36 第1表	フィルタ装置へのエアロゾル移行量(S/Cベント) 0.001kg	約1g 【メーカ図書に基づく記載】	約1g
		第4.1.3-6図	フィルタ装置へのエアロゾル移行量(S/Cベント) 5kg	約5.0E+3g 【メーカ図書に基づく記載】	約5.0E+3g
10	有効性評価 まとめ 2.5 原子炉停止機能喪失	2.5.3(4)	TQUVで減圧開始から炉圧が2MPaまで低下する時間 約2MPa	2MPa 【解析条件のため約不要 メーカ図書に基づく】	2MPa
11	大規模損壊 まとめ 添付資料1外部事象	第4表	約900m	900m 【6条 外部火災との整合】	900m
12	大規模損壊	添付2.1.11 添付2.1.15	第1表 設備一覧 設備容量に「約」なし	【添八の設備容量には約がある】	添八と整合させ「約」を付ける

13	有効性評価まとめ 資料 添付資料2	添付2.1.2-1等	LOCA時注水機能喪失時の 安定状態 $6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$	$\text{約} 6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ 【メーカ図書に基づく記載】	$\text{約} 6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$
		添付2.3.1.3-2	S/P水温上昇時のRCICの NPSH 約5.8m	5.8m 【メーカ図書に基づく記載】	5.8m
		添付2.5.1-2	遅発中性子発生割合 (ベータ値) 初期0.0060 末期0.0053	初期 約0.0060 末期 約0.0053 【添八との整合】	初期 約0.0060 末期 約0.0053
		添付2.6.1-1等	原子炉冷却材中FP量 $4.7 \times 10^{12} \text{Bq}$	$\text{約} 4.7 \times 10^{12} \text{Bq}$ 【メーカ図書に基づく記載】	$\text{約} 4.7 \times 10^{12} \text{Bq}$
		添付2.7.2-8	ISLOCA RHRポンプ出口逆止弁出口 圧力 8.01MPa[abs]	約8.01MPa[abs] 【メーカ図書に基づく記載】	約8.01MPa[abs]
14	審査資料 有効性 評価（資源評価記 載箇所）	各有効性評価 本文の資源評 価記載部分	7日間の燃料対応 755.5KL	約755.5KL 【有効性評価添付2.1.5との整合】	約755.5KL
15	有効性評価 まとめ 添付資料1	添付1.5.6-2	TQUX 燃料被覆管温度 711°C 684°C	約711°C 約684°C 【メーカ図書に基づく記載】	約711°C 約684°C
		添付1.5.7-5～6	ATWS炉水位低め条件 S/P 水温、CV圧力、 RCPB圧力 115°C、0.20MPa[gage]、 115°C、0.20MPa[gage]、 8.98MPa[gage]、 8.49MPa[gage]	約115°C、約0.20MPa[gage]、 約115°C、約0.20MPa[gage]、 約8.98MPa[gage]、 約8.49MPa[gage] 【メーカ図書】	約115°C、約0.20MPa[gage]、 約115°C、約0.20MPa[gage]、 約8.98MPa[gage]、 約8.49MPa[gage]
		添付1.5.8-2	逃がし安全弁作動数の違い による減圧時間の違い 1.7分後、2.7分後、 4.6分後、6.4分後、 9.2分後、14.3分後	約1.7分後、約2.7分後、 約4.6分後、約6.4分後、 約9.2分後、約14.3分後 【メーカ資料】	約1.7分後、約2.7分後、 約4.6分後、約6.4分後、 約9.2分後、約14.3分後
16	有効性評価 まとめ 補足	補足7-26	MSIV誤閉止ATWS (変更前)859°C (変更後)872°C	約859°C 約872°C 【メーカ図書に基づく記載】	約859°C 約872°C
		補足14-2	給水ポンプトリップタイミング遅 れ感度解析 PCT 1,194°C	約1,194°C 【メーカ図書に基づく記載】	約1,194°C
17	有効性評価まとめ 資料 4.1想定事故1 等	4.1-15	スロッシング後のSFP水位 低下 約0.7m	通常水位-0.7m 【9条 内部溢水との整合】	0.7m
18	外部火災まとめ資 料	6条(外火)-添 付-7-60	広域航法経路の片側幅 約9.26km(5nm)	9.26km(5nm) 【1nm=1.852km】	9.26km(5nm)
		6条(外火)-添 付-7-112	R/B,T/B,排気筒の投影面積 約4,489m ² 、 約7,315m ² 、 約784m ²	4,489m ² 、 7,315m ² 、 784m ² 【図面より算出】	4,489m ² 、 7,315m ² 、 784m ²
19	外部事象の考慮 まとめ資料	6条(外事)-添 付-9-12	広域航法経路の片側幅 約9.26km(5nm)	9.26km(5nm) 【1nm=1.852km】	9.26km(5nm)
20	内部火災 まとめ資料(補足説 明)	8条-別添1-資 料1-23	T/B爆発中心から壁までの 距離 33m	約34m 【図面】	33m以上 【適正化】
			T/Bオペフロ上の高さ 19m	約19m 【図面との整合】	約19m
		8条-別添1-資 料1-27	事故シナリオ時のHPCSDG 燃料消費量 130m ³	130.3m ³ 【57条の記載】	約130m ³ 【適正化】
			新燃料庫セル間/ラック間 ピッチ 168×292	168.3, 292.0 【メーカ図書に基づく記載】	約168×約292 【適正化】

		8条-別添1-資料1-添付9-2	実効増倍率(冠水) '0.77	0.768 【メーカ図書に基づく記載】	約0.77 【適正化】
			実効増倍率(最適減速) 0.96	0.958 【メーカ図書に基づく記載】	約0.96 【適正化】
21	内部溢水 別添	別添1-補足30-9	堰の高さ(約0.1m)	0.1m 【資料内での整合】	0.1m
		別添1-補足50-4.6	R/B6F溢水水位 評価上 約 12cm	12cm 【資料内での整合】	12cm
	内部溢水 別添 補足	別添1-補足19-6 第5図 設置示 の管理について	図中では約14mm	14mm 【資料内での整合】	14mm
22	保安電源	33条-9	2C,2D DG電圧 約6,900V	6,900V 【添八との整合】	6,900V
		33条-9	HPCS DG電圧 約6,900V	6,900V 【添八との整合】	6,900V
		33条-10	A,B無停電電源装置電圧 約120V	120V 【添八との整合】	120V
		33条-10	計装用交流母線電圧 約120V/約240V	120V/240V 【添八との整合】	120V/240V
		33条-10	計装用交流母線電圧 約120V	120V 【添八との整合】	120V
		33条-10	常用無停電電源装置電圧 約120V/約240V	120V/240V 【添八との整合】	120V/240V
		33条-10	原子炉保護系用M-G装置電 動機電圧 約440V	440V 【添八との整合】	440V
		33条-11	原子炉保護系用M-G装置発 電機電圧 約120V	120V 【添八との整合】	120V
		33条-10	計装用交流母線電圧 約120V/約240V	120V/240V 【添八との整合】	120V/240V
		33条-10	計装用交流母線電圧 120V	120V 【添八との整合】	120V
		33条-55	所内変圧器電圧 約18.525kV, 約6.9kV	18.525kV, 6.9kV 【添八との整合】	18.525kV, 6.9kV
		33条-55	起動変圧器電圧 約275kV, 約6.9kV	275kV, 6.9kV 【添八との整合】	275kV, 6.9kV
		33条-55	予備変圧器電圧 約147kV, 約6.9kV	147kV, 6.9kV 【添八との整合】	147kV, 6.9kV
		33条-別紙10-3	ケーブル洞道及びトラフの沈 下量の算定 約1.7mm, 約9.5mm, 約8.5mm, 約5.8mm, 約0.2mm	1.7mm, 9.5mm, 8.5mm, 5.8mm, 0.2mm 【資料内での整合】	1.7mm, 9.5mm, 8.5mm, 5.8mm, 0.2mm
		33条-別紙8-1他	高圧電源装置起動時間 約92分	92分 【タイムチャートとの整合】	92分
23	技術的能力1.19(通 信連絡設備)	1.19-87	約3台	3台 【資料間での整合】	3台
24	添付八 6.計測制御 系統施設	8-6-98	格納容器水素濃度 4.0vol%以下	約3.3vol%以下	約3.3vol%以下
		8-6-102	格納容器酸素濃度 5.0vol%以下	約4.4vol%以下 【申請書本文十号との整合】	約4.4vol%以下
25	SA44条(ATWS)本 文	3.1-12	水圧制御ユニットアキュム レータ 約18L	18L 【既工認との整合】	18L
26	SA44条(ATWS)補 足	44-6-6	水圧制御ユニットアキュム レータ 約18L	18L 【既工認との整合】	18L
27	SA52条(水素燃料 CV)補足	52-11-4	酸素濃度可燃限界 約5vol%	5vol% 【メーカ図書に基づく記載】	5vol%
		52-11-7	最大酸素濃度 4vol%	約4vol% 【有効性評価との整合】	約4vol%

28	SA58条(計装)本文	3.15-71	格納容器水素濃度 4.0vol%以下	約3.3vol%以下	約3.3vol%以下
		3.15-77	格納容器酸素濃度 5.0vol%以下	約4.4vol%以下 【申請書本文十号との整合】	約4.4vol%以下
29	SA58条(計装)補足	58-6-67	起動領域計装(通常運転時 停止時:100cps前後 臨界時:10 ⁴ cps前後	停止時から臨界時 約100~10 ⁴ cps前後 【先行炉記載との整合】	停止時から臨界時 約100~10 ⁴ cps前後
		58-6-70	原子炉圧力(SA)(通常運転 時) 6.93MPa[gage]	約6.93MPa[gage] 【添八との整合】	約6.93MPa[gage]
		58-6-70	原子炉圧力(SA)(炉心損傷 後) 8.23MPa[gage]	約8.30MPa[gage] 【メーカ図書に基づく記載】	約8.30MPa[gage]
		58-6-71	ドライウエル雰囲気温度(炉 心損傷前) 123℃以下	約123℃以下 【メーカ図書に基づく記載】	約123℃以下
		58-6-71	ドライウエル雰囲気温度(炉 心損傷後) 202℃以下	約202℃以下 【メーカ図書との整合】	約202℃以下
		58-6-71	サブプレッション・チェンバ雰囲気 温度(炉心損傷前) 143℃以下	約143℃以下 【メーカ図書に基づく記載】	約143℃以下
		58-6-71	サブプレッション・チェンバ雰 気温度(炉心損傷後) 132℃以下	約132℃以下 【メーカ図書に基づく記載】	約132℃以下
		58-6-71	サブプレッション・ブル水温 度(炉心損傷前) 139℃以下	約139℃以下 【メーカ図書に基づく記載】	約139℃以下
		58-6-71	サブプレッション・ブル水温 度(炉心損傷後) 119℃以下	約119℃以下 【メーカ図書に基づく記載】	約119℃以下
		58-6-72	格納容器酸素濃度 5.0vol%以下 格納容器水素濃度 4.0vol%以下	約4.4vol%以下 約3.3vol%以下 【申請書本文十号との整合】	約4.4vol%以下 約3.3vol%以下
		58-6-73	サブプレッション・ブル水位 (炉心損傷後) 0~7.690m (EL.3,030~10.720m)	0~約7.681m (EL.3,030~約10,711m) 【メーカ図書に基づく記載】	0~約7.681m (EL.3,030~約10,711m)
		58-6-74	通常運転時 原子炉圧力容 器温度 286℃以下	約286℃以下 【添八との整合】	約286℃以下
		58-7-2	代替パラメータ(原子炉圧 力) 推定可能範囲 100~310℃	100~約310℃ 【メーカ図書に基づく記載】	100℃~約310℃
		58-7-18	代替パラメータ(ドライウエル 圧力) 推定可能範囲 100~180℃	100~約180℃ 【メーカ図書に基づく記載】	100℃~約180℃
		58-7-20	代替パラメータ(ドライウエル 雰囲気温度、サブプレッション・ チェンバ雰囲気温度) 推定可能範囲 0~0.71MPa[gage]	約101~780kPa[abs] 【メーカ図書に基づく記載】	約101kPa[abs]~約780kPa [abs]
		58-9-6	耐環境条件(屋外) 約38.4℃	38.4℃ 【6条外部事象との整合】	38.4℃

30	技術的能力1.15	1.15-47 1.15-53	格納容器水素濃度 4.0vol%以下 格納容器酸素濃度 5.0vol%以下	約3.3vol%以下 約4.4vol%以下 【申請書本文十号との整合】	約3.3vol%以下 約4.4vol%以下
31	大規模損壊 別冊 I	56ページ～	第1-3表 設備一覧 設備 容量に「約」なし	「約」あり 【添八との整合】	「約」を付ける
		添付資料1	放水砲の範囲 80m, 50m	約80m、約50m 【添八との整合】	約80m、約50m
		添付資料4	使用済燃料プールの堰高さ 約10cm	10cm 【9条 内部溢水との整合】	10cm
		3章火災 第3-3表	消火器燃焼表面積の 2m ² , 4m ² 中型ポンプの210m ³ /h 大型ポンプの1,380m ³ /h	約2m ² , 約4m ² 約210m ³ /h 約1,380m ³ /h 【添八との整合】	約2m ² , 約4m ² 約210m ³ /h 約1,380m ³ /h
		6章 NEI対比表	常設高圧代替注水系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 136.7m ³ /h 1320m ³ /h	約136.7m ³ /h 約1320m ³ /h 【添八との整合】	約136.7m ³ /h 約1320m ³ /h