

玄海原子力発電所 1 号機

高経年化対策に関する報告書

平成 1 5 年 1 2 月

(平成 2 0 年 1 0 月一部変更)

(平成 2 1 年 7 月一部変更)

(平成 2 2 年 3 月一部変更)

九州電力株式会社

改 訂 履 歴

改訂	日 付	内 容
0	H15・12・25	策定
1	H20・10・30	長期保全計画の変更 ・ 新検査制度に係る記載の充実 ・ 実施時期の明確化 記載の適正化
2	H21・07・29	長期保全計画の一部変更 ・ 原子力安全・保安院指示文書「加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査等について」（平成17年6月16日付け平成17・06・10原院第7号）の廃止 ・ 原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号）の発出
3	H22・03・25	長期保全計画の一部変更 ・ 原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号）の廃止 ・ 原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年12月25日付け平成21・11・18原院第1号）の制定

目 次

	頁
1. はじめに	1-1
2. 発電所の概要	2-1
2. 1 発電所設置の経緯	2-1
2. 2 発電所の設備概要	2-2
2. 3 発電所の特徴	2-3
2. 4 保守管理の概要	2-7
3. 技術評価方法	3-1
3. 1 技術評価対象機器	3-1
3. 2 技術評価手順	3-3
3. 3 耐震安全性評価	3-6
4. 技術評価結果	4-1
4. 1 技術評価結果	4-1
4. 1. 1 ポンプ	4-2
4. 1. 2 熱交換器	4-3
4. 1. 3 ポンプモータ	4-6
4. 1. 4 容器	4-7
4. 1. 5 配管	4-10
4. 1. 6 弁	4-13
4. 1. 7 炉内構造物	4-16
4. 1. 8 ケーブル	4-17
4. 1. 9 電気設備	4-18
4. 1. 10 タービン設備	4-20
4. 1. 11 コンクリート及び鉄骨構造物	4-23
4. 1. 12 計測制御設備	4-24
4. 1. 13 空調設備	4-26
4. 1. 14 機械設備	4-28
4. 1. 15 電源設備	4-32
4. 1. 16 その他設備	4-36
4. 2 耐震安全性評価結果	4-39
4. 3 運転経験の反映	4-41

5. 今後の高経年化対策	5-1
5. 1 長期保全の策定	5-1
5. 2 長期保全の実施	5-2
5. 3 技術開発課題	5-3
5. 4 今後の取組み	5-3
6. まとめ	6-1

1. はじめに

我が国の原子力発電所においては、1970年3月に運転を開始した日本原子力発電株式会社敦賀発電所1号機を始め、これまでに4ユニットが運転開始後30年を経過しており、玄海原子力発電所1号機においても、2005年10月には運転開始後30年を迎えようとしている。

原子力発電所ではプラントの安全・安定運転を確保するために、電気事業法に基づく定期検査により、技術基準等への適合が確認されるとともに、保守管理における機器等の保全活動として、自主点検や予防保全活動等の自主保安に取り組んでいる。加えて、最新の技術的知見の反映や国内外で経験された事故・故障の再発防止対策等についても、必要に応じ実施しており、これらを通じて良好な安全運転の実績を積み重ねている状況にある。

また、一般的には、機器・材料は使用時間の経過とともに、経年変化事象が出現することが知られているが、これまでのところ、原子力発電所の運転年数の増加に伴って、トラブルの発生件数が増加しているという傾向は認められておらず、現時点で高経年化による原子力発電所設備の信頼性が低下している状況にはない。

しかしながら、より長期の運転を仮定した場合、経年化に伴い進展する現象は、運転年数の長いものから顕在化してくることから、運転年数の長い原子力発電所に対して、高経年化の観点から技術的評価を行い、そこで得られた知見を保全に反映していくことは原子力発電所の安全・安定運転を継続していく上で重要である。

このような認識のもと、1996年4月に通商産業省（現：経済産業省）資源エネルギー庁は「高経年化に関する基本的な考え方」を取りまとめ、原子力発電所の高経年化対策の基本方針を示すとともに、原子力発電所の運転開始後30年を目途に、電気事業者が原子力発電所の各機器に対し健全性に関する技術評価を定期的に実施するとともに、この評価結果に基づく適切な保全を行っていく必要があるとした。

本報告書は、これら経緯を踏まえ、通商産業省（現：経済産業省）資源エネルギー庁の評価方針等に基づき、運転開始後30年を迎える玄海原子力発電所1号機に対しプラントを構成する系統・構築物・機器に対し経年変化事象に関する技術評価を実施するとともに、高経年化の観点から現状の保全活動を充実する新たな保全策を抽出し、それを長期保全計画として取りまとめたものである。

なお、本報告書において長期の健全性を評価するにあたっては、資源エネルギー庁の「高経年化に関する基本的な考え方」と同様60年間を運転年数として仮定した。

この結果、現状の保全の継続及び点検・検査の充実等により、今後、長期間の運転を仮定しても安全に運転を継続することが可能であることを確認した。

今後は、策定した長期保全計画に基づき、保全活動を実施していくとともに、10年を超えない期間ごとに高経年化対策検討に係る再評価を実施していく。なお、これらの実施にあたっては、2003年9月の「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の改正に伴い、保安規定に要求される新たな品質保証及び保守管理の規定に基づき、確実に実施することで、今後とも原子力プラントの安全・安定運転に努める。

なお、本報告書は各機器の技術評価内容の概要を示すものであり、各機器の詳細な技術評価については、添付として別冊にまとめている。

2. 発電所の概要

2. 1 発電所設置の経緯

1954年、我が国が原子力平和利用として原子力発電開発の方針を打ち出して以来、当社においても1957年に原子力部門を発足させ、原子力発電への取組みが本格化した。

1962年頃より九州の主要候補地点について、地質、環境、その他立地条件に関する実地調査を行った。

1967年、佐賀県玄海町を立地候補地として本格的な調査を開始し、原子力発電所の設置に適合した立地条件であることを確認するとともに、同地区は需要の中心地に近く電力系統上有利な点を考慮し、翌1968年6月玄海地点を当社最初の原子力発電所立地地点に選定した。

その後、原子炉の型式についても検討を進め、1970年3月、玄海原子力発電所には2次系についてこれまで当社が蓄積してきた火力発電技術をそのまま活用できる「加圧水型軽水炉」を採用することを決定した。

1970年5月、玄海原子力発電所1号機の電源開発計画への組入れが第52回電源開発調整審議会で承認され、同年12月正式許可を受け、1971年1月に玄海原子力発電所建設所を設置し、同年3月工事計画の認可を受け建設工事に着工した。その後、1975年1月に初臨界を迎え、同年10月に営業運転を開始した。

玄海原子力発電所1号機は、原子炉等の主要設備を設計から据付・試運転まで三菱重工業㈱との契約により建設した我が国9番目の商業用発電炉で、加圧水型炉としては我が国4番目、当社最初の原子力プラントである。

2. 2 発電所の設備概要

玄海原子力発電所 1 号機は、加圧水型の原子力発電所で燃料には濃縮ウランを使用し、冷却材には軽水を使用している。

原子炉内部ではウラン燃料が核分裂を起こし多量の熱を発生する。この熱は 1 次系の水に伝えられ 1 次冷却材ポンプによって蒸気発生器へ送られる。

蒸気発生器へ送られた 1 次系の水は、伝熱管の内側を流れ、壁を隔てて外側を流れる 2 次系の水に熱を伝えた後、再び原子炉に戻る。

一方、蒸気発生器で熱を受けた 2 次系の水は蒸気となりタービンへ送られ、タービン・発電機を回し電気を起こす。

タービン・発電機で仕事を終えた蒸気は、復水器の伝熱管を介して海水により冷却され、再び水に戻り蒸気発生器へ送られる。

(1) 発電所の主要仕様

電気出力	5 5 9 MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	1 6 5 0 MW
燃料	低濃縮ウラン（燃料集合体 1 2 1 体）
減速材	軽水
タービン	串型 3 車室 4 分流排気再熱再生式

(2) 発電所の主要系統

発電所の主要系統を資料 2 - 1 「玄海原子力発電所 1 号機主要系統図」に示す。

2. 3 発電所の特徴

玄海原子力発電所1号機は国内メーカーの技術で設計・製作したPWRであり、一部の機器を除き国産機器を採用するとともに、設計段階から先行プラントの諸実績及び当社火力発電設備の諸実績を踏まえ、積極的に改善を図ってきている。

建設当初から、導入された特徴は次のとおりである。

[1次系]

① 設備の国産化比率の向上

先行プラントでの蒸気発生器、原子炉容器の国産化に続き、制御棒駆動装置等についても国産化を図り、設備の国産化比率の更なる向上を図った。

② 1次冷却材ポンプ点検作業の省力化

モータとポンプの間にスプールピースを設け、モータを外さずにメカニカルシールを取替可能とした。

③ ベローズ・シール弁の採用

弁グランド部より放射性物質の漏えいを減少させるため、ベローズ・シール弁を採用した。

④ 被ばく低減対策（監視カメラの採用）

高放射線レベル区域にある機器の監視をカメラによる遠隔監視とした。

[2次系]

① 蒸気発生器の水質管理

蒸気発生器の伝熱管保護のため、2次側の水質処理は全揮発性薬品処理（AVT）を採用した。

② 溶存酸素対策

ユニット停止時は2次系の給水，復水系統を窒素シール可能とした。
ただし，脱気器は蒸気または窒素シール可能とした。

また，玄海原子力発電所1号機では，運転開始後も発電所の安全性・信頼性を更に向上させるため様々な改善を実施してきた。

その主なものには次のものがある。

(1) 放射線監視装置の追加

1979年3月に発生した米国スリーマイルアイランド発電所2号機事故の反映として，第7回定期検査時（1983年度～1984年度）に，格納容器内高レンジエリアモニタ並びに格納容器及び補助建屋排気筒高レンジガスモニタを設置した。

また，1991年2月に発生した美浜発電所2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象の反映として，第15回定期検査時（1994年度）に，高感度型主蒸気管モニタ及び主蒸気管モニタを設置した。

(2) 「原子炉圧力異常低」による安全注入信号の追加

1979年3月に発生した米国スリーマイルアイランド発電所2号機事故の反映として，第3回定期検査時（1978年度～1979年度）に，安全注入が必要な場合には早期に自動的に作動するよう「原子炉圧力異常低」信号を非常用炉心冷却設備の作動回路へ追加した。

(3) 蒸気発生器伝熱管損傷対策

第5回定期検査（1981年度）以降，粒界腐食による蒸気発生器伝熱管損傷が確認されたが，これに対しては，徹底的な原因究明を行うとともに，検査・補修技術の高度化等の諸施策を実施した。

その後，被ばく低減，経済性の向上等を勘案し，第15回定期検査時（1994年度）に，改良型の蒸気発生器への取替えを実施した。

(4) 1次冷却材温度計測設備改良

定期検査時の被ばく低減及び1次冷却材圧力バウンダリの信頼性向上を図るため、第13回定期検査時（1991年度～1992年度）に、1次冷却材温度を1次冷却材配管で直接計測する方法に変更した。

なお、これに伴い不要となる1次冷却材温度測定用バイパスラインを撤去した。

(5) 常用母線運用性向上対策

1991年2月に発生した美浜発電所2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象の反映として、事故時（非常用炉心冷却設備作動時）に事故収束手段の多様化を図る目的として、第15回定期検査時（1994年度）に改造を行い、常用母線の運用を変更した。

(6) アクシデントマネジメント策の整備

設計基準を超え、炉心が大きく損傷するおそれのある事態が万一発生したとしても、それがシビアアクシデントに拡大するのを防止するため、もしくはシビアアクシデントに拡大した場合でもその影響を緩和するため、第18回（1998年度）及び第19回定期検査時（1999年度）にアクシデントマネジメント策の整備を行った。

(7) 主要機器更新工事

設備の更なる信頼性向上を図るため、第20回定期検査時（2000年度～2001年度）に以下の工事を実施した。

- ・原子炉容器上部ふた取替

海外のプラントで報告された原子炉容器上部ふた管台取付部の損傷事象にかんがみ、予防保全の観点から管台材料を従来よりも耐食性に優れたものに変更する等、改良型のものへ取替えた。

- ・中央計装盤取替

操作性、監視性及び保守性の信頼性向上を図るため、国内プラントで初めての中央計装盤一括取替えを実施した。

また、取替にあたっては、当社最新プラントである玄海原子力発電所3、4号機と同様なテレビ画面（CRT）での監視を主体とした制御盤へ取替えた。

- ・復水器細管取替

1999年7月に発生した玄海原子力発電所1号機の復水器細管漏えい事象にかんがみ、予防保全の観点から細管材質を従来のアルミニウム黄銅管より耐食性の優れたチタン管に取替えた。

なお、国内原子力発電所では復水器細管を全数取替えた実績がなかったため、豊富な実績を持つ海外メーカーの技術を導入した。

- ・主変圧器及び所内変圧器取替

予防保全の観点から長期的な信頼性向上を図るため、主変圧器と所内変圧器を隣接配置した構造である一体型変圧器へ取替えた。

- ・発電機回転子取替及び固定子巻替

予防保全の観点から長期的な信頼性向上を図るため、回転子の取替えと固定子コイルの巻替えを実施した。

また、原子力発電設備の有効利用によりCO₂排出量を削減でき、地球温暖化の防止にも貢献することができる定格熱出力一定運転実施に向け、2000年12月の経済産業省通達「定格熱出力一定運転を実施する原子力発電設備に関する保安上の取扱いについて」の手續きに基づき設備の健全性評価を実施し、2002年3月より定格熱出力一定運転を開始している。

2. 4 保守管理の概要

原子力発電所の保守管理とは、発電所の安全・安定運転を確保するため、設備の点検・補修、改造を行うことにより、設備の健全性を確保し、信頼性を維持向上することである。

この目的を達成するために実施している保守管理のうち、運転中や定期検査期間中に行う基本的な保全活動としては以下のものがある。

プラントの運転中においては、運転管理の一環として安全上重要な設備に対して定期試験（サーベイランステスト）を実施するほか、運転員による巡視点検や保修員等による日常点検を実施している。

電気事業法に基づく定期検査を、年1回程度の間隔でプラントを停止し実施している。

定期検査期間中には、自主保安の一環として、各設備について計画的に定期点検（点検・手入れ、検査等の整備）を行い、設備の健全性の確保に努めている。

特に機器や設備の長期的な使用によって発生する経年変化に対しては、定期検査及び定期点検時にその徴候を把握、評価し、経年変化の傾向を把握することにより、設備の性能・機能が基準値を下回る前に予防保全として計画的な取替え・補修を実施している。

さらに、定期検査期間中には、国内外発電所の運転経験から得られた教訓、技術開発の成果を反映して、計画的に改善を実施し、設備及び機能の信頼性の維持向上にも努めている。

なお、プラント停止の定期検査期間中においても安全機能（臨界防止、燃料の冷却、放射能の閉じ込め、電源の維持）を確保できるよう工事や点検工程を検討し実施している。

これらの工事計画の立案・実施については、工事管理、保修員の教育・訓練等と併せて保守マニュアルに定めており、原子力発電所の保守管理は同マニュアルに沿って円滑かつ適正に行っている。

また、同マニュアルは国内外原子力発電所の事故・故障等の反映、原子炉施設保安規定等の変更を適時反映して改善している。

今後はさらに、現状実施している保守管理活動の充実を図るために「原子力発電所の保守管理規定（J E A C 4 2 0 9 - 2 0 0 3）」に基づき実施する。（資料2-2「原子力発電所の保守管理の概要」参照）

(1) 設備の健全性及び信頼性の維持向上対策

定期検査により機器の健全性の確保を図るとともに、国内外発電所の事故・故障の再発防止対策、技術開発の成果の知見や定期点検の結果を踏まえた経年変化対策に基づいて、設備の改良工事を計画的に実施している。

(2) 保守管理体制及び工事管理

定期点検や改良工事の実施段階における作業は、プラントメーカーをはじめ多くの請負会社が実施し、当社の保守部門がこれを管理している。

定期点検及び改良工事を確立した体制の下、適正な工事管理を確実に実施している。

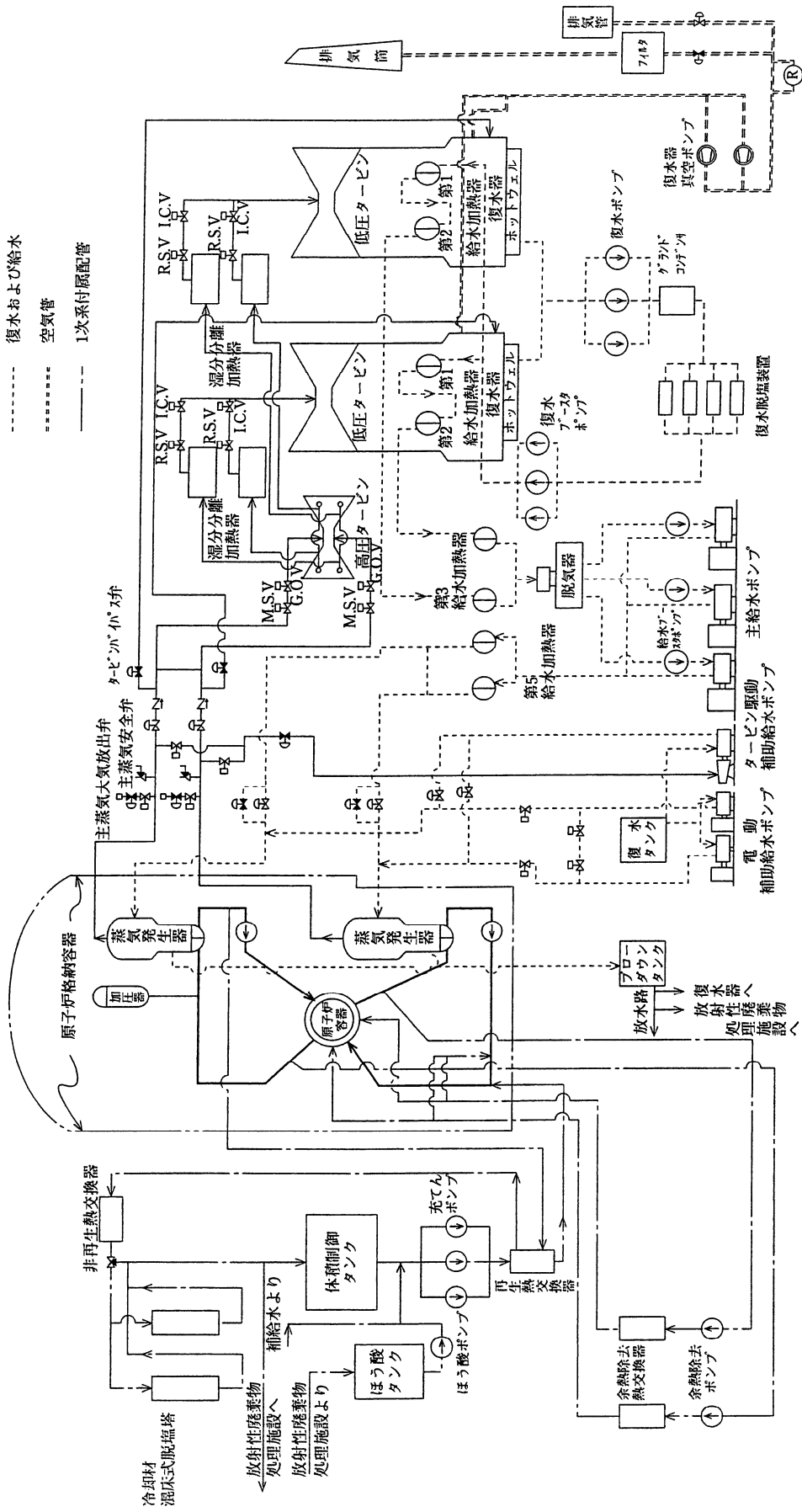
(3) 保守管理に従事する保修員の教育・訓練

保守管理に従事する保修員の知識・技能を高め、長期にわたって人員を確保するためには、適切な教育・訓練を実施し、教育・訓練内容、方法の充実を図っていることが重要である。

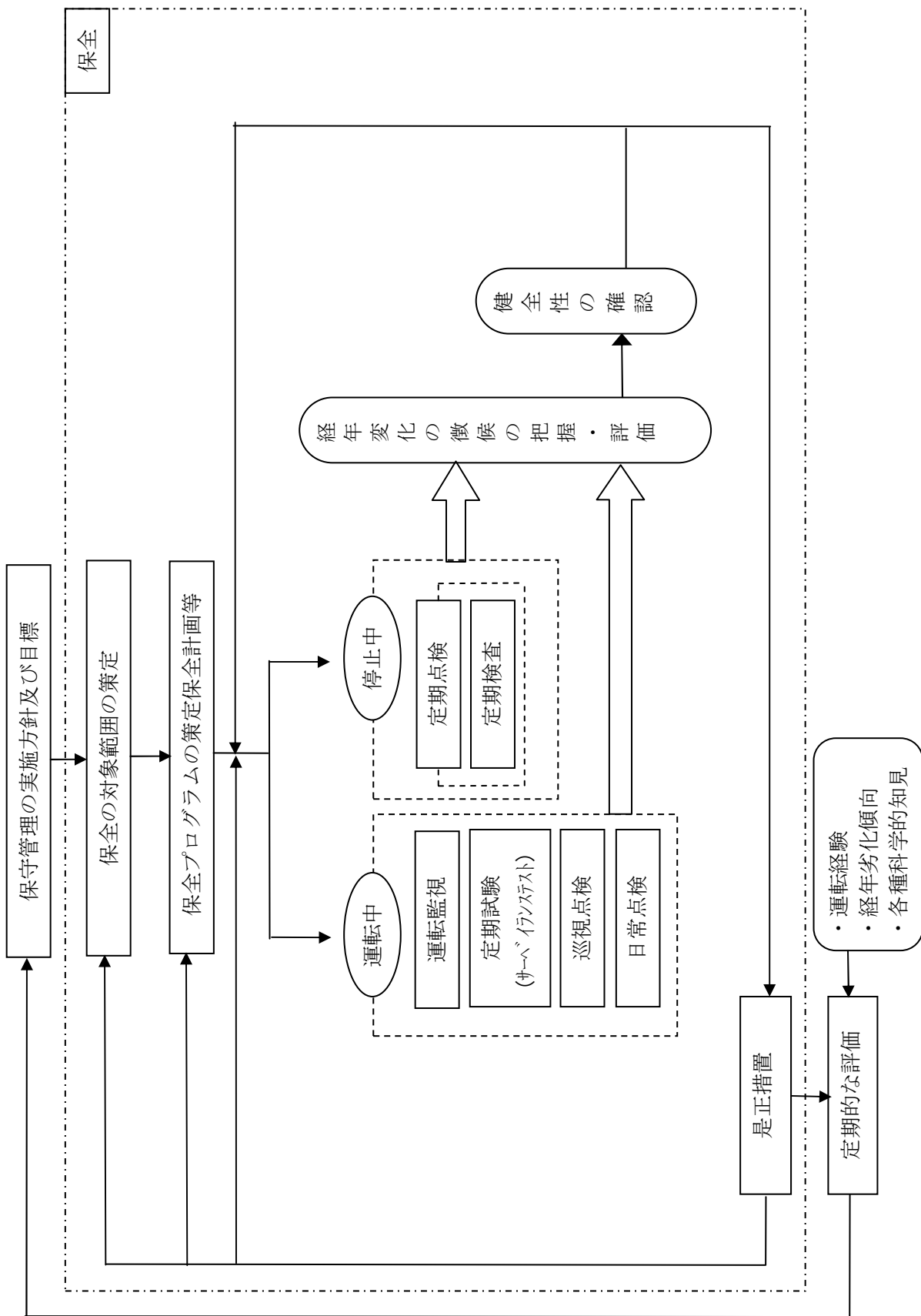
保修員の教育・訓練については、教育訓練計画に基づき実施するとともに、国内外の事故・故障等から得られた教訓を適宜反映し、教育・訓練内容の充実を図っている。

また、請負会社従業員についても、原子力訓練センターへの受入れにより保守技術力の維持向上を図っている。

- 凡例
- 1次冷却系
 - 主蒸気
 - - - 復水および給水
 - 空気管
 - 1次系付属配管



資料 2 - 1 玄海原子力発電所 1 号機主要系統図



資料 2-2 原子力発電所の保守管理の概要

3. 技術評価方法

高経年化に関する技術評価を実施するにあたっては、通商産業省（現：経済産業省）資源エネルギー庁の「高経年化に関する基本的な考え方」に示される手法を参考とし、原子力発電所を構成する全系統・構築物・機器を対象に、資料3-1「技術評価フロー」に従い経年変化事象の抽出及び評価を実施するとともに、新たに充実すべき保全策を取りまとめた長期保全計画の策定を行った。

高経年化に関する技術評価及び長期保全計画の策定にあたっては、高経年化対策に関する検討等を行う本店経年対策グループを中心とした体制とし、本店及び発電所の関係箇所と協力して実施した。

3. 1 技術評価対象機器

本検討では、プラント全体の「高経年化」対応として具体的な施策を検討・展開していく観点から、プラントを構成する系統・構築物・機器（以下「プラントを構成する機器」という）を評価対象機器とした。

具体的には、プラントを構成する機器について、各々の要求される機能を考慮し、以下のとおりとしている。

- a. 安全上重要な機器（「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）」（以下、「安全重要度分類審査指針」という）におけるクラス2以上）
- b. 運転継続上特に重要な機器（安全重要度分類審査指針におけるクラス3のうち電源供給機能を有するもの）でかつ機器単位で長期使用する機器
- c. 安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器以外の機器（以下「その他設備」という）

なお、機器単位で長期間使用しない機器（例えば、燃料集合体等）については、高経年化対策の観点から評価が必要ないため、対象機器から除外した。

3. 2 技術評価手順

3. 2. 1 機器のグループ化及び代表機器の選定

評価にあたっては、ポンプ、熱交換器、ポンプモータ、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、電気設備、タービン設備、コンクリート及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備に分類（カテゴリ化）し機種毎に評価した。

また、選定された評価対象機器は数千機器にも及ぶことから、合理的に評価するため、構造（型式）、使用環境、材質等によりグループ化し、グループ毎に代表機器を選定し、代表機器で評価した結果をグループ内の全機器に水平展開するという手法で全機器の評価を実施した。

代表機器の評価結果をそのまま水平展開できない経年変換事象については、別途評価を実施した。

その他設備については、上記評価結果及び一般産業界の使用実績等の結果を準用し評価を実施した。

なお、廃液蒸発装置及びセメント固化装置については、原子力発電所に特有な設備であることから、個別に評価を実施した。

3. 2. 2 経年変換事象の抽出

評価を行うにあたっては、現在までの国内外の運転経験や研究等によって得られた知見を基に、以下の三段階で経年変換事象の抽出を行った。

なお、明らかな設計・施工不良に起因すると認められる事象や長期使用を前提としていない消耗品・定期取替品の経年変換事象については対象から除外する。

① 第一段階

他産業での経験も踏まえ、工学的に想定される経年変換事象のうち、原子力機器の置かれている環境を考慮し、原子力プラントでは想定されない経年変換事象は対象外とする。

例えば、温度条件においては、使用温度が350℃を越えるような環境条件下で発生する経年変換事象は対象外とする。

② 第二段階

原子力プラントで想定される経年変件事象について、国内外の過去数十年の運転実績，材料データ等を踏まえ，発生が想定されない経年変件事象は対象外とする。

例えば，照射環境にないステンレス鋼の応力腐食割れについては，加圧水型原子力発電所の1次冷却材の環境のうち，閉塞滞留部以外では，溶存酸素濃度が高くなる可能性がないことから，応力腐食割れを対象外とする。

③ 第三段階

各機器個別の条件を踏まえ，機器に要求される機能に対してその機能維持に関連する主要なすべての部位に展開した上で，考慮すべき部位・経年変件事象を抽出する。抽出の際には，プラントの型式，年代，立地地域，加工法や施工法による特異性などに配慮する。

3. 2. 3 経年変件事象に対する技術評価

3. 2. 1項で選定された代表機器について，技術評価を下記の健全性評価，現状保全，総合評価，高経年化への対応の手順で実施した。

a. 健全性評価

機器毎に抽出した部位・経年変件事象の組み合わせ毎に，解析及び点検データ等に基づくとともにプラント運転履歴を考慮して健全性の評価を実施する。

b. 現状保全

評価対象部位に対する現状の保全内容（点検内容，関連する機能試験内容，補修・取替等）について整理する。

c. 総合評価

上記 a， b を合わせて現状の保全内容の妥当性等を評価する。具体的には，健全性評価結果と整合の取れた点検等が，現状の発電所における保全活動で実施されているか，また，点検手法は当該の経年変件事象の検知が可能か等を評価する。

d. 高経年化への対応

長期運転を考慮した場合，現状保全の継続が必要となる項目，今後新たに必要となる点検・検査項目，技術開発課題等を抽出する。

3. 3 耐震安全性評価

発生しうる経年変化事象及びその保全対策を考慮した上で各機器毎に耐震安全性評価を実施する。

3. 3. 1 耐震安全性評価対象機器

技術評価対象機器と同じとした。

3. 3. 2 耐震安全性評価手順

a. 経年変化事象の抽出

技術評価で検討した経年変化事象のうち、現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないものについて、これらの事象が顕在化した場合、代表機器の振動応答特性または、構造・強度上、影響が「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討し、有意なものを耐震安全性評価上考慮すべき経年変化事象とした。

b. 耐震安全性評価

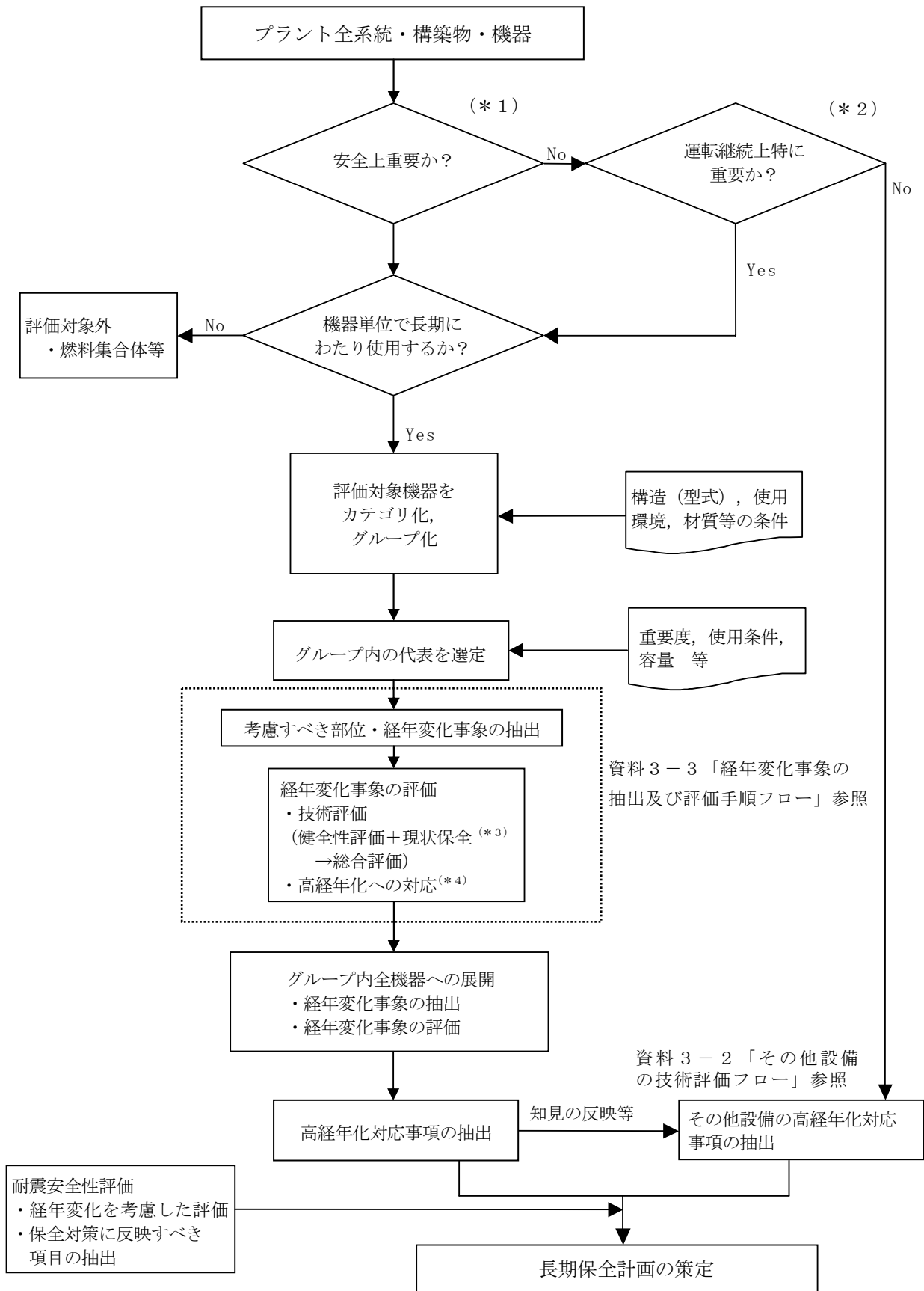
前項で抽出した経年変化事象が想定される機器毎に、以下の手順に従って耐震安全性評価を実施した。

- ①地震力の算定
- ②設備の重要度に応じた分類（耐震重要度分類）
- ③振動特性解析（地震応答解析）
- ④地震荷重と内圧等他の荷重との組み合わせ
- ⑤材料の許容限界との比較

なお、これらの項目の内③及び⑤については、経年変化による影響を考慮して評価を実施した。また、評価に際しては、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定）」に準じて実施した。

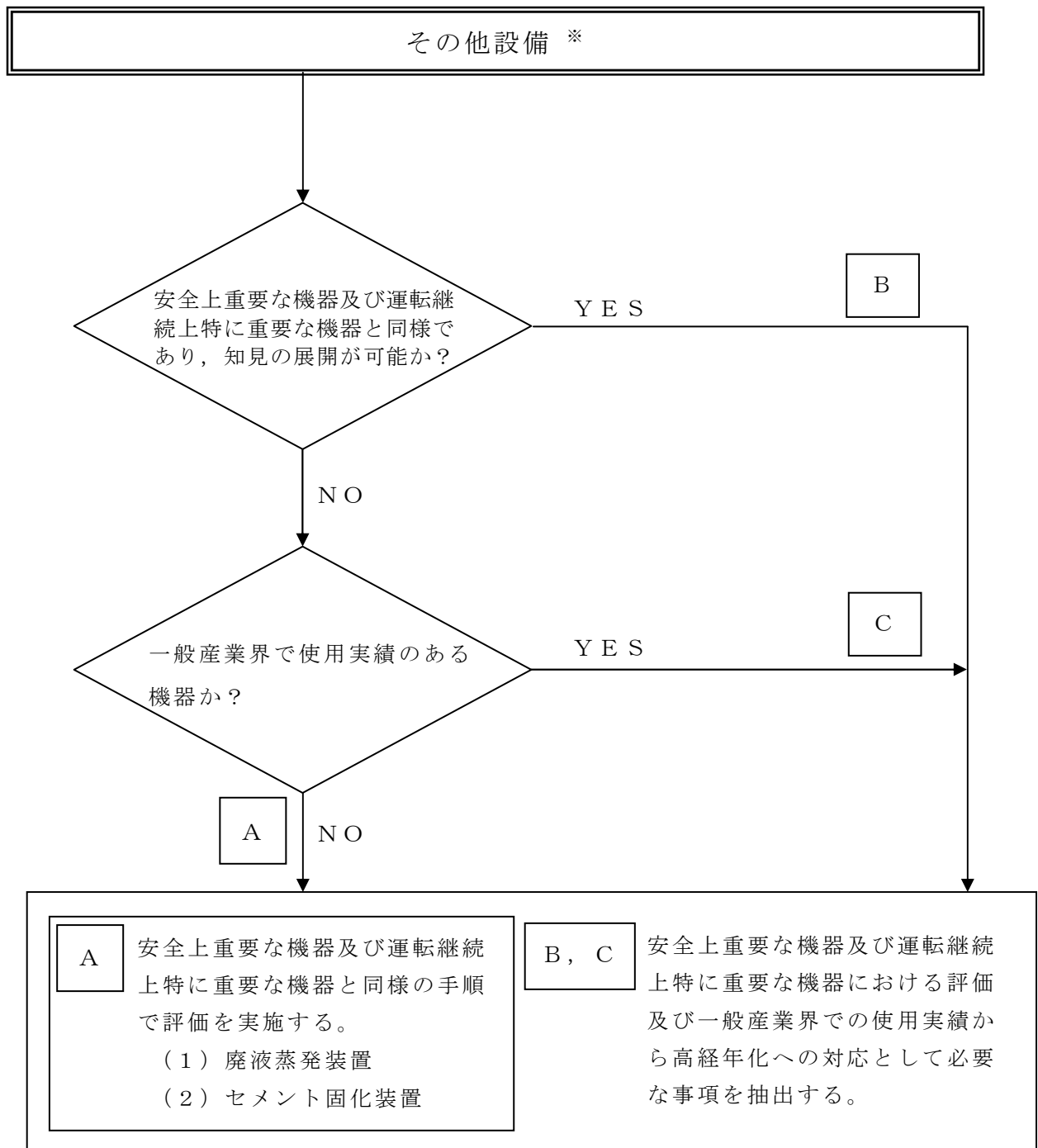
c. 保全対策へ反映すべき項目の抽出

以上の検討結果を基に，耐震安全性の観点から高経年化対策に反映すべき項目について検討した。



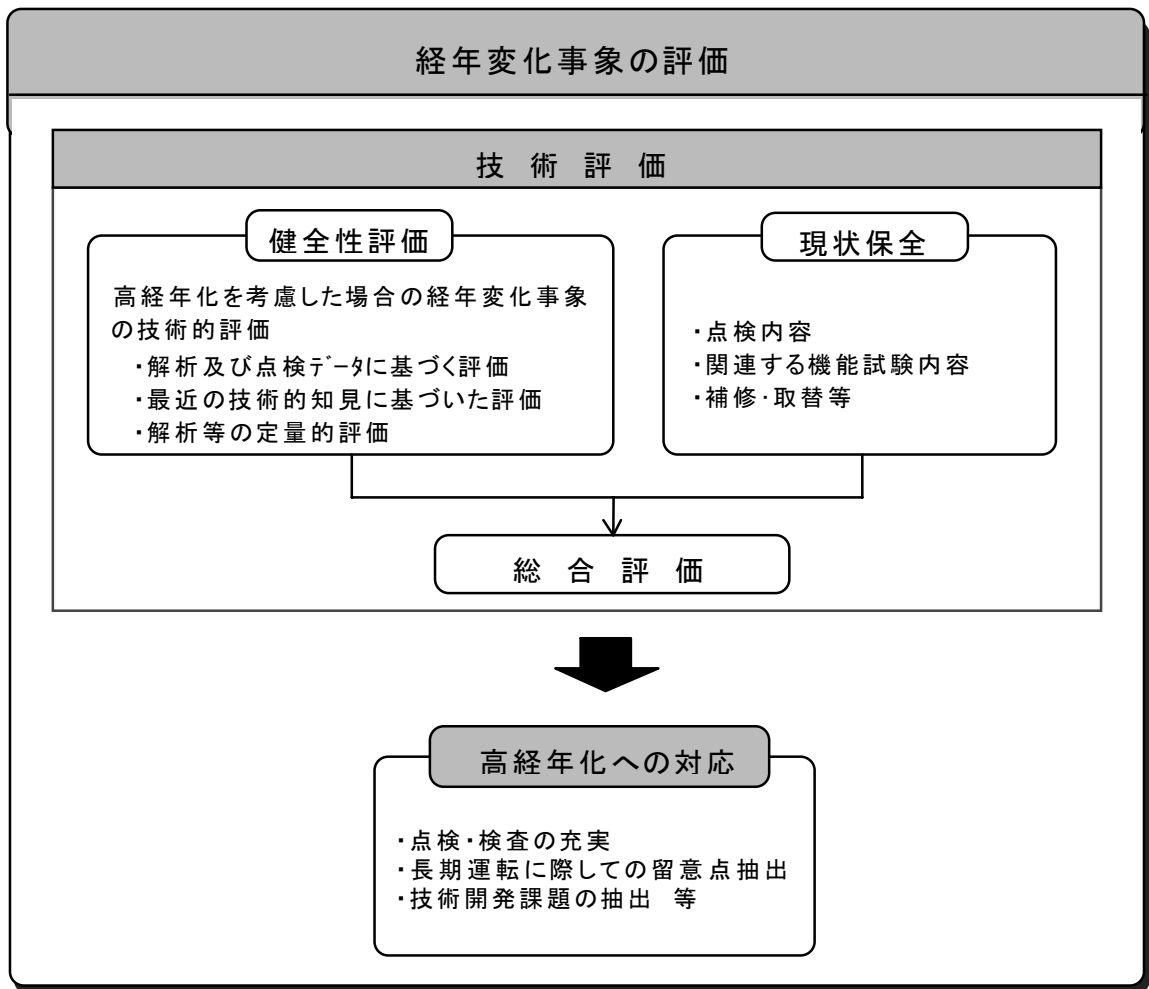
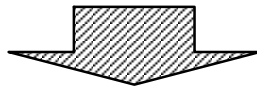
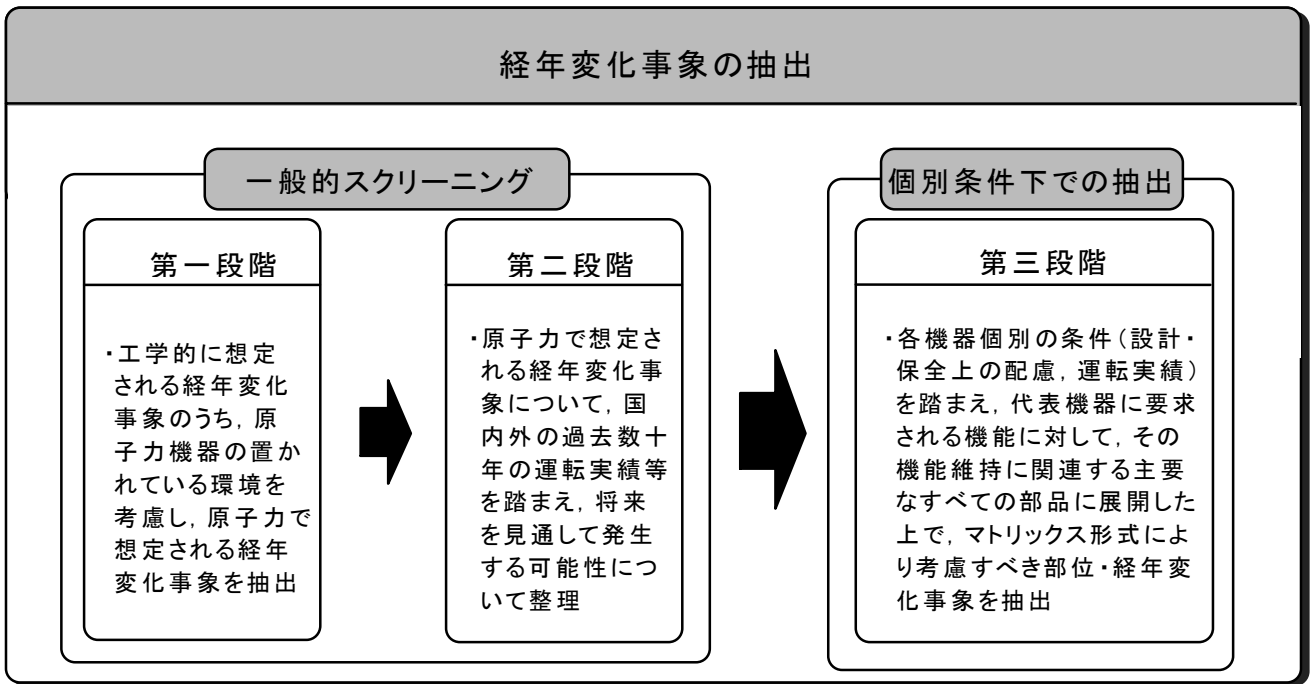
- * 1. 重要度クラス 1, 2 (*5)
- * 2. 主に重要度クラス 3 (*5)の電源供給機能に属する機器
- * 3. システムレベルの機能確認を含む。
- * 4. 高経年化対応としての保全のあり方を論じ、高経年化に関係のない一般的な保全は切り離す。
- * 5. 「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)の重要度分類

資料 3 - 1 技術評価フロー



※：玄海原子力発電所1号機の系統・構築物・機器のうち、安全上重要な機器（安全重要度分類審査指針におけるクラス2以上の機器）及び運転継続上特に重要な機器（安全重要度分類審査指針におけるクラス3のうち運転継続上特に重要な機器）に含まれない機器

資料3-2 その他設備の技術評価フロー



資料 3 - 3 経年変化事象の抽出及び評価手順フロー

4. 技術評価結果

本章では，安全上重要な機器，運転継続上特に重要な機器及びその他設備の技術評価概要と各機器に対する耐震安全性評価結果を記載した。

4. 1 技術評価結果

本章においては，各機器における技術評価結果についてまとめた。

- 4. 1. 1 ポンプ
- 4. 1. 2 熱交換器
- 4. 1. 3 ポンプモータ
- 4. 1. 4 容器
- 4. 1. 5 配管
- 4. 1. 6 弁
- 4. 1. 7 炉内構造物
- 4. 1. 8 ケーブル
- 4. 1. 9 電気設備
- 4. 1. 10 タービン設備
- 4. 1. 11 コンクリート及び鉄骨構造物
- 4. 1. 12 計測制御設備
- 4. 1. 13 空調設備
- 4. 1. 14 機械設備
- 4. 1. 15 電源設備
- 4. 1. 16 その他設備

4. 1. 1 ポンプ

各部位に対する考慮すべき経年変件事象を抽出し、経年変件事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 海水ポンプ主軸等の腐食
- b. 余熱除去ポンプケーシング等の疲労割れ
- c. 余熱除去ポンプ等主軸のフレットング疲労割れ
- d. 充てんポンプ・プランジャ等の摩耗
- e. 1次冷却材ポンプケーシングの熱時効

これらの経年変件事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ①海水ポンプ主軸等，海水と接液する部位の腐食については，腐食の進行の可能性はあるが，現状保全として，腐食進行程度もしくは塗装の劣化の有無を確認し，腐食軽減対策を実施しており，これらを継続すれば腐食進行の可能性は小さい。腐食の有無もしくは塗装の劣化の有無は目視にて検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ②余熱除去ポンプケーシング等の疲労割れについては，疲労評価の結果，疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られた。ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，今後，実過渡回数に基づく評価を実施していく。
- ③充てんポンプのプランジャ，減速機・歯車の摩耗については，急激な摩耗の進行の可能性は小さい。現状保全として，目視検査，寸法計測により摩耗の発生の有無及び進行程度を確認している。摩耗は，目視検査，寸法計測により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

4. 1. 2 熱交換器

各部位に対する考慮すべき経年変件事象を抽出し，経年変件事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 再生熱交換器等伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れ
- b. 湿分分離加熱器伝熱管等の腐食
- c. 湿分分離加熱器伝熱管等の応力腐食割れ
- d. 再生熱交換器伝熱管等のスケール付着
- e. 再生熱交換器管板等の疲労割れ
- f. 蒸気発生器伝熱管の損傷

これらの経年変件事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ①第1低圧給水加熱器等の伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れについては，経年的にエロージョン・コロージョンにより支持板穴部の拡大が想定され，摩耗及び割れの発生の可能性は否定できない。現状保全として伝熱管の渦流探傷検査を実施している。摩耗及び割れは，渦流探傷検査により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ②原子炉補機冷却水冷却器等の伝熱管の内面腐食（エロージョン・コロージョン）については，一律に正確に定量的な予測を行うことは困難である。現状保全として，渦流探傷検査を実施している。内面腐食（エロージョン・コロージョン）は，渦流探傷検査により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ③第1低圧給水加熱器等の伝熱管の腐食（アンモニアアタック）については，発生の可能性は否定できない。現状保全として，渦流探傷検査を実施している。腐食（アンモニアアタック）は，渦流探傷検査により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

④再生熱交換器等伝熱管のスケール付着については、伝熱管内外面へのスケール付着状況等を正確に把握することは困難であり、定量的評価は困難である。現状保全として、熱交換器通水時（運転時）に流体温度、流量等のパラメータの監視を行い、熱交換性能に異常がないことを確認している。スケール付着は、熱交換器通水時（運転時）の流体温度、流量等のパラメータから熱交換性能を把握可能であり、今後も現状保全を継続していく。

なお、蒸気発生器の伝熱管については、必要により化学洗浄等によるスケール除去を実施していく。

⑤湿分分離加熱器胴板等の腐食（エロージョン・コロージョン）については、一律に正確に定量的な予測を行うことは困難である。現状保全として、目視検査により減肉のないことを確認している。また、有意な減肉が生じている場合には、寸法計測により腐食進行程度を把握し、補修を行っている。腐食（エロージョン・コロージョン）は、目視検査等により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

⑥原子炉補機冷却水冷却器管側胴板等の腐食（異種金属接触腐食含む）については、ライニングに異常があった場合、腐食減肉の進行は完全には防止できない。現状保全として、ライニングのはがれ、傷等がないことを目視検査により確認している。ライニングのはく離等は、目視検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

⑦再生熱交換器管板等の疲労割れについては、疲労評価の結果、疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果を得た。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、今後、実過渡回数に基づく評価を実施していく。

⑧再生熱交換器等の支持脚（スライド脚）の腐食（全面腐食）については，長期使用による支持脚（スライド脚）の腐食による固着の可能性は否定できない。現状保全として，プラント起動時に支持脚（スライド脚）が正常に動作し，熱交換器が横方向へ移動していることを目視確認している。また，通常運転状態での横方向移動がほとんどない熱交換器は，巡視点検時等にスライド部の塗膜に異常がないことを目視にて確認している。支持脚（スライド脚）に有意な腐食がないことは，目視確認により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

⑨蒸気発生器の管支持板穴へのスケール付着については，発生の可能性は否定できない。現状保全として，渦流探傷検査及びカメラによる目視検査により管支持板穴へのスケール付着の傾向を監視するとともに，必要に応じて水ジェット等による洗浄を実施している。スケール付着傾向は，渦流探傷検査及びカメラによる目視検査により把握可能であり，今後も現状保全を継続していく。

⑩蒸気発生器のインコネル600合金使用部位の応力腐食割れについては，問題となる可能性は小さい。現状保全として，冷却材出入口管台とセーフエンドの溶接部等において超音波探傷検査等を実施し，有意な欠陥がないことを確認するとともに，漏えい試験を実施し，耐圧部の健全性を確認している。応力腐食割れは，超音波探傷検査等により検知可能であり，現状保全を継続するとともに，評価上厳しい原子炉容器のインコネル600合金使用部位の超音波探傷検査結果に基づき予防保全措置を検討していく。

⑪脱気器胴板の外面からの腐食については，塗装や防水措置（保温等）が不十分であると，雨水等により外面からの腐食が発生する可能性がある。現状保全として，目視により塗膜や防水措置（保温等）の健全性を確認している。塗膜や防水措置（保温等）の健全性は目視確認により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

4. 1. 3 ポンプモータ

各部位に対する考慮すべき経年変化事象を抽出し，経年変化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 海水ポンプモータ固定子コイル等の絶縁低下
- b. 海水ポンプモータ回転子棒・エンドリング等の疲労割れ

これらの経年変化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ①海水ポンプモータ固定子コイル等の絶縁低下については，発生の可能性は否定できない。現状保全として，絶縁抵抗測定等による傾向管理を行っている。絶縁低下は，絶縁抵抗測定等により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ②海水ポンプモータ等の回転子棒・エンドリングの疲労割れについては，発生繰返し回数が許容繰返し回数を下回るため，疲労割れの発生する可能性は小さい。現状保全として，回転子棒がスロットに固定され緩みのないことを打診により確認している。緩みは，打診により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

4. 1. 4 容器

各部位に対する考慮すべき経年変件事象を抽出し，経年変件事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 原子炉容器胴部の中性子照射脆化
- b. 原子炉容器冷却材出入口管台等の疲労割れ
- c. 原子炉容器炉内計装筒等の応力腐食割れ
- d. 加圧器ヒータヒータエレメント等の導通不良
- e. 加圧器ヒータMgO絶縁等の絶縁低下
- f. 原子炉格納容器鋼板等の腐食

これらの経年変件事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ①原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については，最新の破壊力学的手法を用いて，運転開始後60年時点の中性子照射を考慮し，初期き裂を想定して評価を行っても脆性破壊，不安定破壊は起こらないことを確認した。現状保全として，超音波探傷検査を実施し，有意な欠陥のないことを確認している。また，監視試験片による試験で将来の破壊靱性の変化を先行把握している。胴部材料の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり，また有意な欠陥のないことも超音波探傷検査により確認しているが，今後，現状保全項目に加えて，上部棚吸収エネルギー低下に対する評価手法の技術確立，整備及び関連温度上昇に対する脆化予測式の精度向上を行うとともに，使用済試験片の再生技術確立を図った上で実機への適用を検討していく。
- ②原子炉容器冷却材出入口管台等の疲労割れについては，疲労評価の結果，疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果を得た。ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，今後，実過渡回数に基づく評価を実施していく。

- ③原子炉容器のインコネル600合金使用部位の応力腐食割れについては、高応力条件である炉内計装筒では発生の可能性は否定できないため、渦流探傷検査等を実施し、予防保全措置としてウォータージェットピーニングの適用を計画（第22回定期検査時）している。その他の部位については、短期間における発生の可能性はないものと考えられる。現状保全として、超音波探傷検査等を実施するとともに、漏えい試験を実施し、耐圧部の健全性を確認している。応力腐食割れは、超音波探傷検査等により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。また、検査結果に基づき補修等の予防保全的措置を実施していく。
- ④加圧器サージ用管台のインコネル600合金使用部位の応力腐食割れについては、長期的には発生の可能性は否定できない。現状、超音波探傷検査及び浸透探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。また、漏えい検査を実施し、耐圧部の健全性を確認している。応力腐食割れについては、超音波探傷検査及び浸透探傷検査等により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。なお、敦賀2号機の加圧器逃がし弁用管台及び安全弁用管台に発生したインコネル600合金接液部の応力腐食割れに対しては、今後、国での検討結果を他機器も含め、保全に反映していく。
- ⑤原子炉格納容器鋼板の腐食(全面腐食)については、塗膜が健全である限り腐食は発生せず、機器の健全性に影響を与える可能性はない。現状保全として、目視検査、板厚測定等により健全性を確認している。腐食については、目視検査、板厚測定により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑥原子炉格納容器機械ペネトレーションスリーブ等の腐食(全面腐食)については、塗膜の管理を行っていけば機器の健全性に影響を与える可能性はない。現状保全として、目視検査及び漏えい率試験を実施している。腐食は目視検査等により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

- ⑦原子炉格納容器貫通配管の内面からの腐食（エロージョン・コロージョン）については、一律に正確に定量的な予測を行うことは困難である。現状保全として、超音波による肉厚計測により管理している。腐食（エロージョン・コロージョン）は、超音波による肉厚計測により把握可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑧原子炉格納容器電気ペネトレーションのポッティング材の絶縁低下については、機器の健全性に影響を与える可能性は小さい。現状保全として、ケーブル及び機器を含めた絶縁抵抗測定または機器の動作確認を実施している。絶縁低下は絶縁抵抗測定または機器の動作確認にて検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑨燃料取替用水タンクの外面からの応力腐食割れについては、塗装のはく離等により海塩粒子が鋼板に付着した場合は発生の可能性は否定できない。現状保全として、目視により塗装の健全性を確認している。塗装の健全性は目視により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。なお、長期健全性確保の観点から、第22回定期検査時（2003年度）にタンク一式の取替を行う予定である。
- ⑩復水タンク等の胴板等の外面からの腐食（全面腐食）については、塗装が健全であれば発生の可能性は小さい。現状保全として、目視により塗装の健全性を確認している。塗装の健全性は目視により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑪原子炉補機冷却水サージタンク等の支持脚（スライド脚）の腐食（全面腐食）については、長期使用による支持脚（スライド脚）の腐食による固着の可能性は否定できない。現状保全として、プラント起動時に支持脚（スライド脚）が正常に動作しタンクが横方向へ移動していることを目視確認している。また、通常運転状態での横方向がほとんどないタンクは、巡視点検時等にスライド部の塗膜に異常のないことを目視にて確認している。支持脚（スライド脚）に有意な腐食のないことは目視確認により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

4. 1. 5 配管

各部位に対する考慮すべき経年変化事象を抽出し，経年変化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 余熱除去系統配管母管等の疲労割れ
- b. 余熱除去系統配管等の母管の応力腐食割れ
- c. 主蒸気系統配管母管等の腐食
- d. 1次冷却材管母管の熱時効
- e. 配管サポートレストレイントピン等の摺動部材の摩耗
- f. 配管サポートスライドサポートスライドプレートのテフロンのはく離
- g. 配管サポートスプリングハンガばねの変形
- h. 配管サポートオイルスナバオイル等の劣化

これらの経年変化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ①余熱除去系統配管母管等の疲労割れについては，疲労評価の結果，疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果を得た。ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，今後，実過渡回数に基づく評価を実施していく。なお，余熱除去冷却器出口配管とバイパス配管の合流部等は，高温水と低温水が混合し，複雑な流況による熱過渡を受けることから，今後，（社）日本機械学会の「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」に準じた評価及び評価結果に基づいた保全を検討していく。
- ②余熱除去系統配管等の母管の熱成層による疲労割れについては，隔離弁がリークした場合，熱成層の発生・消滅が生じ，疲労割れ発生の可能性がある。現状保全として，隔離弁の分解点検を実施し，弁シート部の隙間を管理している。熱成層の防止は，隔離弁分解点検時の弁シート部の隙間管理により可能であり，今後も現状保全を継続していく。

- ③余熱除去系統配管等の母管の内面からの応力腐食割れについては、通常運転時使用されず閉塞滞留部となり溶存酸素濃度が高くなる可能性があり、かつ、1次冷却材の流れの影響により高温となる可能性がある部位において、応力腐食割れの発生の可能性は否定できない。現状保全として、超音波探傷検査等を実施している。内面からの応力腐食割れは、超音波探傷検査等により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。また、BWRプラントにおいて発生している接液表面硬化層等に起因すると考えられる応力腐食割れに対しては、国プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の応力腐食割れ実証事業」などによる知見等がPWR水質環境下における今後の保全に反映すべきものであるか検討していく。
- ④余熱除去系統配管等の母管の外表面からの応力腐食割れについては、防水措置が健全であれば、発生の可能性は小さい。現状保全として、目視確認により防水措置等の健全性確認を実施している。しかしながら、配管据付時の防水措置を施す以前に海塩粒子が付着した可能性が否定できず、また、屋内であっても外気の直接流入する扉等の付近に設置されている配管については海塩粒子が付着する可能性が否定できない。防水措置の異常は目視確認により検知可能であり、今後も現状保全を継続していくとともに、現状保全に加えて、屋内外の配管外表面の塩分付着量を測定し、その結果に基づき他機器への展開を含めた保全を検討していく。
- ⑤主蒸気系統配管等の母管の内面からの腐食（エロージョン・コロージョン）については、一律に正確に定量的な予測を行うことは困難である。現状保全として、超音波による肉厚計測により減肉傾向の監視を実施しており、その結果に応じて配管を取替える等適切に対応している。エロージョン・コロージョンによる減肉程度は、超音波による肉厚計測により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

- ⑥海水系統配管等の母管内面からの腐食（全面腐食）については、ライニングのはく離等が生じた場合、発生の可能性は否定できない。現状保全として、ライニング点検（目視検査）を実施している。ライニングのはく離等は、目視検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑦海水系統配管等の母管の外面からの腐食（全面腐食）については、塗装や防水措置が健全であれば発生の可能性は小さい。現状保全として、目視確認により塗装や防水措置の健全性確認を実施している。塗装や防水措置の異常は、目視確認により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑧配管サポートレストレイントピン等摺動部材の摩耗については、著しい摩耗が生じる可能性は小さい。現状保全として、目視により摺動面の状態または支持状態を確認している。摺動部の摩耗は、摺動面の状態または支持状態の目視確認により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑨配管サポートスライドサポートスライドプレートのテフロンのはく離については、高温条件下で長期間使用した場合、発生の可能性は否定できない。現状保全として、プラント起動時に目視にて動作状況を確認している。動作状況は、目視により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑩配管サポートオイルスナバのオイル及びオイルシールの劣化については、定期取替を実施せず熱・放射線を受ける状態で長期間使用することにより劣化し、機器の支持機能に影響を及ぼす可能性は否定できない。現状保全として、目視により油漏れ等の異常がないことを確認している。油漏れ等の異常は目視にて検知可能である。原子炉格納容器内設置のオイル及びオイルシールの取替を実施していないオイルスナバ（原子炉格納容器スプレイリングスナバを除く）については、現状保全項目に加え、定期的にオイル及びオイルシールの取替を実施していく。

4. 1. 6 弁

各部位に対する考慮すべき経年変件事象を抽出し，経年変件事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 主蒸気系統仕切弁弁箱等の腐食
- b. 余熱除去系統仕切弁弁箱等の疲労割れ
- c. 海水系統仕切弁弁箱等の応力腐食割れ
- d. 復水器空気抽出系統スイング逆止弁等のばねの変形
- e. 原子炉補機冷却水系統リフト逆止弁等の弁体の固着
- f. 電動装置（駆動装置）モータ固定子コイル等の絶縁低下
- g. 電動装置（駆動装置）ステムナット及び歯車の摩耗

これらの経年変件事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ①主蒸気系統仕切弁弁箱等の腐食（エロージョン・コロージョン）については，一律に正確に定量的な評価を行うことが困難である。現状保全として，弁内面の目視検査を実施している。エロージョン・コロージョンは，弁内面の目視検査により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ②補助給水系統仕切弁弁箱等の外面からの腐食（全面腐食）については，塗装や防水措置が健全であれば発生の可能性は小さい。現状保全として，目視確認により塗装や防水措置の健全性確認を実施している。塗装や防水措置の異常は，目視確認により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ③海水系統仕切弁弁箱等の腐食（孔食・すき間腐食）については，酸素の供給等の条件の変化の影響を受けやすく進行速度が一律でなく，正確に定量的な評価を行うことが困難である。現状保全として，弁内面の目視検査を実施している。腐食は，目視検査により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

- ④ 余熱除去系統仕切弁等の弁箱の疲労割れについては、疲労評価の結果、疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果を得た。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、今後、実過渡回数に基づく評価を実施していく。
- ⑤ 海水系統仕切弁弁箱等の外面からの応力腐食割れについては、防水措置が健全であれば発生の可能性は小さい。現状保全として、目視確認により防水措置や弁外面の健全性確認を実施している。防水措置や弁外面の異常は、目視確認により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑥ 海水系統バタフライ弁弁箱等の腐食（異種金属接触腐食）については、ライニングのはく離等が生じた場合、発生の可能性は否定できないが、急激な腐食進行の可能性は小さい。現状保全として、目視検査（ライニング点検等）を実施している。ライニングの健全性は、目視検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑦ 原子炉補機冷却水系統リフト逆止弁等の弁体固着については、腐食生成物堆積による固着の可能性を一律に定量的な評価を行うことが困難である。現状保全として、目視検査を実施している。腐食生成物等堆積の兆候がないことは、目視検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑧ 電動装置（駆動装置）モータ固定子コイル等の絶縁低下については、発生の可能性は小さい。現状保全として、絶縁抵抗測定を実施している。絶縁低下は、絶縁抵抗測定により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑨ 主蒸気止め弁弁体の疲労割れについては、駆動装置側の設定位置（オーバートラベル量）を確認していくことで、発生の可能性はない。現状保全として、駆動装置側の設定位置（オーバートラベル量）を確認している。また、減速機能の変化による衝突速度の増加がないよう駆動装置側の設定位置（オーバートラベル量）を確認しており、点検手法として適切であり、今後も現状保全を継続していく。

- ⑩蒸気加減弁弁体の腐食（エロージョン・コロージョン）については、一律に正確に定量的な予測を行うことは困難である。現状保全として、目視検査及び弁体下面の深さ計測を実施している。エロージョン・コロージョンは、目視検査及び弁体下面の深さ計測により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑪蒸気加減弁弁体ボルトの応力腐食割れについては、締付トルク低減等の応力腐食割れ対策を図っていることから、応力腐食割れの発生の可能性は小さい。現状保全として、作動確認を実施している。なお、第22回定期検査時（2003年度）に応力腐食割れ感受性が小さいステンレス鋼に取替を予定している。ステンレス鋼に取替えた後も弁体取替の機会には、長期間使用した弁体ボルトに対して磁粉探傷検査等にて有意な応力腐食割れのないことを確認していく。

4. 1. 7 炉内構造物

各部位に対する考慮すべき経年変化事象を抽出し，経年変化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 炉心支持構造物の疲労割れ
- b. バッフルフォーマボルト等ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れ
- c. 制御棒クラスタ案内管案内板等の摩耗
- d. 炉心そうステンレス鋼の中性子照射脆化

これらの経年変化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ①炉内構造物の疲労割れについては，疲労評価の結果，疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果を得た。ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，今後，実過渡回数に基づく評価を実施していく。
- ②制御棒クラスタ案内管案内板の摩耗については，摩耗量の評価により，急激に摩耗が進展することはない。現状保全として，全制御棒の落下試験を実施しており，挿入時間に問題がないことにより健全性を確認している。また，玄海1号機では第23回定期検査時に炉内構造物の取替を予定していることから，制御棒クラスタ案内管案内板の摩耗が制御棒の案内機能に影響を及ぼす可能性は小さい。また，構造強度・機能を維持するのに必要な範囲の健全性が合理的に確保されるように，必要に応じて点検評価に関する（社）火力原子力発電技術協会炉内構造物点検評価ガイドライン，日本機械学会維持規格等の活用により，今後の保全を進めていく。
- ③炉内計装用シングルチューブの摩耗については，機能喪失に至る可能性は小さい。現状保全として，渦流探傷検査により摩耗状況を確認するとともに，必要に応じ，取替等の措置を実施することとしている。摩耗については，渦流探傷検査で検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

4. 1. 8 ケーブル

各部位に対する考慮すべき経年変件事象を抽出し，経年変件事象ごとにまとめたものを以下に示す。

a. 高圧C S H Vケーブル絶縁体等の絶縁低下

これらの経年変件事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ①高圧C S H Vケーブル絶縁体等の絶縁低下については，現時点の知見において，絶縁体の絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。なお，今後，ケーブルの評価手法に関する検討が現在国プロジェクトで実施されており，今後その成果の反映を検討していく。
- ②高圧C Aケーブル等の絶縁体の絶縁低下（水トリー劣化）については，雨水等により浸水の可能性のある屋外ケーブルにおいて，発生の可能性は否定できない。現状保全として，絶縁抵抗測定及びケーブル絶縁診断（直流漏れ電流測定）を実施しケーブルが健全であることを確認している。絶縁低下は，絶縁抵抗測定及びケーブル絶縁診断（直流漏れ電流測定）により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

4. 1. 9 電気設備

各部位に対する考慮すべき経年変化事象を抽出し，経年変化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. ガス遮断器等のばねの変形
- b. 変流器コイル（一次／二次）等の絶縁低下
- c. 避雷器分路抵抗体等の特性変化
- d. タービン発電機回転子コイルウェッジ等の疲労割れ
- e. タービン発電機リティニングリングの応力腐食割れ
- f. 変圧器タンクの腐食
- g. メタルクラッド開閉装置等のリンク機構（遮断器）の固着

これらの経年変化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ① 避雷器分路抵抗体等の特性変化については，急激な特性変化の可能性は小さい。現状保全として，絶縁抵抗測定等を実施している。特性変化は，絶縁抵抗測定等により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ② ブッシングコンデンサコア等の絶縁低下については，急激な絶縁低下の可能性は小さい。現状保全として，絶縁抵抗測定等を実施している。絶縁低下は，絶縁抵抗測定等により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ③ タービン発電機回転子コイルウェッジの疲労割れについては，発電機に影響を及ぼすような異常運転がなければ，発生の可能性は小さい。現状保全として，発電機に影響を及ぼすような異常運転の有無の確認を行うとともに，目視検査，超音波探傷検査を実施している。割れは，目視検査，超音波探傷検査により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

- ④タービン発電機リティニングリングの応力腐食割れについては，発生の可能性は小さい。現状保全として，目視点検及び焼きばめ部の超音波探傷検査を実施している。割れは目視点検及び焼きばめ部の超音波探傷検査により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ⑤起動変圧器等の絶縁駆動軸の疲労割れについては，発生の可能性は小さい。現状保全として，目視点検を実施している。また，疲労は切換動作回数に依存するため切換動作回数の確認を実施している。疲労割れは，目視点検等により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ⑥メタルクラッド開閉装置等のリンク機構の固着については，発生の可能性は小さい。現状保全として，注油を行い，目視点検，動作確認等を実施している。固着は，目視点検，動作確認等により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

4. 1. 10 タービン設備

各部位に対する考慮すべき経年変化事象を抽出し，経年変化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 高圧タービン主蒸気入口管等の腐食
- b. 高圧タービン主蒸気入口管等の疲労割れ
- c. 高圧タービン車室の変形
- d. 高圧タービン翼環ボルト等の応力腐食割れ
- e. 高圧タービンジャーナル軸受等ホワイトメタルの摩耗，はく離
- f. 補助油ポンプモータ固定子コイル等の絶縁低下
- g. タービン調速・保安装置等のばねの変形
- h. タービン動補助給水ポンプタービンガバナ調速機構の摩耗

これらの経年変化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ① 高圧タービン主蒸気入口管等の腐食（エロージョン・コロージョン）については，一律に正確に定量的な予測を行うことは困難である。現状保全として，超音波による肉厚計測または目視検査を実施している。腐食（エロージョン・コロージョン）は，超音波による肉厚計測または目視検査により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ② 高圧タービン車室の変形については，変形の急激な進行の可能性は小さい。現状保全として，水平継手面の間隙計測及び必要に応じて当り状況の確認を行っている。変形は，隙間計測及び当り状況の確認により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

- ③ 高圧タービンジャーナル軸受等ホワイトメタルの摩耗，はく離については，経年的な摩耗が発生するとしても非常に緩やかであり，摩耗の急激な進行の可能性は小さい。現状保全として，摩耗については，目視検査，車軸と軸受内面の間隙計測等を実施している。また，はく離については，目視検査，ホワイトメタル部の浸透探傷検査等を実施している。摩耗，はく離は，目視検査，浸透探傷検査等により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ④ 低圧タービン第1内部車室等の疲労割れについては，疲労評価の結果，疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られた。ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，今後，実過渡回数に基づく評価を実施していく。
- ⑤ 低圧タービン動翼の腐食（エロージョン・コロージョン）については，一律に正確に定量的な予測を行うことは困難である。現状保全として，ステライト板ろう付部の目視検査を実施し，有意な減肉がないことを確認している。また，ステライトのはく離については，打音検査及び浸透探傷検査等を実施している。腐食（エロージョン・コロージョン）及びステライトのはく離は，目視検査，打音検査等により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ⑥ 補助油ポンプモータ固定子コイル等の絶縁低下については，発生の可能性は否定できない。現状保全として，絶縁抵抗測定を実施している。絶縁低下は，絶縁抵抗測定により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ⑦ 補助油ポンプモータの回転子棒，エンドリングの疲労割れについては，発生繰返し回数が許容繰返し回数を下回るため，疲労割れの発生する可能性は小さい。現状保全として，打診により緩みがないことを確認している。緩みは，打診により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

- ⑧タービン動補助給水ポンプタービンガバナ调速機構の摩耗については、急激な摩耗が進行する可能性は小さい。現状保全として、寸法計測を実施し間隙が基準値内にあることを確認している。摩耗は、寸法計測により間隙が基準値内にあることにより確認可能であり、今後も現状保全を継続していく。

4. 1. 1 1 コンクリート及び鉄骨構造物

各部位に対する考慮すべき経年変件事象を抽出し，経年変件事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. コンクリートの熱等による強度低下
- b. コンクリートの熱による遮へい能力低下
- c. 鉄骨の腐食による強度低下

これらの経年変件事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ① コンクリート構造物の熱，放射線照射，中性化，塩分浸透，アルカリ骨材反応及び機械振動による強度低下については，文献データ及び実機サンプリングデータ等による健全性評価の結果，強度低下が発生する可能性は小さい。現状，強度低下に影響を及ぼすような有害な欠陥がないことや塗装が健全であることを目視により確認している。従って，コンクリート構造物の強度低下に対する現状保全は適切であり，今後も現状保全を継続する。また，今後は，シュミットハンマーによりコンクリートの強度推定を行う非破壊試験等を定期的に代表部位において実施することにより，強度に急激な経年変化が生じていないかを確認していく。
- ② 鉄骨構造物の腐食による強度低下については，鉄骨はすべて外壁を有する建屋内に構築されかつ鉄骨表面に塗装が施されている。現状保全として，腐食・塗膜の劣化等の目視点検を実施し，強度に支障をきたす腐食が生じる可能性のあるような塗膜の劣化等のないことを確認し，必要に応じて表面及び錆止め塗装の塗替え等の補修を実施している。塗膜劣化の兆候は，目視にて検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

4. 1. 1 2 計測制御設備

各部位に対する考慮すべき経年変化事象を抽出し，経年変化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 1次冷却材圧力計測制御設備計装配管等の応力腐食割れ
- b. 1次冷却材圧力計測制御設備伝送器等の特性変化
- c. 1次冷却材高温側広域温度計測制御設備測温抵抗体等の絶縁低下
- d. M/Gセット制御盤遮断器の操作機構の固着
- e. M/Gセット制御盤遮断器のばねの変形

これらの経年変化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ① 1次冷却材圧力計測制御設備計装配管等の応力腐食割れについては，1次冷却材に接する計装配管のうち，内部流体の溶存酸素濃度が高く，高温となる溶接部では，発生の可能性は否定できない。現状保全として，1次冷却材系統の漏えい試験時に健全性確認を実施している。応力腐食割れは，漏えい試験時の健全性確認で検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。また，BWRプラントにおいて発生している接液表面硬化層等に起因すると考えられる応力腐食割れに対しては，国プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の応力腐食割れ実証事業」などによる知見等がPWR水質環境下における今後の保全に反映すべきものであるか検討していく。
- ② 1次冷却材圧力計測制御設備伝送器等の特性変化は，発生の可能性は小さい。現状保全として，校正試験等を実施している。特性変化は，校正試験等により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ③ 1次冷却材高温側広域温度計測制御設備測温抵抗体等の絶縁低下については，急激な絶縁低下の可能性は小さい。現状保全として，絶縁抵抗測定等を実施している。絶縁低下は，絶縁抵抗測定等により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

- ④M／Gセット制御盤遮断器の操作機構の固着については，発生の可能性は小さい。現状保全として，注油を行い，目視点検，動作試験等を実施している。固着は，目視点検，動作試験等により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

4. 1. 1 3 空調設備

各部位に対する考慮すべき経年変化事象を抽出し，経年変化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 中央制御室空調ファン主軸等の腐食
- b. 中央制御室空調等ファンプールの摩耗
- c. 格納容器再循環ファンモータ固定子コイル等の絶縁低下
- d. 格納容器再循環ファンモータ回転子棒・エンドリングの疲労割れ
- e. ダンパ等のばねの変形

これらの経年変化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ①中央制御室空調ファン等のプールの摩耗については，適切な頻度でVベルトの張力確認することで，急激な摩耗の発生する可能性はない。現状保全として，Vベルトの張力確認及びプールの目視検査を実施している。プールの摩耗は，目視検査により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ②格納容器再循環ファンモータの固定子コイル等の絶縁低下については，発生の可能性は否定できない。現状保全として，絶縁抵抗測定を実施している。絶縁低下は，絶縁抵抗測定により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ③格納容器再循環ファンモータの回転子棒・エンドリングの疲労割れについては，発生繰返し回数が許容繰返し回数を下回るため，疲労割れの発生する可能性は小さい。現状保全として，回転子棒がスロットに固定され緩みのないことを打診により確認している。緩みは，打診により，検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

- ④安全補機室空調装置の海水冷却コイルの腐食（エロージョン・コロージョン）については、一律に正確に定量的な予測を行うことは困難である。現状保全として、定期的を目視検査を実施している。腐食は、目視検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑤コントロールタワー空調用冷凍機凝縮器の伝熱管、水室の腐食（全面腐食等）については、一律に正確に定量的な予測を行うことは困難である。現状保全として、伝熱管の渦流探傷検査やライニングの目視検査を実施している。腐食は渦流探傷検査や目視検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑥補助給水ポンプ室給排気ダクト等の外板の大気取入部の腐食（全面腐食）については、亜鉛メッキが健全であれば発生の可能性は小さい。現状保全として、表面状態を目視により確認している。腐食は、目視により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

4. 1. 1 4 機械設備

各部位に対する考慮すべき経年変化事象を抽出し，経年変化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 原子炉容器サポートボルト等原子炉容器炉心近傍部材の照射脆化
- b. 原子炉容器サポートパッド摺動部等の摩耗
- c. 加圧器スカート等の疲労割れ
- d. 制御用空気圧縮機モータの固定子コイル等の絶縁低下
- e. 制御用空気溜等の腐食
- f. 制御用空気圧縮機潤滑油圧力スイッチ等の特性変化
- g. 制御用空気圧縮機空気溜安全弁等ばねの変形
- h. 制御棒クラスタ被覆管先端部の照射誘起割れ
- i. 基礎ボルトケミカルアンカ樹脂の劣化

これらの経年変化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ①原子炉容器サポートパッド等の摩耗については，摩耗による支持機能の低下はない。現状保全として，パッドの摩耗については，キャビティシール据付時のすき間計測，ヒンジ等の摩耗については目視確認を実施している。摩耗は，すき間計測または目視確認により検知可能であり，今後も現状保全を継続する。さらに，パッドの摩耗についても目視確認を実施していく。
- ②加圧器スカート溶接部の疲労割れについては，疲労評価の結果，疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果を得た。ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，今後，実過渡回数に基づく評価を実施していく。
- ③制御用空気圧縮機等Vプーリの摩耗については，適切な頻度でVベルトの張力確認することで，急激な摩耗の発生する可能性はない。現状保全として，Vベルトの張力確認及びVプーリの目視検査を実施している。Vプーリの摩耗は，目視検査により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

- ④制御用空気圧縮機主軸等の摩耗については、急激な進展の可能性は小さい。現状保全として、目視検査及び寸法計測を実施している。摩耗は、目視検査及び寸法計測により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑤制御用空気圧縮機モータ固定子コイル等の絶縁低下については、発生の可能性は否定できない。現状保全として、絶縁抵抗測定を実施している。絶縁低下は、絶縁抵抗測定により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑥制御用空気圧縮機潤滑油圧力スイッチ等の特性変化については、発生の可能性は小さい。現状保全として、校正試験等を実施している。特性変化は、校正試験等により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑦燃料取替クレーン等のロッキングカムの摩耗については、急激に進展する可能性は小さいが、長期運転時にミスラッチ発生限界に到達する可能性は否定できない。現状保全として、グリッパの作動検査を実施している。摩耗による機能への影響は、グリッパの作動検査により検知可能であるが、隙間計測による摩耗程度の把握が望ましく、計測結果に基づく摩耗進展速度を用いた進展評価を行う。
- ⑧燃料取替クレーン等の電磁ブレーキライニングの摩耗については、急激に進展する可能性は小さい。現状保全として、ストローク測定を実施している。摩耗は、ストローク測定により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑨燃料移送装置のチェーン（ブッシュ部）の摩耗については、急激に進展する可能性は小さいが、長期運転時に許容伸び量を超える可能性は否定できない。現状保全として、チェーンの伸び計測を実施し、伸びの傾向を監視している。摩耗は、チェーンの伸び計測により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

- ⑩原子炉容器上蓋付属設備の炉内熱電対用管台のコノシールガスケット取付部の摩耗については、定期的にコノシールガスケットの取替を行っており、取付部に摩耗の発生の可能性は否定できない。現状保全として、目視検査及び漏えい試験を実施している。摩耗は、目視検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑪制御棒クラスタの被覆管の摩耗については、制御棒クラスタ案内管案内板との長時間にわたる干渉により、発生の可能性は否定できない。現状保全として、運転時間管理によりステップ変更及び取替を実施し、また全制御棒クラスタの落下試験を実施している。制御棒クラスタ被覆管の摩耗については、摩耗深さが肉厚を超えないような管理により健全性は確保され、挿入性については落下試験により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑫制御棒クラスタ被覆管先端部の照射誘起割れ（外径増加によるクラック）については、照射量が大きくなると、発生の可能性は否定できない。現状保全として、中性子照射量による取替を行うとともに、全制御棒クラスタの落下試験及び目視検査を実施している。挿入性は落下試験により、照射誘起割れは目視検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑬プラグインデバイスのホールドダウンばねの変形（応力緩和）については、中性子照射を受けることにより、発生の可能性は否定できない。現状保全として、中性子照射量に応じた取替を実施しており、今後も現状保全を継続していく。
- ⑭基礎ボルト大気接触部の腐食（塗装なし部）については、腐食減肉による支持機能の低下の可能性は小さい。現状保全として、巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常のないことを確認している。巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常がないことが確認可能であるが、今後、現状保全項目に加えて、機器取替時等の適切な機会を利用してサンプリング等の調査を実施していく。

- ⑮基礎ボルトケミカルアンカ樹脂の劣化については、劣化による支持機能の低下が進行する可能性は小さい。現状保全として、巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常のないことを確認している。巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常がないことが検知可能であるが、今後、現状保全項目に加えて、機器取替時等の適切な機会を利用してサンプリング等により樹脂の劣化等の調査を実施していく。

4. 1. 15 電源設備

各部位に対する考慮すべき経年変化事象を抽出し，経年変化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 非常用ディーゼル発電機固定子コイル等の絶縁低下
- b. 非常用ディーゼル発電機燃料油供給ポンプ調圧弁等のばねの変形
- c. 非常用ディーゼル発電機空気冷却器管側構成品等の腐食
- d. 非常用ディーゼル発電機空気冷却器等伝熱管のスケール付着
- e. 非常用ディーゼル発電機過給機タービンロータ等のクリープ
- f. 非常用ディーゼル発電機燃料噴射ポンプ調整装置組立品各リンク等の固着
- g. 非常用ディーゼル発電機圧力スイッチ等の特性変化
- h. 非常用ディーゼル発電機付属設備潤滑油プライングポンプ歯車等の摩耗
- i. 非常用ディーゼル発電機付属設備燃料弁冷却水冷却器伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れ
- j. M/Gセットモータ回転子棒・エンドリングの疲労割れ

これらの経年変化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ①非常用ディーゼル発電機固定子コイル等の絶縁低下については，発生の可能性は否定できない。現状保全として，絶縁抵抗測定等を実施している。絶縁低下は，絶縁抵抗測定等により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ②非常用ディーゼル発電機空気冷却器管側構成品等の海水による腐食（異種金属接触腐食）については，ライニングに異常があった場合，腐食減肉の進行は完全には防止できない。現状保全として，ライニングのはがれ，傷等がないことを目視検査により確認している。ライニングのはく離等は，目視検査により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

- ③ 非常用ディーゼル発電機関空気冷却器伝熱管内面の腐食（エロージョン・コロージョン）については、一律に正確に定量的な予測を行うことは困難である。現状保全として、伝熱管の渦流探傷検査及び漏えい試験を実施している。内面の腐食（エロージョン・コロージョン）は、渦流探傷検査及び漏えい試験により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ④ 非常用ディーゼル発電機関空気冷却器等伝熱管のスケール付着については、伝熱管内面へのスケール付着状況等を正確に把握することは困難であり、一律で定量的な評価は困難である。現状保全として、流体温度等のパラメータ監視及び管内面の洗浄を実施している。スケール付着は、流体温度等のパラメータの監視により熱交換性能を把握可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑤ 非常用ディーゼル発電機関燃料噴射弁弁本体の腐食（全面腐食）については、急激な腐食の進行の可能性は小さい。現状保全として、噴射弁弁本体の目視検査を実施している。腐食は、目視検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑥ 非常用ディーゼル発電機関燃料噴射ポンプ調整装置組立品各リンクの固着については、各リンクの摺動抵抗が急激に増大する可能性は小さい。現状保全として、摺動抵抗測定及び負荷運転時の性能確認を実施している。固着は、摺動抵抗測定及び負荷運転時の性能確認により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑦ 非常用ディーゼル発電機関圧カスイッチ等の特性変化については、発生の可能性は小さい。現状保全として、校正試験等を実施している。特性変化は、校正試験等により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑧ 非常用ディーゼル発電機関付属設備潤滑油プライミングポンプの歯車等の摩耗については、急激な摩耗の進行の可能性は小さい。現状保全として、目視検査及び歯車・ケーシング間のすき間計測を実施している。摩耗は、目視検査及びすき間計測により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

- ⑨ 非常用ディーゼル発電機関附属設備燃料弁冷却水冷却器の伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れについては、邪魔板の管穴が腐食等により拡大し、管支持が不完全となりカルマン渦との共振または流力弾性振動が発生する可能性は否定できない。現状保全として、伝熱管の渦流探傷検査を実施している。摩耗及び高サイクル疲労割れについては、渦流探傷検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑩ 非常用ディーゼル発電機関附属設備海水系統配管母管の内面からの腐食（全面腐食）については、ライニングのはく離等が生じた場合、発生の可能性は否定できないが、急激な腐食進行の可能性は小さい。現状保全として、ライニング点検（目視検査）を実施している。ライニングのはく離等は、目視検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑪ 非常用ディーゼル発電機関附属設備蒸気系統配管母管等の内面からの腐食（エロージョン・コロージョン）については、一律に正確に定量的な予測を行うことは困難である。現状保全として、内面の目視検査を実施している。腐食は、目視検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑫ 非常用ディーゼル発電機関附属設備燃料油系統配管母管等の外面からの腐食（全面腐食）については、塗装や防水措置が健全であれば腐食発生の可能性は小さい。現状保全として、目視により塗装や防水措置の健全性を確認している。塗装や防水措置の異常は目視確認により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑬ 非常用ディーゼル発電機関附属設備海水系統仕切弁弁箱等の腐食（孔食・すき間腐食）については、酸素の供給等の条件の変化の影響を受けやすく進行速度が一律でなく、正確に定量的な評価を行うことが困難である。現状保全として、内面の目視検査を実施している。腐食は、目視検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

- ⑭ M/Gセットモータ回転子棒・エンドリングの疲労割れについては、発生繰返し回数が許容繰返し回数を下回るため、疲労割れの発生する可能性は小さい。現状保全として、打診により緩みがないことを確認している。緩みは、打診により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑮ 原子炉トリップ遮断器盤操作機構の固着については、発生の可能性は小さい。現状保全として、注油を行い、目視確認及び動作確認等を実施している。固着は、目視確認及び作動確認等により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

4. 1. 16 その他設備

その他設備は、玄海原子力発電所1号機の系統・構築物・機器のうち、15機種（ポンプ、熱交換器、ポンプモータ、容器、配管、弁、炉内構築物、ケーブル、電気設備、タービン設備、コンクリート及び鉄骨構築物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備）の技術評価対象範囲である安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器を除く機器を対象とする。

評価にあたっては、安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器と同様であるか、または一般産業界での使用実績がある機器かどうかを評価分類する。

分類の結果、これらに該当する機器については、安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器における評価並びに一般産業界での使用実績からの知見を展開し、高経年化への対応として必要な事項を抽出する。

具体的な保全の実施にあたっては、これら抽出した事項を踏まえ、機器の重要度、系統構成等を考慮し、合理的、効率的に行う。

分類の結果、これらに該当しない機器については、安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器における評価並びに一般産業界での使用実績からの知見の展開ができないことから、安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器と同様の手順で評価を実施する。

そこで、資料3-2「その他設備の技術評価フロー」に示すように、その他設備を「内部流体等を考慮して、安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器の評価結果を組み合わせることで評価が可能なもの」、「一般産業界での使用実績から評価が可能なもの」及び「安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器と同様の手順で評価を実施するもの」に分類した。

分類の結果、「一般産業界での使用実績から評価が可能なもの」は対象がなく、「安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器と同様の手順で評価を実施するもの」として、廃液蒸発装置及びセメント固化装置が抽出された。

以下に、「安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器と同様の手順で評価を実施するもの」についての評価の概要を示す。

各部位に対する考慮すべき経年変化事象を抽出し，経年変化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a． 廃液蒸発装置蒸発器胴板等ステンレス鋼使用部位の応力腐食割れ
- b． 廃液蒸発装置加熱器伝熱管のスケール付着
- c． 廃液蒸発装置加熱器胴側胴板等の腐食

これらの経年変化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

- ①蒸発器胴板等ステンレス鋼使用部位の応力腐食割れについては，耐応力腐食割れ性に優れた材料を使用しているが，内部流体に塩化物イオンを含んでおり，蒸発濃縮による塩化物イオン濃度の上昇及び高温環境であることから，応力腐食割れ発生の可能性は否定できない。現状保全として，内面の目視検査及び伝熱管の漏えい試験を実施していくこととしている。応力腐食割れは，目視検査及び漏えい試験により検知可能であり，目視検査及び漏えい試験を実施していく。
- ②加熱器伝熱管のスケール付着については，長期運転にあたってはスケール付着による伝熱性能低下の可能性は否定できない。現状保全として，流体温度等のパラメータの監視を行い，熱交換性能に異常がないことを確認している。スケール付着は，流体温度等の監視により，熱交換性能を把握可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ③加熱器胴側胴板等の腐食（エロージョン・コロージョン）については，一律に正確に定量的な予測を行うことは困難である。現状保全として，目視検査を実施していくこととしている。腐食（エロージョン・コロージョン）は，目視検査により検知可能であり，目視検査を実施していく。

- ④セメント固化装置注入装置の応力腐食割れについては、耐応力腐食割れ性に優れた材料を使用しているが、内部流体に塩化物イオンを含んでいることから、応力腐食割れ発生の可能性は否定できない。現状保全として、装置使用時に目視検査を実施している。応力腐食割れは、目視検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

4. 2 耐震安全性評価結果

耐震安全性評価にあたっては、「技術評価」における評価結果を取り入れることとし、「技術評価」において将来的に発生の可能性がないか、または小さい経年変化事象については評価対象外とした。

すなわち、「技術評価」で検討された経年変化事象を、「技術評価」での検討結果に基づき、以下のとおり整理し、(1)の事象についてのみ耐震安全性を評価する。

(1) 現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないものまたは小さいもの

(2) 現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの

ここで、整理された(2)の経年変化事象について、これらの事象が顕在化した場合、代表機器の振動応答特性または構造・強度上、影響が「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討し、耐震安全性評価上考慮すべき経年変化事象の抽出を行い、考慮すべき経年変化事象ごとに、耐震安全性に関する詳細評価を実施した。

耐震安全性評価上考慮すべき経年変化事象の主な評価結果を以下に示す。

なお、機器に共通のものは経年変化事象毎に整理した。機器個別に独自の評価を行っているものについては、個別に記載した。

① 疲労割れについては、通常運転時及び地震時の疲れ累積係数の合計値が1以下であることを確認した。また、疲れ評価を実施していない箇所については、割れの発生を安全側に想定し、地震時の割れ発生部位の発生応力を算出し、許容応力以下であることを確認した。

② 腐食については、保全活動の範囲内で発生する腐食量を仮定し、地震時の腐食発生部位の発生応力を算出し、許容応力以下であることを確認した。

③ 1次冷却材管等の熱時効については、運転期間60年での疲労き裂を想定しても、材料の破壊靱性値は地震等による破壊力を十分上回ることを確認した。

- ④応力腐食割れについては，割れの発生を安全側に想定し，地震時の割れ発生部位の発生応力を算出し，許容応力または，き裂安定限界応力以下であることを確認した。
- ⑤原子炉容器胴部の中性子照射による関連温度上昇については，通常運転時の荷重に地震荷重を重ね合わせて，初期き裂を想定した場合の破壊力学的評価を実施し，材料の破壊靱性値と加圧熱衝撃事象に設計用限界地震を考慮した応力拡大係数を比較し，材料の破壊靱性値が地震による応力拡大係数を上回っていることを確認した。
- ⑥原子炉容器胴部の中性子照射による上部棚吸収エネルギーの低下については，通常運転時の荷重に地震荷重を重ね合わせて，初期き裂を想定した場合の破壊力学的評価を実施し，き裂は進展することはないと，また，想定き裂は不安定成長しないことを確認した。
- ⑦炉内構造物のバッフルフォーマボルト等の照射誘起型応力腐食割れについては，発生評価上最も厳しいバッフルフォーマボルトに対し，最上段と再下段のバッフルフォーマボルトのみが健全な場合を仮定し，地震時の発生応力を算定し，許容応力以下であることを確認した。
- ⑧炉内構造物制御棒クラスタ案内管及び制御棒クラスタ被覆管の摩耗については，保全活動の範囲内で発生する摩耗量を仮定し，地震時に制御棒挿入時間が規定値を上回らないことを確認した。
- ⑨原子炉容器サポートの照射脆化については，設計用限界地震時の発生応力を算定し，材料の破壊靱性値が地震による応力拡大係数を上回っていることを確認した。

以上の検討の結果，耐震安全性の観点から高経年化対策に追加すべき項目はない。

4. 3 運転経験の反映

高経年化対策の検討では、国内外で発生した経年変化事象に関する運転経験を考慮し評価を実施している。

(1) 運転経験の範囲

玄海原子力発電所1号機の高経年化対策を検討するにあたり、既評価プラント（美浜発電所2号機）へ反映されている運転経験に加え、それ以降の国内外の運転経験を分析し、反映を実施した。

国内の運転経験としては、法律・通達対象のトラブルに加え、法令の定めでは国への報告は必要ないが、電力自主で公開している軽微な情報も含んでいる。

海外の運転経験には、Bulletin（通達）等のNRC（米国原子力規制委員会；Nuclear Regulatory Commission）情報やINPO（原子力発電運転協会；Institute of Nuclear Power Operations）等の民間機関の公開情報も含んでいる。

(2) 高経年化対策への反映

玄海原子力発電所1号機の高経年化対策の検討で、新たに考慮した主な運転経験を以下に示す。

- ①福島第二原子力発電所3号機 シュラウド下部リングのひび
（2001年8月報告書提出）
- ②福島第一原子力発電所3号機 制御棒駆動水圧系配管の不具合
（2002年11月報告書提出）
- ③米国デービスベッセ発電所 原子炉容器上蓋及び貫通部の損傷
（2002年3月Bulletin発行）
- ④米国サウステキサス発電所1号機 炉内計装筒溶接部近傍の損傷
（2003年8月Bulletin発行）
- ⑤泊発電所2号機 再生熱交換器胴側出口配管からの漏えい
（2003年10月報告書提出）
- ⑥敦賀発電所2号機 加圧器逃がし弁用管台部等の損傷
（2003年10月報告書提出）

これら運転経験の高経年化対策への反映を資料4-1「高経年化対策に関する運転経験の反映」に示す。

資料4-1

高経年化対策における運転経験の反映 (1/2)

運転経験	高経年化対策技術評価		備考
	総合評価	高経年化への対応	
<p>福島第二原子力発電所3号機 シュワウド下部リングのひび (2001年8月報告書提出, 通達対象)</p> <p><事象> 製造時の機械加工による下部リング外表面の硬化, 溶接による引張残留応力及び応力腐食割れが発生する可能性がある環境条件が重畳し, 下部リング外表面から粒内型応力腐食割れが発生した。これが初期き裂となり, 溶接部近傍の結晶粒界腐食割れに至った。低下により, 粒界型応力腐食割れに至ったものと推定されている。</p>	<p>玄海1号機には, 当該設備はない。</p> <p>BWRプラントにおいて接液表面硬化層等が発生し, 国プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ等により, 現在材料データの見等がPWR水質環境下における今後の保全に反映すべきものであるか検討していく必要がある。</p>	<p>BWRプラントにおいて発生している接液表面硬化層等に起因すると考えられる応力腐食割れに対しては, 国プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」などが図られていて, 現在材料データの見等がPWR水質環境下における今後の保全に反映すべきものであるか検討していく。</p>	<p>「配管の技術評価報告書」の「1 ステンレス鋼配管」P38他参照</p>
<p>福島第一原子力発電所3号機 制御棒駆動水圧系配管の不具合 (2002年11月報告書提出, 通達対象)</p> <p><事象> 原子炉格納容器内において, 制御棒駆動水圧系配管の据付時に大気中の海塩粒子が配管外面に付着したことによる外面からの応力腐食割れであり, ステンレス表面にさび・孔食が発生し, それを起点として応力腐食割れが発生したものと考えられる。</p>	<p>玄海1号機の配管外面からの応力腐食割れについては, 配管据付時の防水措置等を施す以前に海塩粒子が付着した可能性が否定できないこと, 屋内であつても外気の直接流入すること, 扉等の付近に設置する可能性が否定できないこと, 今後屋内外の配管外面の塩分付着量を測定し, その結果に基づいて保全を検討する必要がある。</p>	<p>配管の外面からの応力腐食割れについては, 屋外母管に対して, 定期的な目視確認を加えて, 屋内外の健全性を確認していくとともに, 現状保全項目に加えて, 屋内外の配管外面の塩分付着量を測定し, その結果に基づき他機器への展開を含めた保全を検討していく。</p>	<p>「配管の技術評価報告書」の「1 ステンレス鋼配管」P40他参照</p>
<p>米国デービスベッセ発電所 原子炉容器上蓋及び貫通部の損傷 (2002年3月Bulletin発行)</p> <p><事象> 本事象は, インコネル600合金の応力腐食割れにより上蓋貫通部から冷却水が漏えいし, それを放置したことによるホウ酸腐食によるものと報告されている。</p>	<p>玄海1号機の当該部位については, 耐応力腐食割れに優れたインコネル690合金を使用しており, 民間研究によるインコネル690合金の温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結果から, 現時点においては応力腐食割れの発生の可能性は小さいと考えられる。したがって, 高経年化対策上有意な事象ではない。</p>	<p>高経年化対策上有意な事象ではない。</p>	<p>「容器の技術評価報告書」の「1 原子炉容器」P8参照</p>

5. 今後の高経年化対策

高経年化に関する技術評価結果により、今後の高経年化対策として充実すべき課題等を抽出した。

5. 1 長期保全計画の策定

(1) 健全性評価結果

高経年化に関する技術評価結果から、大部分の機器については現状の保全を継続することにより、機器の長期健全性が確保されることを確認した。

しかしながら、一部の機器については、今後の高経年化を考慮した場合、現状の保全項目に加えて充実すべき対応項目を抽出した。

(2) 現状の保全策に追加すべき項目

上記の健全性評価結果を基に、高経年化対策上現状の保全項目に追加すべき新たな保全策について、長期保全計画として取りまとめた。

(資料5-1「玄海原子力発電所1号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画」)

(3) 長期保全計画の実施時期

上記により抽出された長期保全計画については、今後、玄海原子力発電所1号機の具体的な保全計画に反映し、当該プラントが運転開始後30年を迎える平成17年10月15日を始期とした10年間の適用期間で実施していくこととする。

長期保全計画の実施にあたっては、これらの新たな保全策がいま直ちに実施しなければならないものでないことから、実施時期を下記のとおり2つに大別した。

- a. 短期（平成17年10月15日から5年間）
 - ・健全性評価結果から実機プラントデータでの確認・評価が早急に必要なもの
 - ・5年以内に技術開発成果等新知見が得られる見込みであるもの
 - ・5年以内に実施計画のあるもの（取替等）等
- b. 中長期（平成17年10月15日から10年間）
 - ・健全性評価において長期にわたる健全性は確保できると評価されるが、定期的（約10年ごと）に評価条件の妥当性の確認が必要であるもの（実過渡回数の確認等）等

5. 2 長期保全計画の実施

長期保全計画の具体化に係る取りまとめ及び実施計画の策定にあたっては、本店の方針を受け、発電所設備の点検、修理・改造工事の具体的な計画管理、調整等を行う保修第一課を中心とした体制にて実施する。

なお、これらの実施にあたっては、2003年9月の「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の改正に伴い、保安規定に要求される新たな品質保証及び保守管理の規定に基づき、確実に実施していくものとする。

5. 3 技術開発課題

高経年化に関する技術評価においては、現在までの知見と実績を基にしたものであるが、点検・検査技術の高度化、並びに更なる知見の蓄積に努める観点から、今後更に充実すべき主な技術開発課題を抽出した。

- ①原子炉容器中性子照射脆化の上部棚吸収エネルギーの低下に対する評価技術の整備
- ②原子炉容器中性子照射脆化の関連温度上昇に対する脆化予測式の精度向上
- ③原子炉容器中性子照射脆化に関する使用済試験片再生技術の確立
- ④ケーブルの絶縁低下に関する実機環境を模擬した評価手法の確立

これらの技術開発課題については、緊急性を有する課題ではないが、今後、成果等を活用し、保全活動に反映することとしており、現在、電力研究や国の研究プロジェクトで実施中である。

これらの研究の取組み状況を資料5-2「高経年化に係わる研究の取組み状況」に示す。

5. 4 今後の取組み

高経年化対策に関する評価は、現在の最新知見に基づき実施したものであるが、今後10年を超えない期間ごとに新たな知見を踏まえて高経年化対策検討に係る再評価を実施していく。なお、これらの実施にあたっては、2003年9月の「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の改正に伴い、保安規定に要求される新たな品質保証及び保守管理の規定に基づき、確実に実施することで、原子力発電所の安全性・信頼性の向上を図る。

高経年化対策取組みの概要を資料5-3「高経年化対策取組みの概要」に示す。

資料 5 - 1 玄海原子力発電所 1 号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画 (1/15)

機種名		機器名		経年変化事象		健全性評価結果		現状保全		総合評価		長期保全計画		実施時期	
										No.		保全項目			
配管	計測制御設備	余熱除去系統 化学体積制御系統 安全注入系統	母管 内面からの応力腐食割れ	通常運転時に使用されず閉塞滞留部となり溶存酸素濃度が高くなる可能性があり、かつ、1次冷却材の流れの影響により高温となる可能性のある部位については発生の可能性は否定できない。	定期的な溶接部を対象とした超音波探傷検査等。	発生の可能性は否定できない。溶接部の超音波探傷検査等で検知可能。 BWRプラントにおいて接液表面硬化層等に起因すると考えられる応力腐食割れが発生し、国プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」等により、現在材料データの拡充が図られていることから、その知見等がPWR水質環境下における今後の保全に反映すべきものであるか検討していく必要がある。	1	余熱除去系統 (母管) 等*の内面からの応力腐食割れについては、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」及びその他の安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。 *：余熱除去系統 (母管) 化学体積制御系統 (母管) 安全注入系統 (母管) プロセス計測制御設備 1次冷却材圧力 加圧器水位 (計装用取出し配管, 計器元弁, 計装配管, 計器弁) (計器元弁, 計装配管, 計器弁) 1次冷却材圧力 (狭域) (計装用取出し配管, 計器元弁, 計装配管, 計器弁) 加圧器圧力 (計器元弁, 計装配管, 計器弁) 1次冷却材流量 (計装用取出し配管, 計器元弁, 計装配管, 計器弁)	短期						
計測制御設備	計測制御設備	1次冷却材系統に接続する計装配管等 応力腐食割れ	計装用取出し配管、計装用取出し配管と計器元弁の溶接部及び計器元弁と計装配管の溶接部は閉塞滞留部となり、溶存酸素濃度が高くなる可能性があり、かつ高温となる可能性があることかから、応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。	定期的な1次冷却材系統における漏れ試験時に健全性を確認。	発生の可能性は否定できない。1次冷却材系統における漏れ試験で検知可能。 BWRプラントにおいて接液表面硬化層等に起因すると考えられる応力腐食割れが発生し、国プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」等により、材料データの拡充が図られていることから、その知見等がPWR水質環境下における今後の保全に反映すべきものであるか検討していく必要がある。	短期									

短期：平成 17 年 10 月 15 日から 5 年間、 中長期：平成 17 年 10 月 15 日から 10 年間

資料 5-1 玄海原子力発電所 1 号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画 (2/15)

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		
						No.	保全項目	実施時期
容器	原子炉容器	インコネル600合金使用部位 応力腐食割れ	PWR 1 次系水質環境下で感受性を有しており、応力が高い炉内計装筒については、発生の可能性は否定できない。	定期的な超音波探傷検査等及び漏えい試験。	炉内計装筒については高応力条件であり、運転の長期化に伴い発生の可能性は否定できない。漏流探傷検査等を実施し、予防保全措置としてウォータージェットピーニング（応力緩和）の適用を計画。その他の部位については発生の可能性はない。漏流探傷検査、超音波探傷検査等により検知可能。	2	原子炉容器のニッケル基合金（インコネル600合金）の応力腐食割れについては、炉内計装筒に対してウォータージェットピーニングにより応力改善を実施する。	短期
容器	加圧器	インコネル600合金使用部位 応力腐食割れ	加圧器サージ用管台のインコネル600合金使用部位の応力腐食割れについては、長期的に発生の可能性は否定できない。	定期的な超音波探傷検査、浸透探傷検査及び漏えい試験	応力腐食割れ発生の可能性は長期的には否定できない。応力腐食割れは超音波探傷検査及び浸透探傷検査により検知可能。	3	加圧器のニッケル基合金（インコネル600合金）の応力腐食割れについては、原子力安全・保安院指示文書「加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査等について」（平成17年6月16日付け平成17・06・10 原院第7号）に基づき、保全への適用の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	短期

短期：平成17年10月15日から5年間，中長期：平成17年10月15日から10年間

資料 5-1 玄海原子力発電所 1 号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画 (3/15)

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		
						No.	保全項目	実施時期
熱交換器	蒸気発生器	インコネル600合金使用部位 応力腐食割れ	取替後の蒸気発生器については、発生の可能性は小さい。	定期的な超音波探傷検査及び漏えい試験。	発生の可能性は小さい。評価上厳しい原子炉容器のインコネル600合金使用部位の超音波探傷検査結果に基づき、予防保全措置を検討することが有効。超音波探傷検査等で検知可能。	4	蒸気発生器のニッケル基合金（インコネル600合金）の応力腐食割れについては、原子力安全・保安院指示文書「発電用原子炉設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年12月25日付け平成21・11・18原院第1号）に基づく原子炉容器の超音波探傷検査の結果から発生の可能性を判断し、発生の可能性がある場合には予防保全措置を講じる。	中長期
弁	蒸気加減弁 (特殊弁)	弁体ボルト 応力腐食割れ	発生の可能性は小さい。 第22回定検時(2003年度)に応力腐食割れ感受性が小さいステンレス鋼に取替予定。	定期的な作動確認。	応力腐食割れ感受性が緩和されていると考え。弁体ボルトをステンレスに取替えた後も健全性確認のため、弁体取替時に長期間使用した弁体ボルトを磁粉探傷検査等にて点検することが有効である。	5	蒸気加減弁（特殊弁）の弁体ボルトの応力腐食割れについては、弁体取替時に長期使用した弁体ボルトに対して非破壊試験を実施し、健全性を確認する。	中長期

短期：平成17年10月15日から5年間、中長期：平成17年10月15日から10年間

資料 5 - 1 玄海原子力発電所 1 号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画 (4/15)

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		
						No.	保全項目	実施時期
容器	燃料取替用水タンク	胴板等耐圧構成品 外面からの応力腐食割れ	運転開始以降、外面塗装を施工するまでは直接海塩粒子にさらされており、海塩粒子が外面に残留している可能性があり、発生する可能性は否定できない。	巡視点検時等の目視による塗装の健全性確認。	外面塗装による環境遮断により応力腐食割れの発生の可能性を抑制しており、今後とも塗装の健全性を維持する必要がある。 塗装の異常は、目視確認により検知可能であることから、点検手法として適切である。	6	燃料取替用水タンクの耐圧構成品*の外面からの応力腐食割れについては、タンク一式の取替を実施する。取替にあたっては、工場にて外面の付着塩分量を確認後、塗装を実施することにより、海塩粒子の付着防止を図るとともに、成素含有量を制限した材料を使用する。 *：燃料取替用水タンクの耐圧構成品 (胴板、屋根板、底板、給水出入口管台、水位計用管台、温度計用管台、ドレン用管台、ヒータ循環水入口管台、サンプリング用管台、空気抜用管台、マンホール)	短期
配管	ステンレス鋼配管共通	母管 外面からの応力腐食割れ	発生の可能性は小さい。しかしながら、海塩粒子が付着する可能性は否定できない。	定期的目視確認により防水措置等の健全性確認。	屋内外の配管外面の塩分付着量を測定し、その結果に基づいて保全を検討する必要がある。	7	ステンレス鋼配管(母管)の外面からの応力腐食割れについては、原子力安全・保安院指示文書「制御棒駆動水圧系配管等ステンレス製配管の塩化物に起因する応力腐食割れに関する対応について」(平成14年11月27日付け平成14・11・26原院第2号)に基づき、配管外面の塩分付着量を測定するとともに、測定結果に基づいた保全の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	短期

短期：平成17年10月15日から5年間、中長期：平成17年10月15日から10年間

資料 5-1 1 玄海原子力発電所 1 号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画 (5/15)

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						No.	保全項目
配管	余熱除去系統	母管 疲労割れ	余熱除去冷却器出口配管とバイパス配管の合流部、余熱除去ポンプ入口配管とミニフロー配管の合流部は、局所的にバイパス配管からの高温水及びミニフロー配管からの低温水が流入し、複雑な流況による熱過渡を受け、疲労が蓄積する可能性がある。	余熱除去冷却器出口配管とバイパス配管の合流部、余熱除去ポンプ入口配管とミニフロー配管の合流部は、高温水と低温水が混合し、複雑な流況による熱過渡を受け、疲労が蓄積することから現在、(社)日本機械学会において、「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」として設計評価指針が策定されたところであり、その指針に基づいた保全を検討していく必要がある。	8	余熱除去系統 (母管) *の疲労割れについては、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 JSME S 017-2003」に基づいた評価を実施するとともに、評価結果に基づいた保全の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。また、原子力安全・保安院指示文書「泊発電所2号機再生熱交換器同側出口配管の損傷を踏まえた検査の実施について」(平成15年12月12日付け平成15・12・11原院第1号)に基づき非破壊検査を実施する。 *：余熱除去系統 (母管) (余熱除去冷却器出口配管とバイパス配管の合流部、余熱除去ポンプ入口配管とミニフロー配管の合流部)	短期
配管	補助給水系統	母管 (主給水配管との合流部) 疲労割れ	主給水系統配管との合流部においては、高温水と低温水が合流し、熱過渡を受ける可能性がある。	現在、(社)日本機械学会において、「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」として設計評価指針が策定されたところであり、今後、(社)日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」に基づいた保全を検討していく。	9	補助給水系統 (母管) *の疲労割れについては、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 JSME S 017-2003」に基づいた評価を実施するとともに、評価結果に基づいた保全の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。 *：補助給水系統 (母管) (主給水配管との合流部)	短期

短期：平成17年10月15日から5年間、中長期：平成17年10月15日から10年間

資料 5-1 玄海原子力発電所 1 号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画 (6/15)

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		
						No.	保全項目	実施時期
熱交換器	蒸気発生器	伝熱管スケール付着	1 次側については、1 次系の水質環境を考慮するとフィルタ及び脱塩塔で浄化されているため、伝熱性能低下の可能性は小さい。 2 次側については適切な水質管理により不純物の流入は抑制されているものの、長期運転にあたってはスケール付着による伝熱性能低下の可能性は否定できない。	プラント運転時にプラントパラメータを採取することによる伝熱性能の傾向監視	伝熱性能低下の可能性は否定できないことから、設計段階において伝熱性能に余裕を見込んだ設計としている。プラントパラメータから評価可能	10	蒸気発生器の伝熱管のスケール付着については、伝熱性能の傾向監視結果に基づいた保全の要否を判断し、要の場合には化学洗浄によるスケール除去を実施する。	中長期
配管	原子炉格納容器内設置(格納容器スプレイングを除く)のオイルスナバ	オイル及びオイル劣化	直ちに機器の支持機能に影響を及ぼす可能性はない。	目視により、油漏れ等の異常がないことを確認。	長期運転時の健全性確保の観点から、今後、定期的にオイル及びオイルシールの取替を実施する。油漏れ等の異常については目視にて検知可能。	11	原子炉格納容器内設置(格納容器スプレイングを除く)のオイルスナバのオイル及びオイルシールの劣化については、オイル及びオイルシールの取替を実施する。	短期

短期：平成 17 年 10 月 15 日から 5 年間、 中長期：平成 17 年 10 月 15 日から 10 年間

資料 5-1 1 玄海原子力発電所 1 号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画 (7/15)

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		
						No.	保全項目	実施時期
機械設備	原子炉容器サポータ	パッド 摩耗	運転開始後60年時点の推定 摩耗量は許容値以下。	定期的なキャビテ インシール据付時の すき間計測。	現時点の知見では発生の可 能性はない。すき間計測に より検知可能。 構造上目視確認ができない ため、設備改造を図り定期 的に目視検査を実施してい く。	12	原子炉容器サポータのパッドの摩耗については、目視検査を実 施する。	短期
機械設備	燃料取替クレ ーン	ロッキングカム 摩耗	国内他プラントのすき間計 測結果をもとに評価する と、摩耗が急激に進展する 可能性は小さい。	定期的なグリッパ の作動検査。	ミスラッチ発生限界に到達 する可能性は否定できな い。グリッパの作動検査に より検知可能。ロッキング カムとファイナガのすき間計 測による摩耗程度の把握が 望ましい。	13	燃料取替クレーン及び使用済燃料ピットクレーンのロッキング カムの摩耗については、すき間計測を実施する。	短期 (終了は 中長期)
機械設備	使用済燃料ピ ットクレーン	ロッキングカム 摩耗	国内他プラントのすき間計 測結果をもとに評価する と、運転開始後60年時点の 推定摩耗量はラッチ不良発 生限界と比較して小さい。	定期的なグリッパ の作動検査。	現時点での知見では摩耗が 問題となる可能性はない。 グリッパの作動検査により 検知可能。ロッキングカム とファイナガのすき間計測に よる摩耗程度の把握が望ま しい。			

短期：平成 17 年 10 月 15 日から 5 年間， 中長期：平成 17 年 10 月 15 日から 10 年間

資料 5-1 玄海原子力発電所 1 号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画 (8/15)

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		
						No.	保全項目	実施時期
コンクリート及び鉄骨構造物	コンクリート構造物	強度低下	熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応及び機械振動による強度低下については、発生の可能性は小さい。	定期的な目視点検及び必要に応じて再塗装を実施。	強度低下が発生する可能性は小さい。強度低下に影響を及ぼす有害な欠陥がないことの確認、再塗装等は保全方法として適切。 目視点検に加え、非破壊検査等により、強度の経年変化傾向を確認することは有効。	14	コンクリート構造物*の強度低下については、定期的に非破壊試験又は破壊試験を実施する。 *：コンクリート構造物（外部遮へい、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎、原子炉補助建屋、取水構造物、タービン建屋（タービン架台））	中長期

短期：平成 17 年 10 月 15 日から 5 年間， 中長期：平成 17 年 10 月 15 日から 10 年間

資料 5-1 1 玄海原子力発電所 1 号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画 (9/15)

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		
						No.	保全項目	実施時期
機械設備	スタッドボルト、メカニカルアンカ (テーパーボルト、シールド) ケミカルアンカ (アンカーボルト)	大気接触部 (塗装なし部) 全面腐食	運転開始後60年時点での推定腐食量を考慮した健全性評価の結果、機器の支持機能を喪失する可能性は小さい。他プラントも評価の妥当性を裏付けている。	各種基礎ボルトのコンクリート直上部分並びにメカニカルアンカのコンクリート埋設部については巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことを確認。	コンクリート直上部分に対しては支持機能の低下の可能性は小さい。メカニカルアンカのコンクリート埋設部であるテーパーボルト及びシールドについては急激に支持機能の低下及び腐食が進行する可能性は小さい。機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常がないことが確認可能。腐食・付着力等の観点からサブプリング等による調査を実施することが望ましい。	15	スタッドボルト等*の大気接触部 (塗装なし部) の全面腐食については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。 * : スタッドボルト メカニカルアンカ (テーパーボルト、シールド) ケミカルアンカ (アンカーボルト)	中長期
機械設備	ケミカルアンカ	樹脂劣化	コンクリート埋設のため高温環境にさらされることはなく、紫外線、放射線、水分については実験データから、健全性が阻害される可能性は小さい。	巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常のないことを確認。	支持機能の低下が進行する可能性は小さい。巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常がないことを検知可能。樹脂の劣化等の観点からサブプリング等による調査を実施することが望ましい。	16	ケミカルアンカの樹脂の劣化については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。	中長期

短期：平成 17 年 10 月 15 日から 5 年間， 中長期：平成 17 年 10 月 15 日から 10 年間

資料 5-1 1 玄海原子力発電所 1 号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画 (10/15)

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		
						No.	保全項目	実施時期
ポンプ	余熱除去ポンプ	ケーシング (ケーシングカバラー含む) 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な内面の目視検査。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。目視検査で検知可能。	17	<p>1 次冷却材ポンプ (ケーシング) 等*の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p> <p>* : 1 次冷却材ポンプ (ケーシング) 余熱除去ポンプ (ケーシング (ケーシングカバラー含む)) 再生熱交換器 (管板) 余熱除去冷却器 (管板) 蒸気発生器 (管板及び給水入口管台) 原子炉容器 (冷却材出入口管台, 上部胴, 下部胴, 下部鏡板, 上部ふた, 上部胴フランジ, 安全注入管台, ふた用管台, 空気放管, 炉内計装筒, 炉心支持金物, スタッドボルト, 容器支持金物) 加圧器 (スプレイライン用管台及びびゅう用管台) 余熱除去冷却器出口ライン貫通部 (固定式配管貫通部) (端板) 主蒸気・主給水ライン貫通部 (伸縮式配管貫通部) (伸縮継手) 余熱除去系統 (母管) 1 次冷却系統 (母管) 主給水系統 (母管) 1 次冷却材管 (母管及び管台) 余熱除去系統 (配管サポート) 余熱除去系統 (仕切弁) (弁箱) 1 次冷却系統 (玉形弁) (弁箱) 安全注入系統 (スイング逆止弁) (弁箱) 化学体積制御系統 (リフト逆止弁) (弁箱) 炉内構造物 (炉心支持構造物) 低圧タービン (第 1 内部車室) タービン動補助給水ポンプタービン (ケーシング, ケーシングカバラー及びダイヤフラム) 加圧器サポート (加圧器スカート溶接部)</p>	中長期
ポンプ	1 次冷却材ポンプ	ケーシング 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な内面の目視検査、超音波探傷検査及び浸透探傷検査。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。目視検査、超音波探傷検査及び浸透探傷検査で検知可能。	17		

短期：平成 17 年 10 月 15 日から 5 年間， 中長期：平成 17 年 10 月 15 日から 10 年間

資料 5-1 玄海原子力発電所 1 号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画 (11/15)

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						No.	実施時期
熱交換器	再生熱交換器	管板 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な管板と胴の溶接部の超音波探傷検査。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は美過渡回数に依存する。超音波探傷検査で検知可能。	17	
熱交換器	余熱除去冷却器	管板 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な目視検査及び漏えい試験。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は美過渡回数に依存する。目相検査及び漏えい試験で検知可能。		
熱交換器	蒸気発生器	管板及び給水入口管台 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な超音波探傷検査及び漏えい試験。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は美過渡回数に依存する。超音波探傷検査等で検知可能。		

短期：平成 17 年 10 月 15 日から 5 年間， 中長期：平成 17 年 10 月 15 日から 10 年間

資料5-1 玄海原子力発電所1号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画（12/15）

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						No.	実施時期
容器	原子炉容器	冷却材出入口管台等 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な超音波探傷検査、目視検査及びひ漏えい試験	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。超音波探傷検査等で検知可能。	17	
容器	加圧器	スプレイライン用管台及びサージ用管台 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な超音波探傷検査及びひ漏えい試験	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。超音波探傷検査で検知可能。		
容器	余熱除去冷却器出口ライン貫通部（固定式配管貫通部）	端板 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な原子炉格納容器漏えい率試験	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。原子炉格納容器漏えい率試験で検知可能。		
容器	主蒸気・主給水ライン貫通部（伸縮式配管貫通部）	伸縮継手 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な原子炉格納容器漏えい率試験	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。原子炉格納容器漏えい率試験で検知可能。		

短期：平成17年10月15日から5年間， 中長期：平成17年10月15日から10年間

資料 5 - 1 玄海原子力発電所 1 号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画 (13/15)

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						No.	保全項目 実施時期
配管	余熱除去系統	母管 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な溶接部の超音波探傷検査及び漏えい試験。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。溶接部の超音波探傷検査等で検知可能。	17	
				定期的な溶接部の超音波探傷検査。			
配管	1 次冷却系統	母管 熱成層による 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な漏えい試験により健全性を確認。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。漏えい試験で検知可能。	17	
				定期的な溶接部の超音波探傷検査または浸透探傷検査、定期的な漏えい試験。			
配管	1 次冷却材管	母管及び管台 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	第 1 種、第 3 種の配管サポートについては定期的に溶接部の浸透探傷検査または目視検査。それ以外の配管サポートについては目視により支持状態に異常のないことを確認。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。溶接部の浸透探傷検査及び目視検査で検知可能。	17	
				定期的な漏えい試験。			
配管	余熱除去系統	配管サポート 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	第 1 種、第 3 種の配管サポートについては定期的に溶接部の浸透探傷検査または目視検査。それ以外の配管サポートについては目視により支持状態に異常のないことを確認。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。溶接部の浸透探傷検査及び目視検査で検知可能。	17	

短期：平成 17 年 10 月 15 日から 5 年間、中長期：平成 17 年 10 月 15 日から 10 年間

資料 5-1 1 玄海原子力発電所 1 号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画 (14/15)

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						No.	保全項目 実施時期
弁	余熱除去系統 (仕切弁)	弁箱 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な弁内面の目視検査。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は美過渡回数に依存する。目視検査で検知可能。	17	
弁	1 次冷却系統 (玉形弁)	弁箱 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な弁内面の目視検査。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は美過渡回数に依存する。目視検査で検知可能。		
弁	安全注入系統 (スイングバルブ)	弁箱 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な弁内面の目視検査。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は美過渡回数に依存する。目視検査で検知可能。		
弁	化学体積制御系統 (リフト逆止弁)	弁箱 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な弁内面の目視検査。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は美過渡回数に依存する。目視検査で検知可能。		

短期：平成 17 年 10 月 15 日から 5 年間， 中長期：平成 17 年 10 月 15 日から 10 年間

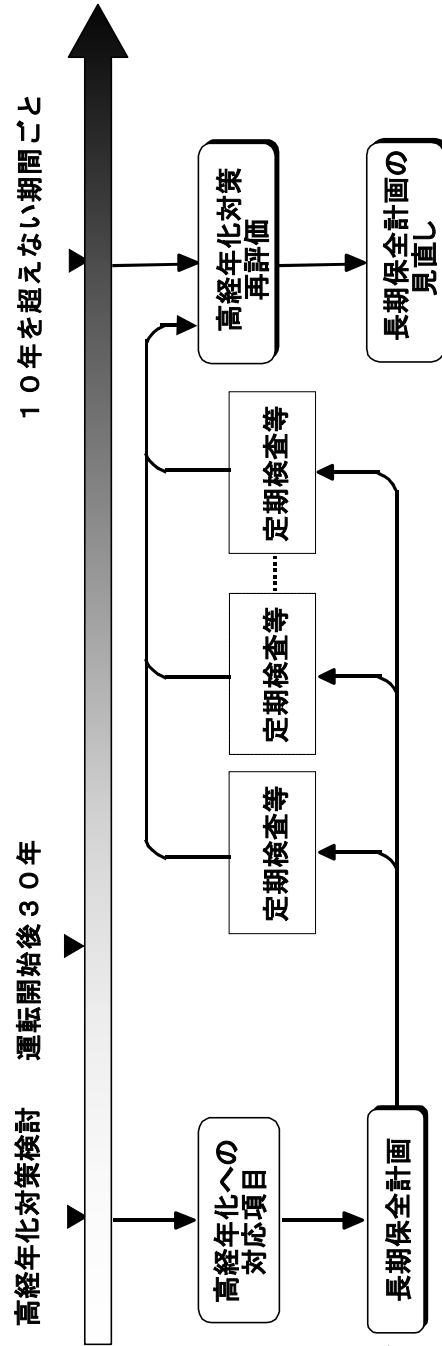
資料 5-1 1 玄海原子力発電所 1 号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画 (15/15)

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						No.	保全項目 実施時期
炉内構造物	炉内構造物	炉心支持構造物 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	可視範囲について 定期的な水中テレ ピカメラによる目 視検査。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。目視検査で検知可能。	17	
タービン設備	低圧タービン	第 1 内部車室 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な内面の目視検査。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。目視検査で検知可能。		
タービン設備	タービン動補 助給水ポンプ タービン	ケーシング、ケーシ ングカババー及びダイ ヤフラム 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的なケーシ ング、ケーシングカ バー内表面及びビダ イヤフラム表面の 目視検査。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。目視検査で検知可能。		
機械設備	加圧器サポー ト	加圧器スカート溶接 部 疲労割れ	疲れ評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な浸透探傷 検査。	現時点での知見では発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。浸透探傷検査により検知可能。		

短期：平成 17 年 10 月 15 日から 5 年間， 中長期：平成 17 年 10 月 15 日から 10 年間

資料 5-2 高経年化に係わる研究の取組み状況

研究件名	実施期間 (研究・開発期間)	概要	備考 (実施形態)
原子力プラント機器高度安全化対策技術	H11～H17	<ul style="list-style-type: none"> 国内プラントで使用されている材料の化学成分が海外のものとは相違しているため、国内プラントの材料に適合した上部棚領域における原子炉（圧力）容器の健全性評価手法を確立する。 プラントの高経年化に伴う監視試験片不足に対応するため、未照射材及び照射材を用いた試験により再生監視試験片の適用要求事項を確立する。 	国プロ
軽水炉圧力容器鋼の中性子照射脆化予測式の開発に関する研究	H14～H16	<ul style="list-style-type: none"> 高経年化に備え、また軽水炉に関わる種々の状況に対応していくため、脆化メカニズムに関する知見に基づき、関連温度上昇に関する脆化予測式を開発する。 	電力研究
原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究	H14～H20	<ul style="list-style-type: none"> ケーブルの経年変化評価に関し、熱・放射線による同時劣化等のデータを取得し、近年の新たな知見等を加えてケーブル経年変化特性を総合的に評価することにより、より実機環境を模擬したケーブルの経年変化評価手法を確立する。 	国プロ



資料5-3 高経年化対策取組みの概要

6. まとめ

(1) 総合評価

玄海原子力発電所1号機のプラントを構成する機器について、今後の高経年化対策に関する評価を実施した結果、大部分の機器については、現状の保全を継続していくことにより、また、一部の機器については、高経年化への対応として新たに講じる必要がある保全項目が抽出されたが、これらについては長期保全計画として取りまとめ、具体的な保全計画に反映し、計画的に実施していくことにより、長期間の運転を仮定しても、安全に運転を継続することは可能との見通しを得た。

さらに、緊急性を有する課題ではないが、今後さらに充実すべき技術開発課題を抽出した。これらについては成果等を活用し、保全活動等に反映していくものとする。

(2) 今後の取組み

策定した長期保全計画については、具体的に玄海原子力発電所1号機の保全計画に反映し、実施していくとともに、今後10年を超えない期間ごとに新たな知見を踏まえて高経年化対策検討に係る再評価を実施し、検査の充実等プラントの保全計画に反映していく。

また、高経年化対策検討に関する技術開発等、新技術、新知見が得られたものについては、適時適切に活用し、保全活動に反映していく。

なお、これらの実施にあたっては、2003年9月の「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の改正に伴い、保安規定に要求される新たな品質保証及び保守管理の規定に基づき、確実に実施していくものとする。

当社は、高経年化対策に関するこれらの活動を通じて、今後とも原子力プラントの安全・安定運転に努めるとともに、安全性・信頼性のなお一層の向上に取り組んでいく所存である。

以上