

## 3.3 保守管理

保守管理の主目的は、発電所を構成する構築物、系統および機器の安全機能ならびに供給信頼性を確保することであり、そのために、社団法人日本電気協会 電気技術規程 原子力編 「原子力発電所の保守管理規程（J E A C 4 2 0 9 - 2 0 0 7）」<sup>1</sup>（以下、「J E A C 4 2 0 9 - 2 0 0 7」という。）に基づき、保全（プラントの運転に関わる設備の機能を確認、維持または向上させる活動。原子炉施設の安全確保を前提に、電力の供給信頼性を維持するとの観点から設備の重要さ度合いに応じて、効率性、経済性を考慮しながら行われるもので、点検、補修、取替および改造を含む。）およびそれを実施するために必要な体制、教育等を含めた活動全般を行うことである。

---

<sup>1</sup> 「原子力発電所の保守管理規程（J E A C 4 2 0 9 - 2 0 0 7）」は、その前身である「原子力発電所の設備点検指針（J E A C 4 2 0 9 - 1 9 9 6）」に定期点検の目的、考え方、内容および時期等の定期点検に係る具体例を示していたが、原子力発電所の保守管理の実施に関して電気事業者が遵守すべき基本的な要件を、透明なプロセスのもとで説明責任を果たすべく規格化しておくことが必要であるとの考えから、制定されたものである。

## 3.3-1 保守管理における現在の保安活動の仕組みについて

保守管理の目的を達成するために実施している、現在の保安活動の仕組みについて、その概要を説明する。(別添資料3.3-1「保守管理の実施フロー」および別添資料3.3-2「原子力発電所の運転期間の長期化を踏まえた改善活動例」参照)

## . 保守管理に関する基本事項

原子力発電所を構成する構築物、系統および機器の安全機能ならびに供給信頼性を確保するために保守管理を実施する。

保守管理の実施にあたっては社団法人日本電気協会 電気技術規程 原子力編「原子力発電所における安全のための品質保証規程 (JEAC4111-2009)」、(以下、「JEAC4111-2009」という。)およびJEAC4209-2007を適用規格として、原子炉施設保安規定、当社マニュアル等に基づき実施する。

## (1) 保守管理に対する要求事項

## 保守管理に対する要求事項

保守管理を実施するにあたり必要な要求事項を以下のとおりとする。

- a. 業務に関連する法令・規制要求事項
- b. 明示されてはいないが、業務に不可欠な要求事項
- c. 組織が必要と判断する追加要求事項

## 要求事項の具体化

設備主管課<sup>2</sup>長は、保全の実施にあたり、保守管理に対する要求事項のうち必要なものを手順書、仕様書等に記載し、明確にする。

## 保守管理に対する要求事項のレビュー

設備主管課長は、(1)「要求事項の具体化」の文書を最初に使用する前、または要求事項に変更があった場合は、以下の事項について、適切性、妥当性を審査し、その結果および取られた処置を記録する。

- a. 必要な要求事項が全て記載されていること。
- b. 要求事項の追加または変更がある場合には、反映されていること。

<sup>2</sup> 原子力発電所の保守管理を実施する課が該当する場合の総称。

## (2) 保守管理の実施方針・目標

### 保守管理の実施方針

保守管理の実施方針は、社達（第106号）で周知されたものであり、以下のとおりとする。

原子力に従事する誇りと責任を持ち、島根原子力発電所の保守管理の不備を深く反省し、確実な品質保証活動を通じて原子力安全最優先で保守管理を実施する。

- a. 常に問いかける姿勢を持ち、品質マネジメントシステムを人から押し付けられたものでなく、自分たちのルールとして改善を行う。
- b. 経営層、電源事業本部と発電所および発電所各課間での意思疎通を図り、報告する文化を育て、風通しの良い職場を創る。
- c. 関係会社、協力会社と協働し一体となって、より高度な保守管理を達成する。
- d. 運転開始後30年を経過している島根1号機については、長期保守管理方針を反映した保全計画を確実に実施していく。

### 保守管理目標

所長は、保守管理の実施方針を受け、保守管理に関する品質目標（保守管理目標）を定める。

### 保全プログラムの策定

所長は、保守管理目標を達成するために必要な保全プログラムを策定する。

また、保守管理の有効性評価結果および地震や事故等によりプラントが長期停止となった場合はその状態を踏まえ、保全プログラムの見直しを行う。

## (1) 保全対象範囲の策定

課長（保守技術）は、原子力発電施設の中から保全を行うべき対象範囲を策定する。

## (2) 保全重要度の設定

課長（保守技術）は、保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、安全機能に与える影響度を考慮して、構築物、系統および機器の保全重要度を設定する。

## (3) 保全活動管理指標の設定，監視計画の策定および監視

## 保全活動管理指標の設定

課長( 保守技術 )は ,保全の有効性を客観的に監視 ,評価することにより ,継続的に保全を改善していく手段として活用するために , 保全重要度を踏まえ , プラントレベルおよび系統レベルの保全活動管理指標と保全活動管理指標の目標値を設定する。

## 保全活動管理指標の監視計画の策定および監視

課長( 保守技術 )は ,保全活動管理指標の監視項目 , 監視方法および算出周期を具体的に定めた監視計画を策定し , 監視を行う。

## (4) 保全計画の策定

設備主管課長は , 保全対象範囲に対し , 以下の保全計画を策定する。

- ・点検の計画
- ・補修 , 取替および改造計画
- ・特別な保全計画

保全計画の策定にあたって保全重要度を勘案し , 必要に応じて次の事項を考慮する。

- ・運転成績 , 事故および故障事例などの運転経験
- ・使用環境および設置環境
- ・劣化・故障モード
- ・機器の構造等の設計的知見
- ・科学的知見

また , 点検・補修等の結果の確認・評価 , 点検・補修等の不適合管理 , 是正処置および予防処置の結果を踏まえ保全計画の継続的な見直しを行う。

さらに , 保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の継続的な見直しを行う。

なお , 設備毎の定期点検の実施概要を別添資料 3.3 - 3 「定期点検の実施概要」に示す。

## 点検の計画の策定

- a . 設備主管課長は , 原子炉停止中または運転中に点検を実施する場合 , あらかじめ保全方式を選定し , 点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた点検計画 , 点検計画表を策定する。
- b . 設備主管課長は , 構築物 , 系統および機器の適切な単位ごとに , 予防

保全を基本として、時間基準保全、状態基準保全および事後保全の保全方式から適切な方式を選定する。

(a) 時間基準保全

点検を実施する時期までに、次の事項を定める。

- ・点検の具体的方法
- ・構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準
- ・実施頻度
- ・実施時期

(b) 状態基準保全

設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに、次の事項を定める。

- ・状態監視データの具体的採取方法
- ・機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目、評価方法および必要な対応を適切に判断するための管理基準
- ・状態監視データの採取頻度
- ・実施時期
- ・機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

(c) 事後保全

事後保全を選定した場合、機能喪失の発見後、修復を実施する前に、修復方法、修復後に所定の機能を発揮することの確認方法および修復時期を定める。

補修、取替および改造計画の策定

設備主管課長は、補修、取替および改造を実施する場合、あらかじめその方法および実施時期を定めた計画を策定する。

特別な保全計画の策定

設備主管課長は、地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合は、特別な措置として、あらかじめ原子炉施設の状態に応じた保全方法および実施時期を定めた計画を策定する。

#### (5) 保全の実施

各課長は、保全計画に従って点検・補修等の保全を実施する。

設備主管課長は、以下の必要なプロセスにより、点検・補修等を実施し、点検・補修等の結果について記録する。

- ・ 工事計画
- ・ 設計管理
- ・ 調達管理
- ・ 工事管理

#### (6) 点検・補修等の結果の確認・評価

設備主管課長は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統および機器の点検・補修等の結果から所定の機能を発揮している状態にあることを、所定の時期までに確認・評価し、記録する。

各課長は、定期事業者検査、使用前検査、溶接事業者検査を実施する。

#### (7) 点検・補修等の不適合管理、是正処置および予防処置

設備主管課長は、不適合が認められた場合、社内マニュアルに従い、不適合管理、是正処置および予防処置を行い記録する。

#### (8) 保全の有効性評価

設備主管課長は、保全活動から得られた以下の情報等を適切に組合せて保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認する。

- ・ 保全活動管理指標の監視結果
- ・ 保全データの推移および経年劣化の長期的な傾向監視の実績
- ・ トラブルなど運転経験
- ・ 高経年化技術評価および定期安全レビュー結果
- ・ 他プラントのトラブルおよび経年劣化傾向に係るデータ
- ・ リスク情報、科学的知見

#### ・ 保守管理の有効性評価

各課長は、以下のインプット情報を適切に組合せ、定期的に保守管理の有効性を評価し、保守管理が有効に機能していることを確認する。

##### (1) 保守管理目標の達成状況

##### (2) 保全の有効性評価結果および改善策

##### (3) 前回、保守管理の有効性評価に伴う反映状況

(4) 作業依頼票，不適合処置，予防処置および外注先からの要望への対応状況

・保守管理に係る文書および記録の管理

保守管理業務に係る以下の項目について記録し，保管する。

- (1) 点検・補修等の記録
- (2) 点検・補修等の結果の確認・評価の記録
- (3) 安全上重要な機器の点検・補修等の結果（法令に基づく必要な手続きの有無およびその内容）の記録
- (4) 保全活動管理指標の監視結果の記録
- (5) 点検・補修等の不適合管理，是正処置，予防処置の記録
- (6) 保全の有効性評価，保守管理の有効性評価の記録

・当社原子力発電所の保守管理における不適切な事案への対応

(1) 発電設備総点検

平成 18 年度に，土用ダム問題に端を発した「発電設備の総点検」を行った結果，不適切な事案が確認された。

再発防止対策として，原子力部門は，当時取り組んでいた「QMS の高度化」を進めていくことにより，業務の適正化および不適切な事案の発生を防止するとともに，原子力安全に対して継続的に改善を図り，地域・社会からの信頼回復に努めていくこととした。

具体的には以下の再発防止対策を実施した。

QMS 高度化活動の実施

確実な予防保全の実施

確実な不適合管理，是正処置，予防処置の実施

効果的なマネジメントレビューの実施

良好なコミュニケーションと明るい職場創り

各種教育・訓練の充実および技術伝承による人材育成

(2) 島根原子力発電所 点検不備について

平成 21 年度に，島根原子力発電所 1，2 号機の設備・機器について，「点検計画・点検計画表」どおりに点検が実施されておらず，点検時期を超過している機器が確認された「島根原子力発電所 点検不備問題」が発覚した。

このような不祥事を二度と起こさないため，また，失った信頼を回復するため，以下の再発防止対策をアクションプラン（以下，「AP」という。）として実施してきている。

## 直接的な原因に対する再発防止対策

- A P 1 ( 1 ) 点検計画作成・運用手順書の業務プロセスの改善
- A P 1 ( 2 ) 定期点検工事業務プロセスのQ M S 文書化
- A P 1 ( 3 ) 「点検計画表」の視認性向上
- A P 1 ( 4 ) 「点検計画」に係る業務プロセスの改善
- A P 1 ( 5 ) 交換部品発注方法の見直し
- A P 1 ( 6 ) 調達管理プロセスの改善
- A P 1 ( 7 ) 部品仕様に関する図書のQ M S 文書化
- A P 1 ( 8 ) 調達製品の検証に係る改善
- A P 1 ( 9 ) 定期事業者検査要領書作成プロセスの改善
- A P 1 ( 10 ) 「点検計画作成・運用手順書」の見直し
- A P 1 ( 11 ) 調達製品の検証プロセスの改善
- A P 1 ( 12 ) 不適合管理・是正処置プロセスの改善
- A P 1 ( 13 ) 定期点検工事業務プロセスのQ M S 文書化
- A P 1 ( 14 ) 不適合に関する業務に即した教育の実施
- A P 1 ( 15 ) ~ ( 18 ) 不適合管理・是正処置プロセスの改善
- A P 1 ( 19 ) 保全計画の策定プロセスの改善
- A P 1 ( 20 ) 保全計画書の作成プロセスの改善
- A P 1 ( 21 ) 保全の実施プロセスの改善

## 根本的な原因に対する再発防止対策

- A P 2 原子力部門の業務運営の仕組みの強化
- A P 3 ( 1 ) ( 2 ) 不適合管理プロセスの改善
- A P 4 原子力安全文化醸成活動の推進

## その他の取組み

- A P 5 その他の取り組み



## 3.3-2 保守管理における保安活動の評価結果

本節においては、評価対象期間中の保守管理に係る以下の事項について評価した結果を示す。

- ・ 自主的改善事項の継続性
- ・ 不適合事象、指摘事項等の改善措置の実施状況、再発の有無
- ・ 運転実績指標のトレンド

・ 保安活動の仕組みの改善状況

(1) 組織・体制

保守管理に係る組織・体制の改善状況

組織・体制に係る自主的改善活動を行っており、主な4件について現在も継続して取り組まれていることを確認した。

また、不適合事象、指摘事項等における改善状況のうち、組織・体制に係る主なものは以下のとおりであり、改善していないもの（実施中）が1件あった。

（資料3.3-1「保安活動改善状況一覧表」参照）

[ 保安活動における自主的改善事項の活動状況 ]

これまで実施してきた主な自主的改善事項を以下に示す。

a. 定期検査時における作業環境等の改善の試み

定期検査時における具体的な改善方策として、作業環境、作業工法、工程管理方法の面から検討を行い、以下のような方策を立案し実施した。

(a) 作業環境の改善

・ 管理区域内への飲料水設備の設置による現場作業員の生理的負担の軽減および作業環境の改善（平成9年度）

・ 屋外への仮設休憩所の設置および管理区域内への仮設休憩所の設置による休憩等のための移動時間短縮および作業環境の改善（平成12年度、平成21年度）

(b) 作業工法の改善

・ 高圧タービンロータ電動回転架台の導入による定期検査作業の円滑化および短縮化（平成8年度）

b. 協力企業と一体となった保守管理への取り組み

当社は協力企業への工事請負体制をとって工事を実施していることから、保守管理を行う上で協力企業と情報連絡を密にとり、作業安全

の確保，定期検査工程の管理，工事における不適合の管理等を的確かつ継続的に遂行していくことが重要であるため，以下のような方策を立案し実施した。

( a ) 作業安全面での取り組み

・安全パトロール

現場作業の状況を確認することを目的とした当社および協力企業による安全パトロールを行い，その後作業安全管理部会を開催し，現場作業での改善事項等を抽出するとともに，災害事例の紹介や安全に関する勉強会を行い双方のコミュニケーションの改善を図っている。

・作業環境改善

第 28 回定期検査(平成 21 年度)より夏場等における熱中症対策として，管理区域内にクールベストを設置し，作業環境改善に取り組んでいる。

( b ) 定期検査の工程調整における取り組み

従来から実施している定期検査に係る協力企業と当社における「工程調整会議」および協力企業と当社管理職との情報共有を図る「工程連絡会議」を定期的(工程調整会議：1 回/日，工程連絡会議：1 回/週を原則とする)に開催し，定期検査工程の進捗状況の確認と調整を行っている。

( c ) 要望・推奨事項の管理

協力企業からの工事中の要望・推奨事項の提案については，定期検査終了後，定期検査要望事項の抽出を協力企業，当社担当者間で行い，提出された要望事項についてはランク付けを行い，次回定期検査に反映させるもの，今後の検討課題とするもの等に分け，提案元の協力企業に対し実施方針の回答を行ない作業環境および作業方法の改善を図っている。

c . 組織改編

( a ) 株式会社エネルギー・ニューテックの設立および解散

平成 15 年 7 月，島根原子力発電所の設計・建設・運転・保守を通じて培ってきた技術を継承し，品質の高い保守工事を行うことを目的として，株式会社日立製作所と共同で，保守・エンジニアリング事業等を行う新会社「株式会社エネルギー・ニューテック(以下，「ENT」という。)」を保守体制の整備の一環として設立し，当社の保

修部門（保守管理課，電気保守課，機械保守課）の多くが出向した。

しかし，当社とENTとの業務の重複等運用上の混乱が発生したことに加え，平成21年1月の新検査制度導入に備えた対応をはじめとした，原子力発電所の保守体制を取り巻く状況が大きく変化したことから，当社が「計画，実施，確認，検証」などの保守活動を一貫して行うことが品質管理の向上に繋がると判断し，平成19年1月をもってENTを解散した。

（b）弁・配管担当の設置

これまで建物毎に管理していた弁について一元的に管理すること，および平成16年8月に発生した関西電力株式会社美浜発電所3号機における二次系配管破断事故を踏まえた配管の減肉管理を行うため，平成19年2月に機械保守課内に弁・配管担当を設置した。

（c）新検査制度プロジェクトの設置

平成21年1月に施行される新検査制度に対応するため，平成19年2月に新検査制度プロジェクトを保守管理課内に設置した。

（d）土木建築担当の設置

原子力発電所の保守管理に関し，現地で即応できる体制とするため，平成20年2月に島根原子力建設所の土木課および建築課が発電所業務を兼務し，発電所建物・構築物の改良工事・保守業務を実施するよう保守管理課内に土木建築担当を設置した。

（e）部制の導入

平成21年度の点検不備問題を踏まえ，発電所の統括機能を強化するとともに，責任体制を明確化するため，平成22年9月に部制を導入し，保守管理課，機械保守課，電気保守課を統括する保守部を設置した。

（f）保守部の組織改編

平成23年3月に，課長等の業務管理スパンを改善し業務の円滑な推進を図ることを目的として，保守管理課を保守部（保守管理），保守部（保守技術）および保守部（土木建築）に，機械保守課を保守部（原子炉）と保守部（タービン）に，電気保守課を保守部（電気）と保守部（計装）に整理した。

あわせて，法規制への適合性向上および効率的な保安業務実施等の

観点から、島根3号機を担当する保守部（3号機械）、保守部（3号電気）を新たに設置した。

d. 定期事業者検査実施に対する組織の充実および対応

平成15年10月の電気事業法および同施行規則の改正施行に伴い、従来、電気事業者が自主点検として実施していた検査が「定期事業者検査」（電気事業法第55条）として法令で位置付けられ、定期的に技術基準への適合性を確認し、その検査の結果を記録・保存することが義務付けられた。

また、従来、国が主体的に実施していた定期検査については、旧原子力安全・保安院および独立行政法人原子力安全基盤機構（法律に基づき新たに設置された検査組織。以下、「機構」という。）が、電気事業者による定期事業者検査の実施プロセスの適切性およびその結果が技術基準に適合していることを、「定期検査」（電気事業法第54条）として立会いまたは、記録確認により確認することとなった。

さらに機構は、定期事業者検査の実施プロセスが社団法人日本電気協会電気技術規程 原子力編 「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4 1 1 1 - 2 0 0 3）」（以下、「J E A C 4 1 1 1 - 2 0 0 3」という。）および「原子力発電所の保守管理規程（J E A C 4 2 0 9 - 2 0 0 3）」（以下、「J E A C 4 2 0 9 - 2 0 0 3」という。）に適合していることを、「定期安全管理審査」（電気事業法55条）で確認することとなった。

当発電所では、平成16年9月から実施した島根2号機第12回定期事業者検査が最初の定期事業者検査であり、適切に準備し検査を実施するため、以下の取り組みを実施した。

平成16年4月に、定期安全管理審査の窓口を保守管理課内に設置し、新検査制度に基づく定期事業者検査や定期安全管理審査に適切に対応できるよう組織の充実を図った。

その後、平成19年1月のENT解散にあわせ、定期安全管理審査の窓口を品質保証センターに移した。

[ 不適合事象、指摘事項等における改善状況 ]

主な改善状況を以下に示す。

a. 統合型保全システム（EAM）の運用開始

島根原子力発電所1、2号機の設備・機器について、「点検計画・点検計画表」どおりに点検が実施されておらず、点検時期を超過している機器が確認されたことから、その対策として、保守管理活動を管理

する統合型保全システム（EAM）の運用を開始した。

（資料3.3-1「保安活動改善状況一覧表」No.4参照）

#### 保守管理に係る組織・体制の評価結果

組織・体制に係る自主的改善活動を行っており、現在も継続されていることを確認した。

また、改善状況の調査の結果、不適合事象、指摘事項等における改善状況のうち、改善していないものが1件あったが、適切な再発防止対策が策定され、対策ごとにアクションプランを作成し、体制、具体的な方策、評価方法および有効性評価等を定め実施していることから、追加措置は不要と判断した。

（資料3.3-2「改善状況の考察および追加措置（保守管理-1）」参照）

組織・体制については、これまで定期検査時における作業環境等の改善に向けいろいろな試みを実施してきたこと、定期事業者検査実施に伴い対応体制を充実させたこと、作業安全や工程調整などにおいて協力企業と一体となった保守管理へ取り組んできたこと、保守管理に係る組織改編を行い業務の円滑な推進を図ったことなど、適宜業務品質や効率を高めるための改善活動に取り組んできている。以上の活動を通し、保守管理に関する組織・体制は継続的な改善が図られていると判断した。

### （2）社内マニュアル

#### 保守管理に係る社内マニュアルの改善状況

社内マニュアルに係る自主的改善活動を行っており、主な4件について現在も継続して取り組まれていることを確認した。

また、不適合事象、指摘事項等における改善状況のうち、社内マニュアルに係る主なものは以下のとおりであり、改善していないもの、再発しているものはなかった。

（資料3.3-1「保安活動改善状況一覧表」参照）

なお、マニュアル類の改正状況についてはQMS高度化（平成20年2月）以降について調査した。

#### [ 保安活動における自主的改善事項の活動状況 ]

これまで実施してきた主な自主的改善事項を以下に示す。

##### a. JEAC4209-2007に則った社内マニュアルの整備

平成16年3月にJEAC4111-2003に従って品質マネジメントシステムを構築し「原子力品質保証規程」を定めたが、その後、JEAC4111-2003に照らして不十分であることが分かり、平成

20年2月に文書体系の改善および保安管理関係要領のスリム化等からなるQMS高度化を実施した。(詳細は「3.1品質保証活動」参照。なお、J E A C 4 1 1 1 - 2 0 0 3は平成21年3月にJ E A C 4 1 1 1 - 2 0 0 9に改訂されている。)

この品質マネジメントシステムにおいては、原子力発電所の安全確保が最優先であることを踏まえ、「原子力品質保証規程」に基づき、日々の業務を計画し、実施し、確認し、改善するプロセスを通して、原子力発電所の安全確保に努めている。

このため、品質マネジメントシステム文書として「原子力品質保証規程」を最高位の文書とし、J E A C 4 2 0 9 - 2 0 0 7に則った「保守管理要領」等を定め、責任と権限を明確にし、それに基づき保守管理業務にあたっている。

#### b. 配管肉厚管理手引書の策定

配管肉厚の管理については、初回定期検査以降継続して行ってきたが、平成16年8月、関西電力株式会社美浜発電所3号機においてエロージョン・コロージョンが原因である配管破損事故が発生した。これを受け、円滑に配管肉厚管理が実施できるよう、平成17年8月に「配管肉厚管理手引書」を策定した。

「配管肉厚管理手引書」は、他プラントで発生したトラブル事象等から得られた知見や旧原子力安全・保安院の指示事項等を反映し改訂を行っている。

#### c. 供用期間中検査の適切な実施について

平成22年7月に日本原子力発電株式会社敦賀発電所1号機において供用期間中検査の計画に反映されていない溶接箇所があることが判明したことを踏まえ、当社においても調査を行ったところ、島根1号機において供用期間中検査の計画に反映されていない溶接箇所があることが確認された。

この対策として、当該箇所の非破壊検査の実施、供用期間中検査の計画への反映に加え、供用期間中検査を的確に実施することを目的に供用期間中検査計画の策定および変更に関する具体的な実施事項を定めた「供用期間中検査計画管理手引書」を平成23年4月に定めた。

#### d. 緊急安全対策に係る機器および設備の保全について

津波に起因する緊急時対応のための機器および設備(「福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策について(指示)」

および「平成 23 年福島第一原子力発電所事故を踏まえたシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について（指示）」で記載している機器および設備を含む）の信頼性を確保するため、保守管理の対象として点検計画を定めて保全を実施することとし、平成 24 年 5 月、「保守管理要領」および「点検計画作成・運用手順書」を改訂した。

[ 不適合事象，指摘事項等における改善状況 ]

主な改善状況を以下に示す。

a. 計器ループ精度算出方法の見直し

平成 18 年 11 月の定期安全管理審査において、系統 - 炉心スプレイ系系統流量のループ精度の確認にあたって抵抗器が考慮されていないとの指摘を受けたことから、計器ループ精度の算出にあたっては、ループ内に含まれ精度に影響を与えるすべての機器を考慮することを「本設測定機器管理手順書」に明記した。

（資料 3.3 - 1 「保安活動改善状況一覧表」No.46 参照）

b. 漏えい検査に使用する発泡液の保証期限の確認

平成 20 年 2 月の定期安全管理審査において、「構造健全性検査（機械関係分）」に使用された発泡液の有効性が確認されていないとの指摘を受けたことから、漏えい検査に使用する発泡液の保証期限を確認することを「工事施工管理手順書」に明記した。

（資料 3.3 - 1 「保安活動改善状況一覧表」No.52 参照）

保守管理に係る社内マニュアルの評価結果

社内マニュアルに係る自主的改善活動を行っており、現在も継続されていることを確認した。

また、改善状況の調査の結果、不適合事象、指摘事項等における改善状況のうち、改善していないもの、再発しているものはなかった。

社内マニュアルについては、「配管肉厚管理手引書」および「供用期間中検査計画管理手引書」の制定ならびに緊急安全対策に係る機器および設備の保全等、適宜保守管理に係る要領等の制定および改訂を行い継続的にマニュアルの整備がなされていることを確認した。また、J E A C 4 2 0 9 - 2 0 0 7 に則った「保守管理要領」等を定め、これに従った保守管理業務を実行するとともに、マニュアルについても適宜見直しがなされていることから、継続的な改善が図られていると判断した。

## (3) 教育・訓練

保守管理に係る教育・訓練の改善状況

教育・訓練に係る自主的改善活動を行っており、主な1件について現在も継続して取り組まれていることを確認した。

また、不適合事象、指摘事項等における改善状況のうち、教育・訓練に係る主なものは以下のとおりであり、改善していないもの、再発しているものはなかった。

(資料3.3-1「保安活動改善状況一覧表」参照)

## [保安活動における自主的改善事項の活動状況]

これまで実施してきた主な自主的改善事項を以下に示す。

## a. コネクタ復旧忘れおよびケーブル誤解線について

平成22年10月、燃料装荷作業中の島根2号機において、中性子源領域計装Ch.23の周りに4体の燃料が装荷された状態においても指示がダウンスケールの状態であった。原因は、当該検出器への電源供給ケーブルのコネクタ(制御盤内)の復旧忘れのためであった。

平成22年11月、運転中の島根1号機において、原子炉浄化系が自動隔離する事象が発生した。原因は、計器点検作業の準備作業において、本来、切り離すべきケーブルに隣接した、別のケーブル端子を外したためであった。

これらの引き続き発生した2件の事象は、いずれも復旧時あるいは作業準備段階の確認不足という共通要因により発生した事象であったため、マニュアルの変更に加え、協力企業に対して、たとえ過去何度も実施し慣れた作業であっても、自らが定め発注元が承認している作業手順を省略することなく遵守し作業を確実に実施するよう再度教育を行った。

また、今回発生した事象とともにマニュアルへの反映事項を当社担当者および協力企業へ周知徹底を行った。また、着手前打合せ時、協力企業と再発防止について確認することとした。

## [不適合事象、指摘事項等における改善状況]

主な改善状況を以下に示す。

## a. 原子炉格納容器内ドライウェル冷却機凝縮水量および床ドレン量の増加

平成16年2月頃から島根2号機のドライウェル冷却機凝縮水量の増加が認められたため関連するパラメータの監視を強化していたところ、同年3月に再びドライウェル冷却機凝縮水量が増加するとともに原子炉格納容器内の床ドレンサンプル水位の上昇が確認された。



このため、原子炉を停止して原子炉格納容器内の点検を行ったところ、B - 原子炉再循環ポンプ出口配管につながる除染用接続口フランジの合わせ面から漏水が確認された。フランジ分解前に締付けボルトのトルク測定を行ったところ、設計締付けトルクを大幅に下回るものであった。

この原因は、取付けボルトを作業要領書で予め定めた規定トルク値で締付ける方法から、フランジの合わせ面の隙間を確認して締付ける方法に現場で変更したことによる締付け不足が生じたためであり、作業当事者が隙間を確認して締付ける方法と規定トルク値で締付ける方法は同等との認識を持っていたことに加え、作業要領書での締付け方法の記載が明確でなかったことが背景にあると推定した。

この対策として、締付管理の基本・設計に関する教育を行うこととした。  
(資料3.3-1「保安活動改善状況一覧表」No.62参照)

#### b. 制御棒誤挿入

島根1号機は、平成21年3月、定格熱出力一定運転中に定期試験(原子炉保護系ハーフスクラム試験)を実施していたところ、制御棒1本が全挿入となり、発電機出力が低下した。

原因調査の結果、全挿入となった制御棒を緊急挿入するために設置している2つの電磁弁(スクラムパイロット弁)のうち、片方の電磁弁の電源端子が異なった仕様のネジにより締付けられていたため、十分な締付けができずに接続状態が不安定(接触不良)になっていたことを確認した。

このことから、片方の電磁弁の接続状態が不安定(接触不良)となり無通電状態(無励磁状態)となっていたところで、もう片方の電磁弁を無通電状態(無励磁状態)とする定期試験を実施したために当該制御棒が誤って全挿入したものと推定した。

この対策として、協力企業も含めて当該事象に関する事例教育を行うことにより、類似事象の再発防止の徹底を図ることとした。  
(資料3.3-1「保安活動改善状況一覧表」No.63参照)

#### 保守管理に係る教育・訓練の評価結果

教育・訓練に係る自主的改善活動を行っており、現在も継続されていることを確認した。

また、改善状況の調査の結果、不適合事象、指摘事項等における改善状況のうち改善していないもの、再発しているものはなかった。

教育・訓練については、これまで発生した不適合事象や社内マニュアルに関し、保守部員および協力企業関係者に対して教育・訓練を行い、同様の

事象の再発を抑える取り組みが実施されていることから、継続的な改善が図られていると判断した。

#### ・設備の改善状況

##### (1) 保守管理に係る設備の改善状況

設備に係る自主的改善活動を行っており、主な3件について現在も継続して取り組まれていることを確認した。

また、不適合事象、指摘事項等における改善状況のうち、設備に係る主なものは以下のとおりであり、改善していないもの(実施中)が5件あった。

(資料3.3-1「保安活動改善状況一覧表」参照)

##### 作業性や保守技術の改善

定期点検等において、作業の円滑化、保守技術の改善等の観点から新技術の導入等、以下のような改善を図り、継続していることを確認した。

これまでの改善の実績を資料3.3-3「作業性・保守技術に係る諸改善」に示す。

##### [ 保安活動における自主的改善事項の活動状況 ]

これまで実施してきた主な自主的改善事項を以下に示す。

##### a. 原子炉再循環系配管化学除染(Hi-Fコート)

第27回定期検査(平成19年度)および第29回定期検査(平成22年度)において、原子炉再循環系配管の化学除染を行うとともに、低減した線量の再上昇を抑制するため、配管内面にフェライト皮膜を形成することで、作業時の被ばくを低減し、作業環境の改善を図った。

##### 改良工事の実績

設備の信頼性の維持・向上を図るため、主要設備について今回の評価対象期間(平成15年4月～平成24年3月まで)に以下の改良工事を実施してきた。

改良工事の実績を資料3.3-4「主要機器の改造・取替実績」に示す。

##### [ 保安活動における自主的改善事項の活動状況 ]

これまで実施してきた主な自主的改善事項を以下に示す。

##### a. 国内外発電所の事故・故障等の対策の水平展開による設備の更新

##### (a) 原子炉圧力容器上蓋スプレイ配管改造

残留熱除去系の機能の一つであるヘッドスプレイ配管について、中部電力株式会社浜岡原子力発電所1号機で発生した配管破断の対策

として、核分裂で発生した非凝縮性ガス（水素ガス等）滞留防止のため、第 29 回定期検査（平成 22 年度）において主蒸気管への連続ベント配管および電動弁を設置した。

（b）排ガス処理系再結合器触媒取替

国内 BWR プラントにおける排ガス処理系再結合器の触媒性能低下による起動時の水素濃度上昇事象の対策として、第 28 回定期検査（平成 21 年度）において性能が低下しにくい触媒への取替を実施した。

（c）原子炉保護系アナログトリップユニット改造

東京電力株式会社福島第一原子力発電所 4 号機で発生した主蒸気配管流量計装系アナログトリップモジュールの動作不良の対策として、第 28 回定期検査（平成 21 年度）において原子炉保護系アナログトリップユニットの改造を実施した。

（d）出力領域計装盤耐震補強

新潟県中越沖地震時に発生した東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所 4 号機の平均出力領域計装および制御棒引抜監視装置制御盤内電源装置の位置ずれの対策として、第 29 回定期検査（平成 22 年度）において平均出力領域計装盤他の耐震補強を実施した。

（e）野外モニタリングポスト改良

新潟県中越沖地震の状況を踏まえて、電源の強化、信号伝送系の多様化および監視機能の強化等の対策を行うため、第 29 回定期検査（平成 22 年度）において野外モニタリングポストの改良を実施した。

b. 技術開発の成果による設備の更新

（a）原子炉再循環ポンプケーシングカバー（改良型）の採用

第 29 回定期検査（平成 22 年度）において、熱疲労に対する耐久性に優れたケーシングカバーを採用した。

c. 経年変化への対応としての取替

（a）原子炉再循環系配管修理

第 25 回定期検査（平成 16 年度）において、原子炉再循環系配管の溶接継手部 2 箇所にひびが確認されたため、当該継手部について配管の取替を実施した。

## d. その他の改造・取替

## (a) 島根1号機開閉所と島根2号機開閉所の接続

島根3号機増設に伴い、島根2号機開閉所が島根1,2号機共用となるため、2号機第13回定期検査(平成17年度)において二重母線化した島根2号機開閉所に、第26回定期検査(平成18年度)において1号機側からの回線を接続した。

## (b) 使用済燃料プール温度・水位計設置

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の状況を踏まえて、使用済燃料プールの温度・水位監視強化のため、第29回定期検査(平成22年度)において使用済燃料プールに温度・水位計を設置した。

## (c) 原子炉建物水素濃度計設置

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の状況を踏まえて、原子炉建物への水素滞留を監視するため、第29回定期検査(平成22年度)において燃料取替階に水素濃度計を設置した。

## 協力企業との情報共有

プレス文などを協力企業棟の情報提供ボックス・掲示板に配布する等により、協力企業との一層の情報共有を図っている。

## [ 不適合事象，指摘事項等における改善状況 ]

主な改善状況を以下に示す。

## a. 微差圧で使用している圧力発信器の取替

平成20年2月、島根1号機の非常用ガス処理系において、当該系統が待機中(系統停止)にもかかわらず流量指示が確認されたため、流量発信器を差圧がない状態とし、指示を確認したが変化しなかった。

当該発信器については、製造中止に伴う代替機種選定の際に0~0.49kPaをカバーできるものとして、当時としては最適と考えられたレンジ設定範囲-8~8kPaのものを採用したが、発信器のレンジ設定範囲の内、非常に小さい範囲を拡大して使用(0~0.49kPaを0~100%)すること、かつ、微差圧を計測することから、設計上誤差を生じやすい構造であった。

このため、計器受圧部に何らかの僅かな応力が加わったことで計器出力が変動し、停止中にもかかわらず流量指示が出たものと推定した。

対策として、微差圧で使用している発信器に対し、微差圧用として開発された発信器(レンジ設定範囲:-0.6~0.6kPa)へ取替を実施した。

(資料3.3-1「保安活動改善状況一覧表」No.75参照)

b. 中性子源領域計装検出器の取替

平成24年1月,島根2号機の原子炉冷温停止状態において,中性子源領域計装4チャンネルが動作不能となった。

中性子源領域計装検出器については,装荷前にグラステープ巻付け作業を行っており,グラステープ巻付け作業時または検出器のドライチューブへの挿入作業時にサポートインシュレータにクラックが発生し,その後の原子炉の起動・停止に伴う温度変化による引張応力でクラックが成長し,アルゴンガスリークに至ったことが原因と推定した。

対策として,グラスウールブーツのしごき作業およびグラステープ巻付け作業を取り止めるよう作業手順を見直す。また,万が一サポートインシュレータにクラックが発生したとしてもガス圧が低下しないように,センサーエレメント部とMIケーブル側のアルゴンガス圧が同一である検出器との取替を予定している。

(資料3.3-1「保安活動改善状況一覧表」No.90参照)

(2) 保守管理に係る設備の評価結果

設備に係る自主的改善活動を行っており,現在も継続されていることを確認した。

また,改善状況の調査の結果,不適合事象,指摘事項等における改善状況のうち,改善中のものが5件あったが,適切な再発防止対策が策定され,同計画に基づき処置を実施中であることから,追加措置は不要と判断した。  
(資料3.3-2「改善状況の考察および追加措置(保守管理-2~6)」参照)

設備については,保守管理に係る設備の改善に努め,自プラントで発生した不適合について確実に是正されていることおよび他プラントで発生した不適合の再発防止を図っていることを確認した。また,作業性・保守技術についても,改善を図っていることを確認した。さらに,国内外発電所の事故・故障事例や最新の技術開発の動向を適宜反映し,トラブルの未然防止に努めていることを確認した。以上の活動を通し,保守管理に関する設備については継続的な改善が図られていると判断した。

. 10年ごとの経年劣化管理

平成20年8月に発出された旧原子力安全・保安院からの指示文書「実用発電用原子炉施設における定期安全レビューの実施について」(平成20・08・28原院第8号)により,評価対象期間中における経年劣化事象の進展推移の評価

を行うことが規定されたことから、以下のとおり経年劣化事象の技術評価および耐震安全性評価を実施することにより、設備の健全性が維持されていることを確認した。

#### (1) 評価対象とした機器および経年劣化事象

評価対象機器については、社団法人日本原子力学会「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」(以下、「高経年化対策実施基準」という。)に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器および炉心支持構造物とした。

また、評価対象とした経年劣化事象については、前述の指示文書における要求事項として掲げる3項目(低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ)に、高経年化対策実施基準の「10年ごとの経年劣化管理の実施」に基づき高サイクル熱疲労を加えた計4項目とし、経年劣化事象による設備の健全性および耐震安全性の評価を行った。また、それ以外の経年劣化事象のうち耐震安全性に影響を与える可能性のあるものについて耐震安全性の評価を行うこととした。

#### (2) 評価結果

##### 経年劣化管理

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器および炉心支持構造物において、高経年化対策実施基準の別冊である経年劣化メカニズムまとめ表および島根1号機を含む国内外プラントの情報を基に10年ごとの評価対象事象における評価対象機器の選定を行った。

選定結果を表1「10年ごとの評価対象事象における評価対象機器の選定結果」に示す。また、現時点で発生が認められており、耐震安全性に影響を与える可能性のあるその他の経年劣化事象として、クラス1配管の腐食が抽出された。

なお、対象となる経年劣化事象の評価方法および評価条件については別添資料3.3-4「経年劣化事象の評価方法および評価条件」に示す。

表1 10年ごとの評価対象事象における評価対象機器の選定結果

評価対象機器		評価対象事象		低サイクル 疲労	中性子 照射脆化	照射誘起 型応力腐 食割れ	高サイク ル熱疲労
ポンプ	原子炉再循環ポンプ				-	-	
容器	原子炉圧力容器					-	-
配管	ステンレス鋼配管(純水)				-	-	-
	炭素鋼配管(純水)				-	-	-
	炭素鋼配管(蒸気)				-	-	-
弁	仕切弁(炭素鋼,純水)				-	-	-
	仕切弁(ステンレス鋼,純水)				-	-	-
	逆止弁(炭素鋼,純水)				-	-	-
	主蒸気隔離弁(炭素鋼,蒸気)				-	-	-
炉心	炉心シュラウド						-
	シュラウドサポート				-	-	-
支持	上部格子板			-			-
構造 物	炉心支持板			-			-
	燃料支持金具			-			-
	制御棒案内管			-			-

## 評価事項

：技術評価および耐震安全性評価， ：技術評価のみ， - ：該当なし

なお，表1以外に，耐震安全性に影響を与える可能性のあるその他の経年劣化事象としてクラス1配管の腐食を抽出し，耐震安全性評価を実施した。

## 評価対象事象に対する技術評価

## a. 低サイクル疲労

## (a) 原子炉再循環ポンプ

## . 技術評価

水中軸受リングについては，東京電力株式会社福島第二原子力発電所3号機で疲労による損傷事象があり，同様の事象として低サイ

クル疲労割れが想定されるが、水中軸受と水中軸受リングを一体鋳造で製作していることから、低サイクル疲労割れが発生する可能性は小さいと判断する。

ケーシングについては、プラントの起動・停止時等の温度・圧力変化により疲労が蓄積されることにより、低サイクル疲労割れが想定されるが、発生応力は  $1 \times 10^7$  回の繰り返し数における設計疲労限を下回っており、低サイクル疲労割れが発生する可能性は小さいと判断する。

なお、水中軸受およびケーシングについては、定期的に目視確認等を行い、健全性を確認している。

#### ・耐震安全性評価

水中軸受リングについては、技術評価の結果より、低サイクル疲労割れが発生する可能性は小さく、耐震安全性に影響を与えるものではないと判断する。

ケーシングについても、技術評価の結果より、低サイクル疲労割れが発生する可能性は小さく、耐震安全性に影響を与えるものではないと判断する。

### (b) 原子炉圧力容器

#### ・技術評価

温度変化が大きく比較的大きな熱応力が発生する給水ノズル、締付け力が加わる主フランジ（スタッドボルト含む）、容器の自重が加わる下部鏡板および支持スカートを選択し、評価を実施した。

疲労評価は、運転実績に基づいた現時点（平成 22 年度末）の実過渡回数を用いて、社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版）（2007 年追補版を含む）（JSME S NC 1-2005/2007）」（以下、「設計・建設規格」という。）に基づき実施し、接液する評価部位の使用環境を考慮した疲労については、社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法（2009 年版）（JSME S NF 1-2009）」（以下、「環境疲労評価手法」という。）に基づいて評価した。

評価の結果を表 2 に示す。いずれの評価部位においても疲れ累積係数は許容値 1 以下であり、低サイクル疲労割れが発生する可能性は小さいと判断する。

なお、原子炉圧力容器およびスタッドボルトに対しては、定期的に非破壊検査等を実施し、健全性を確認している。



・耐震安全性評価

耐震安全性評価では、地震時の発生応力（地震力は $S_s$ 地震力）を求め、運転実績回数に基づく疲れ累積係数と地震動のみの疲労評価により求められる疲れ累積係数との和として算出し、評価を実施した。

評価の結果を表2に示す。いずれの評価部位においても疲れ累積係数の和は許容値1以下となり、低サイクル疲労割れは、耐震安全性に影響を与えるものではないと判断する。

表2 運転実績に基づく疲れ累積係数の評価

評価部位	疲れ累積係数 (大気中)	疲れ累積係数 (環境疲労考慮)	地震動による 疲れ累積係数 ( $S_s$ 地震動)	合計 (許容値1以下)
主フランジ	0.007	-	0.000	0.007
スタッド ボルト	0.061	-	0.000	0.061
給水ノズル	0.020	0.188	0.001	0.189
下部鏡板	0.004	0.102	0.001	0.103
支持 スカート	0.029	-	0.001	0.030

(c) クラス1配管・弁

・技術評価

原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管（クラス1）、弁（クラス1）のうち、原子炉再循環系、主蒸気系および給水系の配管、弁については、プラントの起動・停止時等の温度・圧力変化により疲労が蓄積されることにより、低サイクル疲労割れが想定される。これら原子炉再循環系、主蒸気系および給水系の配管、弁について疲れ累積係数による評価を実施した。

疲労評価は、運転実績に基づいた現時点（平成22年度末）の実過渡回数を用いて、設計・建設規格に基づき実施し、接液する評価部位の使用環境を考慮した疲労については、環境疲労評価手法に基づき評価を実施した。

評価の結果を表3から表5に示す。いずれの評価部位においても

疲れ累積係数は許容値 1 以下であり、低サイクル疲労割れが発生する可能性は小さいと判断する。

なお、原子炉再循環系、主蒸気系および給水系の配管、弁については、定期的な目視確認等を実施しており、現在まで低サイクル疲労割れは確認されていない。

・耐震安全性評価

耐震安全性評価では、地震時の発生応力（地震力は  $S_s$  地震力）を求め、運転実績回数に基づく疲れ累積係数と地震動のみの疲労評価により求められる疲れ累積係数との和として算出し、評価を実施した。

評価の結果を表 3 から表 5 に示す。いずれの評価部位においても疲れ累積係数の和は許容値 1 以下となり、低サイクル疲労割れは、耐震安全性に影響を与えるものではないと判断する。

表 3 原子炉再循環系配管・弁 運転実績に基づく疲れ累積係数の評価

評価部位	疲れ累積係数 (大気中)	疲れ累積係数 (環境疲労考慮)	地震動による 疲れ累積係数 ( $S_s$ 地震動)	合計 (許容値 1 以下)
原子炉再循環系配管 (クラス 1)	0.001	0.003	0.001	0.004
原子炉再循環ポンプ出口弁 (クラス 1)	0.001	0.005	0.000	0.005

表 4 主蒸気系配管・弁 運転実績に基づく疲れ累積係数の評価

評価部位	疲れ累積係数 (大気中)	疲れ累積係数 (環境疲労考慮)	地震動による 疲れ累積係数 ( $S_s$ 地震動)	合計 (許容値 1 以下)
主蒸気系配管 (クラス 1)	0.032	- <sup>1</sup>	0.053	0.085
主蒸気隔離弁 (クラス 1)	0.014	- <sup>1</sup>	0.000	0.014

1 蒸気ラインであることから、環境疲労は考慮せず。

表5 給水系配管・弁 運転実績に基づく疲れ累積係数の評価

評価部位	疲れ累積係数 (大気中)	疲れ累積係数 (環境疲労考慮)	地震動による 疲れ累積係数 ( $S_s$ 地震動)	合計 (許容値1以下)
給水系配管 (クラス1)	0.036	0.107	0.004	0.111
給水内側 隔離弁 逆止弁 (クラス1)	0.008	0.070	0.001	0.071
原子炉給 水入口弁 (クラス1)	0.011	0.087	0.000	0.087

・経年劣化事象に対する動的機能維持評価

動的機能維持の要求のある弁について、経年劣化事象に対する技術評価により、各部位に想定される経年劣化事象を考慮しても、機器に与える影響が十分に小さいことを確認した。

また、前記 耐震安全性評価の結果からも機器の振動応答特性へ与える影響が十分小さいことを確認した。

これより、経年劣化事象を考慮しても、地震時の応答加速度は各機器の機能確認済加速度を上回るものでないと考えられ、地震時の動的機能についても維持されると判断する。

(d) 炉心シュラウド・シュラウドサポート

・技術評価

炉心シュラウドおよびシュラウドサポートについては、プラントの起動・停止時等の温度・圧力変化により疲労が蓄積されることにより、低サイクル疲労割れが想定される。これらの部位について疲れ累積係数による評価を実施した。

疲労評価は、運転実績に基づいた現時点（平成22年度末）の実過渡回数を用いて、設計・建設規格に基づき実施し、接液する評価部位の使用環境を考慮した疲労については、環境疲労評価手法に基づき評価を実施した。

評価の結果を表6に示す。いずれの評価部位においても疲れ累積係数は許容値1以下であり、低サイクル疲労割れが発生する可能性は小さいと判断する。

なお、炉心シュラウドおよびシュラウドサポートについては、定

期的に水中ビデオカメラによる目視試験を実施しており、健全性を確認している。

・耐震安全性評価

耐震安全性評価では、地震時の発生応力（地震力は  $S_s$  地震力）を求め、運転実績回数に基づく疲れ累積係数と地震動のみの疲労評価により求められる疲れ累積係数との和として算出し、評価を実施した。

評価の結果を表6に示す。いずれの評価部位においても疲れ累積係数の和は許容値1以下となり、低サイクル疲労割れは、耐震安全性に影響を与えるものではないと判断する。

表6 運転実績に基づく疲れ累積係数の評価

評価部位	疲れ累積係数 (大気中)	疲れ累積係数 (環境疲労考慮)	地震動による 疲れ累積係数 ( $S_s$ 地震動)	合計 (許容値1以下)
炉心 シュラウド	0.000	0.000	0.001	0.001
シュラウド サポート	0.002	0.062	0.003	0.065

b. 中性子照射脆化

(a) 原子炉圧力容器

・技術評価

島根1号機の胴板内表面の中性子照射量は、現時点（平成22年度末）で  $2.20 \times 10^{22} \text{ n/m}^2$  ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) 程度と評価される。

本項では島根1号機の監視試験結果と社団法人日本電気協会 電気技術規程 原子力編「原子炉構造材の監視試験方法（J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7）」（以下、「J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7」という。）および「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7）」（以下、「J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7」という。）に基づき評価を実施した。なお、関連温度移行量については、社団法人日本電気協会 電気技術規程 原子力編「原子炉構造材の監視試験方法（J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 4）」（以下、「J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 4」という。）に基づく予測も実施した。

監視試験の対象となる最大中性子照射量が容器内面で  $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$  ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) を超えると予測される範囲には、胴板以外に再

循環水入口用ノズルが含まれるため、再循環水入口用ノズルについても中性子照射脆化に対する健全性評価を実施した。

定期検査で行う漏えい試験は、比較的温度が低い状態で運転圧力まで昇圧するため、非延性破壊に対して最も厳しい状態となる。このため、漏えい試験時には原子炉圧力容器の最低使用温度を守るよう運転管理を行っている。

なお、J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7においては、P W Rプラントの原子炉圧力容器の炉心領域部の非延性破壊に対して供用状態C、Dで最も厳しい条件として加圧熱衝撃(P T S)評価を要求しているが、B W Rプラントの原子炉圧力容器は通常運転時には蒸気の飽和圧力温度となっており、事故時に非常用炉心冷却系が作動しても冷却水の注入に伴って圧力が低下するため、高圧(高い応力がかかった状態)のまま低温になることはない。また、低温の水が導かれるようなノズルにはサーマルスリーブが設けられ、原子炉圧力容器が急速に冷却されないようになっていることから、B W Rプラントでは特に問題とならないと考えられる。

#### ア. 最低使用温度

現在までの監視試験結果を表7に示す。

J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7ならびにJ E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7により求めた現時点(平成22年度末)での関連温度移行量、関連温度、最低使用温度を表8に示す。また、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 4により関連温度移行量の予測を行った場合の結果を表9に示す。

なお、島根1号機は監視試験実施時点では脆性遷移温度に基づく管理をしていたが、平成21年度に関連温度に基づく管理に変更しており、監視試験の結果得られた脆性遷移温度を用い、関連温度を求めている。

資料3.3-5に示すとおり、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7における関連温度の予測については、過去の監視試験結果に基づき設定したマージンを考慮し、妥当な予測結果が与えられている。また、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7における予測は、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 4における予測より高い値を与える結果となっている。

J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7における予測では、胴板および再循環水入口用ノズルの関連温度は現時点(平成22年度末)でそれぞれ40、50程度となる。その際の最低使用温度は、胴板および再循環水入口用ノズルで、材料の破壊靱性を考慮すると、

現時点（平成 22 年度末）で 59 ， 89 程度と算定される。

#### イ．上部棚吸収エネルギーの評価

上部棚吸収エネルギーの変化について J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 に基づき評価した結果を表 10 に示す。

最も上部棚吸収エネルギーが低下するのは母材であり ,現時点（平成 22 年度末）で 87J 程度となっており , J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7 で要求されている 68J を上回っている。

以上の結果から ,胴板およびノズルの中性子照射脆化が問題となる可能性は小さい。今後もプラントの状況に応じて適切な時期に監視試験を実施し ,破壊靱性の変化を把握するとともに , J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 等の脆化予測式に基づき ,漏えい試験時の最低使用温度を管理していくことに加え ,供用期間中検査に基づく超音波探傷試験および漏えい試験を実施していくことで健全性は維持できると判断する。

表 7 監視試験結果

監視試験	中性子照射量 ( $\times 10^{22}$ n/m <sup>2</sup> , E > 1 MeV)	関連温度 ( )			上部棚吸収エネルギー (J)		
		母材	溶接金属	熱影響部	母材 <sup>2</sup>	溶接金属	熱影響部
初期値	0	- 23	- 23 <sup>3</sup>	- 23	172	190	177
第 1 回 (加速)	1.3 (約 19EFPY 相当) <sup>1</sup>	6	- 6	6	168	178	183
第 2 回	0.23 (約 5.5EFPY 相当) <sup>1</sup>	- 5	- 12.5	6	181	189	189
第 3 回	1.01 (約 15EFPY 相当) <sup>1</sup>	21	1	19	151	163	166

1 内表面での相当 E F P Y (定格負荷相当運転年数)

2 L 方向の値 (試験片の長手方向が圧延方向に平行な試験片による値)

3 関連温度に基づく管理に変更する前の値

表 8 関連温度予測値と最低使用温度 ( J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 )

評価時期	評価対象	材料	関連温度初期値 ( )	関連温度移行量 <sup>1</sup> ( )	関連温度 ( )	最低使用温度 ( )
現時点 (平成 22 年度末)	胴板	母材	- 23	+ 63	40	59
		溶接金属	- 43	+ 37	- 6	
		熱影響部	- 23	+ 63	40	
	再循環水 入口用 ノズル	母材	- 10	+ 60	50	89
		溶接金属	- 43	+ 37	- 6	
		熱影響部	- 10	+ 60	50	

1 1 / 4 t 位置での予測値

表 9 関連温度予測値と最低使用温度 ( J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 4 )

評価時期	評価対象	材料	関連温度初期値 ( )	関連温度移行量 <sup>1</sup> ( )	関連温度 ( )	最低使用温度 ( )
現時点 (平成 22 年度末)	胴板	母材	- 23	+ 54	31	50
		溶接金属	- 43	+ 40	- 3	
		熱影響部	- 23	+ 54	31	
	再循環水 入口用 ノズル	母材	- 10	+ 31	21	60
		溶接金属	- 43	+ 28	- 15	
		熱影響部	- 10	+ 31	21	

1 1 / 4 t 位置での予測値

表 10 上部棚吸収エネルギーの予測値 (単位:J)

評価時期	上部棚吸収エネルギー <sup>1</sup>		
	母材 <sup>2</sup>	溶接金属	熱影響部
初期値	112	190	177
現時点(平成22年度末)	87	146	138

- 1 1/4 t 位置での予測値
- 2 母材については試験片の長手方向が主加工方向に並行な方向(L方向)から採取した結果のため、0.65倍とする補正を行った。

#### ・耐震安全性評価

中性子照射脆化については、技術評価において最低使用温度の評価および上部棚吸収エネルギーの評価を実施し、健全性評価上問題のないことを確認した。

ここでは、原子炉压力容器円筒胴(炉心領域)について、現時点(平成22年度末)においてSs地震を考慮した場合の圧力・温度制限曲線を求め健全性を評価した。評価はJ E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7に基づき、欠陥は、深さを原子炉压力容器の板厚の1/4倍、長さを板厚の1.5倍とし、地震荷重の寄与が大きい周方向および評価上厳しい軸方向の両方を想定した。

資料3.3-6に原子炉压力容器の最低温度要求および線形破壊力学に基づく圧力・温度制限曲線の評価結果を示す。ここで、16の最低温度要求は原子炉压力容器の圧力が供用前の水圧試験圧力に対する比率20%以下の場合で、ボルト締め付けによる荷重が作用する主フランジ部の関連温度 $RT_{NDT}(-17)$ を用いている。また、89の最低温度要求は、現時点(平成22年度末)において原子炉压力容器の圧力が供用前の水圧試験圧力の比率20%を超える場合で、耐圧・漏えい試験に対して要求される温度であり、J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7に従う方法により最低温度の要求値として求まるものである。

欠陥を想定した線形破壊力学に基づく圧力・温度制限曲線は、J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7にて次式で与えられる静的破壊靱性( $K_{IC}$ )を、応力拡大係数が超えないよう求められるものである。

$$K_{IC}=36.48 + 22.78\exp [ 0.036 ( T-RT_{NDT} ) ] ( \text{MPa} \cdot \text{m} )$$

応力拡大係数は内圧の関数であることから、資料3.3-6に示すケース1からケース4の内圧と金属温度Tとの相関曲線が得ら



れる。

胴板の定格運転圧力付近では、地震荷重を考慮しない場合、制限曲線は周方向欠陥を想定した場合（ケース3）よりも軸方向欠陥を想定した場合（ケース1）の方が高温側となる。周方向欠陥への地震荷重を考慮した場合の制限曲線（ケース4）は、地震荷重を考慮しない場合（ケース3）よりも高温側となる。軸方向欠陥への地震荷重を考慮した場合の制限曲線（ケース2）は、地震荷重を考慮しない場合の曲線（ケース1）に対しほとんど変化しない。

ここでは、地震により支持スカート付け根部に発生する応力が保守的に胴板に作用するものとして評価を行っているが、地震荷重により発生する応力は軸方向応力であり、非延性破壊防止評価上支配的な応力（周方向応力）と応力の方向が異なることならびに、胴の断面係数は非常に大きく、その発生応力は非常に小さいことから地震荷重の影響は無視できると考えられる。

また、原子炉圧力容器の運転は資料3.3-6に示す飽和圧力-温度線図に従うが、原子炉圧力容器の運転範囲の制限（上記2種類の制限曲線を包絡した曲線）に対して十分な裕度があることから、仮に地震を考慮しても中性子照射脆化に対する運転管理上の問題はない。

なお、再循環水入口用ノズルコーナ部に対しても、胴板と同様に地震荷重による応力方向が異なることおよびノズル管台が補強され、発生応力は非常に小さいことから、地震荷重の影響は無視できると考えられる。さらに原子炉圧力容器の運転が飽和圧力-温度線図に従うことを踏まえると、原子炉圧力容器の運転範囲の制限に対して十分な裕度があるものと考えられ、胴板と同様に運転管理上の問題はない。

## (b) 炉心支持構造物

### ・技術評価

中性子照射脆化は、材料が中性子照射を受けることにより靱性低下等の機械的特性が変化する現象であり、中性子照射量が大きいほど機械的特性の変化も大きいことが知られている。

炉内構造物で使用されているオーステナイト系ステンレス鋼は原子炉圧力容器で使用されているフェライト系材料に比べ、靱性が高く、脆性破壊が発生しにくい材料である。

しかしながら、炉心を取り囲む機器で高い中性子照射を受ける炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具および制御

棒案内管のうち、最も照射量が高い上部格子板については、現時点（平成 22 年度末）の予想照射量は約  $1.4 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$  と想定され、中性子照射による靱性低下が発生する可能性は否定できない。

ただし、炉心支持構造物に有意な欠陥が存在していなければ、中性子照射により靱性が低下しても不安定破壊を起こす可能性は小さく、プラントの状況に応じて計画的に水中カメラによる目視試験を行うことで有意な欠陥の有無は確認可能である。

・耐震安全性評価

照射誘起型応力腐食割れの耐震安全性の評価と合わせて行う。

c. 照射誘起型応力腐食割れ

(a) 炉心支持構造物

・技術評価

中性子照射を受けると材料（ステンレス鋼）自身の応力腐食割れの感受性が高まるとともに、材料周辺の腐食環境が水の放射線分解により厳しくなることが知られている。照射誘起型応力腐食割れは、この状況に引張応力が重畳されると粒界型応力腐食割れを生じる現象である。

図 1 に示すように、BWR 環境下のステンレス鋼については、比較的高い累積照射量を受けた場合に応力腐食割れの感受性への影響が現れると考えられている。

炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具および制御棒案内管は炉心を取り囲む機器であり高い中性子照射を受けるため、照射誘起型応力腐食割れの感受性が増加する可能性がある。

炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板および周辺燃料支持金具については、第 22 回定期検査（平成 12 年度）において取替を実施しているが、評価対象機器の現時点（平成 22 年度末）の予想照射量は以下の値と想定され、上部格子板については、照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性は否定できない。

（SUS316 系 中性子照射量しきい値： $1 \times 10^{25} \text{ n/m}^2 \text{ E} > 1 \text{ MeV}$ ）

- ・炉心シュラウド（中間胴）<sup>1</sup> 約  $6.6 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$
- ・上部格子板（グリッドプレート）<sup>1</sup> 約  $1.4 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$
- ・炉心支持板<sup>1</sup> 約  $2.7 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$
- ・周辺燃料支持金具<sup>1</sup> 約  $8.4 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$

<sup>1</sup> 取替（第 22 回定期検査（平成 12 年度）後）の予想照射量

- ( SUS304 系 中性子照射量しきい値 :  $5 \times 10^{24} \text{ n/m}^2 \text{ E} > 1 \text{ MeV}$  )  
 ・ 制御棒案内管 約  $1.8 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$

しかしながら , 上部格子板については , グリッドプレート中央部に溶接部はなく , 運転中の差圧 , 熱および自重等に起因する引張応力成分は低いことから , 中性子照射量がしきい値を超えるものの照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性は小さい。

また , 炉心シュラウド ( 中間胴 ) , 炉心支持板 , 周辺燃料支持金具および制御棒案内管については , 中性子照射量がしきい値を超えないことから , 照射誘起型応力腐食割れは発生しないものと評価できる。

また , 炉心支持構造物については , 一般社団法人原子力安全推進協会 「 炉内構造物等点検評価ガイドライン 」 ( 以下 , 「 ガイドライン 」 という 。 ) および社団法人日本機械学会 「 発電用原子力設備規格 維持規格 ( 2008 年版 ) ( JSME S NA 1 - 2008 ) 」 ( 以下 , 「 維持規格 」 という 。 ) において , 照射誘起型応力腐食割れに対して , 規定する点検を実施することで健全性は維持できるとの評価がなされており , プラントの状況に応じて計画的に水中カメラによる目視点検を実施することで , 健全性は維持できると判断する。

#### ・ 耐震安全性評価

炉心支持構造物の照射誘起型応力腐食割れにおける耐震安全性評価では , 中性子照射による靱性低下も考慮する必要があるが , 耐震安全性を検討した上で策定されているガイドラインおよび維持規格に基づく計画的な点検を実施することで , 原子炉の安全性は維持されると考えられる。

また , 現在のプラントが停止している状況を踏まえると , 照射誘起型応力腐食割れおよび中性子照射による靱性低下が生じることはなく , 上部格子板の照射誘起型応力腐食割れおよび中性子照射による靱性低下が直ちに問題になることはない判断する。

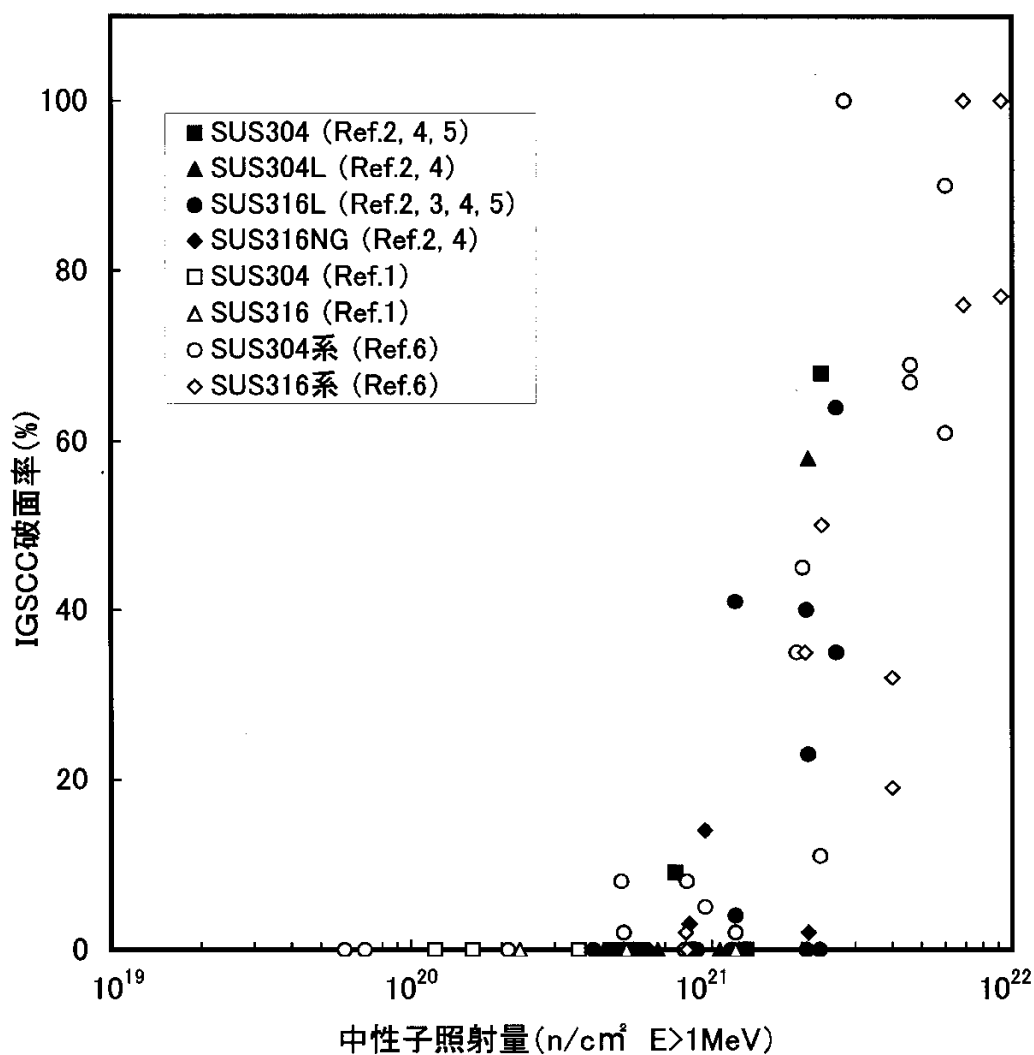


図 1 304, 316 ステンレス鋼の IGSCC 破面率におよぼす中性子照射量の影響

[図で引用されている参考文献]

Ref.1: K. Chatani et al, "Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking Susceptibility of Core Component Materials"

Proceedings of 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, 2005.

Ref.2: 「平成 16 年度照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) 評価技術調査研究に関する報告書」  
独立行政法人 原子力安全基盤機構

Ref.3: K. Chatani et al, "IASCC Susceptibility of Thermal Treated Type 316L Stainless Steel" Proceedings of 11th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, 2003.

- Ref.4:Y.Tanaka et al, "IASCC Susceptibility of Type 304, 304L, and 316L Stainless Steel" Proceedings of 8th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, 1997.
- Ref.5:K.Fukuya et al, "Mechanical Properties and IASCC Susceptibility in Irradiated Stainless Steels" Proceedings of 6th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, 1993.
- Ref.6:S.Suzuki, M.Kodama, S.Shima, M.Yamamoto; Fifth International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors(1991). Effects of Fluence and Dissolved Oxygen on IASCC in Austenitic Stainless Steels.

#### d. 高サイクル熱疲労

##### (a) 原子炉再循環ポンプ

###### ・技術評価

原子炉再循環ポンプの高サイクル熱疲労は、メカニカルシール（軸封部）へ注入されている低温のパージ水と高温の純水（一次冷却材）混合部に温度変動が生じ、ポンプ主軸、ケーシングカバー表面に熱疲労割れが発生する事象であり、複数のプラントで事例がある。

主軸、ケーシングカバーの熱疲労割れは、パージ水が流量大であり、純水（一次冷却材）との温度差が大きいほど発生ポテンシャルが高まることが知られている。

原子炉再循環ポンプの高サイクル熱疲労については、第29回定期検査（平成22年度）時に原子炉再循環ポンプA、B号機とも、ヒータ付きサーマルバリアを採用したケーシングカバーへの取替を行っており、純水（一次冷却材）（約280℃）を利用したヒータにより、パージ水（約40℃）を昇温させている。これにより純水（一次冷却材）との混合部における温度差を30℃以下に低減し、温度変動による熱応力変動量が $1 \times 10^{11}$ 回の繰り返し数における設計疲労限に対し充分余裕があることをモックアップ試験装置において確認しており、高サイクル熱疲労割れ発生の可能性は小さいと考えられる（社団法人日本原子力学会「1992秋の大会」PLRポンプの信頼性向上に関する研究（10）総合評価）。

なお、主軸、ケーシングカバーについては、定期的に目視確認等を実施し、健全性を確認している。

## e. その他の経年劣化事象に対する耐震安全性評価

## (a) クラス1配管の腐食

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）に対しては、超音波厚さ計による肉厚測定等を実施した上、その結果に基づき余寿命を管理し、配管の取替等を検討することとしている。

耐震安全性評価では、社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格(2006年版)(J S M E S N H 1 - 2 0 0 6)」において流れ加速型腐食発生の可能性が低いとされているF A C - 1管理範囲以外で、常時流れがあり減肉の想定される範囲を評価対象として選定し、減肉が想定される部位に必要な最小厚さまで減肉が生じたと想定して地震時の発生応力（地震力はS s地震力）を評価した。

評価の結果を表11に示す。

給水系炭素鋼配管について必要最小厚さまで減肉が生じたと想定した配管において、一次応力評価では発生応力は許容応力を超えることはない。一次+二次応力評価においては発生応力が許容応力を超えているが、疲れ累積係数が許容値より十分小さく、配管の腐食は耐震安全性評価上問題ないと判断する。

表11 配管腐食に対する評価結果

系統	地震力	応力種別	応力比 <sup>1</sup>	疲れ累積係数 <sup>2</sup> (許容値1以下)
給水系配管 (クラス1)	S s	一次	0.56	-
		一次+二次	1.49	0.151

1 応力比 = 発生応力 / 許容応力

2 系統内の評価対象ライン中で一次+二次応力最大の疲れ累積係数

## . 運転実績指標のトレンド

トレンドによる評価の対象機器は、重要度の高い安全機能を有する設備・機器（「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」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の異常発生防止系（P S）- 1, 2 および異常影響緩和系（M S）- 1, 2に該当する設備）のうち、長期間使用している設備・機器とした。

トレンド評価の結果、圧力・流量・動作時間等の機能については、全て所定の判定基準を満足している。また、調査対象としている設備・機器における性能変化の傾向としては、以下の3種類に大別できる。

- (1) 長期的な傾向に影響を与える著しい変化は認められないもの
- (2) 長期の使用により性能低下傾向が認められるもの
- (3) 毎定検時に判定基準を満足するようメンテナンスを行うため、トレンドからは変化の傾向が判断できないもの

ここで、(2)については、非常用ガス処理系および中央制御室非常用循環系のフィルタ性能が該当するが、判定基準を満足するよう適宜フィルタの交換を実施している。また、(3)については主蒸気逃がし安全弁の吹き出し圧力等が該当するが、メンテナンスにより判定基準を満足できる状態を維持できていることから、著しい傾向の変化はないと判断した。

(資料3.3-7「設備・機器の性能変化傾向」参照)

#### ・総合評価

##### (1) 改善活動の評価

保守管理における保安活動の仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)および保守管理に係る設備について、保安活動における自主的改善活動および不適合事象、指摘事項等における改善活動を適切に実施してきており、改善する仕組みが機能していることを確認した。

##### (2) 10年ごとの経年劣化管理

評価対象とした機器に対する経年劣化事象(低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れおよび高サイクル熱疲労)について、技術評価および耐震安全性評価を行い、問題がないことを確認した。また、前述の経年劣化事象以外の劣化事象として、配管の腐食についても耐震安全性に問題がないことを確認した。

##### (3) 運転実績指標のトレンド

保守管理に係る運転実績指標のトレンドについて、重要度の高い安全機能を有する設備・機器の性能変化傾向を調査した結果、圧力・流量・動作時間等の機能については、全て所定の判定基準を満足し、機能低下等の著しい変化が認められるものはなかった。

以上のことから、組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練および設備に対する改善は確実に実施されており、現在の保守管理の仕組みは妥当であると判断した。

#### ・今後の取り組み

今後も原子力発電所の安全性と信頼性を確保するため、以下の取り組みを実施し、保守管理の保安活動を継続的に改善していく。

また、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故については、同じ原子力事業に携わる者として重く受け止め、同事故により得られた知見に対する安全対策を確実に実施していくとともに、同事故の全体像の解明が更に進み、新たな知見として整理された段階で、必要な対策を適切かつ確実に実施していく。

#### (1) 不適合管理データの蓄積、分析

蓄積した不適合管理データの評価・分析を今後も継続的に行っていくことにより、再発防止に努めていく。

#### (2) 保全の最適化

予防保全を見直し、保全の最適化を行うため、信頼性重視保全(RCM)<sup>3</sup>および状態基準保全(CBM)<sup>4</sup>の適用を進めていく。

#### (3) 高経年化への取り組み

高経年化技術評価により抽出した追加保全については、今後のプラントの状況を勘案しながら、適切に対応していく。

#### (4) 更なる安全性向上対策の実施

東北地方太平洋沖地震により得られた知見を踏まえた更なる安全性向上のため、防波壁の強化、免震重要棟の設置等の安全対策を確実に実施していく。

---

<sup>3</sup> 信頼性重視保全とは、部品の劣化・故障状況および機器機能喪失の影響を考慮し、保全内容・周期を決定する評価手法のことをいう。

<sup>4</sup> 状態基準保全とは、構築物、系統および機器の状態に基づいて保全の時期、内容を計画し、実施する保全形態のことをいう。



資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
1	H17.5	定期検査	自動減圧系に対する電気事業法施行規則第94条の3に基づく定期事業者検査として、自動減圧系の排気管(放出口など含む)に対する損傷、変形および異常の発生状況の確認や、自動減圧系の容量を裏付けるためのストロークやノド部の確認を工事として実施しているとのことであるが、定期事業者検査との関連においてその記録の扱いを明確化しておくことが必要ではないか。 (自動減圧系機能検査)	組織・体制			
2	H17.5	定期検査	判定基準において、「116秒～120秒」と幅を持たせているが、保安規定「信号後120秒以下」や自動逃し弁タイマー設定値「118秒」との関連を含めて、根拠を文書に整理しておくことが必要ではないか。また、事故時操作要領書の備考欄に「120秒」との記載があるが、判定基準を踏まえて「116秒～120秒」と記載を改めることで、保守管理と運転管理との整合性を図ることが必要ではないか。(要領書1, 29頁) (自動減圧系機能検査)	組織・体制			
3	H17.5	定期検査	デジタルオシロの紙送りは、5mm/secの設定にて検査が行われたが、記録紙に印字された寸法目盛りを実測するとやや小さめに印字されている。このオシログラフは目盛りを自動的に印字するため、測定された実際の時間はオシログラフが印字した目盛りを基準に算出しており、この方法で算出された値は妥当性を有すると思われるが、計器の校正記録においては、時間軸との関係を含めて「タイムベース確度±0.02%」の精度を有するとした判断根拠を明確にしておくことが必要ではないか。 (自動減圧系機能検査)	組織・体制			
4	H22.5	是正処置	1号機点検計画表と点検実績との不整合について(最終版)	組織・体制			
5	H22.6	保安検査	島根原子力発電所の保守管理の不備および品質保証の機能不全について	組織・体制		-	資料3.3-2改善状況の考察および追加措置(保守管理-1)

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況； ○：実施済み △：計画済みまたは実施中 ×：未実施 -：実施の必要性なし

再発の有無； ○：再発していない ×：再発している -：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
6	H22.8	是正処置	臨時たな卸しに伴う帳簿と現品の照合における不整合について	組織・体制			
7	H15.11	定期検査	線量当量率等の検査使用した測定器の番号が記録されていないため、校正データの確認ができない。 (固体廃棄物貯蔵所管理状況検査)	社内マニュアル			
8	H15.12	定期検査	検査前確認事項が確認できなかった。 ・校正記録で露点温度計の塩化リチウムの管理状況が確認できない。管理規程等がない。 (原子炉格納容器漏えい率検査)	社内マニュアル			
9	H15.12	定期検査	検査前確認事項が確認できなかった。 ・温度・露点温度測定器が正規の位置に取付けられていることの記録確認で日付の不整合があった。さらに温度・露点温度測定系および圧力測定系に異常のないことの記録確認で、記録の中の項目名が検査要領書のものとは不一致。 (原子炉格納容器漏えい率検査)	社内マニュアル			
10	H15.12	定期検査	検査前確認事項が確認できなかった。 ・原子炉格納容器全体および基準容器が、385kPa まで加圧されていることの確認について、原子炉格納容器内圧力計・基準容器圧力計で 385kPa 以上であることを現場格納容器全体漏えい試験盤で確認した。ただし計器名称は検査要領書記載のものとは異なる。または記載のないものであった。 (原子炉格納容器漏えい率検査)	社内マニュアル			
11	H15.12	定期検査	その他 ・校正記録等の記録用紙上、なつ印が多く押されているが、これらの印が中国電力職員のものであるか、校正を行った社員のものであるか、工事を受けた社員のものであるか、全く不明である。 ・本検査全般に検査前確認事項の中国電力における内容の把握・準備等が不十分。確認すべき各項目において、実際に確認する事項が明確になっておらず、また、中国電力社内においても確認しているのかが不明。 (原子炉格納容器漏えい率検査)	社内マニュアル			
12	H15.12	定期検査	非常用ディーゼル発電機(B)の機関回転速度が判定基準を満足しなかったため再検査が必要。 (非常用ディーゼル発電機,炉心スプレイ系,低圧注水系,原子炉補機冷却系機能検査)	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況；：実施済み　：計画済みまたは実施中　×：未実施　-：実施の必要性なし  
再発の有無；：再発していない　×：再発している　-：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
13	H15.12	定期検査	露点検出器端子間測定記録において、現場で検査時作成した校正記録のメモ中、使用試験器の記載を正式な記録へ転記する際に誤記をしたことが判明した。 原子炉主任技術者からは、本件の改善策として、現場からの記録は正規の記録紙を用いること等を提示されているが、島根原子力発電所の測定機器管理要領等に今回の改善策を反映し、再発防止に努めること。 (原子炉格納容器漏えい率検査)	社内マニュアル			
14	H15.12	定期検査	バウンダリ構成において、弁開閉状態一覧で管理されていないバルブがあったことが判明したことから、管理対象となる弁の見直しを図ること。 (原子炉格納容器漏えい率検査)	社内マニュアル			
15	H16.8	保安検査	「配管減肉事象に係る点検に関する報告について(H16.8.18付けNISA提出)」におけるアイソメ図中の偏流発生箇所抽出漏れおよび小口径配管の減肉管理対象範囲の系統図へのマーキング漏れ	社内マニュアル			
16	H16.11	保安検査	2号原子炉給水ポンプ駆動用タービン軸封蒸気排気管の損傷 (「配管肉厚管理計画書」の点検対象外) 「配管肉厚管理計画書」のQMS上の位置付けが不明確	社内マニュアル			
17	H16.11	保安検査	「保守管理要領」における「保全プログラム及び策定」の位置付けの不明確	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況； ○：実施済み △：計画済みまたは実施中 ×：未実施 -：実施の必要性なし

再発の有無； ○：再発していない ×：再発している -：対象外

## 資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
18	H17.3	定期安全管理審査	<p>平成17年3月17日に実施した定期事業者検査「監視機能健全性確認検査(原子炉プロセス計装)」(要領書番号:S1-73-6)の現地審査において、次の事実が確認された。</p> <p>警報確認検査の警報復帰を確認する手順は、圧力試験装置のブロー弁を開にして減圧し、警報が復帰することを確認すると検査要領書に記載されていたが、実際は圧力試験装置の加圧ハンドルを操作して減圧が実施されていた。また、この警報復帰の確認手順は、警報発生の確認手順および圧抜き手順と合わせた三つの手順を一つの確認項目とした検査手順とされ、検査担当者が複数の項目を一括確認するものとなっていた。</p> <p>同社によれば、実際の減圧操作は加圧ハンドルで行うことが適正で慣習化されているものの、検査要領書の手順に適正な慣習化された手順と異なる手順を記載していたこと、他の確認項目と合わせて一括確認する手順としていたことから、確実にチェックできなかったとの見解であった。</p> <p>検査要領書の手順において、適正な慣習化された手順と異なる手順および複数の項目を一括確認する手順が定められていたことから、これはJEAC4111 8.2.4(1)「検査及び試験は、業務の計画に従って、適切な段階で実施すること。」に対して改善すべき事項であると判断した。</p> <p>(参考) 圧力試験装置は、ピストン式の手動ポンプであり、加圧ハンドルにてピストン位置を操作して圧力調整を行うもので、装置の出口にブロー弁を設けていた。</p>	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備  
 実施状況； ○：実施済み      △：計画済みまたは実施中      ×：未実施      -：実施の必要性なし  
 再発の有無； ○：再発していない      ×：再発している      -：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
19	H17.6	定期安全管理審査	平成17年6月10日に実施した「液体ボイゾン系設備検査(機能・性能)」(要領書番号:S1-101-2,改正1)の実施審査において、次の事実が確認された。 検査要領書の判定基準は「ヒータが断線していない」こととし、判定方法は「抵抗値が無限大でないこと」により断線の有無を確認することと定められていた。一方、電気ヒーターの電気回路は、三相の各々相間に2本のエレメントを並列接続した結線となっており、この結線された状態での相間の抵抗測定を実施するとしていたことから、電気ヒーターを構成するエレメント1本の断線の有無は、この測定方法では全エレメントの抵抗を測定することになるため、抵抗値が無限大とはならず確認できないものであった。 同社は、1号機高経年化評価報告書の中で電気ヒーターの導通試験を実施するとしていたことから、設備担当の機械保修課で電気ヒーターの導通確認として抵抗測定を行うこととして判定基準等を検討したが、電気知識のある専門家を参画させていなかったことから、誤った確認方法が採用されたとのことであった。 確認方法を誤っていたことから、これはJEAC4111 7.6(2)「組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立すること。」に対して改善すべき事項であると判断した。	社内マニュアル			
20	H17.6	是正処置	定期事業者検査「第1種供用期間中検査(漏えい)」(S1-1-2)における不適合事項	社内マニュアル			
21	H17.6	定期検査	定期事業者検査要領書P8の(2)「機能・性能検査」手順1で、「・・・尚、検査中、検査実施責任者は原子炉圧力が通常運転圧力より下がった場合は、検査を一旦中断し原子炉圧力が復帰したことを確認して検査を再開する。」と定められている。機能・性能検査は原子炉圧力が通常運転圧力で行われることが条件の一つである。したがって、原子炉圧力が通常圧力より下がった状態で機能・性能検査を実施した範囲については、再検査することを明記すべきである。 (制御棒駆動水圧系機能検査)	社内マニュアル			

分類；組織・体制/社内マニュアル/教育・訓練/設備

実施状況； :実施済み :計画済みまたは実施中 x:未実施 -:実施の必要性なし

再発の有無； :再発していない x:再発している -:対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
22	H17.6	定期検査	定期事業者検査要領書P10の(2)「機能・性能検査」手順20で、「検査担当者は、抽出した制御棒2本の座標を検査手順チェックシートに記入し、準備が完了したことを検査実施責任者に報告する。」としている。ダブルチェックのためには検査担当者が抽出した制御棒2本の座標を記入した検査手順チェックシートを検査担当者以外の検査関係者が確認したほうが望ましい。 (制御棒駆動水圧系機能検査)	社内マニュアル			
23	H17.6	定期検査	定期事業者検査要領書P8の(2)「機能・性能検査」手順1は、制御棒全97本に関する機能・性能に対する依頼(指示)等を定めたものである。制御棒全97本の90%スクラム時間データが最も遅かった制御棒2本を抽出し、アキュムレータ圧力6.7MPaで機能・性能検査を実施する前にも、同様の依頼(指示)等が必要となる。したがって、定期事業者検査要領書P10の(2)「機能・性能検査」手順21の前にも手順1と同様の手順を入れたほうが好ましい。 (制御棒駆動水圧系機能検査)	社内マニュアル			
24	H17.6	定期検査	定期事業者検査要領書P10の(2)「機能・性能検査」手順24で、「検査実施責任者は抽出した2本の制御棒の90%挿入時間から、アキュムレータ圧力6.7MPaにおける全制御棒97本の90%スクラム時間が全炉心平均で5.0秒以下であることを評価し、通常圧力での検査データが妥当なものであることを確認する。」としている。抽出した2本の制御棒の90%挿入時間から、アキュムレータ圧力の異なる全制御棒97本の90%スクラム時間が全炉心平均で5.0秒以下であることをどのように評価するのか明記すべきである。また、評価した結果、全制御棒97本の90%スクラム時間が全炉心平均で5.0秒以下であることを満足しなかった場合の取り扱いについて設置者の考えを整理しておいたほうが好ましい。 (制御棒駆動水圧系機能検査)	社内マニュアル			
25	H17.6	定期検査	原子炉格納容器の代表空間割合等の検査結果の算出に係る数値については、検査結果の妥当性の証明と後々のトレースのために、その出典を明確にすべきと考える。 (原子炉格納容器漏えい率検査)	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況；：実施済み　：計画済みまたは実施中　×：未実施　-：実施の必要性なし

再発の有無；：再発していない　×：再発している　-：対象外

## 資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
26	H17.6	定期検査	<p>別添4に示すとおり、6月19日に検査官が「インリーク防止処置確認結果」を確認し、シートリークがあった2弁についての処置の記載が不明確であると気付事項としてあげている。再度同記録を確認したところ、事業者は処置内容についての詳細を特段の手続き無しに追記していた。同記録は品質保証活動に係る品質記録であり、これに対する追記、訂正等に際しては、事業者が定める「品質記録管理要領」に従った手順で行う必要がある。本件については、検査官からの指摘を受けて事業者はルールに則った方法をあとづけで適用したが、品質記録の管理を厳格に実施することは検査結果の妥当性を証明する大前提であり、上記の管理要領のより一層の周知徹底を図る必要がある。なお、追記された内容は、事業者が実施した行為をより明確にするために補足説明を加えたものであり、結果に影響するものではなかった。</p> <p>また、検査関連データの採取において、小数点以下の数値の読み取りおよび記載の方法が明確となっていない。これらのデータは検査結果である漏えい率の算出に用いる数値ではなく、検査中の状態監視のために採取しているものであるため、検査結果の判定に影響するものではないが、計器の読み取り方法についてのルールが必要なのではないかと考える。</p> <p>(原子炉格納容器漏えい率検査)</p>	社内マニュアル			

分 類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備  
 実 施 状 況； : 実施済み : 計画済みまたは実施中 x : 未実施 - : 実施の必要性なし  
 再発の有無； : 再発していない x : 再発している - : 対象外

## 資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
27	H17.6	定期検査	<p>本定期事業者検査要領書の「検査目的」には、4項目の機能検査（非常用ディーゼル発電機機能検査、炉心スプレイ系機能検査、低圧注水系機能検査および原子炉補機冷却系機能検査）のそれぞれについて、検査目的と関連する技術基準の条番号が別々に記載されている。しかしながら、本定期事業者検査は原子炉設置許可で想定した事故シナリオ（原子炉冷却材喪失発生時に外部電源喪失を同時に想定）を模擬し、所定の時間内に非常用ディーゼル発電機が必要な電圧を確立し、炉心スプレイ系、低圧注水系および関連する原子炉補機冷却系ならびに原子炉補機海水系の負荷に、予め設定された順序で給電することにより、これらの系統が所定の時間内に必要な系統流量および全揚程を確立することを確認することをもって、技術基準への適合性を判断するものである。</p> <p>このため「検査目的」には、4項目の機能検査の相互関係と技術基準への適合性について上記の原子炉設置許可の基本設計の考え方を追記することで、本検査の検査目的と検査内容の対応および技術基準への適合性の考え方が明確になるものとする。</p> <p>（非常用ディーゼル発電機、炉心スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能検査）</p>	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況； ○：実施済み △：計画済みまたは実施中 ×：未実施 -：実施の必要性なし

再発の有無； ○：再発していない ×：再発している -：対象外



資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
28	H17.6	定期検査	<p>「検査目的」のうち、「4. 原子炉補機冷却系機能検査」については、原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系の機能を検査するものであるにも関わらず、適合性を判断する技術基準としては、第17条第2項（非常用炉心冷却装置）を引用している。当該系統は、第16条第5号の「原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる装置」に該当することから、当該系統の技術基準への適合性を判断する条項は、第16条第5号とするべきである。また、本検査では、原子炉補機冷却系の自動作動弁（9弁）の全閉から全開への作動のみを確認しており、原子炉補機冷却系の機能については、別途、平成17年3月22日～4月7日に「原子炉補機冷却系設備検査（機能・性能、原子炉）」において別の検査として実施されている。以上のことから、「4. 原子炉補機冷却系機能検査」については、原子炉補機冷却系に係る2つの検査の実施内容を踏まえて、技術基準第16条第5号への適合性の観点から、検査内容の統合等の見直しと判定基準の見直しが必要と考える。</p> <p>（非常用ディーゼル発電機、炉心スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能検査）</p>	社内マニュアル			
29	H17.6	定期検査	<p>「検査目的」には機能検査としての「弁動作検査」の記載がないにも関わらず「検査方法」の中には「(2) 弁動作検査」として、炉心スプレイ系および低圧注水系の注水弁の性能検査を実施することが記載されている。このため、「検査目的」において「弁動作検査」の項目を追加し、本検査の位置づけ、検査内容、他の4項目の機能検査との相互関係ならびに原子炉設置許可の観点からの技術基準への適合性との関連について追記するべきである。</p> <p>（非常用ディーゼル発電機、炉心スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能検査）</p>	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況； ○：実施済み △：計画済みまたは実施中 ×：未実施 -：実施の必要性なし  
再発の有無； ○：再発していない ×：再発している -：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
30	H17.6	定期検査	定期事業者検査要領書の「判定基準」では、数値の根拠として「使用前検査」を引用していた項目があったが、使用前検査に用いる判定基準が「工事計画書」であることから、「工事計画書」で数値の根拠がすべて網羅される場合には、「工事計画書」に変更することが必要と考える。 (非常用ディーゼル発電機, 炉心スプレイ系, 低圧注水系, 原子炉補機冷却系機能検査)	社内マニュアル			
31	H17.7	定期検査	運転性能検査では判定基準が高圧注水系自動起動警報の点灯, ポンプの定格流量到達時間(30.0秒以内), 流量特性, 流量, 吐出圧力, 振動, 異音, 異臭および系統の漏えいについては明記されているが, 駆動用タービンの動作状況については記載されておらず, 具体的な基準(異音, 振動, 漏えい等の確認等)を要領書に明記することが望ましい。 (高圧注水系機能検査)	社内マニュアル			
32	H17.7	定期検査	弁の動作試験では判定基準が30.0秒以内に動作することは明記されているが, 弁の動作状況については手順書に『全閉 全開』を確認することとしか記載されておらず, 具体的な基準(異音, 振動, 円滑な動きの確認等)を要領書に明記することが望ましい。 (高圧注水系機能検査)	社内マニュアル			
33	H17.8	定期検査	技術基準第34条第3項の技術基準への適合性を確認することとしているが, この点について確認したところ, 技術基準第16条第2号の適合性を間接的に確認することであったが, 確認するのであれば, 両技術基準の関係を明確化すべきである。 (総合負荷性能検査)	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況； ○：実施済み △：計画済みまたは実施中 ×：未実施 -：実施の必要性なし

再発の有無； ○：再発していない ×：再発している -：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
34	H17.8	定期検査	測定項目に制限値が設定されていないものがある。当該定期事業者検査要領書によれば、制限値を満足しない場合には、定期事業者検査実施要領に基づき対処することとなっているが、目標値があっても制限値が設定されていないものについて、測定データの妥当性を確認するという取り決めはあるものの取扱いが不明確である。 また、測定値は目標値を目安として安定していることを確認するものと考えられ、そのためにも目標値の意味（測定値とどの程度異なった場合、問題となるか、目標値を大幅に逸脱しても他のインターロック機能により原子炉停止される等）を整理しておくほうが望ましい。 （総合負荷性能検査）	社内マニュアル			
35	H17.8	定期検査	技術基準第13条第3項の技術基準への適合性を確認することについては、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年通商産業省令第62号）第34条第3項で準用規定が適用されていることから妥当であるが、参考として間接的に確認していることについては、確認行為としての扱いが不明確である。 （蒸気タービン性能検査（性能））	社内マニュアル			
36	H17.8	定期検査	測定項目に制限値が設定されていないものがある。当該定期事業者検査要領書によれば、制限値を満足しない場合には、定期事業者検査実施要領に基づき対処することとなっているが、目標値があっても制限値が設定されていないものについて、測定データの妥当性を確認するという取り決めはあるものの取扱いが不明確である。 また、測定値は目標値を目安として安定していることを確認するものと考えられ、そのためにも目標値の意味（測定値とどの程度異なった場合、問題となるか、目標値を大幅に逸脱しても他のインターロック機能によりタービントリップする等）を整理しておくほうが望ましい。 （蒸気タービン性能検査（性能））	社内マニュアル			
37	H17.9	保安検査	美浜3号事故を受けた配管肉厚管理における検査対象箇所を選定不適切	社内マニュアル			
38	H18.7	予防処置	コンセント負荷制限未実施に伴う不具合について	社内マニュアル			
39	H18.9	予防処置	部品製作時の異物混入に伴う不具合	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況；：実施済み　：計画済みまたは実施中　×：未実施　-：実施の必要性なし

再発の有無；：再発していない　×：再発している　-：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
40	H18.10	定期安全管理審査	<p>【「点検計画」、「点検計画表」の管理】</p> <p>(1)平成18年9月12日に定期検査として記録確認した「制御棒駆動機構分解検査（要領書番号：S1-26- -22）」において、制御棒駆動機構の対象座標を確認したところ、1本の制御棒駆動機構について対象座標が「検査要領書」ではF-06、「点検計画表」ではF-01となっており不整合が生じていた。</p> <p>同社の説明によると、正はF-06であるが、検査主管課である機械係が「点検計画表」を改正する際に、誤ってF-01を点検対象としたとのことであった。</p> <p>正しい座標の制御棒駆動機構を検査しており定期検査としての技術基準適合性については、問題が無かったが、検査計画の基本となる「点検計画表」に係る事象であることから、本機の定期安全管理審査でフォローすることとした。</p> <p>(2)平成18年10月11日、12日に実施した「ステンレス製配管検査（塩分測定等）（要領書番号：S1-26- -90）」の現地審査において、「点検計画」及び「点検計画表」を確認したところ、目視検査の実施頻度が「点検計画表」では1回/2定検あるのに対し、「点検計画」では1回/1定検となっており不整合が生じていた。</p> <p>同社説明によると、検査主管課である機械係から「点検計画」および「点検計画表」を管理している保守管理課に本検査に係る「点検計画」および「点検計画表」の策定（1回/2定検）が出され、これを受けて保守管理課が「点検計画」および「点検計画表」をデータベース（グローバルファイル）に追加登録したが、「点検計画」への入力ミスに気付かなかったとのことであった。</p> <p>上記2件の当機構による事実確認を受けて、同社は、本機の今回の定期事業者検査に係る「点検計画」、「点検計画表」および「検査要領書」の水平展開調査を実施した。その結果、上記2件の他に「点検計画」（約600頁）に設備の記載漏れ等35件、「点検計画表」（約3000頁）に点検時期の誤記等63件の不整合が確認され、同社がその訂正を完了したことを平成19年3月2日に確認した。</p> <p>以上の事実から、定期事業者検査の基本文書である「点検計画」、「点検計画表」に不整合があったことから、JEAC4111 4.2.3(2)a)「発行前に、適切かどうかの観点から文書を承認する。」に対し改善すべき事項であると判断した。</p>	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況；：実施済み：計画済みまたは実施中 x：未実施 -：実施の必要性なし

再発の有無；：再発していない x：再発している -：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
41	H18.11	定期検査	<p>アキュームレータ圧力および原子炉圧力については、運転条件により若干高めに設定して検査が実施されている。なお、この状態では、設備の特性上、スクラム時間の測定結果が短く計測され、計測結果が非保守側になる性質を有している。</p> <p>このため、計測結果については、適切な補正を施した上で、技術基準適合性を確認すべきものである。</p> <p>このため、本定期事業者検査要領書（第3次改正）では、計測結果に対する補正について、成績書の別紙-5を用いて評価を加えた上で、本検査の判定基準に照らして判定していることを確認した。</p> <p>しかしながら、上述のとおり、本定期事業者検査対象設備の特性を踏まえれば、測定したスクラム時間をそのまま判定に用いることが適切ではないことから、補正を成績書の別紙-5で行うだけでなく、要領書の本文の「.検査方法」においてその旨を明確に記載し、検査結果の妥当性・適切性を裏付けるために、このアキュームレータ圧力および原子炉圧力による影響評価に必要なプロセスを要領書本体に記載するほうが望ましい。</p> <p>また、補正の基礎となるアキュームレータ運転制限値下限圧力における試験結果については、今回の定期事業者検査の結果においては、運転開始時の起動試験データおよび第25回定期事業者検査データを元にしている。今後、こうしたデータについては、最新のデータを適宜採取し活用していくことが望ましい。</p> <p>その他、本定期事業者検査における技術基準適合性確認に必要なプロセスについて、従来からの慣習を基本としながらも、適切なものとなるよう不断の見直しを行い、現状において、適切なものとしていく取り組みが必要と考える。</p> <p>（制御棒駆動水圧系機能検査）</p>	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況； ○：実施済み △：計画済みまたは実施中 ×：未実施 -：実施の必要性なし

再発の有無； ○：再発していない ×：再発している -：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
42	H18.11	定期安全 管理審査	<p>平成18年11月7日に実施した「配管肉厚検査（要領書番号：S1-26-86）」の現地審査において、復水フィルタ出口ヘッダー配管（F系）について超音波厚さ計による通常測定（50mmピッチで測定）で測定された肉厚が製造上の最小厚さ未満となった箇所（以下「精密測定ポイント中心」という。）に対して、追加して精密測定（精密測定ポイント中心周辺を10mmピッチで測定すること。）を協力会社検査員が実施していたが、測定ポイントマーキングについて以下の事実を確認した。</p> <p>・超音波厚さ計による肉厚測定方法を規定した「配管肉厚管理手引書」においては、精密測定ポイント中心の周囲100mm角の範囲内全てを10mmピッチで規定されたマーキングを施し測定することになっている。</p> <p>しかし、実際のマーキングは一部のみであり100mm角の範囲内全てについてはマーキングが施されていない。</p> <p>協力会社検査員は規定されたマーキングがない状態でケガキ線の交点で測定していたことおよび現地審査した上記配管（F系）以外の精密測定においては、適切にマーキングされていたことを聞き取りおよび記録により確認した。</p> <p>「配管肉厚管理手引書」に規定されている測定ポイントマーキングが一部実施されていないことから、JEAC4111 8.2.4(1)「検査及び試験は、業務の計画に従って、適切な段階で実施すること。」に対し改善すべき事項であると判断した。</p>	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況； ○：実施済み △：計画済みまたは実施中 ×：未実施 -：実施の必要性なし

再発の有無； ○：再発していない ×：再発している -：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
43	H18.11	定期安全管理審査	<p>本定期事業者検査である「原子炉格納容器漏えい率検査」については、前回定期事業者検査まで測定機器として重要な基準容器の容積が適切ではなかったことが判明したことから、基準容器の容積を適切なものに改造し、今回の定期事業者検査で始めて測定したものであることから、24時間測定としている。この旨が、改正履歴には記載されているが、本文にはこうした記載がない。</p> <p>この定期事業者検査は、計器校正、取付、基準容器試験、局部漏えい試験、隔離弁間漏えい試験、弁分解点検作業、バウンダリ構成、格納容器加圧、漏えい確認、データ測定、降圧、復旧を適切に行うためのものであり、これらをカバーする定期事業者検査の中での範囲が広く、管理対象設備についても非常に多い特徴を有している。</p> <p>このため、本検査の目的を明確にし、それを適切に実現するためのプロセス構築を適切に行うことが不可欠である。</p> <p>しかしながら、本定期事業者検査要領書では、格納容器加圧、漏えい確認、データの測定など、格納容器漏えい率測定を主に記載されており、その他関連する作業は別冊にとりまとめられているが、格納容器漏えい率検査にかかる作業全般のワークフロー、各プロセスの相互関係が明確でなかった。</p> <p>本検査の事案の性質を踏まえると、大プロセス、中プロセス、小プロセスなど、プロセスの大小によってワークフローを整理するなどして管理していくことも必要である。</p> <p>本検査要領書については、他電力において平成14年に発生した格納容器漏えい率検査の偽装に対して、不正の入り込む余地を排除すべく作成した要領書を基本としているようであるが、適切な定期事業者検査として、どうあるべきか、要求事項に照らして、再整理することが必要である。技術基準適合性確認に必要なプロセスについて、従来から慣習を基本としながらも、適切なものとなるよう不断の見直しを行い、現状において、適切なものとしていく取り組みが必要と考える。</p>	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況； ○：実施済み △：計画済みまたは実施中 ×：未実施 -：実施の必要性なし

再発の有無； ○：再発していない ×：再発している -：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
44	H18.11	定期安全管理審査	露点温度などの監視パラメータは測定時間毎に計測されているものの、単に最終的な漏えい率を得るためのデータとして記録するものではなく、計測過程の状態推移を的確に掌握できるように適宜に多面的な分析を行い、原子炉格納容器の状態変化（トレンド）を把握しながら適切な技術的評価を行うことも重要である。 また、確認資料リスト4に示す「圧力静定の判定基準について（H16.10.14）」の中で、「原子炉格納容器内温度および露点温度を15分毎にプロットし、グラフがほぼ直線的になった時点を測定する。」との判定基準について、『これは、JEAC4203試験標準方案（基準容器法）4.3項「測定開始基準時刻の決定」での判定方法と同じである。』と解説されている。しかし、JEAC4203の4.3項では、「差圧又は%漏えい量をプロットし、それらのグラフがほぼ直線的に変化するようになった時刻」と解説されており、両者の解説において相違があることから今後確認することが必要と考える。	社内マニュアル			
45	H18.11	定期安全管理審査	記載の適正化が望ましい点（非常用ディーゼル発電機自動起動時間測定の開始点等）を指摘した結果、事業者は次回検査への反映事項とする旨の回答があった。	社内マニュアル			
46	H18.11	定期安全管理審査	系統炉心スプレイ系系統流量のループ精度の確認において、流量変換器と流量記録計との間に設置されている抵抗（精度：0.2%）が考慮されていなかった。 この抵抗を考慮して評価した結果、当所のループ精度に影響を与えるものでないことを確認した。事業者は今後は抵抗の精度をループ精度の評価に加える旨の回答があった。	社内マニュアル			
47	H18.11	定期安全管理審査	他電力で発生した事象の反映として、機能検査時非常用ガス処理系の放射線モニタ指示についても確認することを検査要領書に記載することが望ましい。	社内マニュアル			
48	H19.1	予防処置	2号機B - 第3給水加熱器水位警報発報事象について	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況； ○：実施済み △：計画済みまたは実施中 ×：未実施 -：実施の必要性なし

再発の有無； ○：再発していない ×：再発している -：対象外



資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
49	H19.1	定期安全管理審査	<p>平成19年1月18日、19日に実地審査として実施した「給・復水系設備検査(機能・性能)(要領書番号:S1-26-41-2)」において、検査要領書に記載された振動の判定基準について以下の事実を確認した。</p> <p>検査要領書では、原子炉給水ポンプ電動機(以下「電動機」という。)の振動については、判定基準は82<math>\mu</math>m以下となっていた。しかし同社が提示したメーカー文書では、電動機の振動の管理値は36<math>\mu</math>m以下となっていた。</p> <p>なお、電動機の実際の振動測定値は36<math>\mu</math>m以下であった。</p> <p>本検査における電動機の振動の判定基準(82<math>\mu</math>m以下)根拠について、同社に確認したところ、以下の説明があった。</p> <p>・本検査は通常運転ではなく振動が高くなるミニマムフロー運転での検査であることから、ポンプの振動の判定基準は通常運転時管理値ではなく「軽水型原子力発電所の運転保守指針(JEAG4803-1999)に従い、設計流量の20%より少ない流量で試験を行う場合の判定基準82<math>\mu</math>m以下を採用した。電動機についても同条件下でポンプと直結しているため、ポンプと同じ82<math>\mu</math>m以下を判定基準として採用した。</p> <p>・しかし、機構の質問を受けてあらためて電動機メーカーに確認したところ、「電動機の振動の管理値はミニマムフロー運転でも36<math>\mu</math>m以下である」との回答があったことから、電動機の振動の判定基準は36<math>\mu</math>m以下が妥当であると判断する。</p> <p>電動機の振動の判定基準を適切に定めているとは言えないことから、JEAC41117.1(3)「業務の計画に当たっては、組織は次の事項について該当するものを明確にすること。C)その業務のための検証、妥当性確認、監視、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準」に対して改善すべき事項であると判断した。</p>	社内マニュアル			
50	H19.7	予防処置	2号機制御油ポンプ自動起動テスト電磁弁(PSV235-11B)作動不良	社内マニュアル			
51	H19.7	予防処置	2号機B-所内変圧器冷却ファン(2群-No.6)のうなり音について	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況；○：実施済み △：計画済みまたは実施中 ×：未実施 -：実施の必要性なし  
再発の有無；○：再発していない ×：再発している -：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
52	H20.2	定期安全管理審査	<p>平成20年2月5日に実施した実地審査において以下の事象を確認した。</p> <p>定期事業者検査の「構造健全性検査（機械関係分）」における計装用空気圧縮機空気槽の健全性確認は、通常運転状態で外表面から著しい漏えいがないことを発泡液により確認している。</p> <p>しかしながら、本検査においては、使用された発泡液の有効性の確認が行われずに漏えい検査が実施された。</p> <p>検査が終了した後、同発電所はJNES審査員からの発泡液に対する確認事項（発泡液のロット番号の成績書への記載について、試験成績書の提示等）について調査したところ、使用した発泡液は2000年5月製造の品で、メーカー保証期間である「製造日から2年間」を大幅に超過していることが判明した。</p> <p>検査前段階において、合否判定に影響を与える発泡液の有効性の確認が行われていなかったことは、JEAC41117.1.(3)c「業務の計画に当たっては、組織はその業務のための検証、妥当性確認、監視、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準を明確にすること。」に対し改善すべき事項であると判断した。</p>	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況； ○：実施済み △：計画済みまたは実施中 ×：未実施 -：実施の必要性なし

再発の有無； ○：再発していない ×：再発している -：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
53	H20.4	定期安全管理審査	<p>平成20年4月1日に実施した特別な検査である「高圧注水系設備検査(機能・性能)」の実地審査において以下の事実を確認した。</p> <p>検査要領書の高圧注水系蒸気タービン機械式非常用調速装置作動試験の判定基準は、「設定速度5000±80rpmにて動作し、動作時に中央制御室903盤警報「タービントリップ」が発報すること。」と規定されていた。また検査手順にて、「蒸気入口弁(MV24-3)及び主塞止弁(HV24-1)が全閉したことの確認。」の確認行為が規定されていた。</p> <p>しかしながら、機械式非常用調速装置作動時に、「タービントリップ」警報が発報しなかった。また、合わせて作動するとしていた蒸気入口弁(MV24-3)が閉動作しなかった。</p> <p>本件に関し同発電所より判定基準を満足していないため不適合であり、調査を行うとの報告を受けた。</p> <p>同発電所によりシーケンスを調査した結果、機械式非常用調速装置作動時には「タービントリップ」警報は発報しないこと及び蒸気入口弁(MV24-3)は閉動作しないことが分かり、定期事業者検査要領書の誤りであるとの報告を受けた。</p> <p>以上のことから、検査要領書に機械式非常用調速装置の作動時に発報しない警報名を記載、また閉動作しない弁を閉動作するとしていたことは、JEA C41117.1.(3)c)業務の計画に当たっては、組織はその業務のための検証、妥当性確認、監視、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準を明確にすること。」に対し改善すべき事項であると判断した。</p>	社内マニュアル			
54	H20.10	予防処置	2号機A-燃料プール冷却系フィルタブリコート材漏えいについて	社内マニュアル			
55	H20.10	予防処置	2号機タービンパイパス弁の弁箱内弁座がスケット面他の浸食について	社内マニュアル			
56	H20.11	予防処置	2号機B-原子炉保護系MG軸受部の異音発生について	社内マニュアル			
57	H21.6	予防処置	1号機インターロック試験(電気担当分)実施時の予備変圧器受電遮断器の自動投入	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況； ○：実施済み △：計画済みまたは実施中 ×：未実施 -：実施の必要性なし

再発の有無； ○：再発していない ×：再発している -：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
58	H21.9	定期安全 管理審査	AV52-52 弁の「目視・表面検査記録」の表面検査（浸透探傷検査）の結果チェック欄にレ点がなく、指示模様の有無と浸透探傷検査結果良否が不明の状態であったにもかかわらず、検査手順の中で表面検査結果が判定基準を満足するとして、当該定期事業者検査の結果が「合格」とされていた。事業者によれば、検査担当者は当該弁の浸透探傷結果が問題ないことを確認していたが、検査手順では表面検査結果の記録を確認することとなっており、表面検査記録の検査結果欄にレ点がない状態では検査手順の内容を確認したことにはならないことから、当該弁についての表面検査を再度実施することを決定した。その後の再検査の結果、適切に作成された検査記録によって当該弁の検査結果は判定基準を満足することが確認されたが、事業者は品質管理の観点から記録の記載漏れや不適切な判定に対する原因究明や是正処置を検討・実施するとしていることから、定期安全管理審査にてフォローすることとする。	社内マニュアル			
59	H22.7	予防処置	2号機燃料取替機走行レールと転倒防止金具の接触について	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況； ○：実施済み △：計画済みまたは実施中 ×：未実施 -：実施の必要性なし

再発の有無； ○：再発していない ×：再発している -：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
60	H22.10	定期安全管理審査	<p>平成22年10月14日、22日、25日、26日に保守管理の不備に係る事案に対する審査を実施した結果、今保全サイクル(第28保全サイクル)で実施した定期事業者検査項目のうち「主要弁検査(TIPボール弁)」の点検実績において、以下の事実を確認した。</p> <p>同発電所のマニュアル「点検計画作成・運用手順書」には、以下の項目が定められている。</p> <p>【点検実績の反映】</p> <p>点検実績の反映は設備主管課長が、工事報告書の点検記録を確認し、『「点検計画表」策定・変更書』により点検実績の反映(計画どおり実施されない場合を含む)を保修管理課長に通知する。保修管理課長は、各課長からの通知に基づき「点検計画表」を変更する。</p> <p>【点検実績の確認】</p> <p>保修管理課長は、設備主管課長からの通知に基づき実績を反映した「点検計画表」にて、実績反映箇所の確認を設備主管課長に依頼する。</p> <p>設備主管課長は、保修管理課長からの依頼に基づき「点検計画表」に点検実績が反映されている事を確認する。</p> <p>第28回定期事業者検査要領書[主要弁検査(TIPボール弁):S1-28- -77-8]の検査対象であるTIPボール弁(MV94-1A~1C)の定期事業者検査の実施状況を確認したところ、次表のとおり検査要領書では分解検査の計画はなく、また、定期事業者検査成績書の記録も確認できなかった。</p> <p>一方、予実績を管理している「点検計画表」には当該弁は点検実績があるものとして“ ”注が記載されていた。</p> <p>なお、「点検計画表」の当該弁の段落には定期事業者検査項目と、協力事業者が請負って実施する点検内容が記載されているが、協力事業者に点検を発注した仕様書および点検記録においても計画および実績は確認できなかった。</p> <p>定期事業者検査を実施していないにも関わらず、予実績を管理している「点検計画表」に実績反映が正しく実施されていないことは、JEAC4111-2009/7.5.3(2)「組織は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して、業務の状態を識別しなければならない。」に対して、改善すべき事項であると判断した。</p>	社内マニュアル			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況； ○：実施済み △：計画済みまたは実施中 ×：未実施 -：実施の必要性なし

再発の有無； ○：再発していない ×：再発している -：対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
61	H23.6	定期安全管理審査	<p>「島根1号機 第29 保全サイクル定期事業者検査「中央制御室非常用循環系機能検査(S1-29- -31)」の再検査について(H23.6.3)」について、事業者から連絡を受け確認した結果、以下の事実を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・検査担当課(発電部(第一発電))は、中央制御室非常用循環系機能検査(S1-29- -31)に係る機器のうち、「点検計画表」で点検が予定されている機器(中央制御室非常用循環送風機入口ダンパ(AD64-7)および中央制御室非常用循環送風機バイパスダンパ(AD64-8))の分解点検が当該系統の作業工程調整段階において計画されなかったため、結果として、予定していた分解点検が未了の状態、当該機能検査を実施した。</li> <li>・点検担当課(保守部(タービン))は、中央制御室非常用循環系機能検査(S1-29- -31)終了時に、「点検計画表」に基づいて、当該機能検査に係る機器(中央制御室非常用循環送風機入口ダンパ(AD64-7)および中央制御室非常用循環送風機バイパスダンパ(AD64-8))の分解点検を実施した。</li> <li>・検査担当課(発電部(第一発電))、点検担当課(保守部(タービン))、工程担当課(保守部(保守管理))の間で、中央制御室非常用循環系機能検査(S1-29- -31)を実施するにあたって、当該機器(中央制御室非常用循環送風機入口ダンパ(AD64-7)および中央制御室非常用循環送風機バイパスダンパ(AD64-8))の点検実施有無の確認調整が十分に行われなかったことから、結果として機能検査後に分解点検を実施するに至った。</li> </ul>	社内マニュアル			
62	H16.3	是正処置	2号機原子炉再循環ポンプ点検工事(第11回定期検査)	教育・訓練			
63	H21.3	予防処置	1号機制御棒誤挿入について	教育・訓練			
64	H22.7	予防処置	2号機導電率変換器購入仕様誤り	教育・訓練			
65	H16.8	保安検査	1号機定期試験「系統原子炉補機冷却系/原子炉補機海水系ポンプ手動起動試験におけるポンプ停止時のD-原子炉補機冷却水ポンプの逆転および定期試験チェックシート「試験結果欄」への記載不備	設備			

分類；組織・体制/社内マニュアル/教育・訓練/設備

実施状況； :実施済み :計画済みまたは実施中 x:未実施 -:実施の必要性なし  
再発の有無； :再発していない x:再発している -:対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
66	H17.3	是正処置	定期事業者検査「主要弁検査(タービン建物)」(要領書番号:S1-136-2)目視検査における不適合事項	設備			
67	H17.7	是正処置	1号機E-原子炉格納容器真空破壊弁全閉確認不能	設備			
68	H18.10	是正処置	1号機復水貯蔵タンク水位計配管取付部の腐食について	設備			
69	H18.11	是正処置	1号機復水フィルタ出口ヘッダー配管減肉事象について	設備			
70	H18.11	予防処置	雑固体焼却設備雑固体投入機投入ダンパリミットスイッチのリード先端部ローラ破損	設備			
71	H18.11	予防処置	1号機C-復水デミネ樹脂移送時の水漏れについて	設備			
72	H18.12	予防処置	1号機A-ペーパーエキストラクタ用電動機冷却ファン折損について	設備		-	資料3.3-2改善状況の考察および追加措置(保守管理-2)
73	H19.11	是正処置	1号機燃料取替装置燃料把握機の変形について(事後報告)	設備			
74	H20.1	予防処置	共通設備 B-サイトバンカ建物排気モニタサンプリング装置ヒータ不良について	設備			
75	H20.2	予防処置	1号機A-非常用ガス処理系系統流量指示不調について	設備		-	資料3.3-2改善状況の考察および追加措置(保守管理-3)
76	H20.3	予防処置	1号機B-残留熱除去系試験可能逆止弁開閉表示ランプ不点灯について	設備			
77	H20.7	是正処置	1号機原子炉隔離時冷却系蒸気管破断検出警報発報について	設備			
78	H20.8	是正処置	1号機高圧注水系の運転上の制限の逸脱について	設備			
79	H20.8	予防処置	1号機B-残留熱除去系熱交冷却水出口弁(MV14-8B)現場開度計の指示不良について	設備			

分類；組織・体制/社内マニュアル/教育・訓練/設備

実施状況； :実施済み :計画済みまたは実施中 x:未実施 -:実施の必要性なし  
再発の有無； :再発していない x:再発している -:対象外

資料3.3-1 保安活動改善状況一覧表

No	年月	内部評価 外部評価	指摘等の内容	分類	実施 状況	再発 の有無	備考
80	H20.10	予防処置	電源迂回作業に伴う2号機B - 残留熱除去系ポンプ自動停止について	設備			
81	H21.3	是正処置	1号機制御棒誤挿入について	設備			
82	H21.4	予防処置	1号機床ドレンフィルタ上蓋フランジ部漏えい跡について	設備		-	資料 3.3-2 改善状 況の考 察およ び追加 措置 (保守 管理- 4)
83	H21.4	予防処置	1号機R/B電灯分電盤(RLP-1-2N)内ELBの2次側配線変色について	設備		-	資料 3.3-2 改善状 況の考 察およ び追加 措置 (保守 管理- 5)
84	H21.4	予防処置	2号機B - 除じんポンプ出口逆止弁からの漏えいについて	設備			
85	H21.5	予防処置	1号機A - 除じんポンプ出口逆止弁パイパス弁からの漏えいについて	設備			
86	H21.5	予防処置	1号機復水輸送系計器電源装置取替作業における警報誤発報について	設備			
87	H21.9	予防処置	B - スクラム排出水容器ドレン弁(AV212-2B)駆動部からの空気漏えい	設備			
88	H22.5	予防処置	2号機原子炉浄化系入口内側隔離弁(MV213-3)グランドリークオフ配管の折損について	設備		-	資料 3.3-2 改善状 況の考 察およ び追加 措置 (保守 管理- 6)
89	H23.9	予防処置	1号機補給水配管からの漏えいについて	設備			
90	H24.1	是正処置	2号機中性子源領域計装の動作不能(運転上の制限の逸脱)	設備			

分類；組織・体制／社内マニュアル／教育・訓練／設備

実施状況；：実施済み：計画済みまたは実施中 x：未実施 -：実施の必要性なし

再発の有無；：再発していない x：再発している -：対象外



資料3.3-2 改善状況の考察および追加措置  
(保守管理-1)

1. 管理番号：保守管理 - 1
2. 「保安活動改善状況一覧表」の通し番号：No. 5
3. 評価項目：(保安検査)
4. 指摘等の内容  
島根原子力発電所の保守管理の不備及び品質保証の機能不全について
5. 改善内容  
「島根原子力発電所の保守管理並びに定期事業者検査に係る調査報告（最終）」（平成22年6月3日）にて策定した再発防止対策を実施する。
  - (1) 直接的な原因に対する再発防止対策
  - (2) 根本的な原因に対する再発防止対策
  - (3) その他の取組み
6. 現在の改善状況に対する考察  
「島根原子力発電所の保守管理並びに定期事業者検査に係る調査報告（最終）」（平成22年6月3日）にて策定した再発防止対策については、対策ごとにアクションプランを作成し、体制、具体的な方策、評価方法および有効性評価等を定め実施しているところであるため、更なる追加措置は必要ないと判断した。
7. 追加措置案  
なし
8. その他  
なし

資料3.3-2 改善状況の考察および追加措置  
(保守管理-2)

1. 管理番号：保守管理 - 2
2. 「保安活動改善状況一覧表」の通し番号：No.72
3. 評価項目：(予防処置)
4. 指摘等の内容  
1号機A - ベーパエキストラクタ用電動機冷却ファンの折損について
5. 改善内容  
ウエスが巻き込まれファンが折損していた事象に鑑み、電動機の既設冷却ファンカバーの外側にメッシュ状の保護網を設け、異物の吸込み防止を図る。  
【対象機器】  
1, 2号機低圧電動機で機外に冷却ファンを設けている電動機(縦型電動機は、すでに上部に異物防止カバーがあるため対象外)  
【実施時期】  
電動機の分解点検に合わせて実施する。
6. 現在の改善状況に対する考察  
電動機の分解点検にあわせて実施しており、今後も継続的に定期検査における電動機の分解点検にあわせ実施する計画としているため、更なる追加措置は必要ないと判断した。
7. 追加措置案  
なし
8. その他  
なし

資料3.3-2 改善状況の考察および追加措置  
(保守管理-3)

1. 管理番号：保守管理 - 3
2. 「保安活動改善状況一覧表」の通し番号：No.75
3. 評価項目：(予防処置)
4. 指摘等の内容  
1号機A - 非常用ガス処理系系統流量指示不調について
5. 改善内容  
微差圧で使用している発信器について、今後取替を行う場合は、微差圧用として開発された発信器への取替を実施する。
6. 現在の改善状況に対する考察  
発信器の取替にあわせて実施しており、今後も継続的に発信器の取替にあわせて実施する計画としているため、更なる追加措置は必要ないと判断した。
7. 追加措置案  
なし
8. その他  
なし

資料3.3-2 改善状況の考察および追加措置  
(保守管理-4)

1. 管理番号：保守管理 - 4
2. 「保安活動改善状況一覧表」の通し番号：No.82
3. 評価項目：(予防処置)
4. 指摘等の内容  
1号機床ドレンフィルタ上蓋フランジ部漏えい跡について
5. 改善内容
  - (1) 調査  
1,2号機廃棄物処理設備において1号機床ドレンフィルタのフランジ構造と同様な機器の有無を調査する。
  - (2) 仕分け  
構造が同様な機器について点検実績,ライニングおよびパッキン仕様等から漏えいの可能性があるものについて対策を実施するよう仕分けを行う。
  - (3) 水平展開  
対策が必要な機器について水平展開による処置を実施する。(ゴムライニングの修理等)
6. 現在の改善状況に対する考察  
現在,同様な機器の抽出および仕分けまで完了しており,今後の対策時期および内容を検討している状態にあることから,更なる追加措置は必要ないと判断した。
7. 追加措置案  
なし
8. その他  
なし

資料 3.3 - 2 改善状況の考察および追加措置  
(保守管理 - 5)

1. 管理番号：保守管理 - 5
2. 「保安活動改善状況一覧表」の通し番号：No.83
3. 評価項目：(予防処置)
4. 指摘等の内容  
1号機 R / B 電灯分電盤 ( R L P - 1 - 2 N ) 内 E L B の 2 次側配線変色について
5. 改善内容  
電灯分電盤接続部の調査を行い，はんだ処理の有無を確認する。  
はんだ処理されているものがあれば，接続部の修理を実施する。
6. 現在の改善状況に対する考察  
今後，電灯分電盤接続部のはんだ処理の有無を調査し，修理を行う計画としているため，更なる追加措置は必要ないと判断した。
7. 追加措置案  
なし
8. その他  
なし

資料3.3-2 改善状況の考察および追加措置  
(保守管理-6)

1. 管理番号：保守管理 - 6
2. 「保安活動改善状況一覧表」の通し番号：No.88
3. 評価項目：(予防処置)
4. 指摘等の内容  
2号機原子炉浄化系入口内側隔離弁(MV213-3)グランドリークオフ配管の折損について
5. 改善内容  
腐食・減肉の有無および配管材質に応じて、配管の材質変更、取替修理または定期的な放射線透過試験による減肉傾向等の確認を実施する。
6. 現在の改善状況に対する考察  
今後、計画的に配管の取替修理または放射線透過試験による減肉傾向等の確認を実施する計画としているため、更なる追加措置は必要ないと判断した。
7. 追加措置案  
なし
8. その他  
なし



資料 3 . 3 - 4 主要機器の改造・取替実績

系統・機器 ノズル・胴	年 度		H.15 24	16 25	17 25	18 26	19 27	20 27	21 28	22 29	23	備 考
	定検回数											
原子炉圧力容器												高周波加熱処理
炉内構造物												
計測制御												
その他												
炉心支持板												
シュラウド												
シュラウドサポ-ト												



系統・機器	年 度		H.15 24	16 25	17 25	18 26	19 26	20 27	21 28	22 29	23	備 考
	定	検										
	回	数										
再循環ポンプ												ケーシングカバー取替
再循環ポンプ用電動機												
M - Gセット												
主要配管					配管取替							高周波加熱処理 配管取替
主要弁												
計測制御												
電源												
その他												

系統・機器	年 度		H.15 24	16		17		18		19		20		21		22		23		備 考
	定検回数			25		26		27		28		29		30		31				
制御棒																				
制御棒駆動機構										予備品と入替										
制御棒駆動水圧ユニット										HCU点検手入										
制御棒駆動水圧ポンプ																				
制御棒駆動水圧ポンプ用電動機																				
スクラム排水容器																				
その他																				
主要配管																				

制御棒及び制御棒駆動系

系統・機器 制御棒及び制御棒駆動系	年 度												備 考	
	H.15 24	16 25	17 25	18 26	19 27	20 27	21 28	22 29	23 29					
主要弁														
計測制御														R M C S / R P I S 制御部取替
電源														
液体ボイズンポンプ														
液体ボイズンポンプ用電動機														
液体ボイズンタンク														
主要配管														
主要弁														
計測制御														
電源														

系統・機器	年 度		H.15 24	16 25	17 26	18 27	19 28	20 29	21 30	22 31	23	備 考
	定 検 回 数											
主 蒸 気 系 主蒸気隔離弁												
主蒸気安全弁・逃し弁（安全弁）												安全弁・逃し弁（安全弁）取替
主要配管												
主要弁												
計測制御												
電源												
その他												

系統・機器	年度 H.15 24	年 度												備 考	
		16 25	17 26	18 26	19 27	20 27	21 28	22 29	23						
残留熱除去ポンプ															
残留熱除去ポンプ用電動機															
熱交換器															
主要配管														原子炉圧力容器上蓋スブレイ配管改造	
主要弁									主要弁取替						
計測制御															
電源															
その他														ポンプ入口ストレーナー取替	

系統・機器	年 度		H.15 24	16 25	17 25	18 26	19 26	20 27	21 28	22 29	23	備 考
	定検回数											
原子炉 原子炉隔離時冷却水ポンプ												
隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却水ポンプ用タ - ビン												
主要配管												
主要弁												
計測制御												原子炉隔離時冷却系制御装置取替
電源												
その他												

系統・機器	年 度		H.15 24	16		17		18		19		20		21		22		23		備 考
	定検回数			25		26		27		28		29		30		31				
炉心スプレイポンプ																				
炉心スプレイポンプ用電動機																				
レイ系																				
主要配管																				
主要弁																				
計測制御																				
電源																				
その他																				ポンプ入口ストレーナー取替

系統・機器	年 度 定検回数	H.15 24	16 25	17 25	18 26	19 27	20 27	21 28	22 29	23	備 考
高 圧 注 水 系											
高圧注水ポンプ											
高圧注水昇圧ポンプ											
高圧注水タービン											
主要配管											
主要弁											
計測制御											
電源											
その他											



系統・機器	年 度		H.15 24	16		17		18		19		20		21		22		23		備 考
	定検回数			25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	
原子炉格納容器	ペネトレ・シヨン																			
原子炉補機冷却系	サブレシヨンチェンバ																			
	原子炉補機冷却水ポンプ																			
	原子炉補機冷却水ポンプ用電動機																			
	熱交換器																			
	主要配管																			

系統・機器	年 度		H.15 24	16		17		18		19		20		21		22		23		備 考
	定検回数			25		26		27		28		29		30		31				
原子炉補機冷却系																				
主要弁																				
計測制御																				ヘッドタンク水位計設置
電源																				
その他																				
原子炉建物																				水素濃度計設置
非常用ガス処理系																				
排風機																				
非常用ガス処理装置																				
主要配管																				

系統・機器	年 度		H.15 24	16 25	17 25	18 26	19 27	20 27	21 28	22 29	23	備 考
	定検回数											
非常用 主要弁												
計測制御												
電源												
可 燃 性 力 入 濃 度 制 御 系												
蒸発器												
加熱器												
主要配管												
主要弁												
計測制御												
電源												



系統・機器	年 度		H.15 24	16		17		18		19		20		21		22		23		備 考
	定検回数			25		26		27		28		29		30		31				
制御 建物 空調 換気系	非常用再循環処理装置																			
	送排風機																			
	計測制御																			
	電源																			
原子炉補機海水系	原子炉補機海水ポンプ																			
	原子炉補機海水ポンプ用電動機																			
	熱交換器																			



系統・機器 循環ポンプ	年 度		H.15 24	16 25	17 25	18 26	19	20 27	21 28	22 29	23	備 考	
	定検回数												
原子炉 浄化系													
熱交換器													再生熱交換器取替 非再生熱交換器取替
主要配管													
主要弁													
計測制御													
電源													
その他													

系統・機器 排ガス処理系	年度 定検回数	H.15 24	16 25	17 25	18 26	19 27	20 27	21 28	22 29	23	備考
予熱器											
再結合器									再結合器触媒取替		
復水器											
排ガスブロワ											
再生ガスブロワ											
抽出器											
除湿冷凍機											
フィルタ											
主要配管											
主要弁											
計測制御											
電源											



系統・機器	年 度		H.15 24	16 25	17 25	18 26	19	20 27	21 28	22 29	23	備 考
	定	検										
回数												
燃料プ - ル冷却水ポンプ												
燃料プ - ル冷却水ポンプ用電動機												
スキマサ - ジタンク												
熱交換器												
主要配管												
主要弁												
計測制御												使用済燃料プ - ル温度・水位計設置
電源												
使用済燃料貯蔵プ - ル												水位計 (スケール) 設置

系統・機器	年度 H.15 24	16 25	17 26	18 27	19 28	20 29	21 30	22 31	23	備考
燃料取替機						燃料取替装置インターロック改造				燃料取替機燃料ホイスト回転電動化
プロセス放射線モニタ		原子炉建物排気放射線モニタ取替		格納容器ドライウェルモニタ他取替						
プロセス放射線モニタ系		排ガス貯蔵タンク出口モニタ取替 排気筒モニタ他取替								原子炉補機冷却水モニタ他取替
出力領域モニタ			出力領域モニタ盤耐震補強							LPRM検出器集合体取替 出力領域モニタ電解コンデンサ取替 出力領域計装盤耐震補強
その他										TIP案内管，火薬切断弁取替 安全保護系差圧指示スイッチ取替 安全保護系電子式発信器取替 安全保護系電子式発信器取替 原子炉保護系トリップユニット修理
安全保護系										



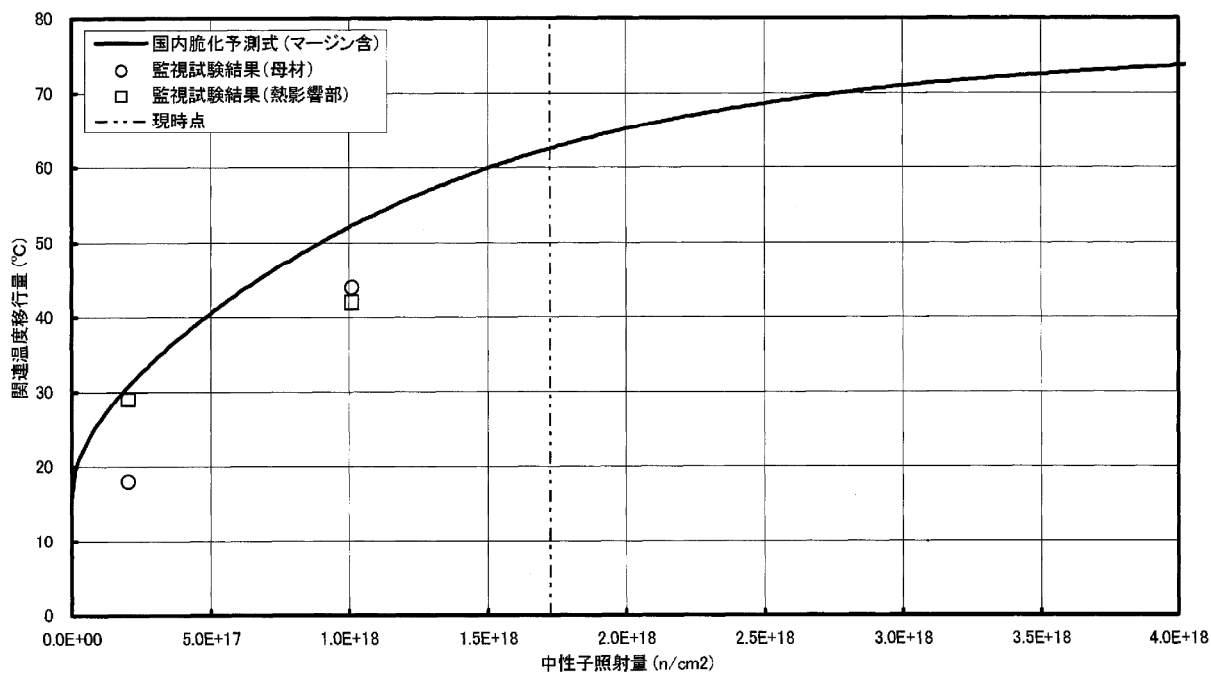


図 a . 円筒胴 (炉心域) の  $RT_{NDT}$  の  
予測値 ( J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 ) と実測値 ( 母材 )

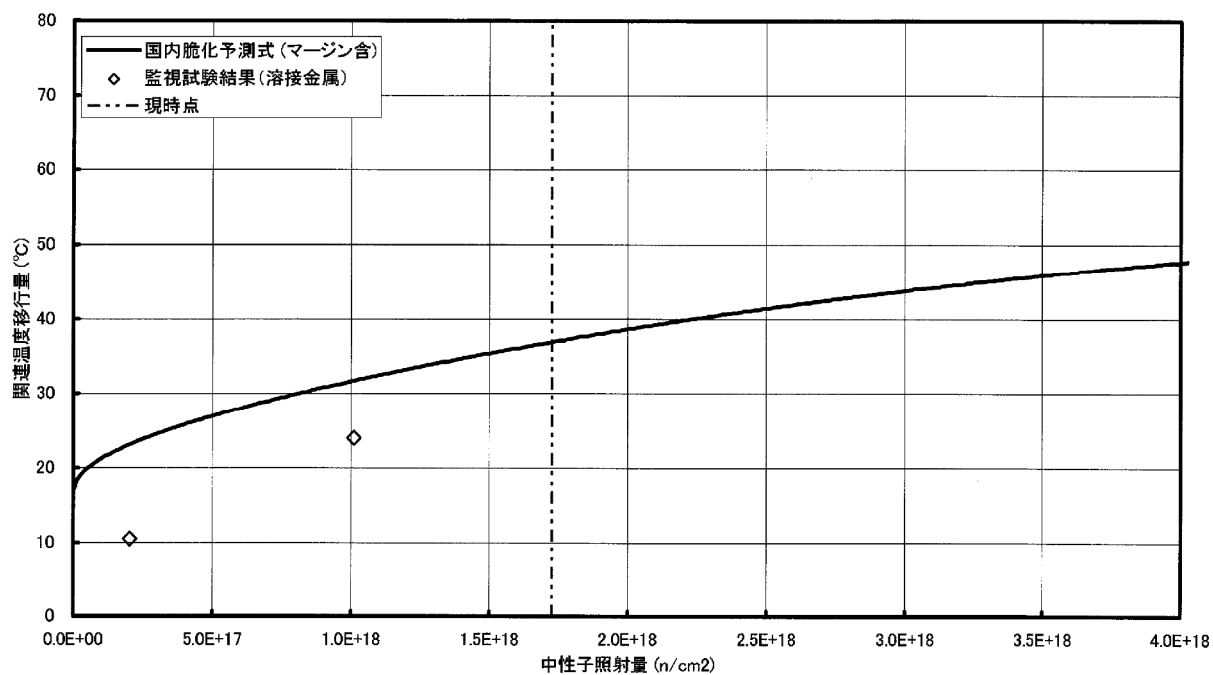
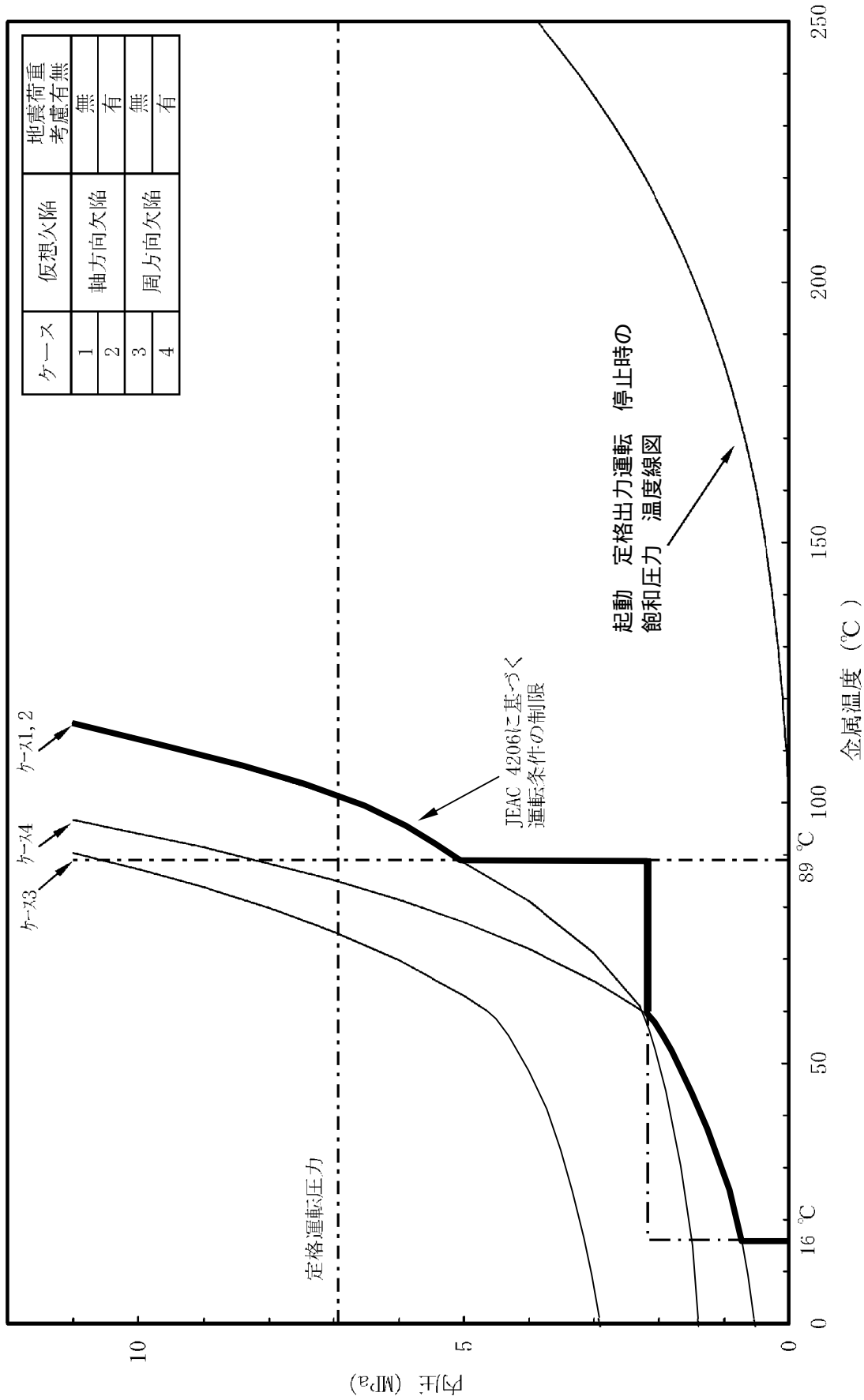


図 b . 円筒胴 (炉心域) の  $RT_{NDT}$  の  
予測値 ( J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 ) と実測値 ( 溶接金属 )

資料 3.3 - 5 円筒胴 (炉心域) の  $RT_{NDT}$  の予測値と実測値



資料3.3-6 原子炉压力容器の圧力・温度制限曲線の評価 (Ss地震動)  
 [(現時点(平成22年度末))(胴板(炉心領域部), 炉心臨界時)]

資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (1/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
1	非常用ディーゼル発電機，炉心スプレイス，低圧注水系，原子炉補機冷却系機能検査 (運転性能検査)	-	-	<p>[検査内容]</p> <p>原子炉冷却材喪失信号および外部電源喪失信号を模擬的に同時に発信させ，次の機能を確認する。</p> <p>a. 非常用ディーゼル発電機が自動起動することを確認する。また，原子炉冷却材喪失信号または外部電源喪失信号のいずれか早い方の信号発信から電圧が確立するまでの時間を測定する。</p> <p>b. 原子炉冷却材喪失信号および外部電源喪失信号の発信時，非常用ディーゼル発電機に電源を求める機器が自動的にピクアップされることを確認するとともに，非常用ディーゼル発電機しゃ断器投入から，ピクアップする各負荷のしゃ断器が投入されるまでの時間を測定する。</p> <p>c. b. 項で掲げた機器の所定負荷のもとにおける非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。</p> <p>d. 炉心スプレイス系ならびに低圧注水系の機能に必要な全揚程および流量のもとで運転し，その時の運転状態を確認する。</p> <p>e. 原子炉補機冷却系および原子炉補機海水系の運転状態を確認する。</p> <p>f. 原子炉補機冷却系の自動で作動する弁が正常に作動することを確認する。</p>	
			非常用ディーゼル発電機電圧確立時間	<p>[データ推移の特徴]</p> <p>非常用ディーゼル発電機の電圧確立時間は，基準値以下であることが求められており，確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向]</p> <p>データ推移に，確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく，性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (2/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
1	非常用ディーゼル発電機，炉心スプレイス，低圧注水系，原子炉補機冷却系機能検査 (運転性能検査)		<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機電圧</li> <li>非常用ディーゼル発電機周波数</li> </ul>	<p>[データ推移の特徴] 発電機電圧および発電機周波数は基準値±所定値以内にあることが求められており，確認値は基準値±所定値以内にある。</p> <p>[性能変化傾向] データ推移に，確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく，性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	
			負荷自動ピックアップ時間	<p>[データ推移の特徴] 非常用ディーゼル発電機に電源を求め，非常用ディーゼル発電機しや断器投入から基準値±所定値以内に負荷できることが求められており，各機器の負荷自動ピックアップ時間は基準値±所定値以内にある。</p> <p>[性能変化傾向] 負荷自動ピックアップ時間については，タイマーの設定時間により基準値±所定値以内となるように調整を行っているため，経年変化は判断できないが，長期的な傾向として評価するならば，データ推移に，確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく，性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (3/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
1	非常用ディーゼル発電機，炉心スプレイ系，低圧注水系，原子炉補機冷却系機能検査 (運転性能検査)		<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機機関回転速度</li> <li>非常用ディーゼル発電機機関出口冷却水温度</li> <li>非常用ディーゼル発電機機関出口潤滑油温度</li> <li>非常用ディーゼル発電機機関潤滑油フィルタ出口圧力</li> </ul>	<p>[データ推移の特徴] 非常用ディーゼル発電機機関については，パラメータそれぞれが基準値±所定値以内であることが求められており，確認値は基準値±所定値以内にある。</p> <p>[性能変化傾向] 機関回転速度は，発電機周波数と同様の傾向にあり，データの推移に，確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく，性能変化を示す傾向は認められなかった。</p> <p>機関出口冷却水温度および機関出口潤滑油温度は，データを取得するタイミングによって変わってくるため，経年変化は判断できないが，長期的な傾向として評価するならば，データの推移に，確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく，性能変化を示す傾向は認められなかった。</p> <p>潤滑油フィルタ出口圧力は，基準値を満足しており，データの推移に，確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく，性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	
			<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心スプレイポンプ流量</li> <li>炉心スプレイポンプ全揚程</li> <li>低圧注水ポンプ流量</li> <li>低圧注水ポンプ全揚程</li> </ul>	<p>[データ推移の特徴] ポンプ流量および全揚程は基準値以上であることが求められており，評価期間中に基準値の変更があったものの確認値はいずれも基準値以上にある。</p> <p>[性能変化傾向] データの推移に，確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく，性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外



資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (4/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
1	非常用ディーゼル発電機，炉心ス ブレイ系，低圧注水系，原子炉補 機冷却系機能検査 (注水弁動作検査)		<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心スブレイ系注水弁動作時間</li> <li>低圧注水系注水弁動作時間</li> </ul>	<p>[検査内容] 炉心スブレイポンプおよび低圧注水ポンプが停止した状態において，注水弁動作信号を模擬的に発信させ，炉心スブレイ系注水弁および低圧注水系注水弁を動作させるとともに，信号の発信から全開までの時間を測定する。また，注水弁が全開することを確認する。</p> <p>[データ推移の特徴] 信号の発信から全開までの弁動作時間は基準値以下であることが求められており，確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向] データの推移に，確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与えらる著しい変化はなく，性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： 著しい変化なし x：著しい変化あり -：対象外

資料 3 . 3 - 7 設備・機器の性能変化傾向 (5/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
2	高圧注水系機能検査 (運転性能検査)	-	-	<p>[検査内容]                      本検査では次の機能を確認する。                      a. 原子炉水位異常低信号を模擬的に発信させ、高圧注水系が自動起動すること、および原子炉水位異常低信号の発信から系統の機能に必要な流量に到達するまでの時間を測定する。                      また、高圧注水系ポンプ出口流量が、テストループに基づくデータを用いたシミュレーション解析により予め確認されている流量特性と比較して、著しい差異のないことを確認する。                      b. 高圧注水系をその機能に必要な流量のもとで運転し、そのときの運転状態を確認する。                      運転状態のうち吐出圧力(全揚程)については、JIS B 8301「6.1.1 規程回転速度(または周波数)および密度に對するデータの換算」の計算式により、定格回転速度に換算し確認する。</p>	
			流量目標値到達時間	<p>[データ推移の特徴]                      高圧注水系の流量目標値到達時間は、基準値以下であることが求められており、確認値は基準値を満足している。                      [性能変化傾向]                      データ推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (6/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
2	高圧注水系機能検査 (運転性能検査)		<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧注水系ポンプ流量</li> <li>高圧注水系ポンプ全揚程</li> </ul>	<p>[データ推移の特徴] ポンプ流量および全揚程は基準値以上であることが求められており、評価期間中に基準値の変更があったものの確認値はいずれも基準値以上にある。</p> <p>[性能変化傾向] データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	
			高圧注水系統注水 弁動作時間	<p>[検査内容] 高圧注水系が停止した状態において、原子炉水位異常低信号を模擬的に発信させ、注水弁を起動させるとともに、信号の発信から全開表示の点灯までの時間を測定する。 また、注水弁が全開することを確認する。</p> <p>[データ推移の特徴] 信号の発信から全開までの弁動作時間は基準値以下であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向] データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (7/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
3	自動減圧系機能検査		自動減圧系動作時間	<p>[検査内容] ドライウェル圧力異常高および原子炉水位異常低の信号を模倣的に発信し、自動減圧系を作動させ、模擬信号の発信から逃し弁（安全弁）が全開するまでの時間を測定する。</p> <p>[データ推移の特徴] 信号の発信から全開までの弁動作時間は基準値範囲内であることが求められており、確認値は基準値範囲内にある。</p> <p>[性能変化傾向] 弁動作時間については、タイマーの設定時間により基準値±所定値以内となるように調整を行っているため、経年変化は判断できないが、長期的な傾向として評価するならば、データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	
4	制御棒駆動水圧系機能検査		制御棒全ストロークの90%挿入時間の平均（全制御棒の平均）	<p>[検査内容] 原子炉が通常運転圧力以上の状態で、制御棒全数について1本毎に全引抜き位置からスクラムステムスイッチによりスクラムさせ、スクラム動作に異常のないことを確認し、制御棒全ストロークの90%挿入時間を測定する。</p> <p>[データ推移の特徴] 全ストロークの90%挿入時間の平均値は、基準値以下であることが求められており、確認値は基準値を満足し、一定の範囲内で安定して推移している。</p> <p>[性能変化傾向] データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (8/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
5	原子炉格納容器漏えい率検査		漏えい率	<p>[検査内容]</p> <p>本検査は、社団法人日本電気協会電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3 - 2 0 0 8)に規定する基準器法に準拠し、次の方法により行う。</p> <p>a. 窒素ガスにより原子炉格納容器を最高使用圧力の0.9倍以上の圧力まで加圧する。</p> <p>b. 加圧終了後、原子炉格納容器内温度・露点温度・圧力がほぼ静定したことを確認する。</p> <p>c. 圧力静定確認後、下記測定データから単位時間当たりの漏えい量を15分毎(10年毎の24時間漏えい率測定時には1時間毎)に求め、グラフ上でほぼ直線的に変化するようになったことを確認する。</p> <p>(a) 原子炉格納容器内温度 ( )</p> <p>(b) 原子炉格納容器内露点温度 ( )</p> <p>(c) 原子炉格納容器内圧力 (kPa)</p> <p>(d) 大気圧力 (kPa [ abs ])</p> <p>(e) 原子炉格納容器 - 基準容器差圧 (kPa)</p> <p>d. 漏えい量静定を確認後、測定開始基準時刻を定め、6時間以上の漏えい率測定を行う。ただし、10年に1回は24時間以上の漏えい率測定を行う。</p> <p>[データ推移の特徴]</p> <p>漏えい率は、平均漏えい率の95%信頼限界(上の限界)が基準値以下であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向]</p> <p>データの推移に、長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (9/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
6	総合負荷性能検査		原子炉熱出力等	<p>[検査内容]                      本検査は、プラントの定格熱出力運転を行い、各種パラメータが安定していることにより、プラントが安定した連続運転ができることを総合的に確認する。また、連続4時間以上、30分毎に所定のデータを記録するとともに、プラントの運転状態を確認する。</p> <p>[データ推移の特徴]                      原子炉廻り、タービン廻り等の主要パラメータが基準値を満足することが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向]                      データの推移に、長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (10/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
7	主蒸気安全弁機能検査 (吹出し圧力検査)	-	吹出し圧力	<p>[検査内容] 窒素ガスにより検査対象弁の入口側を加圧し、その吹出し圧力を測定する。</p> <p>[データ推移の特徴] 吹出し圧力は、基準値範囲内であることが求められており、確認値は基準値範囲内にある。</p> <p>[性能変化傾向] 主蒸気安全弁の吹出し圧力については、毎定期検査時に弁の点検を実施し、吹出し圧力が基準値範囲内となるように調整を行っているため、経年変化による著しい変化の有無は判断できない。</p>	
	主蒸気安全弁機能検査 (漏えい検査)	-	漏えい量	<p>[検査内容] 窒素ガスにより、弁の入口側を使用前検査において得られた窒素ガスによる吹出し圧力(平均値)の90%以上に加圧し、規定圧力で5分間保持後、弁座からの漏えい量を1分間測定する。</p> <p>[データ推移の特徴] 漏えい量は、基準値以下であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向] 主蒸気安全弁は、毎定期検査時に弁シート面の摺り合せを行っており、シート部の状態が変わるため、経年変化による著しい変化の有無は判断できない。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (11/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
8	主蒸気逃し弁(安全弁)・安全弁機能検査(吹出し圧力検査)	-	吹出し圧力	<p>[検査内容] 窒素ガスにより検査対象弁の入口側を加圧し、その吹出し圧力を測定する。</p> <p>[データ推移の特徴] 吹出し圧力は、基準値範囲内であることが求められており、確認値は基準値範囲内にある。</p> <p>[性能変化傾向] 主蒸気逃し安全弁の吹出し圧力については、毎定期検査時に弁の点検を実施し、吹出し圧力が基準値範囲内となるように調整を行っているため、経年変化による著しい変化の有無は判断できない。</p>	
	主蒸気逃し弁(安全弁)・安全弁機能検査(漏えい検査)	-	漏えい量	<p>[検査内容] 窒素ガスにより、弁の入口側を使用前検査において得られた窒素ガスによる吹出し圧力(平均値)の90%以上に加圧し、規定圧力で5分間保持後、弁座からの漏えい量を1分間測定する。</p> <p>[データ推移の特徴] 漏えい量は、基準値以下であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向] 主蒸気逃し安全弁は、毎定期検査時に弁シート面の摺り合せを行っており、シート部の状態が変わるため、経年変化による著しい変化の有無は判断できない。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外



資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (12/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
9	主蒸気隔離弁機能検査		主蒸気隔離弁動作時間	<p>[検査内容] 原子炉水位異常低信号を模擬的に発信させ、主蒸気隔離弁が全閉することを確認するとともに、信号発信から主蒸気隔離弁が全閉するまでの時間を測定する。</p> <p>[データ推移の特徴] 主蒸気隔離弁の動作時間は、基準値範囲内であることが求められており、確認値は基準値範囲内である。</p> <p>[性能変化傾向] 弁動作時間については、毎定期検査時にスピード調整を行い基準値範囲内となるように調整を行っているため、経年変化は判断できないが、長期的な傾向として評価するならば、データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与えない変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (13/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
10	主蒸気隔離弁漏えい率検査	-	漏えい率	<p>[検査内容]</p> <p>a. 原子炉格納容器内側主蒸気隔離弁格納容器内側および外側主蒸気隔離弁を全閉にし、内側弁の上流側を原子炉格納容器ピーク圧力以上に加圧し、捕獲法により 30 分以上の測定を行い（漏えい量が 30 分以上測定できない場合は、捕獲可能量（1000ml）到達までの時間を測定し）、測定結果から漏えい率を算出する。</p> <p>(a) 内側弁からの漏えい量（捕獲空気量）および温度</p> <p>(b) 加圧気体の圧力および温度</p> <p>b. 原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁格納容器内側および外側主蒸気隔離弁を上流側を加圧し、内側弁と外側弁の間を原子炉格納容器ピーク圧力以上に加圧し、5 分おきに 30 分間、次の測定を行い、測定結果から漏えい率を算出する。</p> <p>(a) 弁間（加圧気体）の圧力および温度</p> <p>[データ推移の特徴]</p> <p>主蒸気隔離弁の漏えい率は、基準値以下であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向]</p> <p>主蒸気隔離弁は、定期検査時に点検対象となった弁についてシート面の摺り合せを行っており、シート部の状態が変わるため、経年変化による著しい変化の有無は判断できない。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料 3 . 3 - 7 設備・機器の性能変化傾向 (14/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
11	非常用ディーゼル発電機定格容量 確認検査		非常用ディーゼル 発電機電力	<p>[検査内容] 非常用ディーゼル発電機の負荷運転状態において必要な容量が確保されているとともに、運転状態の健全性を確認する。</p> <p>[データ推移の特徴] 発電機電力は、基準値が確保されていることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向] データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	
12	直流電源系機能検査 (115 系)		浮動充電電圧	<p>[検査内容] 115V系直流電源設備について、浮動充電状態の充電器および蓄電池の運転状態を確認する。</p> <p>[データ推移の特徴] 蓄電池の浮動充電電圧は、基準値±所定値以内であることが求められており、確認値は基準値±所定値以内である。</p> <p>[性能変化傾向] データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (15/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
13	原子炉隔離時冷却系機能検査 (運転性能検査)		<ul style="list-style-type: none"> <li>流量目標値到達時間</li> <li>原子炉隔離時冷却ポンプ流量</li> <li>原子炉隔離時冷却ポンプ全揚程</li> </ul>	<p>[検査内容]</p> <p>原子炉水位異常低信号を模擬し、原子炉隔離時冷却系が自動起動すること、および原子炉水位異常低信号の発信から系統の機能に必要な流量に到達するまでの時間を測定する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系をその機能に必要な吐出圧力および流量のもとで運転し、そのときの運転状態を確認する。</p> <p>[データ推移の特徴]</p> <p>流量目標値到達時間は、基準値以下であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>ポンプ流量および全揚程は基準値以上であることが求められており、評価期間中に基準値の変更があったものの確認値はいずれも基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向]</p> <p>データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	
	原子炉隔離時冷却系機能検査 (注水弁動作検査)		注水弁動作時間	<p>[検査内容]</p> <p>原子炉隔離時冷却系が停止した状態において、原子炉水位異常低信号を模擬し、注水弁を起動させるとともに、信号の発信から全開表示点灯までの時間を測定する。また、注水弁が全開することを確認する。</p> <p>[データ推移の特徴]</p> <p>注水弁動作時間は、基準値以下であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向]</p> <p>データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料3.3-7 設備・機器の性能変化傾向(16/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
14	液体ポイズン系機能検査(機能・性能)		ポンプ吐出圧力	<p>[検査内容] 所定の検査系統を構成した後、液体ポイズン系を運転し、そのときのポンプ等の運転状態を確認する。</p> <p>[データ推移の特徴] ポンプ吐出圧力は、基準値以上であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向] データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	
15	液体ポイズン系機能検査(特性)		五ほう酸ナトリウム質量	<p>[検査内容] 液体ポイズンタンク水量、濃度を確認し、五ほう酸ナトリウム質量が所定の値以上であることを確認する。</p> <p>[データ推移の特徴] 五ほう酸ナトリウム質量は、基準値以上であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向] 五ほう酸ナトリウム質量は、基準値を満足するよう適宜濃度調整を行っているため、経年変化は判断できないが、長期的な傾向として評価するならば、データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (17/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
16	非常用ガス処理系機能検査		系統流量	<p>[検査内容] 原子炉建物主給排気系を運転状態とし、非常用ガス処理系の定格流量における運転状態を確認する。</p> <p>[データ推移の特徴] 系統流量は、基準値以上であることが求められており、評価期間中に基準値の変更があったものの確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向] データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料 3 . 3 - 7 設備・機器の性能変化傾向 (18/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
17	非常用ガス処理系フィルタ性能検査		総合除去効率	<p>[検査内容]</p> <p>a. よう素除去効率検査 活性炭性能試験装置により、よう素用チャコールフィルタサンプルを充填したフィルタカートリッジに放射性よう化メチルを通気し、ガンマ線測定装置でフィルタカートリッジの I - 131 を計測し、計数値から求める吸着係数より、よう素除去効率を求める。</p> <p>b. 漏えい率検査 非常用ガス処理系排風機を定格流量にて運転し、フロリナートガスをよう素用チャコールフィルタの上流側に注入して、上流側および下流側のフロリナートガス濃度から、漏えい率を求める。</p> <p>c. 総合除去効率算出 よう素用チャコールフィルタのよう素除去効率および漏えい率検査の測定結果をもとに、総合除去効率を求める。</p> <p>[データ推移の特徴] 総合除去効率は、基準値以上であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向] フィルタの長期使用による性能低下の傾向が認められるが、フィルタは必要に応じて交換を行っており、フィルタ交換による除去効率の改善が図られている。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外

資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (19/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
18	中央制御室非常用循環系フィルタ性能検査		総合除去効率	<p>[検査内容]</p> <p>a. よう素除去効率検査 活性炭効率試験装置により、よう素用チャコールフィルタサンプルを充填したフィルタカートリッジに放射性よう化メチルを通気し、ガンマ線測定装置でフィルタカートリッジのI-131を計測し、計数値から求める吸着係数より、よう素除去効率を求める。</p> <p>b. 漏えい率検査 中央制御室非常用再循環送風機を定格流量にて運転し、フロリナートガスをよう素用チャコールフィルタの上流側に注入して、上流側および下流側のフロリナートガス濃度から、漏えい率を求める。</p> <p>c. 総合除去効率算出 よう素用チャコールフィルタのよう素除去効率および漏えい率検査の測定結果をもとに、総合除去効率を求める。</p> <p>[データ推移の特徴] 総合除去効率は、基準値以上であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向] フィルタの長期使用による性能低下の傾向が認められるが、フィルタは必要に応じて交換を行っており、フィルタ交換による除去効率の改善が図られている。</p>	

結果： : 著しい変化なし x : 著しい変化あり - : 対象外



資料 3.3-7 設備・機器の性能変化傾向 (20/21)

No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
19	気体廃棄物処理系機能検査		<ul style="list-style-type: none"> <li>予熱器温度</li> <li>再結合器温度</li> <li>気水分離器出口ガス流量</li> <li>吸着塔差圧</li> </ul>	<p>[検査内容]</p> <p>原子炉定格熱出力一定運転状態において、予熱器温度、再結合器入口・出口温度、気水分離器出口ガス流量および吸着塔差圧を連続4時間で30分毎に記録する。</p> <p>[データ推移の特徴]</p> <p>予熱器温度は、基準値±所定値以内であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>再結合器温度は、基準値以上であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>気水分離器出口ガス流量および吸着塔差圧は、基準値を下回ることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向]</p> <p>データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	
20	原子炉格納容器真空破壊弁機能検査		弁動作時の操作力	<p>[検査内容]</p> <p>a. 中央制御室の操作スイッチを操作し、計装用圧縮空気系より作動用空気をエアシリンダに送り、弁を全開させる。</p> <p>b. 現場の手動操作レバーにより弁を全開し、動作時の操作力を測定する。</p> <p>[データ推移の特徴]</p> <p>弁全開時の操作力は、基準値以下であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向]</p> <p>データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

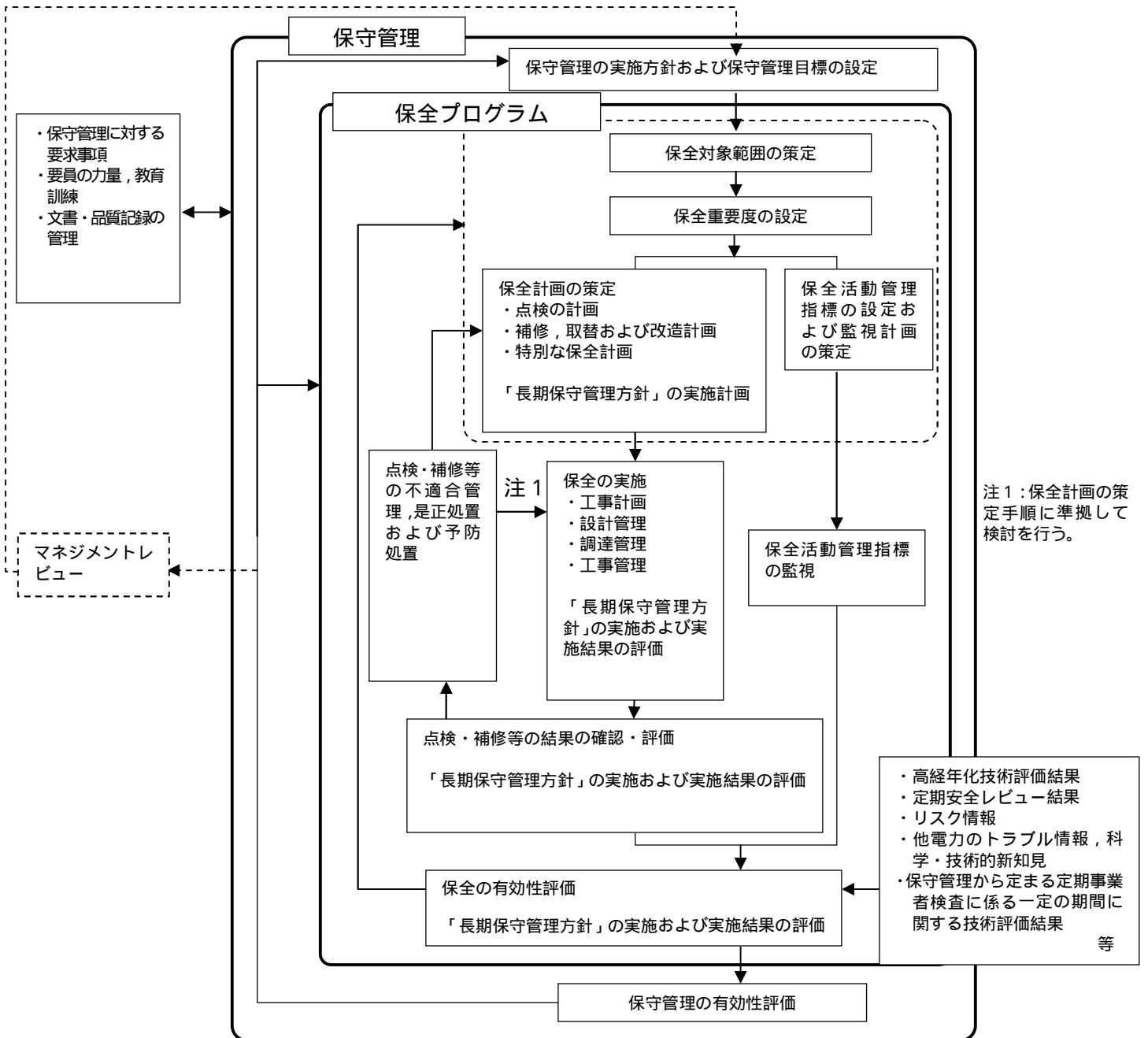
結果： 著しい変化なし x：著しい変化あり -：対象外

資料3.3-7 設備・機器の性能変化傾向(21/21)

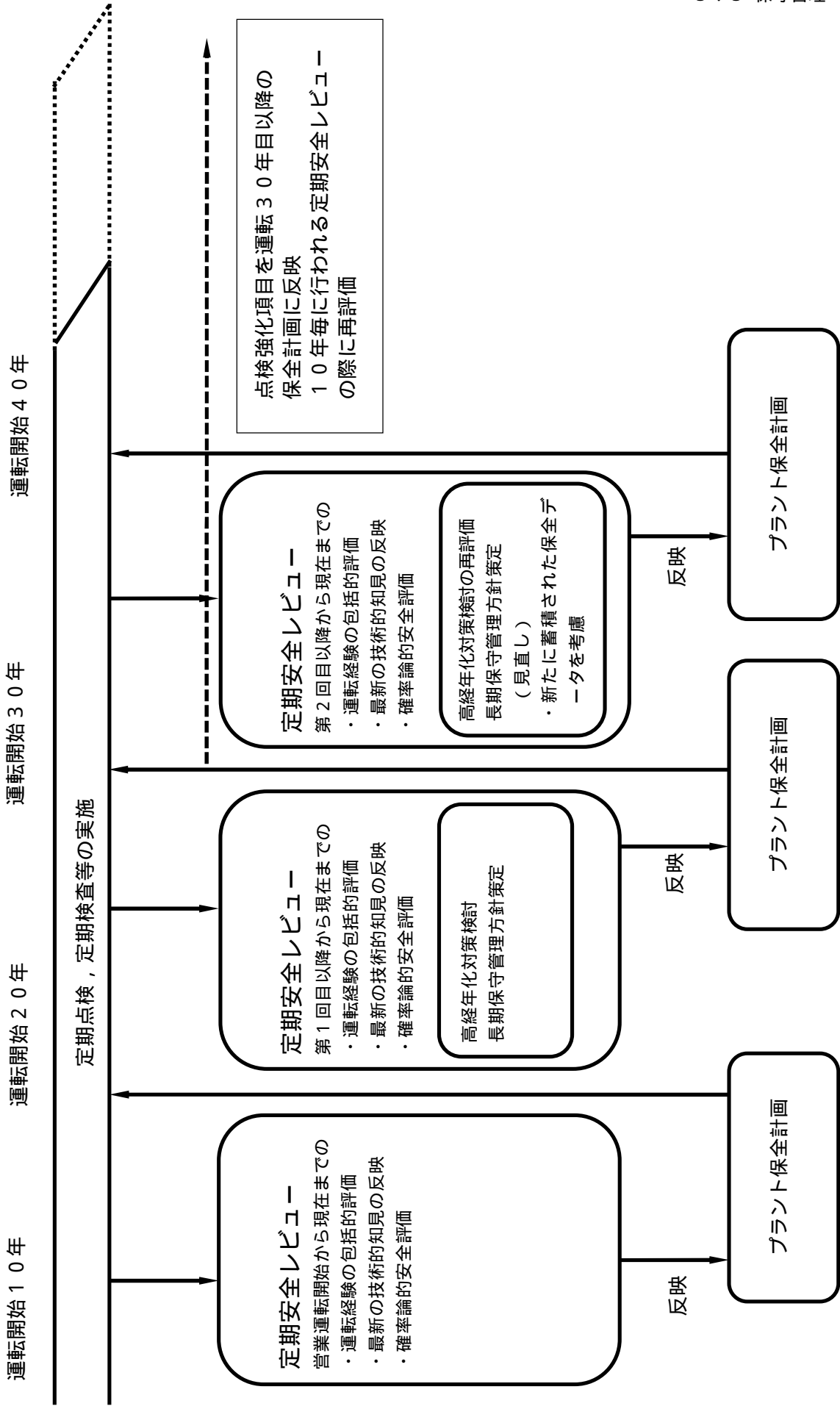
No	検査名	結果	パラメータ	確認内容	備考
21	原子炉格納容器冷却系(残留熱除去系)機能検査		<ul style="list-style-type: none"> <li>ポンプ流量</li> <li>ポンプ全揚程</li> </ul>	<p>[検査内容]                      残留熱除去系を原子炉格納容器冷却系モードにし、その機能に必要な全揚程および流量のもとで運転するとともに、その時の運転状態を確認する。</p> <p>[データ推移の特徴]                      ポンプ流量およびポンプ全揚程は、基準値以上であることが求められており、評価期間中に基準値の変更があったものの、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向]                      データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	
22	原子炉建物気密性能検査		<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ガス処理系流量</li> <li>原子炉建物負圧</li> </ul>	<p>[検査内容]                      非常用ガス処理系排風機により、原子炉建物内空気を排気したとき、原子炉建物負圧が規定値以上に維持されていることを確認する。</p> <p>[データ推移の特徴]                      非常用ガス処理系流量は基準値以下、原子炉建物負圧は基準値以上であることが求められており、確認値は基準値を満足している。</p> <p>[性能変化傾向]                      データの推移に、確認値のばらつきや長期的な傾向に影響を与える著しい変化はなく、性能変化を示す傾向は認められなかった。</p>	

結果： 著しい変化なし x：著しい変化あり -：対象外

別添資料 3.3 - 1 保守管理の実施フロー



別添資料 3.3-2 原子力発電所の運転期間の長期化を踏まえた改善活動例



## 別添資料 3.3-3 定期点検の実施概要

設備名	定期点検の内容		
	分解・開放点検( )	機能検査	調整運転等
原子炉本体	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器開放点検, 非破壊検査</li> <li>燃料交換, 燃料検査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>漏えい検査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>調整運転</li> <li>総合負荷検査</li> </ul>
原子炉冷却系統設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>ポンプ, 電動機, 弁等の分解点検</li> <li>非破壊検査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>単体の作動試験</li> <li>系統全体として機能が発揮できることを確認する機能試験</li> </ul>	
計測制御系統設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒駆動機構の取外し, 分解点検</li> <li>出力領域計装の取替</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>単体の作動試験</li> <li>原子炉制御, 保護装置の計器の校正, 単体機能試験</li> <li>総合的な機能試験</li> </ul>	
燃料設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取扱設備の点検</li> <li>燃料貯蔵設備の点検</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取扱設備各部の作動試験</li> <li>燃料取扱設備の機能試験</li> </ul>	
放射線管理設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線モニタの点検</li> <li>換気設備の分解点検</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線モニタの校正</li> <li>換気設備の単体作動試験</li> <li>総合的な機能試験</li> </ul>	
廃棄設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>ポンプ, 電動機, 弁等の分解点検</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>単体作動試験</li> <li>漏えい検査</li> </ul>	
原子炉格納施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器の(開放)点検</li> <li>原子炉格納容器隔離弁の分解点検</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>単体作動試験</li> <li>原子炉格納容器の漏えい率測定試験</li> </ul>	
非常用予備発電装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機の分解点検</li> <li>蓄電池の点検</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ディーゼル発電機の単体作動試験</li> <li>系統全体として機能が発揮できることを確認する機能試験</li> </ul>	
蒸気タービン	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気タービン開放点検</li> </ul>	(調整運転にて実施)	

( ) 消耗品, 部品の取替を含む

## 別添資料 3.3 - 4 経年劣化事象の評価方法および評価条件

## 1. 評価方法

10年ごとの経年劣化管理において対象となる劣化事象とその評価方法は以下のとおり。

## (1) 低サイクル疲労

評価対象機器の評価時点までの実過渡回数を使用して、疲れ累積係数による定量評価（環境疲労評価含む）を高経年化対策実施基準に準じて実施する。

## (2) 中性子照射脆化

J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 および J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7 に従い実施した照射試験片による脆化予測に基づく管理が適切に行われていることを確認する。

なお、関連温度移行量については、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 4 に基づく予測も実施する。

## (3) 照射誘起型応力腐食割れ

評価対象機器の評価時点までの累積照射量が、照射誘起型応力腐食割れの感受性発現しきい値を超えないことを確認する。照射誘起型応力腐食割れの感受性発現しきい値を超えた場合は、高経年化対策実施基準に準じて評価を実施する。

## (4) 高サイクル熱疲労

高サイクル熱疲労が懸念される部位について、設備対策の実施状況等を確認する。

## (5) 耐震安全性評価

評価対象機器に発生が認められている経年劣化事象のうち、a. または b. に該当しないものを耐震安全性に有意な影響を与える経年劣化事象として選定し、経年劣化が耐震安全上の機能におよぼす影響を評価する。なお、前述の(1)から(4)の経年劣化事象についても、経年劣化管理の状況を考慮して、耐震性に与える影響について評価する。

a. 経年劣化の進展による機器の構造強度および振動特性への影響が軽微もしくはは無視できるもの

b. 耐震安全性が維持できるように経年劣化に対する点検評価を実施するもの

## 2. 評価条件

## (1) 耐震安全性評価で考慮した地震動

耐震安全性評価に関する詳細評価において考慮した検討用地震および基準地震動  $S_s$  を表 1 に示す。

表 1 検討用地震および基準地震動  $S_s$ 

項目		内容
検討用地震		宍道断層による地震 F-断層+F-断層+F <sub>k</sub> -2断層による地震 880年出雲の地震
基準地震動 $S_s$	Ss - 1	最大加速度 600cm/s <sup>2</sup>
	Ss - 2	最大加速度 586cm/s <sup>2</sup>
	Ss - 3	最大加速度 489cm/s <sup>2</sup>

## (2) 低サイクル疲労評価に用いた過渡回数

低サイクル疲労については、表2に示す現時点（平成22年度末）の運転実績を基に評価を実施した。

表2 運転実績事象回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数（平成22年度末時点）					
	取替なし	第11回 定期検査 取替	第18回 定期検査 取替	第19回 定期検査 取替	第20回 定期検査 取替	第22回 定期検査 取替
ボルト締付け	30	18	11	10	9	7
耐圧試験	53	29	15	12	10	8
起動（ ）(原子炉温度上昇)	62	24	14	13	11	9
起動（ ）(原子炉出力上昇)	62	24	14	13	11	9
出力変化（ ）(出力75%)	21	18	18	18	16	13
出力変化（ ）(出力50%)	49	13	2	0	0	0
出力変化（ ） (制御棒パターン変更出力75%)	65	29	19	17	15	12
給水ヒータロス（ ） (タービントリップ)	3	0	0	0	0	0
給水ヒータロス（ ） (高圧給水ヒータバイパス)	0	0	0	0	0	0
系統電源喪失（ ）(所内電源喪失)	2	1	0	0	0	0
系統電源喪失（ ） (所内単独負荷運転後所内電源喪失)	0	0	0	0	0	0
系統電源喪失（ ） (所内単独負荷運転)	3	0	0	0	0	0
スクラム（ ）(タービントリップ)	6	0	0	0	0	0
スクラム（ ）(その他のスクラム)	12	1	0	0	0	0
停止	62	24	14	13	11	9
ボルト取外し	30	18	11	10	9	7

## 評価対象機器の取替履歴

- ・第11回定期検査（昭和60年度）：給水用ノズル改造（ノズルセーフエンド取替およびノズルコーナ部疲労層除去）
- ・第18回定期検査（平成6年度）：原子炉再循環ポンプ出口弁取替
- ・第19回定期検査（平成7年度）：原子炉再循環系配管取替
- ・第20回定期検査（平成9年度）：スタッドボルト取替
- ・第22回定期検査（平成12年度）：炉心シュラウド取替，給水系配管取替