

〇〇発電所△号炉

長期施設管理計画（案）

令和 年 月

〇〇電力株式会社

## 目次

1. 長期施設管理計画の期間	1
2. 劣化評価の方法及びその結果	1
3. 発電用原子炉施設の劣化を管理するための必要な措置	98
4. サプライチェーン等の管理	101
5. <u>点検及び評価並びに措置の実施に関する基本的な方針及び目標</u>	105
6. 点検及び評価並びに措置に係る品質マネジメントシステム	106

〇〇発電所△号炉（以下、「〇〇△号炉」という）の長期施設管理計画を以下に示す。なお、〇〇△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、長期施設管理計画策定にあたって2.劣化評価の方法及びその結果（2.3.2を除く）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、発電用原子炉施設の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、本資料における高経年化技術評価については、劣化評価と同義として使用しており、「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）」の「プラント停止状態の方がより厳しい評価条件となる場合も含む」は、既高経年化技術評価書の「冷温停止状態維持を前提とした技術評価」としている。

なお、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第103条第1項7号の「技術の旧式化（科学技術の進展に伴い、その技術が旧式となり一般に利用されなくなることをいう。）その他の事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置」は、「サプライチェーン等の管理」としている。

## 1. 長期施設管理計画の期間【新規】

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

## 2. 劣化評価の方法及びその結果

### 2.1 〇〇△号炉の設備概要

〇〇△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ビ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\*\*\*\*MW

原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約***MW
燃料	低濃縮ウラン（燃料集合体***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  
主要系統を図2.1-1に示す。

图2.1-1 ○○△号炉 主要系统图

## 2.2 ○○△号炉の経緯

○○△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\*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、○○△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」の手続きに基づき、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図2.2-1、計画外停止回数の年度推移を図2.2-2、事故・故障等一覧を表2.2-1に示す。過去約30年間を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。

### 2.2.1 技術基準規則への適合状況

○○発電所△号炉については、新規制基準へ適合させるため、平成\*年\*月\*日付け関原発第151号をもって原子炉設置変更（平成\*年\*月\*日付け関原発第45号、平成\*年\*月\*日付け関原発第369号、平成\*年\*月\*日付け関原発第435号および平成\*年\*月\*日付け関原発第2△号をもって一部補正）を申請し、平成\*年\*月\*日付け原規規発第1705242号にて許可を受けている。また、平成\*年\*月\*日付け関原発第155号をもって工事計画認可申請書（平成\*年\*月\*日付け関原発第380号、平成\*年\*月\*日付け関原発第3△号、平成\*年\*月\*日付け関原発第110号、平成\*年\*月\*日付け関原発第14△号および平成\*年\*月\*日付け関原発第181号をもって一部補正）を申請し、平成\*年\*月\*日付け原規規発第1708255号にて認可を受けている。さらに、平成\*年\*月\*日付け関原発第43号をもって工事計画変更認可申請書を申請し、平成\*年\*月\*日付け原規規発第1805243号にて認可を受けている。また、平成\*年\*月\*日付け関原発第564号をもって原子炉設置変更（令和\*年\*月\*日付け関原発第441号および令和\*

年\*月\*日付関原発第515号をもって一部補正)を申請し、令和\*年\*月\*日付け原規規発第2002262号にて許可を受けている。さらに、令和\*年\*月\*日付け関原発第555号をもって工事計画認可申請書(令和\*年\*月\*日付け関原発第41号および令和\*年\*月\*日付け関原発第475号をもって一部補正)を申請し、令和\*年\*月\*日付け原規規発第2012227号にて認可を受けている。また、令和\*年\*月\*日付け関原発第269号をもって設計及び工事計画認可申請書(令和\*年\*月\*日付け関原発第54号および令和\*年\*月\*日付け関原発第312号をもって一部補正)を申請し、令和\*年\*月\*日付け原規規発第2108244号にて認可を受けている。また、令和\*年\*月\*日付け関原発第40号をもって設計及び工事計画認可申請書(令和\*年\*月\*日付け関原発第383号および令和\*年\*月\*日付け関原発第454号をもって一部補正)を申請し、令和\*年\*月\*日付け原規規発第2112031号にて認可を受けている。

図 2.2-1 ○○△号炉 発電電力量・設備利用率の年度推移



図 2.2-2 ○○△号炉 計画外停止回数の年度推移

表 2.2-1 ○○△号炉 事故・故障等一覧

No.	年度	事象
1	****	○○について
2	****	△△について
3	****	◇◇について

## 2.3 ○○△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。

### 2.3.1 主な改善工事

○○△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。

### 2.3.2 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、機器の部位に想定される経年劣化事象に対して、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。

高経年化技術評価の結果、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。したがって、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。

現状保全を含む施設管理（通常点検、劣化点検を含む）については、〇〇発電所原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）に基づく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予め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定め、点検を実施すると共に、要求事項への適合を確認するため定期事業者検査等を実施している。

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を実施している。

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。

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の16第3項の規定に基づき、通常点検を実施している発電用原子炉施設については定期事業者検査を行い、技術上の基準に適合していることを確認した上で、プラントの運転している。なお、保全サイクル毎に定期事業者検査報告として点検結果等を報告している。

また、劣化点検として〇〇△号炉では、プラント運転開始から30年目の高経年化技術評価のために以下の点検、検査等を実施している。

#### ①コンクリート構造物点検

コンクリートの中性化、塩分浸透による強度低下に対する高経年  
化技術評価のための点検及び現状のコンクリート強度を確認する試  
験を実施した。結果を以下に示す。

表2.3-1 ○○△号炉 コンクリートの中性化深さの点検結果

代表構造物	中性化深さ (cm) *1	実施時期

\*1：採取孔 3 本の平均値

表 2.3-2 ○○△号炉 コンクリートの塩分浸透の点検結果

対象のコン クリート 構造物	対象の部位 表面からの 深さ (mm)	平均塩化物イオン濃度 (%) *1						実施時期
		0 ~ 20	20 ~ 40	40 ~ 60	60 ~ 80	80 ~ 100	100 ~ 120	

\*1：コアサンプル 3 本の平均値

表 2.3-3 ○○△号炉 コンクリートの強度試験結果

代表構造物	平均圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	実施時期

\*1：非破壊試験結果 15 箇所における推定圧縮強度の平均値

\*2：コアサンプル 3 本の平均値

\*3：コアサンプル 3 ヶ所（1 ヶ所あたり 3 本）の平均値

## ②監視試験

○○△号炉の監視試験結果を以下に示すが、「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。）の国内脆化予測法による、運転開始後 60年時点での関連温度予測値、および国内USE予測式による上部棚吸収エネルギー予測値、ならびに国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係から評価の結果、関連温度実測値は予測の範囲内であった。

表2.3-4 ○○△号炉 監視試験結果

回数	取出時期	中性子照射量 ( $\times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ) [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				

③破壊靱性試験

○○△号炉の破壊靱性試験結果を示す。なお、技術評価において、運転開始後60年時点における  $K_{IC}$  曲線の設定に用いた試験結果を示す。

表2.9.2-2 ○○△号炉 破壊靱性試験結果

試験温度 (°C)	$K_{IC}$ (MPa $\sqrt{m}$ )

※運転開始後60年時点において下限包絡線で厳しくなる照射前試験での試験結果を代表として示す。

これらの点検等により、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。

(特別点検がある場合は以下に記載)

特別点検の結果の概要は表2.3-5のとおりであり、異常は認められなかった。

表2.3-5 特別点検の結果概要

実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る 運用ガイドの要求				特別点検結果概要
対象の機器・構造物	対象の部位	着目する劣化事象	点検方法/点検項目	
原子炉容器	原子炉容器母材及び溶接部 (炉心領域の100%)	中性子照射脆化	○超音波探傷試験 (以下「UT」という。)による欠陥の有無の確認	炉心領域の100%に対するUTにより、中性子照射脆化の観点から特に重要となる内表面近傍の欠陥が無いことを確認した。
	一次冷却材ノズルコーナー部 (クラッドの状態を確認)	疲労	○浸透探傷試験又は渦流探傷試験(以下「ECT」という。)による欠陥の有無の確認	一次冷却材ノズルコーナー部のクラッドに対するECTにより、疲労き裂が無いことを確認した。
	炉内計装筒(BMI) (全数)	応力腐食割れ	○目視試験(MVT-1)による炉内側からの溶接部の欠陥の有無の確認及びECTによるBMI内面の溶接熱影響部の欠陥の有無の確認	炉内計装筒の全数に対する溶接部の炉内側からの目視試験(MVT-1)およびBMI内面の溶接熱影響部のECTにより、応力腐食割れが無いことを確認した。
原子炉格納容器	原子炉格納容器鋼板 (接近できる点検可能範囲の全て)	腐食	○目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認	原子炉格納容器鋼板塗膜に対する目視試験(VT-4)により、構造健全性または気密性に影響を与える塗膜の劣化や腐食が無いことを確認した。
コンクリート構造物※	コンクリート	強度低下及び遮蔽能力低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認	採取したコアサンプルにより、コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下に対する健全性に影響を与える劣化が無いことを確認した。

※：安全機能を有するコンクリート構造物並びに安全機能を有する系統及び機器を支持するコンクリート構造物並びに常設重大事故等対処設備に属するコンクリート構造物及び常設重大事故等対処設備に属する機器を支持するコンクリート構造物

これらの点検方法及び結果に関する詳細は、添付資料「通常点検、劣化点検及び特別点検の方法及びその結果に関する説明書」にまとめている。



## 2.4 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。

### 2.4.1 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図2.4-1に示す。〇〇グループは、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。

〇〇グループは、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。

### 2.4.2 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「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」（以下、「学会標準2008版」という。）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、2.8 技術評価方法にまとめている。

### 2.4.3 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\*年\*ヶ月を経過する日から\*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、図2.4-2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\*日に〇〇が承認した。

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\*日に〇〇が承認した。

#### 2.4.4 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、〇〇株式会社には、技術評価対象機器リストの整備を委託し、株式会社〇〇には、国内外運転経験等の整理等を委託し、〇〇株式会社および〇〇株式会社には、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。

#### 2.4.5 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						

## 2.5 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。

## 2.6 評価年月日

\*\*\*\*年\*月\*日

## 2.7 評価を実施した者の氏名

〇〇グループ

〇〇グループ

〇〇 〇〇

〇〇 〇〇



図2.4-1 評価の実施に係る組織

图2.4-2 实施工程

## 2.8 技術評価方法

### 2.8.1 評価期間

評価期間としては、プラント運転開始後の60年間とする。

### 2.8.2 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△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。

### 2.8.3 技術評価手順

#### 2.8.3.1 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となる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。

#### 2.8.3.2 国内外の新たな運転経験および最新知見の反映

〇〇△号炉の高経年化対策を検討するにあたり、〇〇発電所△号炉の30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△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 ○○発電所△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

### 2.8.3.3 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（図 2.8-1）。

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り、これらの経年劣化事象についてもその発生・進展の観点で健全性評価を行い、劣化傾向監視等の劣化管理の観点も含め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。

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。

#### 2.8.3.4 経年劣化事象に対する技術評価

2.8.3.1で選定された代表機器について、2.8.3.3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（プラント停止状態の方がより厳しい評価条件となる場合も含む）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

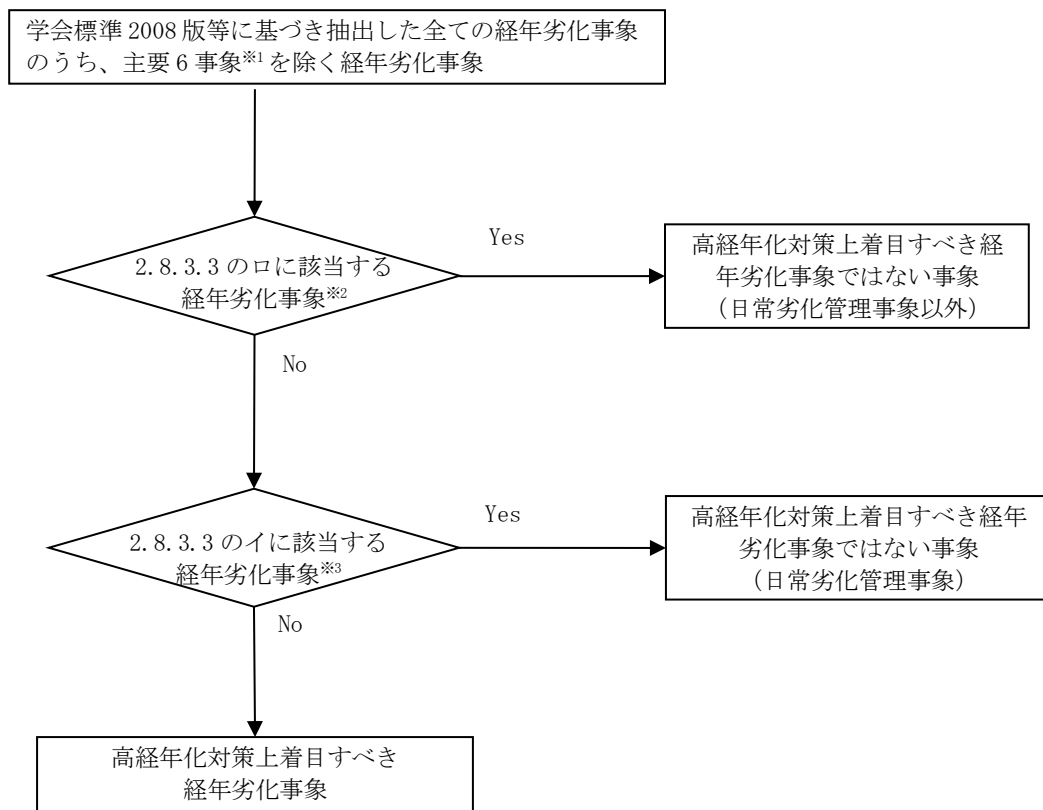
評価対象部位に実施している点検内容、関連する機能試験内容、補修・取替等の現状保全の内容について整理する。なお、具体的には、評価対象部位に実施している点検内容、関連する機能試験内容、補修、取替等の現状保全の内容として、技術評価実施時点において、保全指針、業務決定文書等で定めている保全を対象としている。

##### 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。

図 2.8-1 経年劣化事象の分類

## 2.8.4 耐震安全性評価

2.8.3.3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。

### 2.8.4.1 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。

### 2.8.4.2 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

2.8.3.3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、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。

また、耐震安全性評価に用いる評価用地震力は各設備の耐震重要度に応じて、表2.8-1のとおり選定する。

表2.8-1 耐震重要度に応じた耐震安全性評価に用いる評価用地震力

耐震重要度	評価用地震力
Sクラス	基準地震動 $S_s^{*1}$ により定まる地震力
	弾性設計用地震動 $S_d^{*2}$ により定まる地震力とSクラスの機器に適用される静的地震力の大きい方 <sup>*3</sup>
Bクラス	Bクラスの機器に適用される静的地震力 <sup>*4</sup>
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力

- \*1：原規規発第1705242号にて設置許可を受けた基準地震動（「実用発電用原子炉およびその附属施設の位置、構造およ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）」に基づき策定した、応答スペクトルに基づく地震動評価結果による基準地震動（ $S_s - 1$ ）、断層モデルを用いた手法による地震動評価結果による基準地震動（ $S_s - 2 \sim S_s - 17$ ）および震源を特定せず策定する基準地震動（ $S_s - 18$ 、 $S_s - 19$ ））。
- \*2：原規規発第1705242号にて設置許可を受けた弾性設計用地震動（ $S_d - 1 \sim 19$ の応答スペクトルは、基準地震動 $S_s - 1$ の応答スペクトルに対して係数0.51、基準地震動 $S_s - 2 \sim 19$ の応答スペクトルに対して係数0.5を乗じて設定している。なお、 $S_d - 1$ については、旧耐震指針における〇〇△号炉の基準地震動 $S_1$ の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮している。）
- \*3： $S_s$ 地震力および弾性設計用地震力による評価のうち、許容値が同じものについては厳しい方の数値で代表する。また、許容値が異なり $S_s$ 地震力が弾性設計用地震力より大きく、 $S_s$ 地震力による評価応力が弾性設計用地震力の許容応力を下回る場合は、弾性設計用地震力による評価を実施したものとみなす。
- \*4：支持構造物の振動と共振のおそれがあるものについては、弾性設計用地震動 $S_d$ により定まる地震力の1/2についても考慮する。

### 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。

## 2.8.5 耐津波安全性評価

2.8.3.3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。

### 2.8.5.1 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。

### 2.8.5.2 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2.8.3.3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

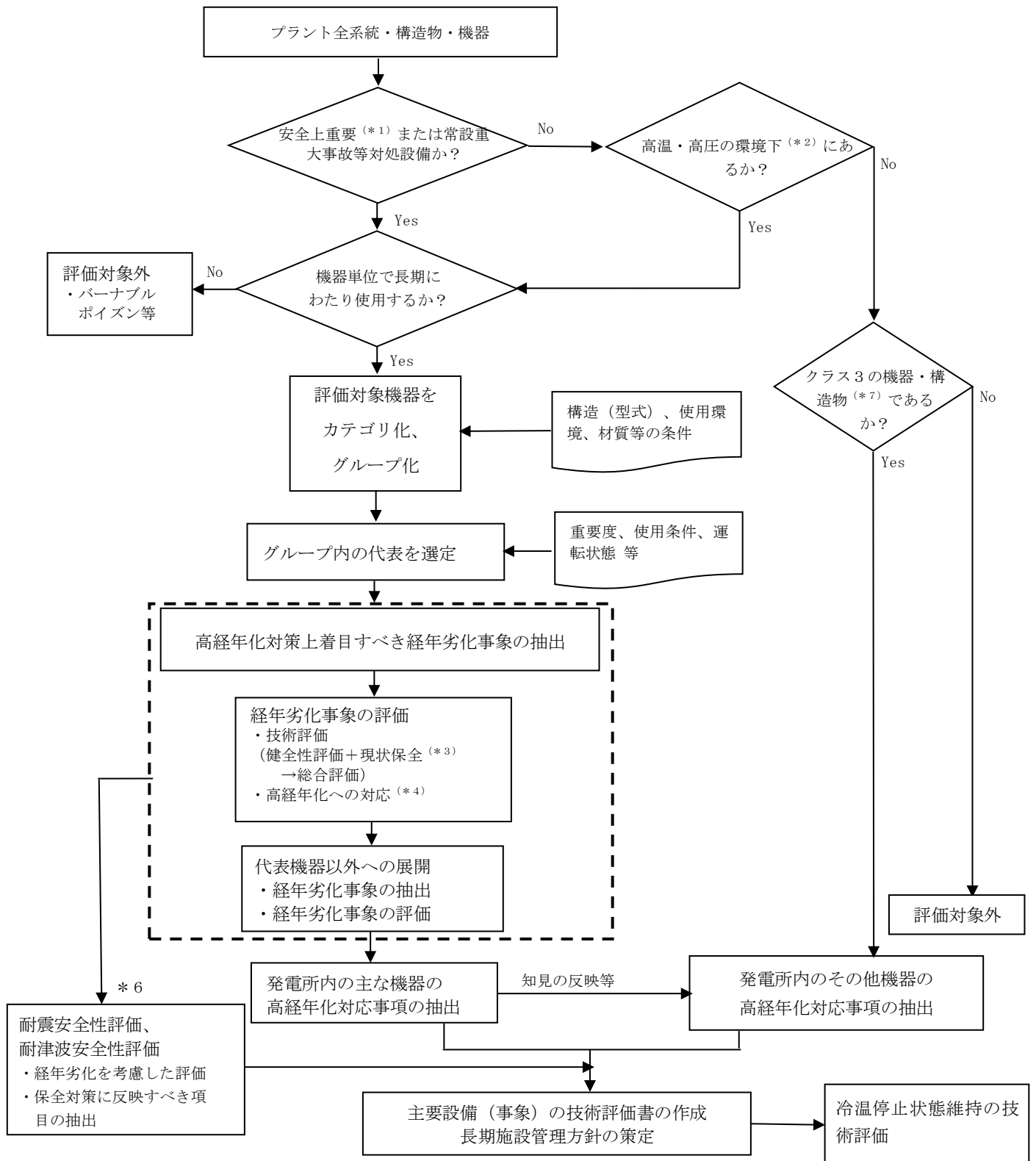
前項で整理される、耐津波安全性評価上考慮する必要がある経年劣化事象が想定される設備に対し、耐津波安全性に関する評価を実施した。

なお、評価には原規規発第1705242号にて設置許可を受けた基準津波を用いる。

#### 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。

2.8.2～2.8.5までの検討における評価フローを、図2.8-2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。

図 2.8-2 技術評価フロー

## 2.9 技術評価の結果

本章では、2.8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の結果、抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を以下に示す。

- ①低サイクル疲労
- ②中性子照射脆化
- ③照射誘起型応力腐食割れ
- ④2相ステンレス鋼の熱時効
- ⑤電気・計装品の絶縁低下
- ⑥コンクリート構造物に係る強度低下及び遮蔽能力低下
- ⑦電気ペネトレーションの気密性の低下
- ⑧テンダンの緊張力低下（プレストレス損失）

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の技術評価結果に加えて耐震安全性評価結果、耐津波安全性評価結果及び冷温停止状態維持時の技術評価結果についてとりまとめ以下に示すが、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ている。また、断続的運転を前提とした場合に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象が、プラント停止状態の方がより厳しい評価条件となる場合において高経年化対策上着目すべき経年劣化事象とはならないこと、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象についてもプラント停止状態の方がより厳しい評価条件で評価した結果、現状保全に新たに加えるべき項目はないことを確認した。具体的な評価結果については、添付資料「技術評価の方法及びその結果の詳細に関する説明書（高経年化技術評価書）」にまとめている。

なお、各評価の現状保全において「定期的」と記載があるのは、保安規定の施設管理計画に基づき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、時期を定めて実施していることを意味している。



## 2.9.1 低サイクル疲労

### 2.9.1.1 評価対象

プラントの起動・停止時等に温度・圧力変化の影響を受ける機器として表2.9.1-1に示す評価対象機器に対して評価を行った。

表 2.9.1-1 ○○△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
低サイクル疲労	

### 2.9.1.2 評価条件

低サイクル疲労の技術評価フローを図2.9.1-1に示すとともに、低サイクル疲労の評価に用いた規格及び評価手法を以下に示す。

- 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：2008（AESJ-SC-P005：2008）」（以下、「学会標準2008版」という。）
- ② 「日本機械学会 設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）」（以下、「設計・建設規格」という。）  
（一部の部位は設計・建設規格（JSME S NC1-2012）に基づき評価）
- ③ 「日本機械学会 環境疲労評価手法（JSME S NF1-2009）」（以下、「環境疲労評価手法」という。）

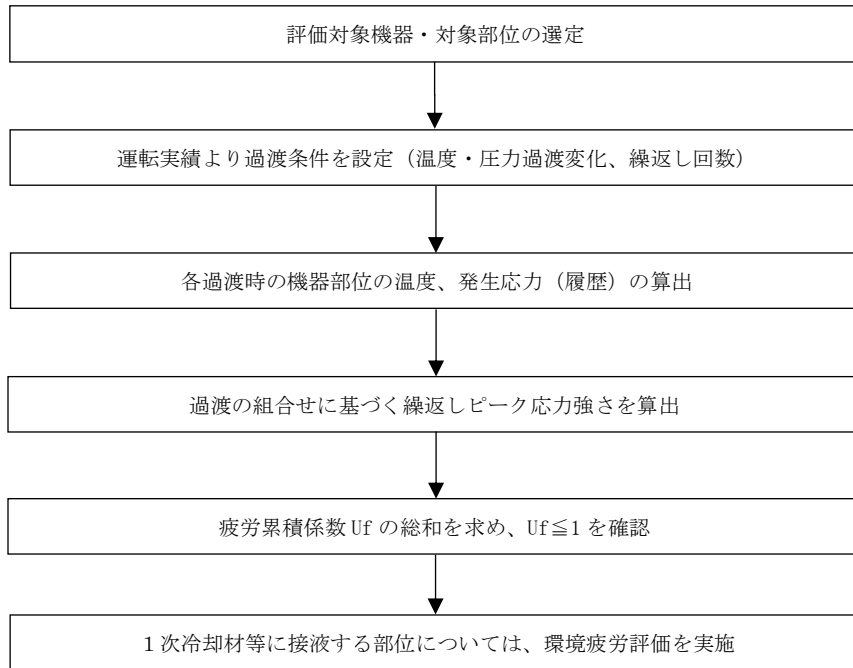


図2.9.1-1 低サイクル疲労の技術評価フロー

低サイクル疲労の評価では、設計・建設規格の規定に従い、大気環境中の疲労評価を行う。具体的には、供用状態A、B（運転状態Ⅰ、Ⅱ）の過渡条件に対し、評価対象設備に作用する圧力、熱過渡、機械的荷重、自重、熱膨張荷重の各荷重を考慮して、応力解析を行い、過渡条件の組合せを考慮して疲労累積係数（ $U_f$ ）を算出する。

接液部に対しては、環境疲労評価手法に従い、環境効果補正係数（ $F_{en}$ ）を算出し、環境効果を考慮した疲労累積係数（ $U_{en}$ ）を算出する。また、熱成層の発生が予測される蒸気発生器給水入口管台、加圧器スプレイ配管、スプレイライン用管台、加圧器サージ管の評価で使用する発生応力は3次元有限要素法を用いた評価を行った。

なお、各過渡条件の繰返し回数は「学会標準2008版」に基づき、運転実績に基づく\*\*\*\*年度末までの過渡回数を用い、運転開始後60年時点の過渡回数を推定する。

具体的には以下に示す計算方法に基づき未取替機器、取替機器の過渡回数を設定する。

なお、設定する過渡は運転状態Ⅰ（通常運転時の運転状態）、運転状態Ⅱ（供用期間中に予想される機器の単一故障等による通常運転状態からの逸脱状態）とした。

① 未取替機器

$$60\text{年時点過渡回数} = \text{実績過渡回数} + \text{推定過渡回数}$$

$\geq$ 実績過渡回数 + (実績過渡回数に基づく1年間当たりの平均過渡回数)  
× 余裕 (1.5倍) × 残年数

② 取替機器

60年時点過渡回数 = 実績過渡回数 + 推定過渡回数

$\geq$ 取替後実績過渡回数 + (未取替機器の1年間当たり平均過渡回数)  
× 余裕 (1.5倍) × 残年数

2.9.1.3 健全性評価

低サイクル疲労の評価フローは設備によらないため、以降の説明では、プラントの安全上最も重要な設備と考えられる原子炉容器を代表機器として具体的な評価結果を示す。

(a) 評価対象部位の選定

原子炉容器の評価対象部位を図2.9.1-2に示す。評価対象部位についてはプラントの起動及び停止時の過渡時に温度、圧力及び流量変化の影響を受ける機器の部位を抽出する。

\*1: 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位(最大) (非接液部の場合は ( ) 内に理由を記載)

\*2: 「環境疲労評価手法」に基づく疲労評価対象部位(最大) (接液部が対象)

図2.9.1-2 原子炉容器の低サイクル疲労評価対象部位

表 2.9.1-2 ○○△号炉 原子炉容器（上部蓋、蓋管台、空気抜管台、及び  
スタッドボルトを除く）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	
	****年度末時点	運転開始後60年 時点の推定値
起動（温度上昇率55.6℃/h） 停止（温度下降率55.6℃/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	
	****年度末時点	運転開始後60年 時点の推定値
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℃、低温側±2.4℃、1 次冷却材圧力+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。

設計・建設規格に基づき、原子炉容器の評価対象部位について大気環境中での疲労評価を行った結果、疲労累積係数(Uf)が1を下回ることを確認した。

さらに、接液環境にある評価点について環境疲労評価手法に基づき、接液環境を考慮した疲労評価を行った結果、疲労累積係数(Uen)が1を下回ることを確認した。

原子炉容器の疲労評価結果を表2.9.1-3に示す。

表 2.9.1-3 ○○△号炉 原子炉容器の疲労評価結果

評価対象部位	疲労累積係数 (許容値：1以下)	
	設計・建設規格 による解析	環境疲労評価手法 による解析
冷却材入口管台		
冷却材出口管台		
蓋管台*1		
空気抜管台*1		
炉内計装筒		
上部蓋*1および上部胴フランジ		
下部胴・下部鏡板接続部		
炉心支持金物		
スタッドボルト		

#### 2.9.1.4 現状保全

原子炉容器の低サイクル疲労に対しては、定期的に超音波探傷検査等（表2.9.1-4）により、有意な欠陥がないことを確認している。また、定期的に漏えい検査を実施し、耐圧部の健全性を確認している。

原子炉容器内面の内張りについては、定期的に目視により有意な異常のないことを確認している。

表 2.9.1-4 ○○△号炉 原子炉容器の供用期間中検査の内容

部位	検査部位	検査内容
① 冷却材入口管台		
② 冷却材出口管台		
③ 蓋管台		
④ 空気抜管台		
⑤ 炉内計装筒		
⑥ 上部蓋および 上部胴フランジ		
⑦ 下部胴・下部鏡板接続部		
⑧ 炉心支持金物		
⑨ スタッドボルト		

#### 2.9.1.5 総合評価

運転開始後60年間の供用を想定した原子炉容器の疲労割れの評価結果は、疲労累積係数が1を下回り、疲労割れの発生が問題となる可能性はないと考える。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、今後も実過渡回数を把握し評価する必要がある。

また、疲労割れは超音波探傷検査等により、原子炉容器内面の内張りの欠陥については、有意な異常のないことを目視確認により検知可能であり、点検手法として適切である。

#### 2.9.1.6 代表機器以外の技術評価結果

運転開始後60年間の供用を想定した低サイクル疲労の評価結果は、全ての評価対象において疲労累積係数が1を下回り、疲労割れ発生が問題となる可能性はないと考える。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\*となった。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、今後も実過渡回数を把握し評価する必要がある。

また、疲労割れについては、定期的に目視確認等を実施し、有意な異常のないことを確認している。

## 2.9.2 中性子照射脆化

### 2.9.2.1 評価対象

プラント運転中の中性子照射を受ける機器として評価対象機器は原子炉容器であり、中性子照射脆化に対し健全性評価上厳しい箇所は、炉心領域の下部胴となるため、下部胴を対象として評価を実施した。

### 2.9.2.2 評価条件

#### 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。

表2.9.2-1 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			

#### 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



附属書B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の附属書C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、 $K_{IC}$  曲線を設定した。なお、JEAC4206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。

$$K_{IC} = 20.16 + 129.9 \exp \{ 0.0161 (T - T_p) \} \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}})$$

2.9.2.3 健全性評価

a. 関連温度評価

JEAC4201の国内脆化予測法による\*\*\*\*年\*月末時点および運転開始後60年時点での関連温度予測値を表2.9.2-2に、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図2.9.2-1に示す。

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。

表 2.9.2-2 ○○△号炉 関連温度の予測値

評価時期	中性子照射量*1 ( $\times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ) [E>1MeV]	関連温度*2 ( $^{\circ}\text{C}$ )
		母材
現時点 (****年*月末時点)		
運転開始後 60 年時点		

図2.9.2-1 ○○△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

\*\*\*\*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の算出結果を表2.9.2-3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。

表 2.9.2-3 ○○△号炉 上部棚吸収エネルギーの予測値  
(単位：J)

	方向	初期値	****年*月末時点* <sup>1</sup>	運転開始後 60年時点* <sup>1</sup>
母材				

c. 加圧熱衝撃評価

図2.9.2-2に評価結果を示す。運転開始後60年時点における $K_{IC}$ 曲線は以下の通り。

$$K_{IC} = 20.16 + 129.9 \exp \{ 0.0161 (T-1) \} \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}})$$

中性子照射脆化を考慮した加圧熱衝撃評価の結果、運転開始後60年時点において、原子炉圧力容器の対象部位において $K_{IC}$ 曲線は、 $K_I$ を上回ることを確認した。

図2.9.2-2 ○○△号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部)  
中性子照射脆化に対するPTS評価結果

#### 2.9.2.4 現状保全

原子炉容器に対しては、定期的に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、破壊靱性の変化の傾向を把握している。〇〇△号炉は、当初監視試験カプセルを\*体挿入し、現在までに3体のカプセルを取り出し、将来の運転期間に対する脆化予測を行っている。また、監視試験結果から、JEAC4206に基づき、運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容しうる温度・圧力の範囲（加熱・冷却制限曲線）および耐圧漏えい試験温度を設けており、具体的には運転開始後40年以降（35EFPY時点）での加熱・冷却制限曲線により運用している。

#### 2.9.2.5 総合評価

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。

## 2.9.3 照射誘起型応力腐食割れ

### 2.9.3.1 評価対象

発電設備技術検査協会「平成8年度 プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書」の知見に基づき、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（バッフルフォーマボルト、炉心バッフル、バレルフォーマボルト、炉心そう等）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、応力レベルを表2.9.3-1のとおり整理した。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フ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。

表2.9.3-1 ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れの可能性評価

部位	実機条件			海外の 損傷 事例	可能性評価
	中性子照射量レベル*1 [n/cm <sup>2</sup> : E > 0.1MeV]	応力レベル*2 (応力支配因子)	温度 [°C]		
バップル フォーマ ボルト					
炉心 バップル					
炉心 バップル 取付板					
バレル フォーマ ボルト					
炉心そう					
上部 炉心板					
上部燃料 集合体 案内ピン					
下部燃料 集合体 案内ピン					
下部 炉心板					
下部炉心 支持柱					
熱遮蔽材					
熱遮蔽材 取付 ボルト					

### 2.9.3.2 評価条件

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フ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で算出したバッフルフォーマボルトの応力履歴を重ね合わせる（図 2.9.3-1）。



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

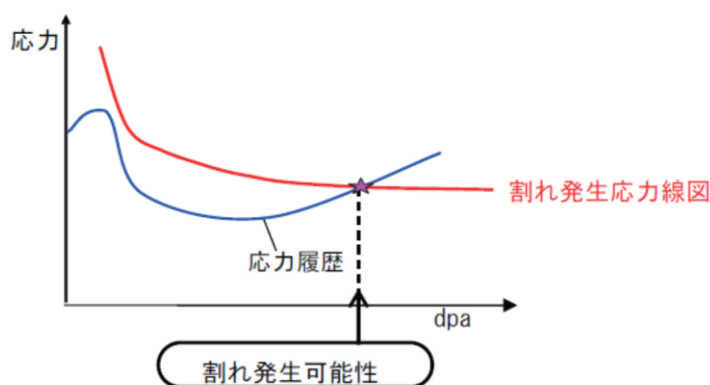


図 2.9.3-1 割れ発生予測評価概念図

[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 (\*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。管理損傷ボルト本数は、維持規格に記載のとおり、許容損傷ボルトパターン (最上段および最下段のボルトのみ健全でそれ以外は損傷しているパターン) に 3 倍の余裕をとってボルト全数の 20%の本数と設定した。

本評価に用いた規格および評価手法を以下に示す。

- ・発電設備技術検査協会「平成8年度 プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書」
- ・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)」

### 2.9.3.3 健全性評価

#### (1) JANSIガイドラインによる評価

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結果を図2.9.3-2に示す。運転時間は、\*\*\*\*年末までの設備利用率\*%に対し、今後の設備利用率を\*%と仮定することで、運転時間及び照射量を保守的に評価した。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、照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性が小さいことを確認した。

なお、割れ発生応力線は、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」で得たシンプルチューブ材による割れ発生応力線を用いた評価を実施した。また、評価においてはスウェリングと照射下クリープを考慮した。

図3.9.3-2 ○○△号炉のバッフルフォーマボルトの応力履歴と割れ発生応力線の重ね合わせ（応力履歴は\*万時間まで）

#### (2) 維持規格による評価



維持規格ではバッフルフォーマボルトの仕様等に応じて、照射誘起型応力腐食割れに対する感受性の高い順にプラントをグループ1～4に分類しており、〇〇△号炉はこのうちのグループ4に属する。グループ2～4のボルト損傷予測本数が管理損傷ボルト数に至るまでの期間は50年とされているが、これは、グループ2の損傷予測評価によるものであり、〇〇△号炉に対しては、保守的な評価結果であると考えられる。

#### 2.9.3.3 現状保全

炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れに対しては、維持規格に従い供用期間中検査として目視検査（VT-3）を実施している。VT-3では、炉内構造物の試験対象部位の異常（ボルト等の脱落、過大な変形等）がないことを確認している。

#### 2.9.3.4 総合評価

バッフルフォーマボルトについて、原子力安全基盤機構「平成20年度照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）評価技術に関する報告書」で得られた最新知見を用いて評価した結果、運転開始後60年時点でのボルトの損傷本数は0本となり、照射誘起型応力腐食割れが炉内構造物の構造強度・機能の健全性に影響を与える可能性は小さいと考える。

バッフルフォーマボルト以外については、バッフルフォーマボルトに比べて、中性子照射量、応力、温度の実機条件が相対的に低いレベルであるため、照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性はバッフルフォーマボルトより小さいと考える。照射誘起型応力腐食割れの感受性が相対的に高いと考えられるバッフルフォーマボルトにおいて照射誘起型応力腐食割れによる損傷は発生しないと評価されたことから、バッフルフォーマボルト以外においても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ている。

なお、炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れについては、高経年化対策の観点から現状保全項目に追加すべき項目はない。

## 2.9.4 2相ステンレス鋼の熱時効

### 2.9.4.1 評価対象

熱時効の評価対象機器・対象部位については、「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（AESJ-SC-P005：2008）」に基づき、以下の条件を含んだ機器、部位を評価対象として抽出する。

○使用温度が250℃以上

○使用材料が2相ステンレス鋼

○亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される。

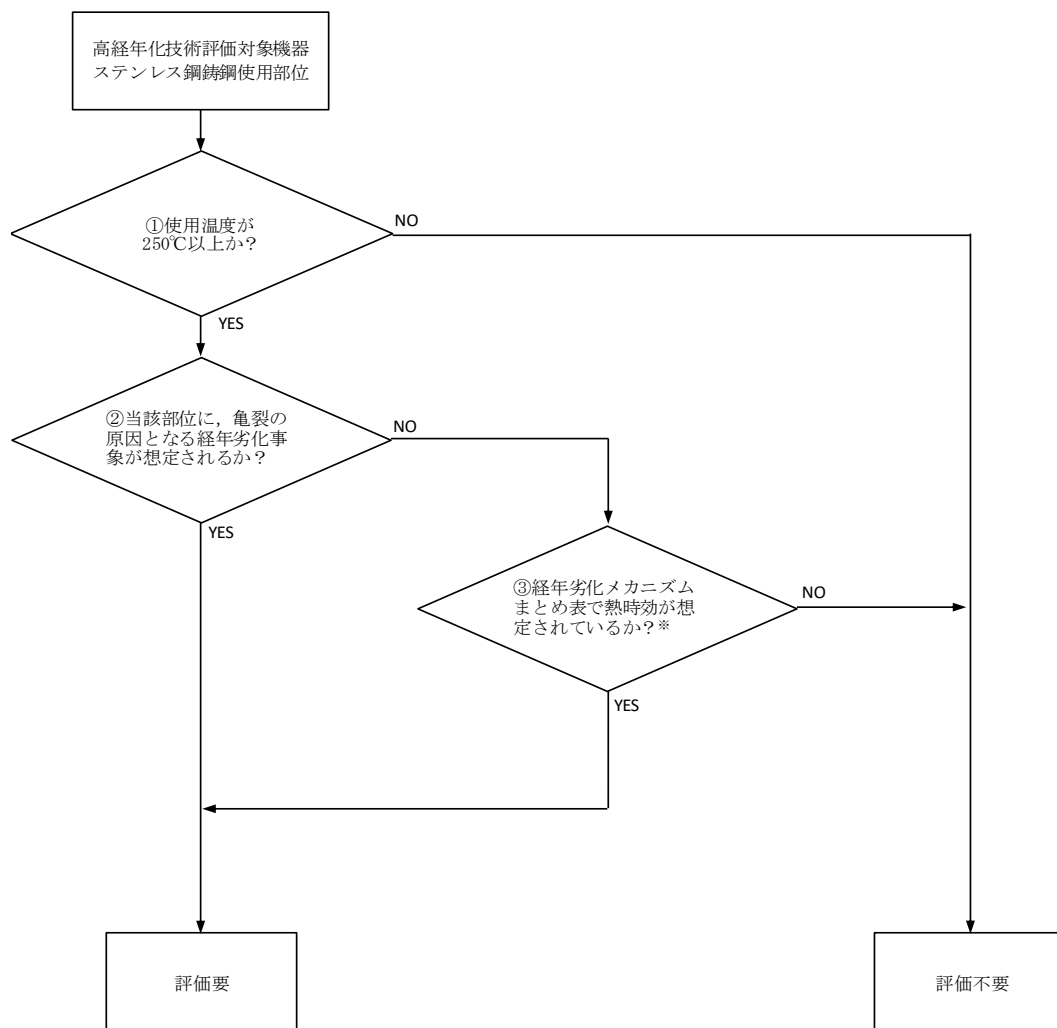
熱時効評価対象スクリーニングフローを図2.9.4-1に示す。

なお、スクリーニングフローにおいて、②「亀裂の原因となる経年劣化事象」とは疲労割れまたは応力腐食割れが想定されるかを確認することになるが、疲労割れについては、2.9.1において運転開始後60年間の供用を想定した低サイクル疲労の評価結果は、全ての評価対象において疲労累積係数が1を下回ることを確認したことから対象外とした。

また、スクリーニングフローの③について、高経年化対策実施基準の経年劣化メカニズムまとめ表に経年劣化事象が想定される場合でも、高経年化技術評価不要の条件（製造時に非破壊検査で有意な欠陥がないことの確認、内部欠陥をなくす処理の実施、水質管理など）を満たしている場合は、当該事象の評価不要と判断した。

熱時効評価対象のスクリーニングの結果、使用温度が高く、発生応力が大きい1次冷却材管と発生応力の大きい1次冷却材管に直接接続する1次冷却材ポンプケーシングについても、フェライト量が1次冷却材管よりわずかに多いことを考慮して評価対象とし、フェライト量が健全性に及ぼす影響を確認する。

熱時効評価対象スクリーニングフロー結果を表2.9.4-1に示す。



※日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準の経年劣化メカニズムまとめ表に想定される経年劣化事象として熱時効の記載がある場合でも、高経年化技術評価不要の条件を満たしている場合は、評価不要と判断する。

図 2.9.4-1 熱時効評価対象スクリーニングフロー

表 2.9.4-1 ○○△号炉 熱時効評価対象スクリーニングフロー結果

機種	機器	部位	使用温度 (°C)	亀裂の 原因	フェライ ト量 (%) <sup>※1、 2</sup>	発生応力 (MPa) <sup>※ 2</sup>	備考 (選定理由)

### 2.9.4.2 評価条件

2相ステンレス鋼の熱時効評価フローを図2.9.4-2に示す。

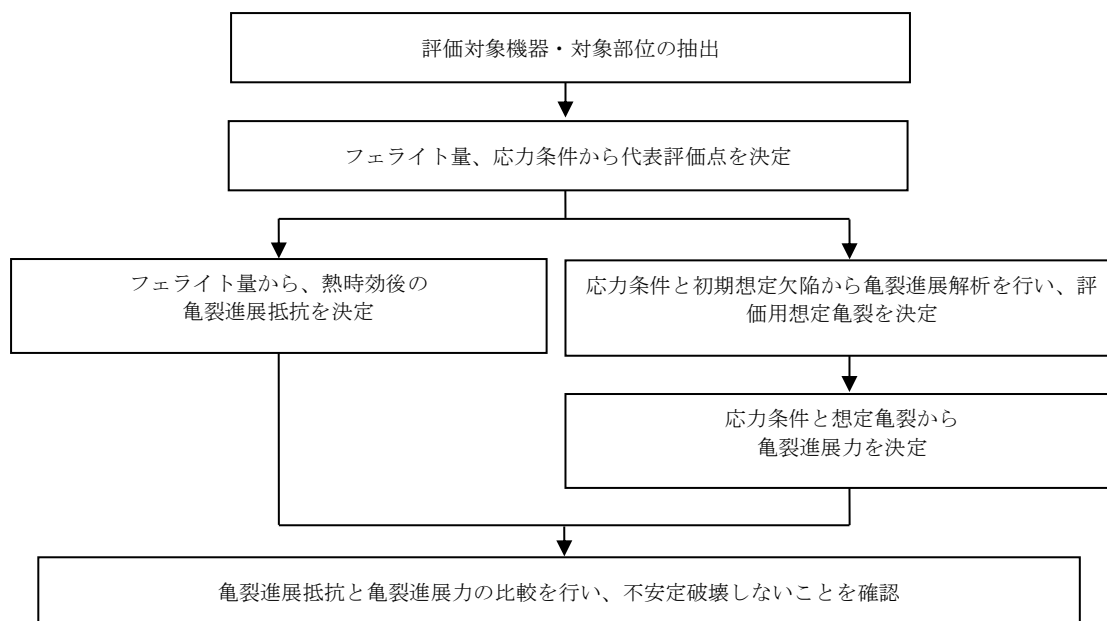


図 2.9.4-2 2相ステンレス鋼の熱時効評価フロー

〇〇△号炉において熱時効の評価対象である1次冷却材管を構成する2相ステンレス鋼（ステンレス鋼鋳鋼）各部位（1次冷却材ポンプ含む）を図2.9.4-3に示す。また、各部位のフェライト量および応力の一覧を表2.9.4-2に示す。

図2.9.4-3 〇〇△号炉 1次冷却材管と1次冷却材ポンプの熱時効評価対象部位

表 3.9.4-2 1次冷却材管構成品と1次冷却材ポンプケーシングの  
フェライト量および応力一覧

	部位	使用温度 (°C)	フェライト量 (%) ※1、2	応力 (MPa) ※2、3	選定
①	ホットレグ直管				
②	SG 入口 50° エルボ				
③	SG 出口 40° エルボ				
④	クロスオーバレグ直管(垂直管)				
⑤	クロスオーバレグ SG 側 90° エルボ				
⑥	クロスオーバレグ直管 (水平管)				
⑦	クロスオーバレグ RCP 側 90° エルボ				
⑧	コールドレグ直管				
⑨	RV 入口 22° 57' エルボ				
⑩	1次冷却材ポンプケーシング				

熱時効の評価点は、応力が最も大きい部位としてホットレグ直管を、フェライト量が最も多い部位としてクロスオーバレグ RCP 側 90° エルボを選定した。また、応力とフェライト量の組み合わせを考慮し、かつ、エルボで応力が高くなると考えられる SG 入口 50° エルボについても評価部位として選定した。また、評価に際しては、発生応力の大きい1次冷却材管に直接接続する機器である1次冷却材ポンプケーシングのフェライト量も考慮することとし、1次冷却材管の中で最も応力が大きいホットレグ直管についてフェライト量のみ1次冷却材ポンプケーシングの値を用いた評価を行い、フェライト量が健全性に及ぼす影響を確認する。なお、ホットレグ直管に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評価が、代表評価点の応力とフェライト量を包絡させた条件である。

2相ステンレス鋼の熱時効の評価に用いた規格、参考文献および評価手順を以下に示す。

- a. 「日本原子力学会 原子力発電所の高経年対策実施基準：2008 (AESJ-SC-P005：2008)」
- b. 「日本電気協会 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG4613-1998)」 (以下、「JEAG4613-1998」という。)
- c. 電力共通研究「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) (以下、「H3Tモデル」という。)

(1) 評価用初期欠陥の想定

初期欠陥の大きさは、「JEAG4613-1998」に準拠し定める。

(2) 疲労亀裂進展解析

配管の内面に想定する評価用初期欠陥が、プラント運転時に生じる応力サイクルにより供用期間60年の間に進展する量を求める。(2.9.1.2参照)

(3) 亀裂安定性評価用想定亀裂の想定

亀裂安定性評価では、安全側に評価するため、前項の疲労亀裂進展解析で算出した疲労亀裂を貫通亀裂に置換える。

(4) 亀裂安定性評価

供用状態A、Bの条件よりも厳しい重大事故等時(原子炉停止機能喪失) (以下、「SA」という。)の荷重条件を包絡した評価を行う。このため、自重+SA熱膨張+SA圧力+Ss地震動により想定亀裂に生じる亀裂進展力を評価し、亀裂進展抵抗 $J_{mat}^*$ と比較して延性不安定破壊しないことを確認する。

※「H3Tモデル」を用いて評価部位のフェライト量を基に完全時効後の飽和値として決定する。

### 2.9.4.3 健全性評価

#### (1) 評価用初期欠陥の想定

評価用初期欠陥の大きさは、「JEAG4613-1998」に準拠し、図2.9.4-4に示すように  $0.2t$  (深さ  $a_0$ )  $\times$   $1.0t$  (表面長さ  $2c_0$ ) ( $t$  は板厚) の半楕円形の内表面周方向欠陥とする。

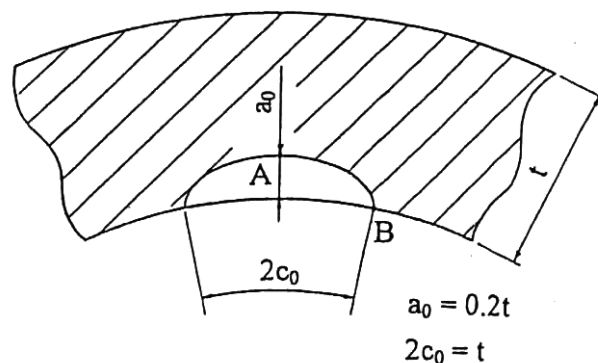


図 2.9.4-4 初期欠陥の形状

#### (2) 疲労亀裂進展解析

##### a. 解析条件

配管の内面に想定する評価用初期欠陥が、プラント運転時に生じる応力サイクルにより供用期間 60 年の間に進展する量を求める。

##### ① 亀裂進展解析に用いる応力サイクル

使用する応力サイクルは実機運転状態を考慮し、実過渡条件に基づいて設定する。

過渡回数は、\*\*\*\*年度末までの実績過渡回数に基づき、運転開始から 60 年時点の過渡回数を予測したものであり、1 次冷却材管の低サイクル疲労評価で用いているものと同じである。

##### ② 疲労亀裂進展速度

疲労亀裂進展速度は国内軽水炉条件下のデータに基づく式を使用し、ステンレス鑄造管に対する速度を使用した。（「JEAG4613-1998」参照）



b. 解析結果

疲労亀裂進展解析結果を表 2.9.4-3 に示すが、いずれの場合も亀裂は配管を貫通することはないが、(4)の亀裂安定性評価では、安全側に評価するため、疲労亀裂進展解析で算出した疲労亀裂を貫通亀裂に置換えて評価することとする。

表 2.9.4-3(1/3) 疲労亀裂進展解析結果 (ホットレグ直管、ホットレグ直管 (1次冷却材ポンプケーシングのフェライト量を用いた場合))

	亀裂深さ (mm)	亀裂長さ (mm)	備考
初期			
60年後			

表 2.9.4-3(2/3) 疲労亀裂進展解析結果 (SG 入口 50° エルボ)

	亀裂深さ (mm)	亀裂長さ (mm)	備考
初期			
60年後			

表 2.9.4-3(3/3) 疲労亀裂進展解析結果 (クロスオーバレグ RCP 側 90° エルボ)

	亀裂深さ (mm)	亀裂長さ (mm)	備考
初期			
60年後			

#### (4) 亀裂安定性評価

##### a. 評価方法

供用状態A、Bの条件よりも厳しいSAの荷重条件を用いて、自重+SA熱膨張+SA圧力+Ss地震動の荷重により想定亀裂に生じる亀裂進展力を評価し、亀裂進展抵抗 $J_{mat}$ と比較して延性不安定破壊しないことを確認する。

具体的には、各供用状態の荷重から算出される亀裂進展力を示すパラメータJ積分値 $J_{app}$ と熱時効後の破壊抵抗値 $J_{mat}$ を用いて評価を行う。

##### b. 亀裂進展力 ( $J_{app}$ )

亀裂進展力 ( $J_{app}$ ) は、評価部位の荷重と亀裂長さが板厚の1倍、3倍、5倍の貫通亀裂長さをを用いて有限要素法により算出する。

算出の結果、亀裂長さが1倍、3倍、5倍の時の亀裂進展力 ( $J_{app}$ ) は表2.9.4-4の通りとなる。

評価条件として、配管に負荷される荷重は、自重+SA熱膨張+SA圧力+Ss地震動とする。

表 2.9.4-4 ○○△号炉 熱時効評価に係る亀裂長さにおける  $J_{app}$  値 [kJ/m<sup>2</sup>]

亀裂長さ	1t	3t	5t
ホットレグ直管			
ホットレグ直管 (1次冷却材ポンプケーシングのフェライト量を用いた場合)			
SG 入口 50° エルボ			
クロスオーバレグ RCP 側 90° エルボ			

c. 材料の亀裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ )

亀裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ ) は、「H3T モデル」を用いて評価部位のフェライト量を基に完全時効後の飽和値として決定した（算出方法は「S.Kawaguchi et.al.、”Prediction Method of Tensile Properties and Fracture Toughness of Thermally Aged Cast Duplex Stainless Steel Piping”、ASME PVP2005-71528」参照）。 $J_{Ic}$  および  $J_6$  はデータの下限值 ( $-2\sigma$ ) を用いて算出しており、その結果は表 2.9.4-5 に示す。

なお、ホットレグ直管については、フェライト量が健全性に及ぼす影響を確認するために 1 次冷却材ポンプケーシングのフェライト量を用いた亀裂進展抵抗による評価した破壊靱性値も併せて示す。

表 2.9.4-5 ○○△号炉 熱時効評価対象部位の破壊靱性値

$J_{Ic}$ [kJ/m <sup>2</sup> ]				
$J_6$ [kJ/m <sup>2</sup> ]				

d. 亀裂安定性評価結果

b. および c. で求めた評価対象の亀裂進展力 ( $J_{app}$ ) と亀裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ ) の比較を行った結果を部位毎に図 2.9.4-5 に示す。

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を想定しても、亀裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ ) と亀裂進展力 ( $J_{app}$ ) の交点においては、亀裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ ) の傾きが亀裂進展力 ( $J_{app}$ ) の傾きを上回ることから、配管は不安定破壊することはないと判断する。

また、1 次冷却材ポンプケーシングのフェライト量を用いた亀裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ ) との比較を行った結果についても、ホットレグ直管と同様に亀裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ ) と亀裂進展力 ( $J_{app}$ ) の交点においては、亀裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ ) の傾きが亀裂進展力 ( $J_{app}$ ) の傾きを上回ることから、配管は不安定破壊することはないと判断する。

ホットレグ直管

図 2.9.4-5(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>1</sup>)

ホットレグ直管 (1次冷却材ポンプケーシングのフェライト量を用いた場合)

図 2.9.4-5(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>1</sup>)

SG 入口 50° エルボ  
図 2.9.4-5(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\*<sup>1</sup>)

クロスオーバーレグ RCP 側 90° エルボ  
図 2.9.4-5(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\*<sup>1</sup>)

\* 1 : 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に包含される。

e. 破断前漏洩概念を適用している配管系に対する熱時効の影響  
JEAG4613-1998 に基づき破断前漏洩概念を適用している配管系について

て、熱時効の影響を考慮しても破断前漏洩が成立することを確認している。

#### 2.9.4.4 現状保全

1次冷却材管の熱時効に対しては、定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、評価で想定した亀裂のないことを確認している。また、定期的に漏えい検査を実施し、健全性を確認している。

1次冷却材ポンプの熱時効に対しては、ケーシング内面全体の目視確認および漏えい検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

#### 2.9.4.5 総合評価

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、不安定破壊することはなく、熱時効が構造健全性で問題となる可能性はない。

また、現在実施している溶接部の超音波探傷検査は内面からの割れを検知可能であり、また、割れが発生するとすれば応力の観点から溶接部であると判断されることから、点検手法として適切である。

## 2.9.5 電気・計装品の絶縁低下

### 2.9.5.1 評価対象

表2.9.5-1に示す評価対象機器に対して評価を行った。評価対象機器のうち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に「○」があるものは環境認定試験（長期健全性試験）により健全性評価を行い、「○」がないものは点検検査結果等により健全性評価を行っている。

表2.9.5-1 絶縁低下の評価対象機器

機種	評価対象機器	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）

## 2.9.5.2 評価条件

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. 323-1974 「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」（以下「IEEE Std. 323-1974」という。）【ケーブルの評価に使用】
- ② 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。）【ケーブルの評価に使用】
- ③ 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。）【容器（電気ペネトレーション）の評価に使用】
- ④ 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。）【弁（電動装置）の評価に使用】
- ⑤ 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\*1」（以下、「電気学会推奨案」という。）【ケーブルの評価に使用】
- ⑥ 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。）【ケーブルの評価に使用】
- ⑦ 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。）【ケーブルの評価に使用】

\*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。



### (1) 環境認定試験による健全性評価

表2.9.5-1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、①～⑦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。

長期健全性試験の手順および判定方法を図2.9.5-1に示す。

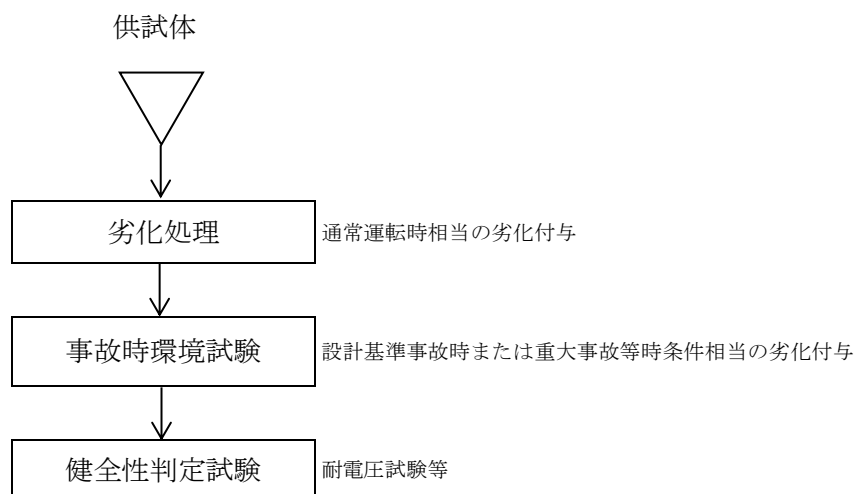


図2.9.5-1 長期健全性試験手順および判定方法

なお、評価代表機器は、電圧区分、型式、設置場所、絶縁材料等によりグループ化した中から使用条件が厳しいものを抽出している。

### (2) 点検検査結果による健全性評価

表2.9.5-1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。

#### 2.9.5.3 健全性評価

電気・計装品の絶縁低下が想定される機器は多数存在するため、評価対象となる機器のうち代表機器について、健全性評価の詳細を説明する。

設計基準事故および重大事故等時に環境条件が著しく悪化する環境において機能要求のある機器のうち、低圧ケーブル（難燃PHケーブル）は長期の使用を前提としており、また、長期健全性試験結果に基づく健全性評価上、最も厳しい温度・放射線環境下に布設されており、これを代表機器とする。

低圧ケーブル（難燃PHケーブル）の健全性評価結果は以下の通り。

#### (1) 電気学会推奨案による健全性評価（設計基準事故時）

a. 評価手順

設計基準事故時雰囲気中で機能要求がある難燃PHケーブルは、電気学会推奨案に基づく長期健全性試験により評価する。試験手順および判定方法を図2.9.5-2に示す。

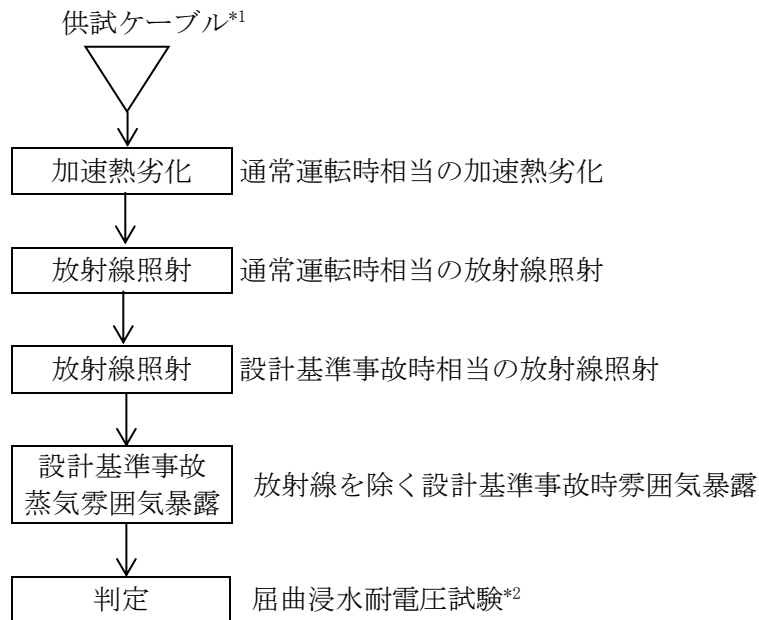


図2.9.5-2 難燃PHケーブルの長期健全性試験手順および判定方法

\*1：○○△号炉で使用している難燃PHケーブルと製造メーカーおよび絶縁材料が同等の難燃PHケーブルを供試ケーブルとしている。

\*2：屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおりである。

- ① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径の約40倍のマンドレルに巻付ける。
- ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置する。
- ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2kV/mmを5分間印加し、絶縁破壊を生じるか否かを調べる。

b. 試験条件

難燃PHケーブルの長期健全性試験条件を表2.9.5-2に示す。試験条件は、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を想定した劣化条件を包絡している。

表2.9.5-2 難燃PHケーブルの長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

		試験条件	60年間の通常運転時の使用条件に基づく劣化条件 または設計基準事故時の環境条件
通常 運転 相当	温度		
	放射線 (集積線量)		
設計 基準 事故 相当	放射線 (集積線量)		
	温度		
	圧力		

\*1：設計基準事故を考慮する原子炉格納容器内難燃PHケーブル布設箇所周囲の平均温度に、通電による温度上昇等を考慮した各布設エリアの温度を包絡する温度として設定した。

\*2： $0.2774[\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25) [\text{h/y}] \times 60 [\text{y}] = 146\text{kGy}$

\*3：平成\*年\*月\*日付（原規規発第1708255号）で認可を受けた工事計画認可申請の添付資料「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」を包絡する線量。

\*4：平成\*年\*月\*日付（原規規発第1708255号）で認可を受けた工事計画認可申請の添付資料「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」記載値。

c. 評価結果

難燃PHケーブルの長期健全性試験結果を表2.9.5-3に示す。電気学会推奨案に基づく評価の結果、〇〇△号炉の難燃PHケーブルは、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できると判断する。

表2.9.5-3 難燃PHケーブルの長期健全性試験結果

項目	試験条件	判定
屈曲浸水		
耐電圧試験		

[出典：関西電力研究データ]

(2) ACAガイドによる健全性評価（設計基準事故時）

a. 評価手順

設計基準事故時雰囲気中で機能要求がある難燃PHケーブルは、ACAガイドに従った長期健全性についても評価する。評価にあたっては、ACAの試験結果を用いている。難燃PHケーブルのACAガイドに基づく試験手順および判定方法を図2.9.5-3に示す。

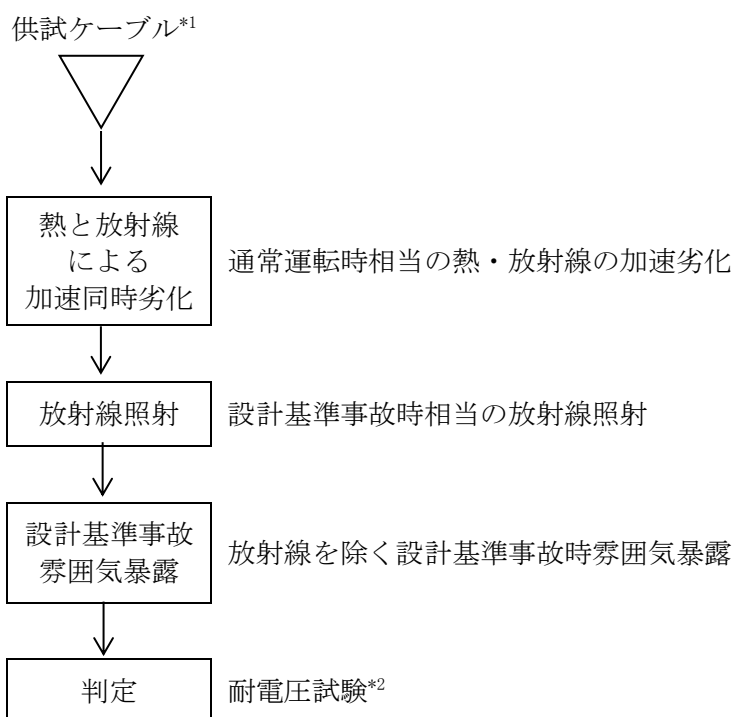


図2.9.5-3 難燃PHケーブルのACAガイドに基づく試験手順

\*1：〇〇△号炉で使用している難燃PHケーブルと製造メーカーおよび絶縁材料が同等の難燃PHケーブルを供試ケーブルとしている。

\*2：耐電圧試験は、日本工業規格「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」（JIS C 3005:2000）の試験

b. 試験条件

難燃PHケーブルの長期健全性試験条件を表2.9.5-4に示す。試験条件は、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

を想定した劣化条件を包絡している。

c. 評価結果

難燃PHケーブルの長期健全性試験結果を表2.9.5-5に示す。ACAに基づく評価の結果を表2.9.5-6に示す。評価結果から、〇〇△号炉の難燃PHケーブルは、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できると判断する。

表2.9.5-4 難燃PHケーブルのACA試験条件

		試験条件
通常運転相当	温度 放射線	
設計基準事故相当	放射線 (集積線量)	
	温度	
	圧力	

表2.9.5-5 難燃PHケーブルのACA試験結果

項目	試験条件	判定
耐電圧試験		

[出典：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）]

表2.9.5-6 実布設環境での長期健全性評価結果

布設区分	実布設環境条件		評価期間 [年]*1,2
	温度[°C]	放射線量率[Gy/h]	
ループ室			
加圧器室上部			
通路部			
MS 区画*4			

\*1：時間稼働率 100%での評価期間。

\*2：時間依存データの重ね合わせ手法により評価。

\*3：原子炉格納容器内でのケーブルの周囲温度（約38°C）に通電による温度上昇と若干の余裕を加えた温度として設定した。

\*4：主蒸気・主給水管室。

\*5：主蒸気・主給水管室の設計平均温度。

(3) 電気学会推奨案による健全性評価（重大事故等時）

a. 評価手順

重大事故等時雰囲気では機能要求がある難燃PHケーブルは、電気学会推奨案に基づく長期健全性試験により評価する。難燃PHケーブルの電気学会推奨案に基づく試験手順および判定方法を図2.9.5-4に示す。

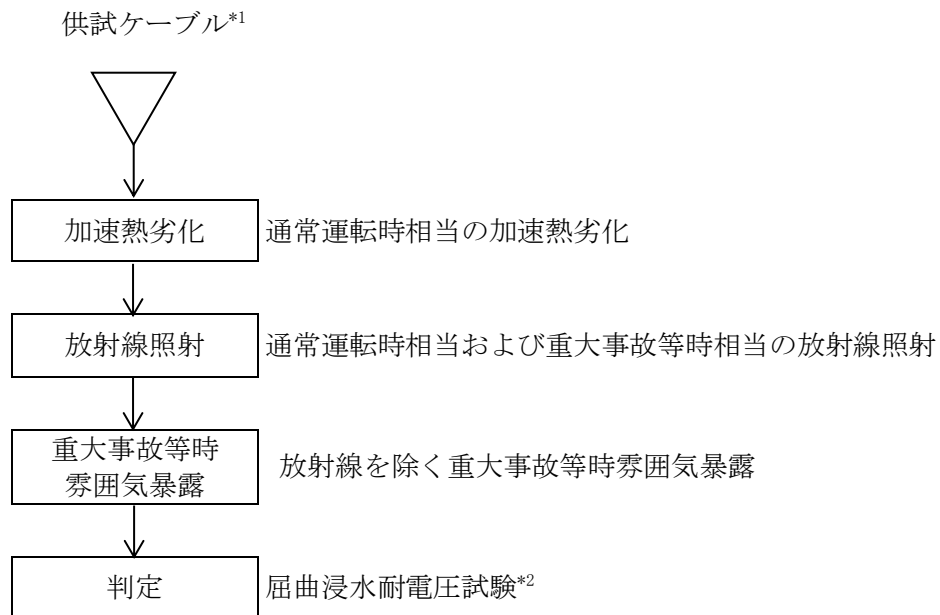


図2.9.5-4 難燃PHケーブルの長期健全性試験手順および判定方法

\*1：〇〇△号炉で使用している難燃PHケーブルと製造メーカーおよび絶縁材料が同等の難燃PHケーブルを供試ケーブルとしている。

\*2：屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおりである。

- ① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径の約40倍のマンドレルに巻付ける。
- ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置する。
- ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2kV/mmを5分間印加し、絶縁破壊を生じるか否かを調べる。

b. 試験条件

難燃PHケーブルの長期健全性試験条件を表2.9.5-7に示す。試験条件は、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重大事故等時を想定した劣化条件を包絡している。

c. 評価結果

難燃PHケーブルの長期健全性試験結果を表2.9.5-8に示す。電気学会推奨案に基づく評価の結果、〇〇△号炉の難燃PHケーブルは、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できると判断する。

表2.9.5-7 難燃PHケーブルの長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

		試験条件	60年間の通常運転時の使用条件に基づく劣化条件または重大事故等時の環境条件
通常運転相当	温度		
	放射線 (集積線量)		
重大事故等時相当	放射線 (集積線量)		
	温度		
	圧力		

\*1：重大事故等時を考慮する原子炉格納容器内難燃PHケーブル布設箇所周囲の平均温度に、通電による温度上昇等を考慮した各布設エリアの温度を包絡する温度として設定した。

\*2： $0.2774[\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25) [\text{h/y}] \times 60 [\text{y}] = 146\text{kGy}$

\*3：平成\*年\*月\*日付（原規規発第1708255号）で認可を受けた工事計画認可申請の添付資料「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」を包絡する線量。

\*4：平成\*年\*月\*日（原規規発第1705242号）で許可を受けた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記載値（健全性評価上、最も厳しい条件となる重大事故等時（格納容器過圧破損）の安全解析結果）。

表2.9.5-8 難燃PHケーブルの長期健全性試験結果

項目	試験条件	判定
屈曲浸水		
耐電圧試験		

[出典：電力共同委託「SA時の計装品の耐環境性能評価委託2014年度」]

#### 2.9.5.4 現状保全

難燃PHケーブルの絶縁体の絶縁低下に対しては、制御・計装用ケーブルについては、定期的に系統機器の動作に異常のないことを確認し、絶縁低下による機能低下のないことを確認している。

電力用ケーブルについては、定期的に絶縁抵抗測定を行い、管理値以上であることの確認を行っている。

#### 2.9.5.5 総合評価

健全性評価結果から判断して、難燃PHケーブルについては、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と考える。

#### 2.9.5.6 代表機器以外の評価

##### (1) 環境認定試験による健全性評価

代表機器以外の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（容器（電気ペネトレーション）、弁（電動装置）、ケーブル（難燃PHケーブルを除く））についても、2.9.5.2「評価条件」に示す各規格を基に図2.9.5-1に示す長期健全性試験手順にて実施した試験結果を踏まえた評価の結果、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。

##### (2) 点検検査結果による健全性評価

表2.9.5-1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（ポンプモータ、ケーブル（高圧ケーブル）、電気設備、計測制御設備、空調設備（モータ）、機械設備（制御用空気圧縮機モータ、燃料取替クレーン、燃料移送装置）、電源設備（ディーゼル発電設備、ディーゼル機関付属設備（ポンプ）、計装用電源盤、原子炉トリップ遮断器盤等）については、点検検査結果による健全性評価を行った結果、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は点検手法として適切であり、絶縁低下傾向の管理として、点検検査の実施、絶縁低下の状況の傾向把握、有意な絶縁低下と判断する値の設定および有意な絶縁低下と判断する前に取替え等の管理を行っていることから、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。



## 2.9.6 コンクリート構造物に係る強度低下及び遮蔽能力低下（鉄骨構造の強度低下含む）

### 2.9.6.1 対象構造物

○○△号炉におけるコンクリート構造物および鉄骨構造物のうち、以下に示す対象構造物に対して評価を行った。

- ・ 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
- ・ 燃料油貯蔵タンク基礎（配管トレンチ含む）
- ・ 重油タンク基礎
- ・ 海水ポンプ室

### 2.9.6.2 コンクリートの強度低下

#### 2.9.6.2.1 健全性評価

##### 2.9.6.2.1.1 熱による強度低下

###### 2.9.6.2.1.1.1 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。

###### 2.9.6.2.1.1.2 評価方法

炉心領域部については、対象範囲を1次元円筒形状でモデル化し、1次元輸送計算コードANISNを用いて算出したガンマ発熱量に基づき、熱伝導方程式を解いて温度分布を算出する。また、RVサポート直下部については、上記のガンマ発熱量を用い、定格出力運転時の1次冷却材温度等を入力条件とし、対象範囲を3次元ソリッド要素でモデル化し、ANSYSコードによる熱流動解析を行い、温度分布を算出する。解析により得られた最高温度を日本建築学会「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。

###### 2.9.6.2.1.1.3 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\*℃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。

#### 2.9.6.2.1.2 放射線による強度低下

##### 2.9.6.2.1.2.1 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。

#### 2.9.6.2.1.2.2 評価方法

運転実績を踏まえて保守的に設定した運転開始後60年時点で予想される定格負荷運転年数に基づき、2次元輸送計算コードDORTを用いて評価点における中性子照射量およびガンマ線照射量を算出し、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。基準とする値は、中性子照射量は、小嶋他「中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響(NTEC-2019-1001, 2019)」の試験結果を踏まえた $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$  ( $E > 0.1 \text{MeV}$ )、ガンマ線照射量は、Hilsdorf他「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete (1978)」の文献を踏まえた $2 \times 10^8 \text{Gy}$  ( $2 \times 10^{10} \text{rad}$ ) とする。

#### 2.9.6.2.1.2.3 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 $* \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ となる。照射量が、 $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超えるコンクリートの範囲は、深さ方向に最大で $* \text{cm}$ 程度であり、1次遮蔽壁の厚さ（最小壁厚 $* \text{cm}$ ）に比べて十分小さい。また、表2.9.6-1および表2.9.6-2に示すとおり、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を確認した。また、表2.9.6-3に示すとおり、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987)」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、 $2 \times 10^8 \text{Gy}$  ( $2 \times 10^{10} \text{rad}$ ) 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。

表 2.9.6-1 原子炉容器支持構造物コンクリート 鉛直方向荷重による圧縮評価

欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度
欠損無			
欠損有			

表 2.9.6-2 原子炉容器支持構造物コンクリート 接線方向荷重による引張評価

欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度
欠損無			
欠損有			

※: 欠損面積が僅かであるため、端数処理により欠損無の耐力と同値となる。

表 2.9.6-3 内部コンクリートにおける地震時の最大せん断ひずみ評価

内部コンクリート（1次遮蔽壁含む）における 基準地震動に対する最大せん断ひずみ	基準値 <sup>※1</sup>

※1：（社）日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1987）

※2：〇〇発電所第△号機 工事計画認可申請書 資料13-16-4

内部コンクリートの耐震計算書（H29.8.25認可）

### 2.9.6.2.1.3 中性化による強度低下

#### 2.9.6.2.1.3.1 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。評価点については、屋内については空気環境（温度、湿度および二酸化炭素濃度）の実測値を踏まえた中性化への影響度が最も大きい原子炉周辺建屋、タービン建屋の屋内面とした。屋外については空気環境に大きな違いが生じないため空気との接触時間が長い海水ポンプ室のうち気中帯とした。

#### 2.9.6.2.1.3.2 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\*cm奥まで達したときとする。

#### 2.9.6.2.1.3.3 評価結果

表2.9.6-3に示すとおり、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。

表2.9.6-3 ○○△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 $\sqrt{t}$ 式による評価結果のうち最大値を記載

#### 2.9.6.2.1.4 塩分浸透による強度低下

##### 2.9.6.2.1.4.1 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。

##### 2.9.6.2.1.4.2 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、拡散方程式及び森永式（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）」）を適用して運転開始後60年時点の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。

##### 2.9.6.2.1.4.3 評価結果

表2.9.6-4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。

表 2.9.6-4 ○○△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)					
海水ポンプ室 (干満帯)					
海水ポンプ室 (海中帯)					

#### 2.9.6.2.1.5 機械振動による強度低下

##### 2.9.6.2.1.5.1 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。

##### 2.9.6.2.1.5.2 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。

##### 2.9.6.2.1.5.3 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。

#### 2.9.6.2.1.6 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表2.9.6-5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。

表 2.9.6-5 ○○△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 <sup>※2</sup> (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

※2：○○△号炉工事計画認可申請書（関工発第 219 号 昭和\*年\*月\*日認可）による。

#### 2.9.6.2.2 現状保全

コンクリートの強度低下については、定期的に屋内、屋外ともコンクリート表面のひび割れ、塗膜の劣化などの目視確認を実施し、強度に支障をきたす可能性のあるような有意な欠陥がないことを確認し、必要に応じて塗装の塗替えなどの補修を実施している。

また、コンクリートの強度については、非破壊試験などを実施し、強度に急激な経年劣化が生じていないことを確認している。

#### 2.9.6.2.3 総合評価

コンクリートの強度については、健全性評価結果から判断して、現状において設計基準強度を上回っており、今後、強度低下が急激に発生する可能性は極めて小さいと考えられる。

また、定期的に目視確認を実施し、強度に支障をきたす可能性のあるような有意な欠陥がないことを確認するとともに非破壊試験などを実施し、強度に急激な経年劣化が生じていないことを確認し、必要に応じて塗装の塗替えなどの補修を実施していることから、保全方法は適切であり、現状保全を継続することにより、健全性の維持は可能であると考えられる。

#### 2.9.6.3 コンクリートの遮蔽能力低下

##### 2.9.6.3.1 健全性評価

##### 2.9.6.3.1.1 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RVサポート直下部を評価点とした。

#### 2.9.6.3.1.2 評価方法

炉心領域部については、対象範囲を1次元円筒形状でモデル化し、1次元輸送計算コードANISNを用いて算出したガンマ発熱ガンマ発熱量を基に、熱伝導方程式を解いて温度分布を求める。また、RVサポート直下部については、対象範囲を3次元ソリッド要素でモデル化し、1次元輸送計算コードANISNを用いて算出したガンマ発熱量および定格出力運転時の1次冷却材温度等を入力条件として、ANSYSコードによる熱流動解析を行う。解析により得られた最高温度を「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°C以下、ガンマ線遮蔽177°C)と比較する。

#### 2.9.6.3.1.3 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\*°C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。

#### 2.9.6.3.2 現状保全

コンクリート構造物の遮蔽能力低下については、定期的を目視確認を実施し、遮蔽能力に支障をきたす可能性のあるひび割れなどの有意な欠陥がないことを確認している。

#### 2.9.6.3.3 総合評価

コンクリート構造物の遮蔽能力低下については、健全性評価結果から判断して、遮蔽能力低下の可能性はないと考える。また、ひび割れなどについては目視確認で検知可能であり、保全方法として適切であり、現状保全を継続することにより、健全性の維持は可能であると考える。

#### 2.9.6.4 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

経年劣化事象と、各事象に影響を及ぼす要因のうち

- 1) 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、想定した劣化傾向などにに基づき適切な保全活動を行っているもの。
- 2) 現在まで運転経験や使用条件から考えた材料試験データとの比較により、今後も経年劣化事象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。

に該当するものについては、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判断し、以下に示す。

#### 2.9.6.4.1 コンクリートの強度低下

##### 2.9.6.4.1.1 アルカリ骨材反応による強度低下

コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメントなどに含まれるアルカリ（ナトリウムイオンやカリウムイオン）が、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。〇〇△号炉で使用している骨材（粗骨材、細骨材）については、建設時にモルタルバー法（JIS A 5308：レディーミクストコンクリート(2013)）による反応性試験を実施し、反応性骨材ではないことを確認している。モルタルバー法による反応性試験の結果は、膨張率が材齢6カ月0.1%未満の場合は無害とする判定基準に対して最も高い骨材でも\*%であった。また、定期的に目視確認を実施しており、アルカリ骨材反応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、アルカリ骨材反応による強度低下については、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

##### 2.9.6.4.1.2 凍結融解による強度低下

コンクリート中の水分が凍結し、それが気温の上昇や日射を受けることなどにより融解する凍結融解を繰り返すことでコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。

日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5 鉄筋コンクリート工事（2018）」に示される凍害危険度の分布図によると〇〇△号炉の周辺地域は「ごく軽微」よりも危険度が低い。また、定期的に目視確認を実施しており、凍結融解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、凍結融解による強度低下は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

##### 2.9.6.4.1.3 その他の経年劣化要因による強度低下

化学的浸食、乾燥収縮、酸性雨、日射、たわみ及び風化による強度低下については、環境条件、構造物の寸法形状を踏まえ想定不要と考えられる。また、定期的に目視確認を実施しており、これらの経年劣化要因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、化学的浸食、乾燥収縮、酸性雨、日射、たわみ及び風化による強度低下は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

#### 2.9.6.4.2 鉄骨の強度低下

##### 2.9.6.4.2.1 腐食による強度低下

鉄は一般に大気中の酸素、水分と化学反応を起こして腐食する。また、海塩粒子などにより、腐食が促進される。腐食が進行すると鉄骨の断面欠



損に至り、鉄骨の強度低下につながる可能性がある。

しかしながら、定期的に目視確認を実施しており、強度に支障をきたす可能性のあるような鋼材の腐食は認められておらず、また、強度に支障をきたす可能性のあるような鋼材の腐食に影響する塗膜の劣化などが見られた場合には、その部分の塗替えなどを行うこととしている。

以上から、腐食による強度低下は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

#### 2.9.6.4.2.2 風などによる疲労に起因する強度低下

繰返し荷重が継続的に鉄骨構造物にかかることにより、疲労による損傷が蓄積され、鉄骨の強度低下につながる可能性がある。

〇〇△号炉の鉄骨構造物には、日本建築学会「建築物荷重指針・同解説(2015)」において風による振動の検討が必要とされているアスペクト比4以上のものはなく、疲労破壊が生じるような風などによる繰返し荷重を継続的に構造部材はないことから、風などによる疲労に起因する強度低下は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

#### 2.9.6.4.2.3 その他の経年劣化要因による強度低下

化学的腐食及び酸性雨による強度低下については、環境条件を踏まえ想定不要と考えられる。また、定期的に目視確認を実施しており、これらの経年劣化要因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、化学的腐食及び酸性雨による強度低下は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

## 2.9.7 電気ペネトレーションの気密性の低下

### 2.9.7.1 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

評価対象はいずれも設計基準事故および重大事故等時に環境条件が著しく悪化する環境において機能要求のある機器であり、LV型モジュールを代表機器として評価の詳細について説明する。

### 2.9.7.2 評価条件

電気ペネトレーション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。）

図2.9.7-1にモジュラー型電気ペネトレーションの長期健全性試験の手順を示す。

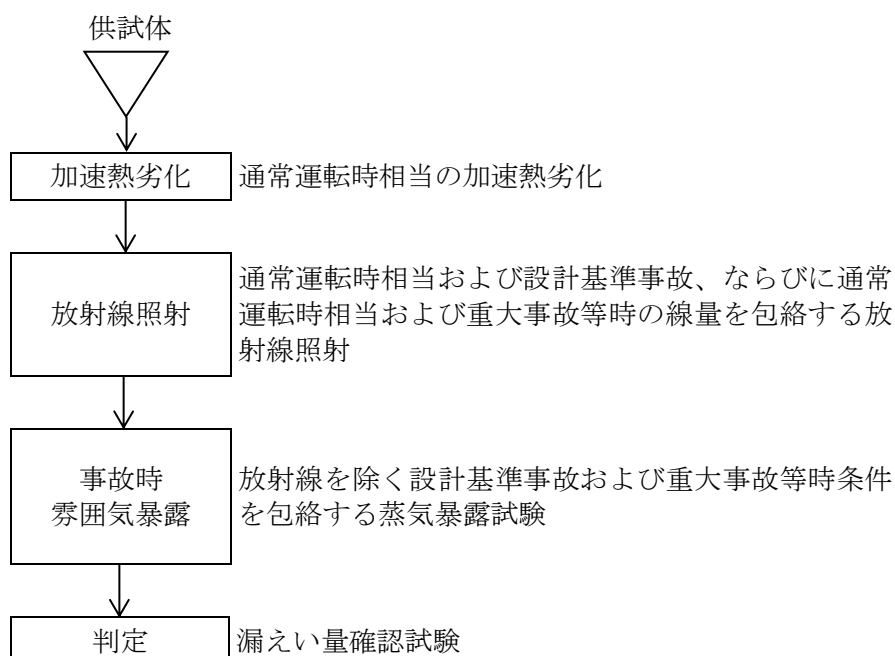


図 2.9.7-1 モジュラー型電気ペネトレーション 長期健全性試験の手順

### 2.9.7.3 健全性評価

表2.9.7-1に試験条件を示す。ポッティング材およびOリングについて、これらの条件は〇〇△号炉の60年間の運転および設計基準事故、ならびに60年間の運転および重大事故等時を想定した熱および放射線による劣化条件を包絡している。

表2.9.7-2に長期健全性試験での漏えい量確認試験の結果を示す。結果は判定基準を満足している。

表2.9.7-1 モジュラー型電気ペネトレーション 長期健全性試験の条件

	試験条件	60年間の通常運転時の使用条件に基づく劣化条件、設計基準事故および重大事故等時の環境条件
加速熱劣化		
放射線照射		
事故時雰囲気暴露		

\*1：熱サイクル試験による劣化（71～107℃－20日間）に、使用条件40℃－60年に相当する熱劣化となるよう、通常の熱劣化（110℃－218日間）を加えた。

\*2：電気ペネトレーションの周囲温度（約34℃）に通電による温度上昇と若干の余裕を加えた温度。

\*3：原子炉格納容器内電気ペネトレーション近傍で最も放射線レベルが高い区域の空間線量率は1.6mGy/hであり、この値より60年間の平常時の集積線量を評価すると、 $1.6 \text{ [mGy/h]} \times (24 \times 365.25) \text{ [h/y]} \times 60 \text{ [y]} = 0.84 \text{ kGy}$  となる。

\*4：平成\*年\*月\*日付（原規規発第1708255号）で認可を受けた工事計画認可申請の添付資料「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」を包絡する線量。

\*5：平成\*年\*月\*日付（原規規発第1708255号）で認可を受けた工事計画認可申請の添付資料「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」記載値。

\*6：平成\*年\*月\*日（原規規発第1705242号）で許可を受けた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記載値（健全性評価上、最も厳しい条件となる重大事故等時（格納容器過圧破損）の安全解析結果）。

表2.9.7-2 モジュール型電気ペネトレーション 長期健全性試験結果

項目	判定基準	測定値	判定
漏えい量 確認試験			

[出典：電力共同委託「過酷事故環境条件を考慮した電気ペネトレーションの長期健全性評価」2019年度]

#### 2.9.7.4 現状保全

電気ペネトレーションのポッティング材およびOリング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。

#### 2.9.7.5 総合評価

健全性評価結果から判断して、ポッティング材およびOリングの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。

#### 2.9.7.6 代表機器以外の評価

MV型モジュールのポッティング材およびOリングの原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下については、ポッティング材として使用しているエポキシ樹脂およびOリングとして使用しているEPゴムが実機と同等であるLV型モジュールでの劣化を考慮した長期健全性試験結果により、60年間の運転および設計基準事故、ならびに60年間の運転および重大事故等時においても機器の健全性が維持できることを確認している。

## 2.9.8 テンドンの緊張力低下

### 2.9.8.1 健全性評価

#### 2.9.8.1.1 プレストレス損失

##### 2.9.8.1.1.1 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。

##### 2.9.8.1.1.2 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。

##### 2.9.8.1.1.3 評価結果

表2.9.8-1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。

表2.9.8-1 ○○△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 ISI	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：○○△号炉工事計画認可資料（関工発第219号 昭和62年\*月\*日認可）に基づき設定されたテンドン定着部の緊張力

### 2.9.8.2 現状保全

テンドンの緊張力低下については、定期的に緊張力検査および定着部（定着具、周辺コンクリート部）の目視点検を実施し、緊張力に支障をきたす可能性のあるような急激な経年劣化がないことを確認している。

### 2.9.8.3 総合評価

テンドンの緊張力低下については、健全性評価結果から判断して、今後、テンドンの緊張力低下が急激に進展する可能性は極めて小さいと考えられる。

また、定期的に緊張力検査および定着部（定着具、周辺コンクリート部）の目視点検を実施することで、緊張力低下について検知可能であることから、保全方法は適切であり、現状の保全方法を継続することにより、健全性の維持は可能であると考えます。

### 2.9.9 耐震安全性評価

(1)耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出結果および代表選定

2.8.3.2 aで抽出した「耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象」と対象となった機器・構造物の関係を表2.9.9-1に示す。本章では耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象毎に代表を選定し、耐震安全性評価結果を取りまとめた。代表選定理由を表2.9.9-2に示す。

なお、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、水平2方向および鉛直方向地震の組合せの評価手法を使用するなど、工事計画認可で使用している手法に従い実施した。

表2.9.9-1 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象一覧

機器・ 構造物	経年劣化事象											
	疲労割れ		中性子照射脆化	照射誘起型応力腐食割れ	熱時効	中性子照射による靱性低下	中性子およびγ線照射脆化	応力腐食割れ	摩耗	腐食		コンクリートの強度・遮蔽能力低下、テンダンの緊張力低下
	低サイクル疲労	高サイクル熱疲労								流れ加速型腐食	全面腐食	
ポンプ												
熱交換器												
ポンプ用モータ												
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												

◎：耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象

—：耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に該当しない

表2.9.9-2 代表の選定理由

評価項目	詳細評価内容を記載する 機器・部位	選定理由

(1) 代表の耐震安全性評価に用いる地震力

代表の耐震安全性評価に用いる評価用地震力は、表2.8-1に示す評価用地震力とする。

2.9.9.1 評価手法と評価結果

2.9.9.1.1 低サイクル疲労

(1) 端板（余熱除去冷却器出口配管貫通部）

端板（余熱除去冷却器出口配管貫通部）について、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  $S_s$  を考慮した地震時の疲労累積係数の合計が許容値1以下となることから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表2.9.9-3に示す。

表2.9.9-3 端板（余熱除去冷却器出口配管貫通部）の低サイクル疲労の耐震安全性評価結果

対象機器	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	地震動による疲労累積係数 (基準地震動 $S_s$ )	合計 (許容値1以下)



--	--	--	--

(2) アンカーサポート取付部（余熱除去系統配管）

アンカーサポート取付部（余熱除去系統配管）について、S<sub>s</sub>地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表2.9.8-4に示す。

表2.9.8-4 アンカーサポート取付部（余熱除去系統配管）の低サイクル疲労の耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	応力比	発生応力 (MPa)	許容応力*2 (MPa)

\*1：S<sub>s</sub>地震力がS<sub>d</sub>地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S<sub>s</sub>地震力による発生応力がS<sub>d</sub>地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S<sub>d</sub>地震力および静的地震力による評価を省略した。

\*2：設計・建設規格付録材料図表Part5表8および表9より求まる値

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端板（余熱除去冷却器出口配管貫通部）については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。

また、低サイクル疲労を考慮したアンカーサポート取付部（余熱除去系統配管）については地震時に発生する応力を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した。

2.9.9.1.2 流れ加速型腐食

(1) 炭素鋼配管（主蒸気系統配管）

炭素鋼配管（主蒸気系統配管）について、配管内面に必要最小肉厚の減肉を想定し地震時の発生応力を評価した結果、一次応力は許容応力を超えないこと、一次＋二次応力は許容応力を超えるため疲労評価を行った結果、疲労累積係数は1以下であることから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表2.9.9-5に示す。

表2.9.9-5(1/2) 炭素鋼配管（主蒸気系統配管）の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	応力比	発生応力*1 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
炭素鋼配管 (主蒸気系統配管)							

--	--	--	--	--	--	--	--

- \*1: 系統内の評価対象ライン中で最大の発生応力を示す
- \*2: 設計・建設規格付録材料図表Part5表8および表9より求まる値
- \*3: 一次+二次応力が許容応力を超えるため、表2.9.9-5 (2/2)のとおり疲労評価を行った

表2.9.9-5(2/2) 炭素鋼配管（主蒸気系統配管）の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	地震動による疲労累積係数 (許容値1以下)
炭素鋼配管 (主蒸気系統配管)	

### (2) 原子炉補機冷却水冷却器（伝熱管）

原子炉補機冷却水冷却器（伝熱管）について、伝熱管内面に施栓基準肉厚までの減肉を想定し地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表2.9.9-6に示す。

表2.9.9-6 原子炉補機冷却水冷却器（伝熱管）の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	応力比
					邪魔板 ～ 邪魔板
原子炉補機 冷却水冷却器 伝熱管					

- \*1: S<sub>s</sub>地震力がS<sub>d</sub>地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S<sub>s</sub>地震力による発生応力がS<sub>d</sub>地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S<sub>d</sub>地震力および静的地震力による評価を省略した。

### 2.9.9.1.3 全面腐食

機器基礎ボルト（燃料油貯蔵タンク）について、運転開始後60年時点での減肉を想定し地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表2.9.9-7に示す。

表2.9.9-7 機器基礎ボルト（燃料油貯蔵タンク）の腐食（全面腐食）に対する耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	応力比	発生応力 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
燃料油貯蔵タンク							

- \*1: S<sub>s</sub>地震力がS<sub>d</sub>地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S<sub>s</sub>地震力による発生応力がS<sub>d</sub>地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S<sub>d</sub>地震力および静的地震力による評価を省略した。
- \*2: 設計・建設規格付録材料図表Part5表8および表9より求まる値

#### 2.9.9.1.4 摩耗

蒸気発生器支持脚（ヒンジ摺動部）について、運転開始後60年時点での摩耗量の一様減肉を仮定し地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表2.9.9-8に示す。

表2.9.9-8 蒸気発生器支持脚（ヒンジ摺動部）の摩耗の耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	応力比	発生応力 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
蒸気発生器 （支持脚 （ヒンジ摺動部））							

\*1：S<sub>s</sub>地震力がS<sub>d</sub>地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S<sub>s</sub>地震力による発生応力がS<sub>d</sub>地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S<sub>d</sub>地震力および静的地震力による評価を省略した。

\*2：設計・建設規格付録材料図表Part5表9より求まる値

#### 2.9.9.1.5 中性子照射脆化

原子炉容器胴部について、想定欠陥にPTS事象時の荷重とS<sub>s</sub>地震時の荷重を考慮した応力拡大係数 $K_I$ 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 $K_{Ic}$ 下限包絡曲線を評価した結果、 $K_{Ic} > K_I$ を満足することから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を図2.9.9-1に示す

### 図2.9.9-1 S<sub>s</sub>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。

#### 2.9.9.1.6 2相ステンレス鋼の熱時効

1次冷却材管について、運転開始後60年時点での疲労進展を仮定した場合の亀裂長さを貫通亀裂と仮定し、評価用荷重条件としては通常運転状態で働く荷重に加え、S<sub>s</sub>地震発生時の荷重を考慮し配管の健全性を確認した。具体的には、評価対象部位の熱時効後の亀裂進展抵抗（J<sub>mat</sub>）と構造系に作用する応力から算出される亀裂進展力（J<sub>app</sub>）を求めて比較を行った。図2.9.9-2に1次冷却材管の亀裂安定性評価の例として、応力が最も大きいホットレグ直管の結果を示す。

結果は、運転期間60年での疲労亀裂を想定しても、亀裂進展力（J<sub>app</sub>）と亀裂進展抵抗（J<sub>mat</sub>）の交点において、J<sub>mat</sub>の傾きがJ<sub>app</sub>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なく、耐震安全性評価上問題ない。

## 図2.9.9-2 1次冷却材管の亀裂安定性評価結果

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。

### 2.9.9.1.7 中性子照射による靱性低下

炉心そうについて、運転開始後60年時点における $S_s$ 地震発生時の想定欠陥における応力拡大係数 $K$ 、破壊靱性値 $K_{IC}$ を評価した結果、想定欠陥における応力拡大係数 $*MPa\sqrt{m}$ は、破壊靱性値 $51MPa\sqrt{m}$ を下回っており、不安定破壊は生じないことから、耐震安全性評価上問題ない。

なお、破壊靱性値 $K_{IC}$ は、発電設備技術検査協会「平成8年度 プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書」で得られたオーステナイト系照射ステンレス鋼の $J_{IC}$ 試験結果を用いて、 $J_{IC}$ 最下限値 $14kJ/m^2$ から算出した値を用いた。

上記の耐震安全性評価のとおり、中性子照射による靱性低下を考慮した炉心そう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。

### 2.9.9.1.8 中性子および $\gamma$ 線照射脆化

原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））について、運転開始後60年時点における $S_s$ 地震発生時の想定欠陥における応力拡大係数 $K_I$ 、破壊靱性値 $K_{IR}$ を評価した結果、想定欠陥の応力拡大係数は、破壊靱性値を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題な

い。評価結果を表2.9.9-9に示す。

上記の耐震安全性評価のとおり、中性子およびγ線照射脆化を考慮した原子炉容器サポート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。

なお、破壊靱性値 $K_{IC}$ は、ASME Section III Appendix Gを用いて算出した値を用いた。

表2.9.9-9 原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子およびγ線照射脆化に対する耐震安全性評価結果

対象機器	耐震重要度	評価地震力	応力拡大係数 / 破壊靱性値	応力拡大係数 (MPa√m)	破壊靱性値 (MPa√m)
原子炉容器サポート (サポートブラケット (サポートリブ))					

\*1：S<sub>s</sub>地震力による発生応力がS<sub>d</sub>地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S<sub>s</sub>地震力による評価応力が許容応力（破壊靱性値）を下回るため、S<sub>d</sub>地震力および静的地震力による評価を省略した。

#### 2.9.9.1.9 高サイクル熱疲労

余熱除去系統配管のうち、余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部（高低温水合流部）について、貫通亀裂を想定し地震時に発生する応力を算出した結果、亀裂安定限界応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表2.9.9-10に示す。

表2.9.9-10 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れの耐震安全性評価結果

対象機器	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力比	地震時発生応力 (MPa)	亀裂安定限界応力 (MPa)
余熱除去系統配管						

上記の耐震安全性評価のとおり、高サイクル熱疲労を考慮した余熱除去系統配管について、地震時に発生する応力を評価した結果、破壊力学評価上の許容値（亀裂安定限界応力）を下回ることを確認した。

#### 2.9.9.1.10 動的機能維持に係る耐震安全性評価

主蒸気逃がし弁について、接続する配管の流れ加速型腐食による振動応答特性への影響を考慮し、スペクトルモーダル解析から算出される弁駆動部の応答加速度、または設置床の最大応答加速度を1.2倍した値（1.2ZPA）のいずれか大きい方を動的機能維持評価に用いる加速度値として評価した結果、地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下等であることから、弁の動的機能が維持され耐震安全性評価上問題ない。機能確認済加速度およ

び動作確認済加速度との比較結果を表2.9.9-11に示す。

表 2.9.9-11 主蒸気逃がし弁の動的機能維持評価結果

耐震 重要度	地震力		振動数 (Hz)	主蒸気逃がし弁	
				応答加速度 ( $\times 9.8 \text{ m/s}^2$ )	機能確認済加速度 ( $\times 9.8 \text{ m/s}^2$ )
S	S s	水平			
		鉛直			

\*1：詳細評価により動作確認済加速度 ( $11.0 \times 9.8 \text{ m/s}^2$ ) を満足していることを確認済

上記の耐震安全性評価のとおり、主蒸気逃がし弁について、接続する配管の流れ加速型腐食による振動応答特性への影響を考慮した動的機能維持について評価した結果、地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下となることを確認した。

#### 2.9.9.1.11 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価

制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象として、制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗と制御棒被覆管の摩耗を想定し地震時の制御棒挿入評価を行った結果、挿入時間は規定値を下回っており耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表2.9.9-12に示す。

表 2.9.9-12 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価結果

耐震 重要度	評価 地震力	経年劣化を想定した地震時 の挿入時間*2	規定値*1
S	S s		

\*1：工事計画認可申請書（原規規発第1708255号）資料13 耐震性に関する説明書に記載の値

\*2：燃料集合体の照射影響を考慮し、時刻歴解析手法により評価した値

（注）：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

上記の耐震安全性評価のとおり、制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗と制御棒被覆管の摩耗を想定し地震時の制御棒挿入評価を行った結果、算出した制御棒挿入時間が、規定挿入時間以下となることを確認した。

## 2.9.10 耐津波安全性評価

### 2.9.10.1 評価対象設備

評価対象設備を表2.9.10-1に示す。

表2.9.10-1 耐津波安全性評価の評価対象設備

設備		浸水防護施設 の区分	評価対象/ 対象外の区別

\*1：津波監視カメラは、津波の影響を受けない位置に設置するため、耐津波安全性評価対象外とする。また、潮位計（防護壁）は、波力の影響を受けない位置に設置するとともに、漂流物の影響を受けた場合であっても他の津波監視設備で機能補完を行うことから、耐津波安全性評価対象外とする。

### 2.9.10.2 経年劣化事象を考慮した耐津波安全性評価

評価対象設備において、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、実施すべき耐津波安全性評価はない。



## 2.10 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。

## 2.11 保全活動管理指標の実績

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、\*\*\*\*年\*月\*日～\*\*\*\*年\*月\*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、PSA（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。

## 2.12 追加すべき保全策

2.3.2 および 2.9 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\*\*\*\*年\*月\*日からの10年間の期間において策定する。

### (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\*\*\*\*年\*月\*日からの10年間の期間において確認する。

### (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\*\*\*\*年\*月\*日からの10年間の期間において行う。

## 3. 発電用原子炉施設の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。したがって、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。さらに、定期事業者検査対象機器等に係る主要な点検の計画に基づく点検計画については、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 16 第 3 項の規定に基づき報告している定期事業者検査報告書に記載している。

なお、〇〇△号炉について、今後、運転しようとする期間を 40 年を超えて計画する場合は、〇〇に基づき、原子炉容器、原子炉格納容器及びコンクリート建造物の特別点検を、運転開始後 35 年経過する日以降、40 年を迎える日を含む長期施設管理計画の始期までに実施する。

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保全策（前項 2.12）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

#### (1) 原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化

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、これまでの監視試験結果、定期的な超音波探傷検査及び破壊力学的手法等を用いた健全性評価結果から、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ているが、日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法、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の解釈等に基づき、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して、原子炉容器胴部の中性子照射脆化に対する劣化評価が的確にできるよう、適切な時期に監視試験を実施していく。具体的には、原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量が  $2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$  を上回る場合は、原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量がこれまでに取り出された監視試験片の中性子照射量を超えない時期、運転開始後 40 年を超えて運転を行う場合には運転開始後 40 年から 50 年に少なくとも 1 回、更に運転開始後 50 年から 60 年に少なくとも 1 回、監視試験を実施していく。

運転開始後 30 年を迎える\*\*\*\*年\*月\*日を始期とした 10 年間の長期施設管理計画においては、〇〇△号炉は、既に 3 回までの監視試験により、原子炉圧力容器が受ける中性子照射量に換算すると約 61EFPY までの試験結果が得られていることから、監視試験を実施する必要はないと考えているが、上記の状況や高照射領域の照射データの知見拡充の観点も踏まえ、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

原子炉容器等の疲労割れについては、評価期間を運転開始後 60 年時点とした評価の結果、疲労累積損傷係数は許容値に対して余裕のある結果が得られており、疲労割れ発生の可能性はないと考えているが、疲労割れ評価

結果は実績過渡回数に依存するために、継続的に実績過渡回数を把握する必要があることから、今後、疲労割れ評価における実績過渡回数の把握および確認を継続的に実施していく。

運転開始後 30 年を迎える\*\*\*\*年\*月\*日を始期とした 10 年間の長期施設管理計画においては、プラント運転実績を継続的に把握し、プラント運転開始後 35 年を目途に実績過渡回数の確認を実施し、評価期間である運転開始後 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

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は、当該事象は特異な事象と判断しており、また、第 18 保全サイクルにおける類似性の高い箇所に対する超音波検査においても有意な指示は確認されていないことから、今後も健全性の維持は可能であると考えているが、今後の機器に対する更なる健全性を確保するため、実機検査及び知見拡充活動を継続的に実施していく。

運転開始後 30 年を迎える\*\*\*\*年\*月\*日を始期とした 10 年間の長期施設管理計画においては、「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」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。

なお、高経年化技術評価は現在の最新知見に基づき実施したものであるが、以下に例示するような運転経験や最新知見等を踏まえ、適切な時期に高経年化技術評価として確認を継続的に実施し、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保全策に変更が必要と評価した場合には長期施設管理計画の変更を行うと共に、事業者の保守管理活動により設備の信頼性向上を継続的に図りつつ、それらの結果を踏まえた高経年化技術評価については次サイクルの長期施設管理計画に反映していく。

- ・材料劣化に係る安全基盤研究の成果
- ・これまで想定していなかった部位等における経年劣化事象が原因と考えられる国内外の事故・トラブル
- ・関係法令の制定および改廃
- ・原子力規制委員会からの指示
- ・材料劣化に係る規格・基準類の制定および改廃
- ・発電用原子炉の運転期間の変更
- ・発電用原子炉の定格熱出力の変更
- ・発電用原子炉の設備利用率（実績）から算出した原子炉容器の中性子照射量
- ・点検・補修・取替、環境測定の実績

## 4. サプライチェーン等の管理

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議会「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。

### 4.1 適用範囲

製造中止品管理プログラムは、原子力発電所を構成する安全上重要な構築物、系統及び機器の他、これらの維持に必要な保守サービスの提供および特殊工具等を対象とし、原子力発電所の信頼性と運転継続性にとって重要となる構築物、系統及び機器にも適用される。

具体的には、現在使用中の機器・部品について、以下の内容を含んでいる。

- ・製造及びサービスの終了又は終了予定が明確になっている製品
- ・当初納入時と同等の品質管理（トレーサビリティ等）が満足できない又はその予定の製品
- ・機器の保全時の技術サポート（技術指導、点検、修理等）が調達できない又はその予定の製品

### 4.2 製造中止品管理プログラム

本プログラムの具体的な対応フローは図4.2-1に示す製造中止品管理業務フローに基づき以下の項目について製造中止品の管理を実施する。

#### 4.2.1 情報入手

製造中止に係るデータを一元管理し、情報を共有するための登録データベース（以下製造中止品管理DBという）を用いて、プラントメーカーや協力会社から製造中止品に関する情報を入手し取りまとめたうえで、製造中止品管理DBへの登録する。情報入手の具体的手段、方法は以下の通りである。

##### （1）PWR事業者連絡会

PWR事業者連絡会は、PWR電力事業者4社、PWRプラントメーカー2社と連携し、共通案件に関する技術検討の実施や会員間の技術情報の一層の共有を図ることにより、PWRプラントの安全安定運転、総合的な技術力向上を推進するための会議体である。保修管理グループに事務局を設置のうえ、定期的に事業者連絡会を開催し、製造中止情報を能動的に入手、共有している。また、緊急性を要する事案が発生した場合は、定期的な会合に拘らず速やかに情報交換を行うこととしている。

## (2) 技術情報連絡会

技術情報連絡会は当社の原子力発電所の運営に携わる定検施工会社や設備メンテナンス、検査会社等の関係協力会社約30社と連携しており、保修管理グループに事務局を設置のうえ、各社からの製造中止情報を恒常的に入手しているとともに、定期的に各社に対して、情報提供依頼をおこなうことで、能動的に情報入手している。

## (3) 恒常的な施設管理業務を通じて入手する情報

上記に加え恒常的な施設管理業務を通じて入手する情報についても製造中止管理DBへ登録することとしている。

### 4.2.2 対応策の検討

登録情報を元に、代替品の保守継続性や互換性の確認等、適合性を調査のうえで、検討期限・更新範囲・代替品の選定等の対応方針をとりまとめ、製造中止品管理DBを更新する。製造中止品管理DBには、製造中止情報の情報源、情報入手時期、製造メーカー、仕様等の基本的情報に加えて、供給期限、代替品の有無、互換性の有無、代替品情報等を入力することにより、適切な対応方針の立案を確実にする運用としている。検討作業の遅れにより発電所の運転継続性に影響を及ぼすことがないように、製造中止品管理DBの対応ステータスが「検討中」の案件に対しては、検討期限を設定することとしている。

### 4.2.3 対策の実施

製造中止品管理DBへの登録情報を元に保全計画を策定し、保全を実施する。さらに、運転に影響を及ぼす処理遅れが発生しないよう、定期的に本プログラムの対応状況を確認し、必要な処置を講じている。

なお、保全計画への反映に際しては、保全計画の実施時期を、発電所の信頼性、運転継続性に影響を与えないように考慮することを本プログラムに定めている。

### 4.3 評価結果

製造中止品管理プログラムにおいては、入手した情報を一元的、網羅的に管理し、確実に保全計画に反映し、実施していく仕組みを構築しており、さらに、本プログラムにもとづく保全活動の停滞や対策の遅延により発電所の運転継続性に影響を及ぼすことがないように、保修管理グループにて定期的に製造中止品管理DBの登録状況を確認のうえ、確認結果を関係者に通知し、処置遅れが発生していないことを確認している。

上記活動は、品質マネジメントシステムに基づき実施しているものであり、保全計画の策定において製造中止品情報を取り込むとともに、保全の有効性評価においては、製造中止品管理プログラムが有効に機能しているかを確認し、改善点等があればプログラム改修や手順見直しといった継続

的な改善につなげることとしている。

今後とも、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。

以上のことから、本プログラムに基づく活動を継続していくことで、機器、構築物の健全性を長期的に維持できるものと判断する。

サプライチェーン等の管理に関する詳細は添付資料「サプライチェーン等の管理に著しい支障が生じることを予防するための措置に関する説明書」にまとめている。

図4.2-1 製造中止品管理業務フロー（イメージ）



## 5. 点検及び評価並びに措置の実施に関する基本的な方針及び目標【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、サプライチェーン等の管理を含む）への適合を維持し、原子炉施設の安全を確保するため、保安規定の施設管理計画（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。サプライチェーン等の管理についても、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。

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。

#### 6. 点検及び評価並びに措置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「点検及び評価並びに措置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「技術評価の方法及びその結果の詳細に関する説明書（高経年化技術評価書）」に示す。