

〇〇発電所△号炉

長期施設管理計画（案）

令和〇年 月

◇◇電力株式会社

## 目 次

1. 長期施設管理計画の期間	1
2. 劣化管理に係る方針及び目標	1
3. 劣化評価の方法及び結果	2
4. 劣化を管理するための必要な措置	39
5. 劣化管理に係る品質マネジメントシステム	39

〇〇発電所△号炉の長期施設管理計画を以下に示す。なお、〇〇発電所△号炉の運転開始後30年目の高経年化技術評価については、\*\*\*\*年\*月に評価を実施していることから、3.劣化評価の方法及び結果（3.3.2、3.13を除く）については既高経年化技術評価書の記載内容を引用している。したがって、劣化を管理するための必要な措置の内、高経年化技術評価の結果から抽出された追加保全項目を長期施設管理方針としている。また、劣化評価と高経年化技術評価は同義である。

## 1. 長期施設管理計画の期間【新規】

### 【PLM30、40 実施済プラントの案1】

運転開始後30年を迎える\*\*\*\*年\*月\*日を始期とした10年間の適用期間とした。

### 【PLM30、40 実施済プラントの案2、適用期間が10年以外の場合】

運転開始後30年を迎える\*\*\*\*年\*月\*日を始期、2027年\*月\*日\*時を終期とする適用期間とした。

### 【再稼働プラント、初めて高経年化技術評価実施プラントの案】

検討中

## 2. 劣化管理に係る方針及び目標【新規】

原子炉施設について原子炉設置（変更）許可を受けた設備に係る事項および「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」を含む要求事項（技術評価の実施を含む）への適合を維持し、原子炉施設の安全を確保するため、〇〇発電所原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）の施設管理計画（第125条）において、施設管理の実施方針および施設管理目標を定めている。

運転開始後30年目を迎える〇〇△号炉については、プラントを構成する機器・構造物に対して60年間の運転を仮定し、想定される経年劣化事象に関する技術評価を実施するとともに、今後10年間に高経年化の観点から、発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置として、現状保全の継続および技術評価結果から抽出された追加保全項目（以下、長期施設管理方針）、監視試験計画、サプライチェーン等の管理プログラムを定め、長期施設管理計画の期間、技術評価とともに長期施設管理計画としてとりまとめた。

今後は、現状保全を継続していくとともに、策定した長期施設管理方針を具体的な保全計画に反映して確実に実施していく。また、現状保全や長期施設管理方針に基づく保全の実績を保全の有効性評価のインプットに位置づけ、保全の有効性評価を通じてさらなる保全計画の改善に活用していく。

長期施設管理計画として記載した事項は、現在の材料劣化に係る最新知見等を踏まえた高経年化技術評価に基づくものであるが、今後とも国内外の運転経験や最新知見、および設備の補修・取替の実績等の情報を収集し、それらを踏まえ、劣化評価の見直しや長期施設管理計画の見直しの検討を速やかに行い、必要に応じ、長期施設管理計画の変更を行うものとする。

さらに、事業者が自ら行う活動として、原子力発電設備が設計段階・工事段階・運転段階のそれぞれの段階において要求される技術基準に対し、それら技術基準が改訂される場合においては速やかに技術基準に適合するよう原子力施設の施設管理を行うことで、最新の安全基準に適合させるよう努める。また、その場合においては想定する運転期間における経年劣化を考慮することとし、適切に長期施設管理計画にも反映することとする。

また、長期運転プラントの原子力安全の達成に必要な経年劣化管理に関する技術的能力については、要員に対して最新の知識・技能を習得させることで維持・向上していくよう努める。

当社は、今後も日常の保安活動における安全性向上に向けた不断の努力を継続することで、原子力発電設備の安全性・信頼性を絶えず向上していく所存である。

### 3. 劣化評価の方法及び結果

#### 3.1 ○○発電所△号炉の設備概要

○○発電所△号炉は、加圧水型の原子力発電所で燃料には低濃縮ウランを使用し、冷却材には軽水を使用している。

原子炉内で核分裂反応により発生した熱は、蒸気発生器内で1次冷却材から2次側の給水へ伝達され、蒸気を発生させる。また、熱交換を行った1次冷却材は1次冷却材ポンプにより再び原子炉へ戻される。

蒸気発生器で発生した蒸気は主蒸気管でタービン建屋に導かれター

ピンを駆動して発電し、その後復水器に流入して復水となり、復水ポンプ、低圧給水ヒータを通り給水ポンプにより高圧給水ヒータを経て再び蒸気発生器に戻される。

(1) 主要仕様

電気出力	約1180MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約3423MW
燃料	低濃縮ウラン（燃料集合体193体）
減速材	軽水
タービン	横置串型4車室6分流排気再熱再生式

(2) 主要系統

主要系統を資料3-1に示す。

資料3-1 ○○発電所△号炉 主要系統図

### 3.2 ○○発電所△号炉の経緯

○○発電所△号炉は、我が国\*番目の商業用原子力発電所で、加圧水型原子力発電所（以下、「PWRプラント」という。）としては我が国20番目、当社では\*番目のものである。

同炉は、\*\*\*\*年\*月に原子炉設置許可を得て、通商産業大臣より電気工作物変更許可を取得した。同年\*月に建設に着工し、\*\*\*\*年\*月に初臨界、同年\*月に送電系統に初並列した後、\*\*\*\*年\*月に営業運転を開始した。

また、○○発電所△号炉では、原子力発電設備の有効利用によりCO<sub>2</sub>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、\*\*\*\*年\*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、運転管理方法の改善へ向けた諸対策を実施し、\*\*\*\*年\*月から定格熱出力一定運転を開始している。

発電電力量・設備利用率の年度推移を資料3-2、計画外停止回数の年度推移を資料3-3、事故・故障等一覧を資料3-4に示す。過去約30年間に遡った時点までの計画外停止（手動停止および自動停止）件数の推移を見ると、供用期間の長期化に伴い、計画外停止件数が増加する明確な傾向は認められない。

資料 3-2 ○○発電所△号炉 発電電力量・設備利用率の年度推移



資料 3-3 ○○発電所△号炉 計画外停止回数の年度推移

資料 3-4 ○○発電所△号炉 事故・故障等一覧

No.	年度	事象
1		
2		
3		

### 3.3 ○○発電所△号炉の保全概要

原子力発電所に対する保全では、系統・機器・構造物の経年劣化が徐々に進行して最終的に故障に至ることのないよう、定期的な検査や点検等により経年劣化の兆候を早期に検知し、必要な処置を行い、事故・故障を未然に防止している。

当社は、運転監視、巡視点検、定期的な検査および点検により設備の健全性を確認し、経年劣化等の兆候が認められた場合には詳細な調査および評価を行い、補修、取替等の保全を実施している。特に長期の使用によって発生する経年劣化事象については、点検により経年的な劣化の傾向を把握し、故障に至る前に計画的な保全を実施している。

また、原子炉等規制法に基づき定期事業者検査を実施し、技術上の基準に適合していることを確認している。

#### 3.3.1 主な改善工事

○○発電所△号炉において、発電所の安全性・信頼性を向上させるために実施した最近の主な改善工事としては、次のものがある。

「腐食」

・○○工事

○○を実施している。

「疲労」

・○○工事

○○を実施している。

#### 3.3.2 高経年化技術評価に係る劣化状況把握のための点検等

高経年化技術評価では、機器に想定される経年劣化事象と部位の組み合わせに対して、劣化状況把握のための点検等（現状保全）を踏まえ、プラントの運転を想定する期間（60年間）にわたって使用することを仮定した技術評価を実施している。

現状保全は、経年劣化事象が顕在化した場合にその劣化状況を把握できるかの観点で確認しており、技術評価時点において社内標準、又は業務決定文書により実施することが定められている保全を対象としている。

現状保全を含む施設管理については、保安規定に基づき点検計画の策

定にあたって保全方式として予防保全（時間基準保全、状態基準保全）、事後保全を選定した上で、予防保全については点検方法や実施頻度等を社内標準（原子力保全総合システム、配管肉厚管理システムを含む）、又は業務決定文書により実施している。

また、保安規定の運転管理に基づくプラントの運転管理業務として、原子炉施設の運転に必要な監視項目の継続監視や高経年化技術評価の健全性評価の前提となる水質管理について実施している。

予防保全（時間基準保全、状態基準保全）の概要を以下に示す。

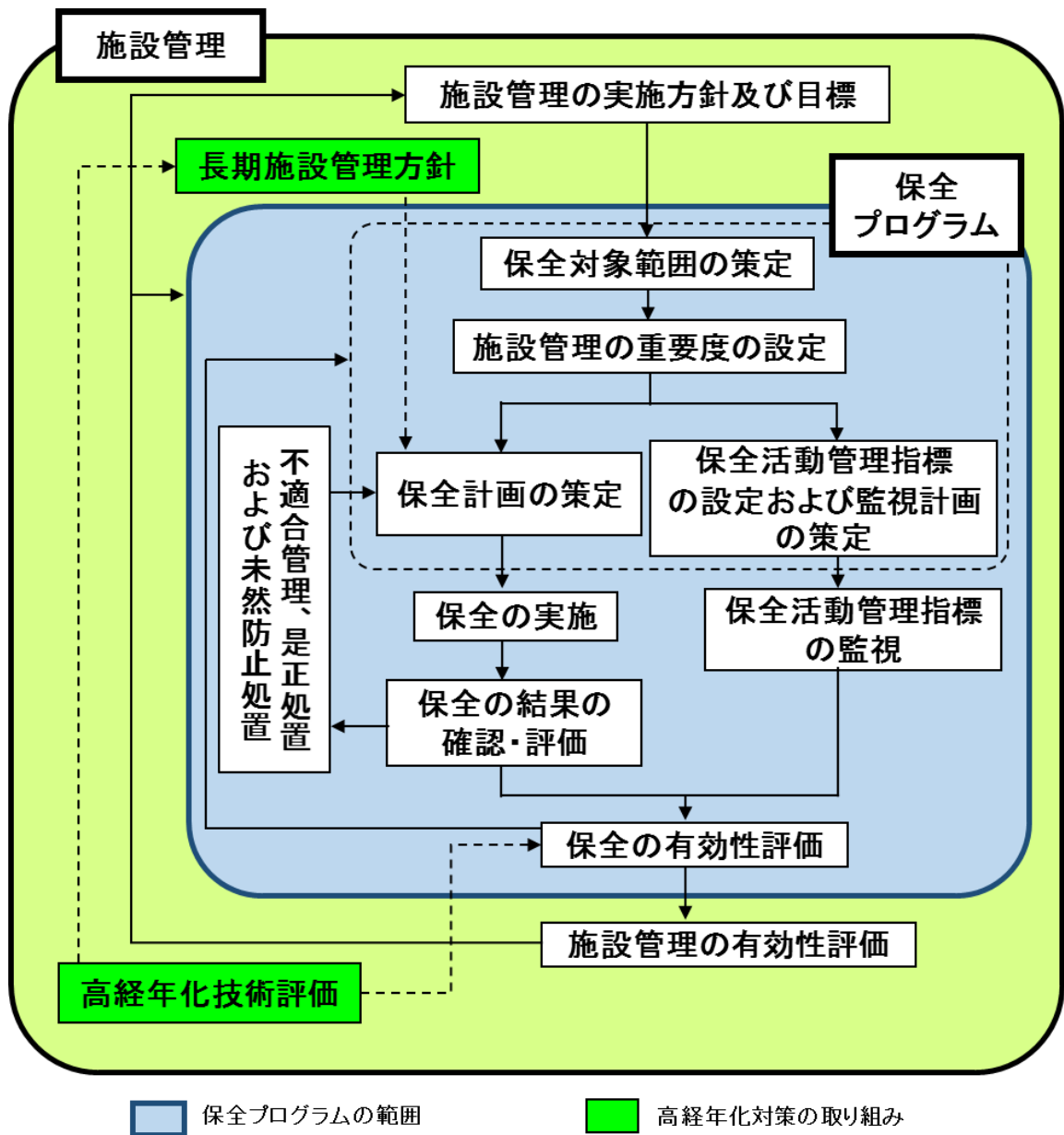
(1) 時間基準保全

暦時間の間隔又は運転若しくは供用時間などを基にして保全の時期、内容をあらかじめ定めて行う保全形態であり、機器分解点検時等に実施する機能性能検査、非破壊検査（超音波探傷検査、浸透探傷検査、渦流探傷検査、目視検査など）、寸法計測、目視点検、振動確認、絶縁抵抗測定、消耗品・定期取替品の取替等がある。監視試験の実施や、特別点検も時間基準保全に含まれる。

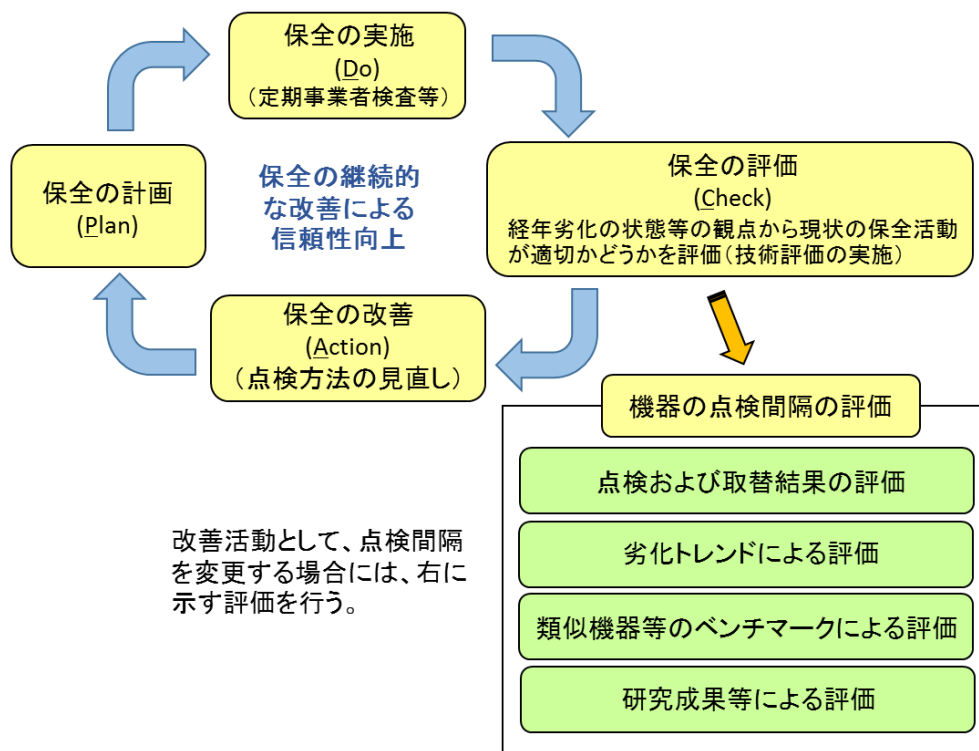
(2) 状態基準保全

構築物、系統及び機器の状態に基づいて保全の時期、内容を計画し、実施する保全形態であり、設備診断技術による保全（潤滑油診断、振動診断、赤外線サーモグラフィ診断）、巡視点検による保全（目視点検、触診など）、定例試験による保全がある。

なお、高経年化に関する技術評価結果から抽出された現状保全に追加すべき項目を除いて、現状保全を継続していくことにより、長期間の運転を仮定しても、プラントを健全に維持することは可能との評価結果が得られている。



資料3-5 原子力発電所の保全活動の概要



資料3-6 保全の有効性評価

### 3.4 技術評価の実施体制

高経年化技術評価の実施にあたって、保安規定に基づく品質マネジメントシステム計画に従い、実施体制を構築し、実施手順を確立した。

#### 3.4.1 評価の実施に係る組織

保安規定に基づく品質マネジメントシステム計画に従い、社内標準「安全管理業務要綱」を定め、これに従い策定した「高経年化技術評価の実施計画」により評価の実施体制を構築している。

技術評価等にあたる体制を資料3-7に示す。保全計画グループは、高経年化対策に関する実施計画、実施手順の策定、運転経験、最新知見の調査・分析等を行い、評価書作成（コンクリート構造物および鉄骨構造物を除く）およびとりまとめ等の全体調整を行った。

土木建築設備グループは、コンクリート構造物および鉄骨構造物の技術評価を行い、評価書を作成した。

また、評価書作成助勢として、〇〇発電所およびその他の関係箇所と協力して、技術評価および長期施設管理方針の策定を実施した。

#### 3.4.2 評価の方法

「安全管理業務要綱」に従い、高経年化対策実施ガイド等および学会標準2008版などに準拠して策定した「高経年化対策実施手順書」により実施手順を確立し、これに基づき高経年化技術評価を実施した。

評価方法の詳細については、3.8 技術評価方法にまとめている。

#### 3.4.3 工程管理

高経年化対策実施ガイド等に基づき、運転開始後28年9ヶ月を経過する日から3ヶ月以内に保安規定変更認可申請等を行うべく工程管理を実施した。

具体的には、資料3-8に示すように、\*\*\*\*年\*月\*日に実施計画を策定し（\*\*\*\*年\*月\*日に一部改正）、\*\*\*\*年\*月\*日に策定済みの実施手順書（\*\*\*\*年\*月\*日および\*\*\*\*年\*月\*日に一部改正）に基づき、技術評価の実施を開始した。\*\*\*\*年\*月\*日に〇〇発電所の評価書確認を完了し、\*\*\*\*年\*月\*日にグループ内での評価者以外による技術的な妥当性確認を完了した。

なお、\*\*\*\*年\*月\*日に、社内の原子力発電安全委員会において本評価書の審議を実施し確認され、\*\*\*\*年\*月\*日に原子力発電部門統括

(原子力発電) が承認した。

また、\*\*\*\*年\*月\*日に、同委員会において本評価書の一部補正について審議を実施し確認され、\*\*\*\*年\*月\*日に原子力発電部門統括(原子力発電) が承認した。

#### 3.4.4 協力事業者の管理

社内標準に定められる調達管理において、品質保証計画書の要求と当社による審査を経て、関電プラント株式会社には、技術評価対象機器リストの整備を委託し、株式会社原子力エンジニアリングには、国内外運転経験等の整理等を委託し、三菱重工業株式会社および三菱電機株式会社には、技術評価対象機器について長期健全性評価等の業務委託を実施した。

#### 3.4.5 評価記録の管理

管理すべき文書・記録の名称、審査者、承認者、保有責任者および保有期間は、社内標準で定めている。高経年化技術評価に係る記録の主なものは以下の通りである。

名称	区別		審査者	承認者	保有責任者	保有期間
	内部文書	記録				
高経年化技術評価の実施計画						
高経年化技術評価書						
高経年化技術評価書妥当性確認チェックシート						



### 3.5 評価に係る教育訓練

社内標準に基づき、技術評価を実施する力量を設定し、力量管理を実施するとともに、育成計画を定めて技術評価書作成時のOJT等により資質向上を図っている。

### 3.6 評価年月日

\*\*\*\*年\*月\*日

### 3.7 評価を実施した者の氏名

原子力事業本部 原子力発電部門		
保全計画グループチーフマネジャー	〇〇	〇〇
原子力事業本部 原子力土木建築センター		
土木建築設備グループ部長	〇〇	〇〇



〇〇発電所△号炉 高経年化対策実施体制表

資料3-8 実施工程

## 3.8 技術評価方法

### 3.8.1 技術評価対象機器

本評価では、「実用発電用原子炉施設の長期施設管理計画等に係る運用ガイド（仮称）」等に従い、〇〇発電所△号炉の安全上重要な機器等（実用炉規則第82条第1項で定める機器・構造物）を技術評価対象機器とした。

具体的には、重要度分類指針において定義されるクラス1、2および3の機能を有する機器・構造物（実用炉規則別表第二において規定される浸水防護施設に属する機器・構造物を含む。）、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号）第43条第2項に規定される常設重大事故等対処設備」（以下、「常設重大事故等対処設備」という。）に属する機器・構造物とし、原子力保全総合システム、系統図等を基に抽出した。

なお、供用に伴う消耗が予め想定される部品であって設計時に取替を前提とするものまたは機器分解点検等に伴い必然的に交換されるものは消耗品として対象から除外する。また、設計時に耐用期間内に計画的に取替えることを前提とする機器であり、取替基準が保全指針、業務決定文書または原子力発電所保守業務要綱指針により定められているものについても定期取替品として対象から除外する。

### 3.8.2 技術評価手順

#### 3.8.2.1 機器のグループ化および代表機器の選定

技術評価にあたっては、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、コンクリート構造物および鉄骨構造物、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。

選定された評価対象機器について合理的に評価するため、構造（型式等）、使用環境（内部流体等）、材料等により、学会標準2008版附属書A（規定）等に基づき、「経年劣化メカニズムまとめ表<sup>注)</sup>」を参考に、対象機器を分類しグループ化を行った。

次に、グループ化した対象機器から重要度、使用条件、運転状態等により各グループの代表機器（以下、「代表機器」という。）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ての機器について評価を実施した。ただし、代表機器の評価結果をそのまま水平展開できない経年劣化事象については個別に評価を実施した。

注：「経年劣化メカニズムまとめ表」はこれまでの高経年化技術評価の知見を包括的にまとめ、高経年化技術評価対象機器個別の条件（型式、

使用環境、材料等)を考慮し、安全機能達成のために要求される機能の維持に必要な主要な部位に展開した上で、その部位と経年劣化事象の組み合わせを整理した表であることから、「経年劣化メカニズムまとめ表」を活用することで、これまでに確認されている使用材料および環境に応じ発生しているかまたは発生が否定できない経年劣化事象を抜け落ちなく抽出することができる。

なお、3.3に示す「劣化メカニズム整理表」は「経年劣化メカニズムまとめ表」に保全を最適化するために施設管理に活用する情報を集約してまとめたものであり、施設管理の結果により充実していくものである。この「劣化メカニズム整理表」に反映される施設管理の結果による情報は必要に応じて「経年劣化メカニズムまとめ表」にフィードバックされる。

### 3.8.2.2 国内外の新たな運転経験および最新知見の反映

〇〇発電所△号炉の高経年化対策を検討するにあたり、△△発電所1、2、3号炉、◇◇発電所△号炉および〇〇発電所△号炉を含む先行号炉の30年目の技術評価書、△△発電所△号炉の40年目の技術評価書および◇◇発電所△号炉の40年目の技術評価書を参考にするとともに、それ以降\*\*\*\*年\*月～\*\*\*\*年\*月の国内外の運転経験について事象・原因を調査し、高経年化への影響を判断して反映を実施する。なお、その期間以外においても、高経年化技術評価上特に重要な知見、運転経験が得られた場合には、反映を実施する。

国内の運転経験としては、法律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。具体的には、原子力安全推進協会が運営している原子力施設情報公開ライブラリーにおいて公開されている「トラブル情報」、「保全品質情報」を対象とした。

また、海外の運転経験としては、米国原子力規制委員会（NRC；Nuclear Regulatory Commission）のBulletin（通達）、Generic LetterおよびInformation Noticeを含む。

〇〇発電所△号炉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 〇〇発電所3号炉 加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示（\*\*\*\*年\*月）
- ② ◇◇発電所△号炉 蒸気発生器伝熱管の損傷（\*\*\*\*年\*月）

検討対象とした最新知見の情報を以下に示す。

- ・国の定める技術基準ならびに日本機械学会、日本電気協会および日本原子力学会等の標準類
- ・原子力規制委員会により公開されている安全研究の情報等

その他、日本機械学会、日本電気協会、日本原子力学会の標準類および原子力規制委員会により公開されている安全研究の情報等があるが、それらのうち新たに考慮したものを以下に示す。

① 日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2021

### 3.8.2.3 経年劣化事象の抽出

技術評価を行うにあたっては、選定された技術評価対象機器の使用条件（型式、材料、環境条件等）を考慮し、学会標準2008版附属書A（規定）等に基づき、「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考に、経年劣化事象と部位の組み合わせを抽出した。

なお、抽出された経年劣化事象と部位の組み合わせのうち、下記の「イ」または「ロ」に該当する場合は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象とし、それ以外を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として整理した（資料 3-9）。

このうち、下記分類の「イ」に該当する経年劣化事象は、「主要6事象<sup>注</sup>」のいずれにも該当しないものであって、日常的な施設管理において時間経過に伴う特性変化に対応した劣化管理を的確に行うことによって健全性を担保しているものである。結果としてこれらが日常劣化管理事象となる。

注：原子力規制委員会の「実用発電用原子炉施設の長期施設管理計画等に係る運用ガイド（仮称）」に示された「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」、「2相ステンレス鋼の熱時効」、「電気・計装品の絶縁低下」および「コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下」

- イ 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの。
- ロ 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象。

### 3.8.2.4 経年劣化事象に対する技術評価

3.8.2.1で選定された代表機器について、3.8.2.3で抽出した高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と部位の組み合わせに対する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順で実施した。

#### a. 健全性評価

機器毎に抽出した部位と経年劣化事象の組み合わせ毎に運転を想定する期間（60年間）使用することを仮定して、評価対象プラントの運転経験を考慮した評価条件を設定し、傾向管理データによる評価および工認等で実績のある解析手法等による定量評価、過去の保全実績、一般産業で得られている知見等により健全性の評価を実施する。また、工事計画を踏まえた健全性評価を実施する。

#### b. 現状保全

評価対象部位に実施している点検内容、関連する機能試験内容、補修・取替等の現状保全の内容について整理する。なお、具体的には、評価対象部位に実施している点検内容、関連する機能試験内容、補修、取替等の現状保全の内容として、技術評価実施時点において、保全指針、業務決定文書等で定めている保全を対象としている。

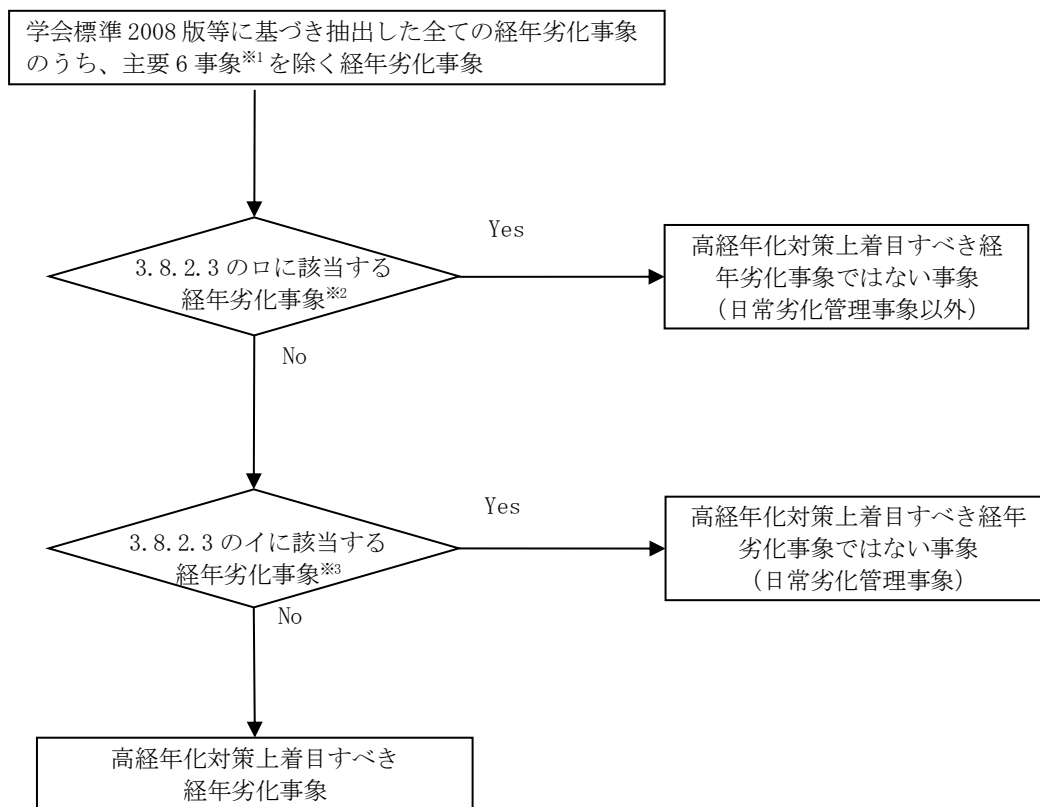
#### c. 総合評価

上記 a、b をあわせて現状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劣化事象の検知が可能か等を評価する。

#### d. 高経年化への対応

60年間の使用を考慮した場合、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。





※1：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に限る。

※2：保全活動によりその傾向が維持できていることを確認している経年劣化事象は「No」に進む。

※3：ロに該当するが保全活動によりその傾向が維持できていることを確認しているものを含む。

### 資料 3-9 経年劣化事象の分類

### 3.8.3 耐震安全性評価

3.8.2.3で抽出した経年劣化事象およびその保全対策を考慮した上で機器毎に耐震安全性評価を実施する。

#### 3.8.3.1 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。

#### 3.8.3.2 耐震安全性評価手順

##### a. 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

3.8.2.3で抽出した安全上重要な機器等に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象および日常劣化管理事象を対象として、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」なものを耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象とした。

##### b. 耐震安全性評価

前項で抽出した経年劣化事象毎に、耐震安全性評価を実施した。評価の基本となる項目は、大別すると以下のとおり分類される。

- ① 機器の耐震クラス
- ② 機器に作用する地震力の算定
- ③ 60年の使用を仮定した経年劣化事象のモデル化
- ④ 振動特性解析（地震応答解析）
- ⑤ 地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ
- ⑥ 許容限界との比較

これらの項目のうち、④および⑥については経年劣化の影響を考慮して評価を実施した。

##### 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。

### 3.8.4 耐津波安全性評価

3.8.2.3で抽出した経年劣化事象およびその保全対策を考慮した上で耐津波安全性評価を実施する。

#### 3.8.4.1 耐津波安全性評価対象機器

評価対象機器は、技術評価対象機器のうち、津波の影響を受ける浸水防護施設を耐津波安全性評価の対象とした。

#### 3.8.4.2 耐津波安全性評価手順

##### a. 耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出

耐津波安全性評価対象機器に対して3.8.2.3で抽出した高経年化対策上着目すべき経年劣化事象および日常劣化管理事象について、これらの事象が顕在化した場合、構造・強度上および止水性上への影響が「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討し、「有意」なものを耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象とした。

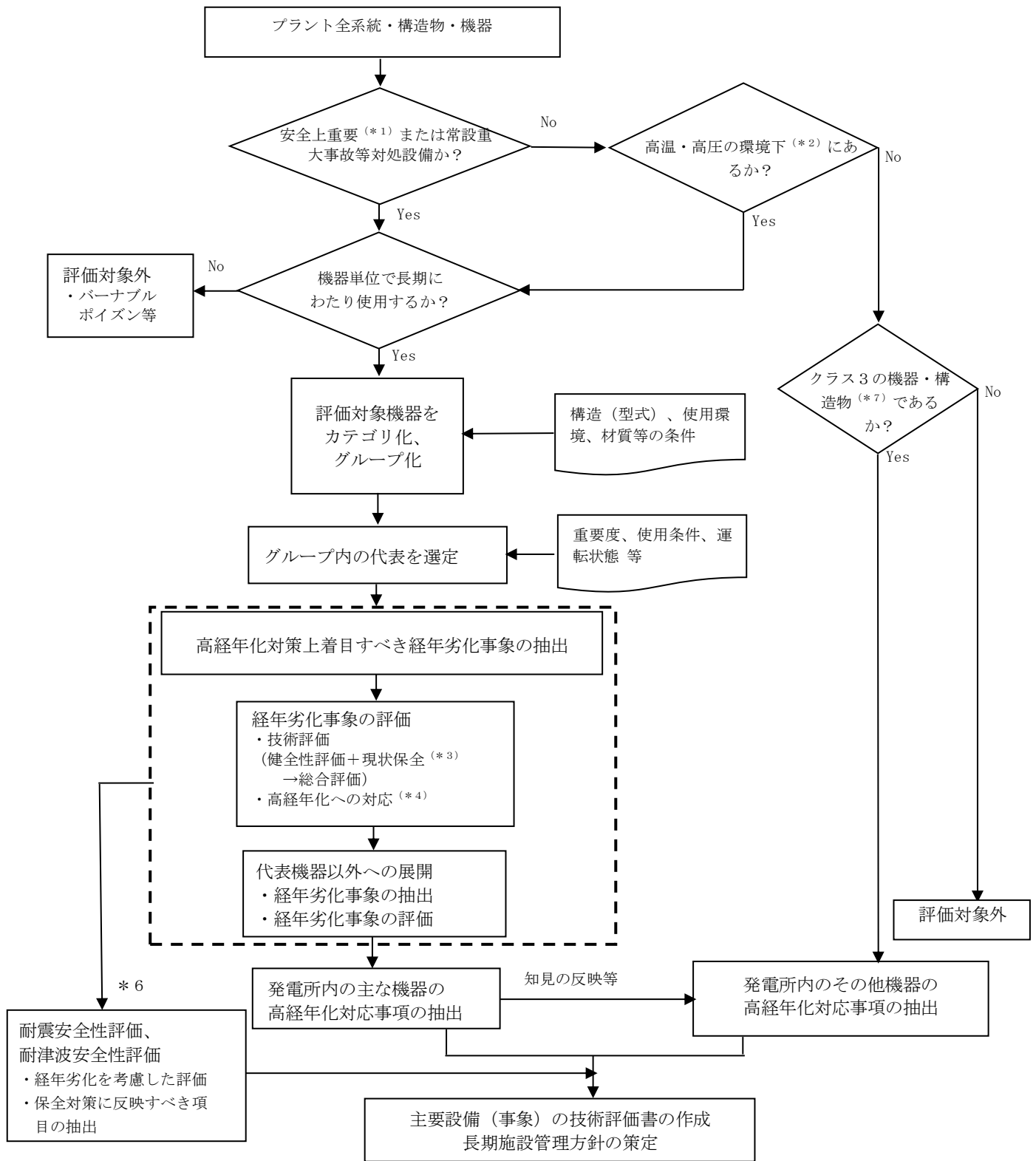
##### b. 耐津波安全性評価

前項で整理される、耐津波安全性評価上考慮する必要がある経年劣化事象が想定される設備に対し、耐津波安全性に関する評価を実施した。

##### 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、耐津波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。

3.8.1～3.8.4までの検討における評価フローを、資料3-10に示す。



\* 1 : 重要度クラス 1、2 (\* 5) (耐津波安全性評価が必要な浸水防護施設に属する機器および構造物を含む。)

\* 2 : 重要度クラス 3 のうち、最高使用温度が 95℃ を超え、または最高使用圧力が 1900kPa を超える環境 (原子炉格納容器外にあるものに限る)

\* 3 : 系統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 : 重要度分類指針の重要度分類

\* 6 : 経年劣化の発生・進展が否定できず、耐震安全性・耐津波安全性に影響を及ぼす可能性のある事象

\* 7 : 浸水防護施設に属する機器および構造物を含む。

### 資料 3-10 技術評価フロー

### 3.9 技術評価の結果

本章では、3.8で実施した機器・構造物に関する経年劣化事象に対する評価期間として60年間の運転を仮定した技術評価結果、耐震安全性評価結果および耐津波安全性評価結果について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象毎にとりまとめ以下に示す。これにより長期施設管理計画の期間において「実用発電用原子炉施設の長期施設管理計画の審査基準（仮称）」の評価対象事象又は評価事項に対する要求事項に適合していることを確認した。

なお、詳細な評価結果については、添付資料「劣化評価に関する説明書（高経年化技術評価書）」にまとめている。

#### 3.9.1 低サイクル疲労

##### 3.9.1.1 評価対象

資料3.9.1-1に示す評価対象機器に対して評価を行った。

資料 3.9.1-1 ○○△号炉 高経年化技術評価対象機器（低サイクル疲労）

経年劣化事象	高経年化技術評価対象機器

#### 3.9.1.2 健全性評価

##### 3.9.1.2.1 評価手法および条件

評価手法としては、「日本機械学会 設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007または2012）」に基づき、使用環境（熱成層も含む）を考慮した疲労については、「日本機械学会 環境疲労評価手法（JSME S NF1-2009）」に基づき評価を行った。

疲労評価に用いた過渡回数を資料3.9.1-2に示す。なお、2014年度末ま

での運転実績に基づき推定した\*\*\*\*年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的に設定した過渡回数とした。

#### 3.9.1.2.2 評価結果

高経年化技術評価の結果、長期施設管理計画の期間において評価対象機器の運転開始後60年時点における疲労累積係数（設計・建設規格による疲労累積係数および環境疲労評価手法による環境疲労累積係数）が、全ての機器で1を下回ることを確認した。なお、評価対象機器の最大疲労累積係数は「環境疲労評価手法」に基づく評価結果の\*\*\*\*（〇〇）となった。

#### 3.9.1.3 現状保全

疲労割れに対しては、定期的に超音波探傷検査および目視確認等を実施し、有意な異常がないことを確認している。

#### 3.9.1.4 総合評価

健全性評価結果から判断して、疲労割れ発生の可能性はないと考える。ただし、疲労評価は実績過渡回数に依存するため、今後も実績過渡回数を把握し評価する必要がある。

また、疲労割れは現状保全で有意な異常のないことを確認している。

資料3.9.1-2 未取替機器の疲労評価に用いた過渡回数

運転状態Ⅰ

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2014年度 末時点	運転開始後 60 年 時点での推定値
起動(温度上昇率55.6°C/h) 停止(温度下降率55.6°C/h) 負荷上昇(負荷上昇率5%/min) 負荷減少(負荷減少率5%/min) 90%から100%へのステップ状負荷上昇 100%から90%へのステップ状負荷減少 100%からの大きいステップ状負荷減少 定常負荷運転時の変動*1 燃料交換 0%から15%への負荷上昇 15%から0%への負荷減少 1 ループ停止 / 1 ループ起動 I) 停止 II) 起動		

運転状態Ⅱ

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2014年度 末時点	運転開始後 60 年 時点での推定値
負荷の喪失 外部電源喪失 1 次冷却材流量の部分喪失 100%からの原子炉トリップ I) 不注意な冷却を伴わないトリップ II) 不注意な冷却を伴うトリップ III) 不注意な冷却と安全注入を伴う トリップ 1 次冷却系の異常な減圧 制御棒クラスタの落下 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動 1 次冷却系停止ループの誤起動 タービン回転試験 1 次系漏えい試験		

\*1 : 設計評価においては、1 次冷却材温度は高温側±1.4°C、低温側±2.4°C、1 次冷却材圧力は+0.39MPa、-0.29MPa (+4.0kg/cm<sup>2</sup>、-3.0kg/cm<sup>2</sup>) の変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない。

### 3.9.2 中性子照射脆化

#### 3.9.2.1 評価対象

原子炉容器を代表機器として評価した。

#### 3.9.2.2 健全性評価

##### 3.9.2.2.1 評価手法および条件

###### a. 適用規格

以下に示す規格等に基づき評価を行った。

- ・日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007[2013年追補版]) (以下、「JEAC4201」という。)
- ・日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007) (以下、「JEAC4206」という。)

###### b. 監視試験結果

〇〇△号炉の現在までの監視試験結果を以下に示す。

資料3.9.2-1 〇〇△号炉 監視試験結果

回数	中性子照射量 ( $\times 10^{19}n/cm^2$ ) [E>1MeV]	Tr30 (°C) *3	上部棚吸収 エネルギー (J)
		母材	母材
初期			
第1回			
第2回			
第3回			

\*1:内表面から板厚 t の 1/4t 深さでの EFPY。EFPY とは、定格負荷相当年数であり、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数を示す。

\*2:第3回監視試験実施時の定格負荷相当年数は約 16EFPY。

\*3:シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが 41J となる温度。関連温度は Tr30 の移行量と関連温度初期値から算出する。

【関連温度初期値】 〇〇△号炉 母材：\*\*°C

###### c. 照射量算定

評価に用いる照射量は監視試験による中性子照射量とこれまでの運転実績から算出した。

###### d. 関連温度評価

現在までの監視試験結果と JEAC4201 の国内脆化予測法による予測により、評価を実施した。



e. 上部棚吸収エネルギー (USE) 評価

国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式 (JEAC4201の国内USE予測式) を用いて、\*\*\*\*年\*月末時点および運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値を評価した。

f. 加圧熱衝撃評価

JEAC4206に定められた加圧熱衝撃 (PTS:Pressurized Thermal Shock) 評価手法及び技術基準規則解釈別記—1に基づき、評価を実施した。

評価条件として、PTS事象は小破断LOCA、大破断LOCA、主蒸気管破断事故および2次冷却系からの除熱機能喪失を対象として、K I 曲線を設定した。なお、JEA4206に従い、深さ10mmの亀裂を想定した。

中性子照射脆化による材料の靱性低下の予測について、JEAC4201の国内脆化予測法を用いて、実測 $K_{Ic}$ データを温度軸に対してシフトさせ、その予測破壊靱性の下限を包絡した $K_{Ic}$ 曲線を設定した。

3.9.2.2.2 評価結果

a. 関連温度評価

現在までの監視試験結果とJEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係を資料3.9.2-2に示す。

高経年化技術評価の結果、関連温度実測値がJEAC4201の国内脆化予測法による予測の範囲内にあることを確認した。

資料3.9.2-2 ○○△号炉 関連温度の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係

b. 上部棚吸収エネルギー (USE) 評価

2016年1\*月末時点および運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値の算出結果を資料3.9.2-3に示す。

運転開始後60年時点の上部棚吸収エネルギー予測値は、JEAC4206で要求している68J以上を満足しており、十分な上部棚吸収エネルギーがあることを確認した。

資料 3.9.2-3 上部棚吸収エネルギーの予測値

(単位：J)

	方向	初期値	2016年1*月末時点*1	運転開始後 60年時点*1
母材				

\*1:板厚 t の1/4t深さでの予測値

\*2:試験片の長手方向が主鍛造方向に垂直

c. 加圧熱衝撃評価

資料3.9.2-4に評価結果を示す。高経年化技術評価の結果、中性子照射脆化を考慮した加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ることを確認した。

資料3.9.2-4 P T S 評価結果

### 3.9.3 照射誘起型応力腐食割れ

#### 3.9.3.1 評価対象

材料がステンレス鋼で、照射誘起型応力腐食割れ感受性の発生が考えられる中性子照射量 $1.0 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ ) オーダー以上（運転開始後60年時点）を受ける機器を抽出した結果、対象機器は炉内構造物のみであったため、炉内構造物の各部位を評価対象とする。

炉内構造物の各部位の中性子照射量、温度、応力レベルを整理し、これらの部位のうち、中性子照射量と環境温度が最も高く、応力レベルも大きく、海外での損傷事例もあるバップルフォーマボルトを最も厳しい評価部位として選定した。

#### 3.9.3.2 評価手法

##### a. バップルフォーマボルトの損傷予測評価

バップルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れ発生可能性については、原子力安全基盤機構「平成20年度 照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術に関する報告書」に示された評価ガイド（案）（以下、「評価ガイド」）、および原子力安全推進協会「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン[バップルフォーマボルト]（第3版）」に基づき、以下のとおり評価する。

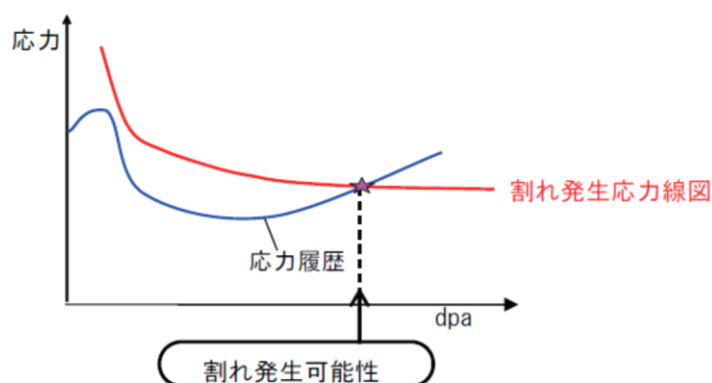
① 運転時間（照射量）によって変動するバップルフォーマボルトの応力履歴を算出。



② 評価ガイドに定められている割れ発生応力線と①で算出したバップルフォーマボルトの応力履歴を重ね合わせる（図3-●）。



③ バップルフォーマボルトの応力履歴が割れ発生応力線を越えた時点を照射誘起型応力腐食割れの発生時間とする。



#### 資料 3.9.3-1 割れ発生予測評価概念図

[出典：原子力安全基盤機構「平成20年度 照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術に関する報告書」]

なお、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（JSME S NA1-2012）」（以下、「維持規格」という。）によれば、バッフルフォーマボルトは縦列に2本のボルトが残存すればよく、ボルト全数（936本）の約7割が損傷した場合においても炉内構造物の安全機能の確保は可能とされている。

#### b. 適用規格

- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（JSME S NA1-2012）」
- ・原子力安全基盤機構「平成20年度 照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術に関する報告書」
- ・原子力安全推進協会「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン [バッフルフォーマボルト]（第3版）」

#### 3.9.3.3 評価結果

運転開始60年時点におけるバッフルフォーマボルトの損傷予測評価の結果、運転開始60年時点までにバッフルフォーマボルト（全数）の応力履歴が割れ発生応力線を超えることはなく、IASCC発生の可能性が小さいことを確認した。

バッフルフォーマボルトについて運転開始後60年時点を想定した健全性評価を実施した結果、ボルト損傷は発生せず、照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性は小さいと評価した。

### 3.9.4 2相ステンレス鋼の熱時効

#### 3.9.4.1 評価対象

1次冷却材管（代表機器）、1次冷却材ポンプ

#### 3.9.4.2 評価手法および条件

1次冷却材管において、亀裂の存在を仮定し、破壊力学的手法を用いて、ステンレス鋼鑄鋼の熱時効後の構造上の安全性を評価した。

初期亀裂については、「日本電気協会 原子力発電所配管破損防護設計技術指針（JEAG 4613-1998）」を準用し設定している。また、熱時効後の材料試験データを見ても延性安定亀裂成長が認められるため、弾塑性破壊力学的解析手法に基づき評価を行った。

熱時効による靱性低下への影響は、フェライト量が多いほど大きくなる。また、使用条件としては、応力が大きいほど厳しくなることから、1次冷却材管として使用されているステンレス鋼鑄鋼の部位で、応力が最も大きいホットレグ直管とフェライト量が最も多いクロスオーバレグRCP側90°エルボを評価部位として選定した。さらに応力とフェライト量の組合せを考慮し、かつ、エルボで応力が高くなると考えられるSG入口50°エルボを評価部位として選定した。

ここで、1次冷却材管として使用されているステンレス鋼鑄鋼の部位と1次冷却材ポンプケーシング（吐出ノズル）を比較すると、資料3.9.4-1に示すとおり、1次冷却材管（ホットレグ直管）の方が使用温度は高く、応力は大きい、フェライト量\*1が少ない。このため、1次冷却材ポンプケーシングのフェライト量を考慮した1次冷却材管（ホットレグ直管）の熱時効評価を実施し、フェライト量が健全性に及ぼす影響を確認した。

具体的には、〇〇△号炉評価対象部位の熱時効後の材料の亀裂進展抵抗\*2（ $J_{mat}$ ）と構造系に作用する応力（重大事故等時\*3+地震動による荷重）から算出される亀裂進展力（ $J_{app}$ ）を求めてその比較を行った。なお、供用状態A、Bの破壊力学評価結果は、より評価が厳しくなる重大事故等時の評価結果に包含される。

\*1：フェライト量は、製造時記録の材料成分を用いて「Standard Practice for Steel Casting, Austenitic Alloy, Estimating Ferrite Content Thereof (ASTM A800/A800M-14)」に示される線図により決定した。

\*2：亀裂進展抵抗は、電力共同研究「1次冷却材管等の時効劣化に関する研究（STEPⅢ）（その2）」（1998年度）で改良された脆化予測モデル（H3Tモデル：Hyperbolic-Time, Temperature Toughness）を用いて、評価部位のフェライト量を基に、完全時効後の値（飽和値）として決定した。また、予測の下限値（ $-2\sigma$ ）を採用した。

\*3：重大事故等時におけるプラント条件（ピーク温度363℃、ピーク圧力19.3MPa）を考慮した。

資料3.9.4-1 ○○△号炉 1次冷却材管と1次冷却材ポンプケーシングの評価  
条件の比較

評価部位	フェライト量 (%)	使用温度 (°C)	応力 (MPa)
1次冷却材管 (ホットレグ直管)			
1次冷却材 ポンプケーシング (吐出ノズル)			

\*1：1次冷却材管（ホットレグ直管）のフェライト量は約9.8%であるが、保守的に厳しい値である約13.0%とした場合の評価も実施した。

### 3.9.4.3 評価結果

評価の結果、運転開始後60年時点までの疲労亀裂進展長さを考慮した評価用亀裂<sup>\*4</sup>を想定しても、材料の $J_{mat}$ と $J_{app}$ の交点において $J_{mat}$ の傾きが $J_{app}$ の傾きを上回ることから<sup>\*5</sup>、配管は不安定破壊することはなく、健全性評価上問題とならないと判断する。

\*4：運転過渡および地震動による運転開始後60年時点までの疲労亀裂の進展を考慮しても、当該亀裂は配管を貫通しない評価結果となったが、その後の弾塑性破壊力学解析においては、解析の簡便性のため、保守的に貫通亀裂を想定した。

\*5：初期亀裂の想定、亀裂進展、貫通亀裂の想定および亀裂進展力は「日本電気協会 原子力発電所配管破損防護設計技術指針（JEAG 4613-1998）」の評価手法に準拠した。そのため、亀裂進展力の評価についても内圧、自重、熱応力に加えて地震を考慮した。

ホットレグ直管

資料3. 9. 4-2(1/4) ○○△号炉 熱時効に対する破壊力学評価結果（重大事故等時<sup>\*6</sup>）

クロスオーバレグRCP側90°エルボ

資料3. 9. 4-2(2/4) ○○△号炉 熱時効に対する破壊力学評価結果（重大事故等時<sup>\*6</sup>）

G 入口 50° エルボ

資料3.9.4-2(3/4) ○○△号炉 熱時効に対する破壊力学評価結果（重大事故等時\*6）

ホットレグ直管（フェライト量を約13.0%とした場合）

資料3.9.4-2(4/4) ○○△号炉 熱時効に対する破壊力学評価結果（重大事故等時\*6）

\*6：重大事故等時に亀裂進展力が大きくなる部位の評価を実施した。また供用状態A、Bの破壊力学評価結果は、より評価が厳しくなる重大事故等時の評価結果（図3-9-4-2）に包含される。



### 3.9.5 コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下（含む鉄骨構造の強度 低下）

#### 3.9.5.1 コンクリートの強度低下

##### 3.9.5.1.1 熱による強度低下

###### 3.9.5.1.1.1 評価対象

内部コンクリート（1次遮蔽壁）を評価対象とし、運転時に最も高温となる炉心領域部および原子炉容器サポート（以下、「RVサポート」という）直下部を評価点とした。

###### 3.9.5.1.1.2 評価方法

ガンマ発熱を考慮した温度分布解析を行い、日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説（1988）」に基づく温度制限値（局部90℃、一般部分65℃）と比較する。

###### 3.9.5.1.1.3 評価結果

内部コンクリートの最高温度は、温度分布解析の結果、炉心領域部で約52.0℃であり温度制限値以下であるため、コンクリートの強度への影響はないものと考えられる。

以上から、熱による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とはならない。

##### 3.9.5.1.2 放射線による強度低下

###### 3.9.5.1.2.1 評価対象

中性子照射量およびガンマ線照射量の最も大きい内部コンクリート（1次遮蔽壁）を評価対象とし、中性子照射量およびガンマ線照射量が最大となる1次遮蔽壁炉心側コンクリートを評価点とした。

###### 3.9.5.1.2.2 評価方法

評価点における運転開始後60年時点で予想される中性子照射量およびガンマ線照射量を解析により算出し、コンクリートの強度に影響を与える可能性のある照射量を超える場合は耐力評価を行う。

###### 3.9.5.1.2.3 評価結果

運転開始後60年時点で予想される中性子照射量（ $E > 0.11\text{MeV}$ ）は、評価点において約 $1 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ となる。照射量が、小嶋ほかの試験結果を踏まえた $1 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ を超えるコンクリートの範囲は、深さ方向に最大で $10\text{cm}$ 程度であり、1次遮蔽壁の厚さ（最小壁厚 $10\text{cm}$ ）に比べて十分小さい。また、照射量が $1 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ を超える範囲を除いた構造体の耐力が地震時の鉛直荷重などの設計荷重を上回ること、また、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1987）」に基づく内部コンクリートの最大せん断ひずみ評価に対して影響がないことを確認した。

運転開始後60年経過時点で予想されるガンマ線照射量は、1次遮蔽壁炉

心側コンクリートにおいて最大約 $* \times 10^8 \text{Gy}$  (約 $* \times 10^{10} \text{rad}$ ) であり、Hilsdorf 他の文献を踏まえた $2 \times 10^8 \text{Gy}$  ( $2 \times 10^{10} \text{rad}$ ) を下回っていることから、内部コンクリート（1次遮蔽壁）の強度への影響はないものと考えられる。

以上から、放射線照射による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とはならない。

### 3.9.5.1.3 中性化による強度低下

#### 3.9.5.1.3.1 評価対象

屋内で仕上げが施されていない部位があり、森永「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文（1986）」に基づき、環境条件の中性化に及ぼす影響度が比較的大きいと考えられる原子炉周辺建屋（屋内面）、タービン建屋（屋内面）を評価対象として選定した。屋外の代表として、仕上げが施されていない部位がある海水ポンプ室を評価対象とした。評価点（サンプリング箇所）については、環境条件を踏まえて選定した。

#### 3.9.5.1.3.2 評価方法

森永式（森永「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文（1986）」）および実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式（土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編（2018）」）を用いて、運転開始後60年経過時点の中性化深さを推定し、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さと比較する。鉄筋が腐食し始める時の中性化深さは、日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説（2016）」を踏まえ、屋外の雨掛かりの部分では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、屋内の部分では鉄筋のかぶり厚さから $* \text{cm}$ 奥まで達したときとする。

#### 3.9.5.1.3.3 評価結果

資料3.9.5-1に示すとおり、〇〇△号炉運転開始後60年経過時点の中性化深さの推定値が、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さを下回っているため、コンクリートの強度への影響はないものと考えられる。

以上から、中性化による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とはならない。

資料3.9.5-1 ○○△号炉 コンクリートの中性化深さ

	調査時点の中性化深さ			△号炉運転開始後 60年経過時点の 中性化深さ*1 (cm) (推定式)	鉄筋が腐食 し始める時の 中性化深さ (cm)
	経過年数	実測値 (cm)	推定値 (cm) (推定式)		
原子炉周辺建屋 (屋内面)					
タービン建屋 (屋内面)					
海水ポンプ室 (気中帯)					

\*1：森永式および実測値に基づく√t式による評価結果のうち最大値を記載

#### 3.9.5.1.4 塩分浸透による強度低下

##### 3.9.5.1.4.1 評価対象

海水とその飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下にあり、塗装などの仕上げが施されていない部位がある海水ポンプ室を評価対象とし、環境条件の異なる気中帯、干満帯および海中帯を評価点とした。

##### 3.9.5.1.4.2 評価方法

評価対象より試料を採取して測定した鉄筋位置での塩化物イオン濃度をもとに、森永式（森永「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文（1986）」）を適用して鉄筋の腐食減量を計算し、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋の腐食減量と比較する。

##### 3.9.5.1.4.3 評価結果

資料3.9.5-2に示すとおり、運転開始後60年時点の鉄筋の腐食減量は、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋の腐食減量を下回っているため、コンクリートの強度への影響はないものと考えられる。

以上から、塩分浸透による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とはならない。

資料 3.9.5-2 ○○△号炉 鉄筋の腐食減量

	調査時期 (運転開始後 経過年数)	鉄筋位置での 塩化物イオン 濃度および量 上段 (%) 下段 (kg/m <sup>3</sup> )	鉄筋の腐食減量 (×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> )		
			調査時点	運転開始 後60年 経過時点	かぶりコンクリ ートにひび割れ が発生する時点
海水ポンプ室 (気中帯)	****年 (27年)				
海水ポンプ室 (干満帯)	****年 (27年)				
海水ポンプ室 (海中帯)	****年 (27年)				

### 3.9.5.1.5 機械振動による強度低下

#### 3.9.5.1.5.1 評価対象

比較的大きな振動を受けるタービン建屋（タービン架台）を評価対象とし、局部的に影響を受ける可能性がある基礎ボルト周辺のコンクリートを評価点とした。

#### 3.9.5.1.5.2 評価方法

タービン架台などの機器支持部表面の定期的な目視確認における、機械振動に起因すると判断されるひび割れなどの有無を確認する。

#### 3.9.5.1.5.3 評価結果

定期的な目視確認において、タービン架台などの機器支持部表面に、機械振動に起因すると判断されるひび割れなどは認められていない。

以上から、機械振動による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とはならない。

### 3.9.5.1.6 コンクリートの強度試験結果

技術的評価に加え、現状のコンクリート強度の確認として、○○△号炉のコンクリート構造物から採取した試料について破壊試験を行った結果を資料3.9.5-3に示す。外部遮蔽壁については、リバウンドハンマーを用いた非破壊試験により現状のコンクリート強度の推定を行った。

各代表構造物の平均圧縮強度（外部遮蔽壁については平均推定圧縮強度）が設計基準強度を上回っていることを確認した。

調査については、運転計画および現場状況を踏まえた時期に実施している。

資料 3.9.5-3 ○○△号炉 コンクリートの強度試験結果

代表構造物	実施時期	試験 箇所数	平均圧縮強度※ <sup>1</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	設計基準強度 (N/mm <sup>2</sup> )
外部遮蔽壁				
内部コンクリート				
原子炉格納施設基礎				
原子炉周辺建屋				
タービン建屋				
海水ポンプ室				

※1：外部遮蔽壁については平均推定圧縮強度

### 3.9.5.2 コンクリートの遮蔽能力低下

#### 3.9.5.2.1 評価対象

内部コンクリート（1次遮蔽壁）を評価対象とし、運転時に最も高温となる炉心領域部およびR Vサポート直下部を評価点とした。

#### 3.9.5.2.2 評価方法

ガンマ発熱を考慮した温度分布解析を行い、「コンクリート遮蔽体設計規準」（R.G.Jaeger et al.「Engineering Compendium on Radiation Shielding(ECRS) VOL.2 (1975)」）に基づく周辺および内部最高温度の温度制限値（中性子遮蔽88℃以下、ガンマ線遮蔽177℃）と比較する。

#### 3.9.5.2.3 評価結果

内部コンクリートの最高温度は、温度分布解析の結果、炉心領域部で約\*\*\*℃であり制限値を下回っていることから、遮蔽能力への影響はないと考えられる。

以上から、熱による遮蔽能力低下に対しては、長期健全性評価上問題とならない。

### 3.9.5.3 テンドンの緊張力低下

#### 3.9.5.3.1 プレストレス損失

##### 3.9.5.3.1.1 評価対象

外部遮蔽壁と原子炉格納施設基礎（テンドン定着部）を評価対象とし、\*\*\*\*年に実施した30年目供用期間中検査（以下、「ISI」という）における、緊張力検査の対象テンドンを評価点とした。

### 3.9.5.3.1.2 評価方法

緊張力検査結果に基づくプレストレス損失を考慮した運転開始後60年経過時点のテンドンの緊張力予測値と設計要求値を比較する。

### 3.9.5.3.1.3 評価結果

資料3.9.5-4に示すとおり、運転開始後60年経過時点のテンドンの緊張力予測値は、設計要求値を上回っていることから、テンドンの緊張力への影響はないものと考えられる。

以上から、プレストレス損失によるテンドンの緊張力低下に対しては、長期健全性評価上問題とはならない。

資料3.9.5-4 ○○△号炉 テンドンの緊張力

	テンドンの緊張力 (×MN)		
	測定値	予測値	設計要求値*1
	30年目 I S I	運転開始後 60年経過時点	
フープ テンドン			
逆U テンドン			

\* 1 : 工事計画認可資料に基づき設定されたテンドン定着部の緊張力

### 3.9.6 絶縁低下

#### 3.9.6.1 評価対象

評価対象として抽出した機器・部位を資料3.9.6-1に示す。

資料3.9.6-1 絶縁低下の評価対象機器・部位

機種	評価対象機器	評価対象部位	環境条件が著しく悪化する環境においても機能要求のある機器	
			設計基準事故時*1	重大事故等時*2
ポンプモータ				
容器				
弁				
ケーブル				
電気設備				
計測制御設備				
空調設備				
機械設備				
電源設備				

\*1：実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第十二条（安全施設）第3項の要求を踏まえ選定

\*2：実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第四十三条（重大事故等対処設備）の要求を踏まえ選定（常設設備）

#### 3.9.6.2 健全性評価

##### 3.9.6.2.1 評価方法および条件

評価対象機器（電気・計装品）の絶縁低下の評価に用いた規格および評価手法を以下に示す。

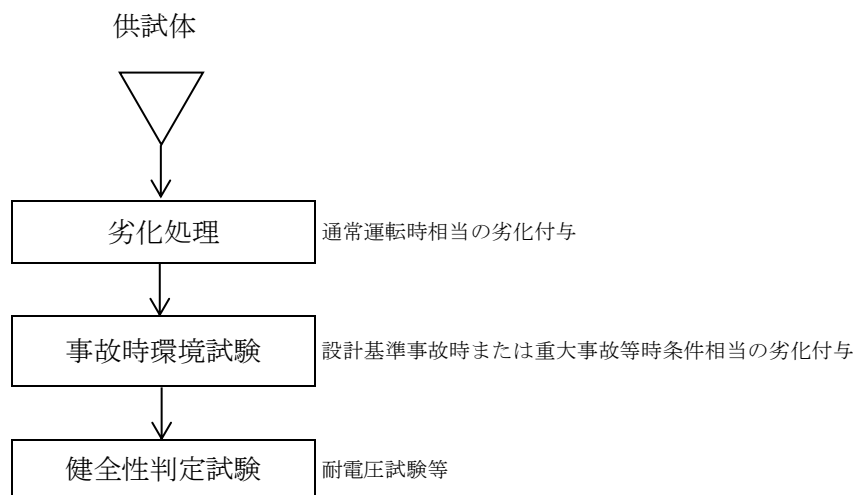
- ① IEEE Std. 275-1981 「IEEE Recommended Practice for Thermal Evaluation of Insulation Systems for AC Electric Machinery Employing Form-Wound Pre-Insulated Stator Coils、Machines Rated 6900 V and Below」
- ② IEEE Std. 117-1956 「IEEE Standard Test Procedure for Evaluation of Systems of Insulating Materials for Random-Wound Electric Machinery」
- ③ IEEE Std. 323-1974 「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」（以下「IEEE Std. 323-1974」という。）
- ④ IEEE Std. 383-1974 「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables、Field Splices、and Connections for Nuclear Power Generating Stations」（以下、「IEEE Std. 383-1974」という。）
- ⑤ IEEE Std. 317-2013 「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」（以下「IEEE Std. 317-2013」という。）
- ⑥ IEEE Std. 382-1996 「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power- Operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power Plants」（以下「IEEE Std. 382-1996」という。）
- ⑦ 電気学会技術報告Ⅱ部第139号「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法並びに耐延焼性試験方法に関する推奨案<sup>\*1</sup>」（以下、「電気学会推奨案」という。）
- ⑧ 原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド（JNES-RE-2013-2049）（以下、「ACAガイド」という。）
- ⑨ 原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書（JNES-SS-0903）（以下、「ACA」という。）

\*1：IEEE Std. 323-1974 「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」およびIEEE Std. 383-1974 「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables、Field Splices、and Connections for Nuclear Power Generating Stations」の規格を根幹にした、ケーブルの加速劣化方法を含む試験条件、試験手順、並びに判定方法が述べられている。



表3.9.6-1の機器のうち設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備および重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備については、①～⑨による評価手法等による環境認定試験（長期健全性試験）による健全性評価を行った。

主な長期健全性試験の手順および判定方法を資料3.9.6-1に示す。



資料3.9.6-1 主な長期健全性試験手順および判定方法

長期健全性試験は、〇〇△号炉の実機環境に基づいて60年間の運転期間および設計基準事故、または、60年間の運転期間および重大事故等を想定した劣化条件を包絡する試験条件とした。

なお、設計基準事故および重大事故等の試験条件は、〇〇発電所発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類十ならびに工事計画認可申請書の添付資料「資料6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の環境条件うち、健全性評価上、最も厳しい条件を包絡した試験条件としている。

また、表3.9.6-1のうち設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備および重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備以外の電気・計装設備については、点検検査結果による健全性評価を行った。

### 3.9.6.2.2 評価結果

設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備および重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備の全ての機器について健全性評価の結果、60年間の供用およびその後の設計基準事故時、または、60年間の供用およびその後の重大事故等時において、有意な絶縁低下が生じないことを確認した。

また、設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備および重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備以外の電気・計装設備について、健全性評価の結果、現状保全として実施している絶縁診断、絶

縁抵抗測定または系統機器の動作確認が点検手法として適切であり、現状保全を実施していくことで有意な絶縁低下が生じないことを確認した。

#### 3.9.6.3 現状保全

電気・計装設備の絶縁低下に対しては、定期的な絶縁診断、絶縁抵抗測定または系統機器の動作確認により絶縁低下による機能低下のないことを確認している。

#### 3.9.6.4 総合評価

設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備および重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備について、健全性評価結果から判断して、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と考える。

また、設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備および重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備以外の電気・計装設備について、健全性評価結果から判断して、現状保全を実施していくことで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と考える。

なお、絶縁低下については、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断する。

### 3.9.7 上記評価対象事象以外の事象

#### 3.9.7.1 電気ペネトレーションの気密性の低下

##### 3.9.7.1.1 評価対象

評価対象として抽出した機器・部位は以下の通り。

評価対象機器：電気ペネトレーション（MV型モジュール、LV型モジュール）

評価対象部位：ポッティング材、Oリング

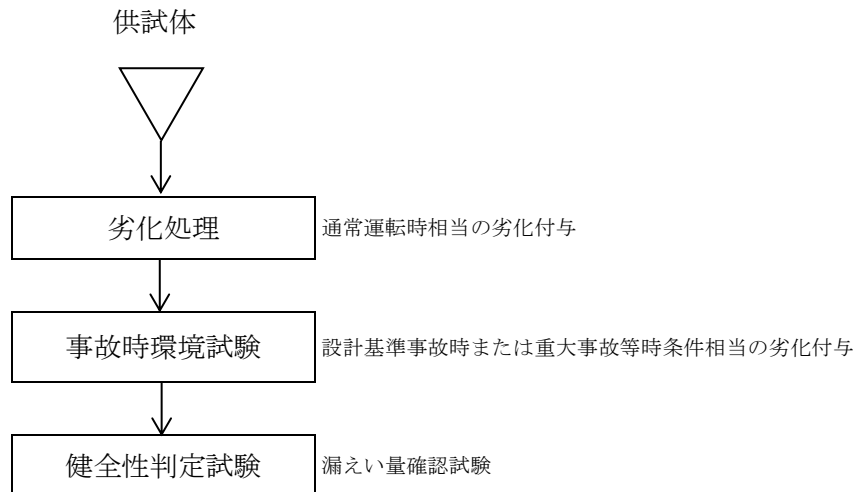
##### 3.9.7.1.2 健全性評価

###### 3.9.7.1.2.1 評価方法および条件

評価対象機器の原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下の評価に用いた規格および評価手法を以下に示す。

- IEEE Std.317-2013 「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」（以下「IEEE Std.317-2013」という。）

環境認定試験（長期健全性試験）の手順および判定方法を資料3.9.7.1.2.1-1に示す。



資料3.9.7.1.2.1-1 環境認定試験（長期健全性試験）手順および判定方法

###### 3.9.7.1.2.2 評価結果

電気ペネトレーション（MV型モジュール、LV型モジュール）について健全性評価の結果、60年間の供用およびその後の設計基準事故時、または、60年間の供用およびその後の重大事故等時において、有意な原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下が生じないことを確認した。

#### 3.9.7.1.3 現状保全

電気ペネトレーション（MV型モジュール、LV型モジュール）の原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下に対しては、定期的に原子炉格納容器漏えい率試験および電気ペネトレーションに封入しているN<sub>2</sub>ガスの圧力確認を実施し、機器の健全性を確認している。

#### 3.9.7.1.4 総合評価

電気ペネトレーション（MV型モジュール、LV型モジュール）について、健全性評価結果から判断して、原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下の可能性はないと考える。

なお、気密性の低下については、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断する。

### 3.9.7 耐震安全性評価

3.9.1～3.9.6の技術評価結果を踏まえた、耐震安全性評価結果についてとりまとめた。評価に際しては、「日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1984、JEAG4601-1987、JEAG4601-1991）」等に基づき実施した。

#### 3.9.7.1 低サイクル疲労

3.9.1にて示した評価対象機器に対して、運転開始後60年までの推定過渡回数を考慮して算出した疲労累積係数と、基準地震動 $S_s$ および $S_d$ を考慮した地震時の疲労累積係数を合計した値が許容値1以下となった。なお、3.9.1において最大累積疲労係数となった〇〇の疲労累積係数の合計値は、基準地震動 $S_s$ および $S_d$ とも\*\*\*\*となった。

上記の耐震安全性評価のとおり、低サイクル疲労を考慮した機器・構造物について地震時に発生する疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した。

#### 3.9.7.2 中性子照射脆化

3.9.2にて示した、原子炉容器胴部の想定欠陥におけるPTS事象時の荷重による応力拡大係数 $K_I$ に、 $S_s$ 地震時の荷重による応力拡大係数 $K_I$ を加えた曲線と、原子炉容器の劣化が進展すると仮定した場合の運転開始後60年時点における破壊靱性値 $K_{IC}$ 下限包絡曲線を比較した結果、 $K_{IC} > K_I$ となった。評価結果を資料3.9.7-1に示す。

#### 資料3.9.7-1 $S_s$ 地震を考慮したPTS評価結果

上記の耐震安全性評価のとおり、中性子照射脆化を考慮した原子炉容器胴部について地震時に発生する応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂に対する破壊力学評価上の許容値（破壊靱性値）を下回ることを確認した。

### 3.9.7.3 照射誘起型応力腐食割れ（B F B 損傷なし）

3.9.3にて示したとおり、バッフルフォーマボルトについては、運転開始後60年時点で照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さいことから、「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、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」と評価し耐震安全性評価は実施していない。

（B F B 損傷ありの場合：◇◇1号の例）

3.9.3にて示したとおり、運転開始後60年時点でのボルトの損傷本数は管理損傷ボルト数（全体の20%）以下との結果が得られているが、資料3.9.7-2に示すとおり2～7段全てのバッフルフォーマボルト（全バッフルフォーマボルト\*\*\*\*本のうち、\*\*\*\*本の損傷を想定）が損傷したと保守的に仮定し、バッフルフォーマボルト（最下段）の応力評価および制御棒挿入性評価を実施した結果、いずれも許容値を満足する結果となった。

資料3.9.7-3にバッフルフォーマボルトの強度評価結果、資料3.9.7-4に制御棒挿入性評価結果を示す。

資料3.9.7-2 バッフルフォーマボルト損傷想定箇所

資料3.9.7-3 バッフルフォーマボルトの照射誘起応力腐食割れに対する耐震安全性評価結果

評価部位	地震時の発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比
バッフルフォーマボルト (最下段)			

資料3.9.7-4 制御棒クラスタ挿入時間評価結果

(単位：秒)

	制御棒クラスタ挿入時間*1	規定時間*2
通常運転時		
地震時 (バッフルフォーマボルト損傷を考慮)		

\*1：各時間は落下開始から制御棒が全ストロークの85%に至るまでの時間

\*2：工事計画認可申請書 添付13 耐震性に関する説明書に記載の値

上記の耐震安全性評価のとおり、照射誘起型応力腐食割れによるバッフルフォーマボルトの損傷パターンを保守的に考慮して、損傷を想定しないバッフルフォーマボルトにおいて地震時に発生する応力を評価した結果、耐震設計上の許容値を下回ることを確認した。また、照射誘起型応力腐食割れによるバッフルフォーマボルトの損傷パターンを保守的に考慮して、制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であることを確認した。

3.9.7.4 2相ステンレス鋼の熱時効

3.9.4にて示した評価はS s地震時の荷重を考慮したものであり、運転期間60年時点での疲労亀裂を想定しても、亀裂進展力 (Japp) と亀裂進展抵抗 (Jmat) の交点において、Jmatの傾きがJappの傾きを上回っていることから配管は不安定破壊することはない。

上記の耐震安全性評価のとおり、熱時効を考慮した1次冷却材管について地震時に発生する亀裂進展力を評価した結果、想定亀裂に対する破壊力学評価上の許容値 (亀裂進展抵抗値) を下回ることを確認した。

#### 3.9.7.5 コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下（鉄骨構造の強度低下含む）

3.9.5にて示したとおり、コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下および、テンドンの緊張力低下については、運転開始後60年時点では有意な劣化を生じない。また、鉄骨の強度低下については、現状保全によって管理される程度の範囲の進行では、固有振動数の変化および断面減少による応力増加への影響は軽微であることから、耐震安全性評価は実施していない。

#### 3.9.7.6 絶縁低下

3.9.6にて示した絶縁低下については、劣化事象が評価機器の質量等、耐震性に影響を及ぼすパラメータの変化とは無関係であり、また、地震により絶縁低下の進行が助長されるものではないことから、耐震安全性評価は実施していない。

#### 3.9.8 耐津波安全性評価

耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象は抽出されなかったため、実施した耐津波安全性評価はない。



### 3.10 評価の結果に基づいた補修等の措置

本技術評価を提出する以前に健全性評価結果に基づき実施した補修等はない。

### 3.11 保全活動管理指標の実績

資料3-5で示した日常的な保全の有効性評価の手法として、プラントレベルおよび系統レベルの保全活動管理指標を設定し、監視しており、2019年4月1日～\*\*\*\*年\*月30日における実績は下記の通りである。

#### a. プラントレベルの保全活動管理指標

プラント全体の保全の有効性が確保されていることを監視する観点から、プラントレベルの保全活動管理指標として設定した「7000臨界時間あたりの計画外原子炉自動・手動スクラム回数」、「7000臨界時間あたりの計画外出力変動回数」および「工学的安全施設の計画外作動回数」について、全て実績値が目標値を満足していることから、保全は有効に機能していると評価した。

#### b. 系統レベルの保全活動管理指標

より直接的に原子炉施設の安全性と保全活動とを関連付け監視する観点から、系統レベルの保全活動管理指標として、保全重要度の高い系統<sup>注2)</sup>のうち、重要度分類指針クラス1、クラス2およびリスク重要度の高い系統機能ならびに重大事故等対処設備に対して「予防可能故障（MPFF<sup>注3)</sup>）回数」および「非待機（UA）時間<sup>注4)</sup>」を設定した。評価期間中、4件の事象が発生したが、いずれも保安規定に基づく点検であり、機器の故障ではなく、全ての指標で目標値を満足していることから、保全は有効に機能していると評価した。

注2：原子炉施設の安全性を確保するため重要度分類指針の重要度に基づき、P S A（確率論的安全評価）から得られるリスク情報を考慮して設定する。

注3：MPFF（Maintenance Preventable Function Failure）。系統もしくはトレイン（冗長化されている系統において、その冗長性の1単位を構成する一連の機器群）に要求される機能の喪失を引き起こすような機器の故障のうち、適切な保全が行われていれば予防できていた可能性のある故障。

注4：UA時間(Unavailability Hours)。当該系統もしくはトレインに要求される機能が必要とされる期間内において、理由によらずその機能を喪失した状態になっている時間。

これらの保全活動については、原子力発電所における機器の劣化兆候の把握および点検の最適化に繋がるとともに、常にP D C Aを廻して改善が図られ、高経年プラントに対する的確な劣化管理に資するものであり、今後も日常点検を継続することで健全性を維持することが可能であると考えます。

### 3.12 追加すべき保全策

3.3.2 および 3.9 の結果から、以下の項目を追加すべき保全策として実施する。

#### (1) 原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化

健全性評価結果から判断して、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。

ただし、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、今後も計画的に監視試験を実施して健全性評価の妥当性を確認する必要があることから、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第4回監視試験の実施計画を策定する。

#### (2) 原子炉容器等の疲労割れ

健全性評価結果から判断して、疲労割れ発生の可能性はないと考える。ただし、疲労評価は実績過渡回数に依存するため、今後も実績過渡回数を把握し評価する必要があることから、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

#### (3) ステンレス鋼配管溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れ

健全性評価結果から判断して、当該事象は特異な事象と判断され、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、今後の知見拡充結果を踏まえた対応を明確にしておく観点から、第20保全サイクルまで継続して実施する類似性の高い箇所に対する検査の結果も踏まえて、第21保全サイクル以降の検査対象および頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映を行う。

### 3.13 サプライチェーン等の管理に関する評価及び結果

サプライチェーン等の管理については、原子力エネルギー協会「製造中止品管理ガイドライン」を受け、原子力発電所の保全計画のインプット情報となる製造中止品情報の管理方法を明確化し、発電所の安全安定運転の維持・向上を図ることを目的に製造中止品管理プログラムを策定している。本プログラムに基づき、保守管理活動として各メーカーから製造中止品情報等を収

集し、必要に応じて代替品の選定、検証を行っており、現状の活動を継続することで、機器、構築物の健全性を維持できると判断する。サプライチェーン等の管理に関する詳細は添付資料「劣化評価に関する説明書（サプライチェーン等の評価）」にまとめている。

#### 4. 劣化を管理するための必要な措置

高経年化技術評価の結果、大部分の機器・構造物については、プラント運転中や定期検査時などのプラント停止中に現状保全を継続していくことにより、長期間の運転を仮定しても、プラントを健全に維持することは可能との評価結果が得られたことから、今後も現状保全を保全指針等に基づき劣化を管理するための必要な措置として実施していく。

また、高経年化に関する技術評価結果から抽出された現状保全に追加すべき項目（長期施設管理方針（資料 4-1））については、劣化を管理するための必要な措置として具体的な保全計画に反映し、運転開始後 30 年を迎える\*\*\*\*年\*月\*日を始期とした 10 年間の適用期間で計画的に実施していく。

さらに、サプライチェーン等の管理については、製造中止品管理プログラムに基づき、各メーカーから製造中止品情報等を収集し、必要に応じて代替品の選定、検証を継続的に実施していく。

#### 5. 劣化管理に係る品質マネジメントシステム

劣化管理を含む保安活動のための品質マネジメントシステムについては、発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」および「同規則の解釈」に基づき保安規定（第3条）において品質マネジメントシステム計画として定めている。

なお、保安規定で定める事項の詳細については添付資料「劣化管理に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示すとともに、技術評価の実施体制については、添付資料「劣化評価に関する説明書（高経年化技術評価書）」に示す。

資料 4-1 ○○発電所△号炉 技術評価に基づく長期施設管理方針 (1/2)

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期施設管理方針		
						No.	施設管理の項目	実施時期
容器	原子炉容器	胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化	監視試験結果（関連温度実測値）はJEAC4201の国内脆化予測法による予測の範囲内であった。関連温度の上昇については、JEAC4206に定められた加圧熱衝撃（PTS）評価手法に基づき評価した結果、初期亀裂を想定しても、運転開始後60年時点において、脆性破壊に対する抵抗値（材料自身の持つねばり強さ）を示す $K_{Ic}$ 曲線は、負荷状態を応力拡大係数 $K_I$ （脆性破壊を起こそうとする値）で示すPTS状態遷移曲線を上回っていることから、脆性破壊は起こらないと評価される。また、上部棚吸収エネルギーの低下については、予測式（国内USE予測式）を用いて評価した結果、運転開始後60年時点において、JEAC4206の要求を満足しており、十分な上部棚吸収エネルギーがある。	原子炉容器に対しては、定期的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。胴部（炉心領域部）材料の中性子照射による機械的性質の変化については、JEAC4201に基づいて、計画的に監視試験を実施し、将来の破壊靱性の変化の傾向を把握している。	胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。ただし、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、今後も計画的に監視試験を実施して健全性評価の妥当性を確認する必要がある。胴部（炉心領域部）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ことから、保全内容として適切である。	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、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第4回監視試験の実施計画を策定する。	中長期
容器等※	原子炉容器等※	疲労割れ	運転実績に基づき設定した運転開始後60年時点における規定過渡回数を用いて疲労累積係数による評価を実施した結果、許容値に対し余裕のある結果が得られている。	高経年化技術評価に合わせて、実績過渡回数に基づく評価を実施することとしている。	疲労割れ評価結果は実績過渡回数に依存するため、継続的に実績過渡回数を把握する必要がある。	2	原子炉容器等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	中長期

※：疲労累積係数による低サイクル疲労の評価を実施した全ての機器。

短期：\*\*\*\*年\*月\*日からの5年間、中長期：\*\*\*\*年\*月\*日からの10年間

資料 4-1 ○○発電所△号炉 技術評価に基づく長期施設管理方針 (2/2)

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期施設管理方針		
						No.	施設管理の項目	実施時期
配管	ステンレス鋼配管	溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れ	<p>****年*月、○○3号炉において、加圧器スプレイ配管の1次冷却材管管台との溶接部近傍内面に亀裂が確認されている。調査の結果、「過大な溶接入熱」と「形状による影響」が重畳したことで表層近傍において特異な硬化が生じ、この特異な硬化が亀裂の発生に寄与したと推定された。亀裂は溶接熱影響部で粒界に沿って進展しており、粒界型応力腐食割れで進展したものと判断している。国内外のPWRプラントにおいて類似の事例は確認されておらず、○○3、△号炉等において同様の事象発生の可能性があると推定された部位全てに対し追加検査が行われたが、亀裂は認められていない。これらの状況から、亀裂の発生は「過大な溶接入熱」と「形状による影響」が重畳した特異な事象と判断される。</p>	<p>○○3号炉で発生した事象は特異であるが、メカニズムが全て明らかになっていないことから、○○△号炉で類似性の高い箇所に対しては第20回定期検査までの間、毎回検査を実施することとしている。また、第21回定期検査以降については、今後の知見拡充結果を踏まえて、対象および頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映を行うこととしている。</p>	<p>当該事象は特異な事象と判断され、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。なお、今後の知見拡充結果を踏まえた対応を明確にしておく観点から、第21回定期検査以降の検査計画の検討については、追加保全策として取り扱う。</p>	3	<p>ステンレス鋼配管溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れについて、****年*月に確認された「○○発電所3号炉加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示」を踏まえて実施する知見拡充結果に基づき、第20保全サイクルまで継続して実施する類似性の高い箇所に対する検査の結果も踏まえて、第21保全サイクル以降の検査対象および頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映を行う。</p>	中長期

短期：\*\*\*\*年\*月\*日からの5年間、中長期：\*\*\*\*年\*月\*日からの10年間