

原子力発第24331号
令和6年10月31日

愛媛県知事
中村時広殿

四国電力株式会社
取締役社長 社長執行役員
宮本喜弘

伊方発電所3号炉長期施設管理計画の策定に関する事前連絡について

拝啓 時下益々ご清栄のこととお慶び申し上げます。平素は、弊社事業につきまして格別のご理解とご協力を賜り、厚く御礼申し上げます。

さて、題記につきまして、下記のとおり安全協定第10条第1項第5号の規定に基づく事前連絡を致します。

敬 具

記

1. 長期施設管理計画の概要

次に掲げる事項を定めた長期施設管理計画を策定する。

- (1) 劣化評価の方法及びその結果
- (2) 発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置
- (3) 技術の旧式化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
- (4) 通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価、並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化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の実施に関する基本的な方針及び目標
- (5) 通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価、並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化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に係る品質マネジメントシステム

2. 長期施設管理計画の期間

長期施設管理計画の期間は、2025年6月6日を始期、2034年12月14日を終期とする。

以 上

原子力発第24330号
令和6年10月31日

原子力規制委員会 殿

住 所 高松市丸の内2番5号
申 請 者 名 四国電力株式会社
代表者氏名 取締役社長 社長執行役員
宮 本 喜 弘

伊方発電所3号炉 長期施設管理計画認可申請書

脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律（令和5年法律第44号）附則第4条第1項の規定に基づき、伊方発電所3号炉の長期施設管理計画認可申請書について、下記のとおり申請いたします。

記

一 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称 四国電力株式会社
住 所 高松市丸の内2番5号
代表者の氏名 取締役社長 社長執行役員 宮 本 喜 弘

二 工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 伊方発電所
所 在 地 愛媛県西宇和郡伊方町

三 発電用原子炉の名称

名 称 伊方発電所3号炉

四 長期施設管理計画の期間

2025年6月6日を始期、2034年12月14日を終期とする期間

五 劣化評価の方法及びその結果

劣化評価の方法及びその結果について以下に示す。

イ 通常点検及び劣化点検の方法及びその結果

通常点検、劣化点検の方法及びその結果について示す。

なお、この長期施設管理計画においては、通常点検、劣化点検を以下のとおり定義している。

・通常点検

「伊方発電所原子炉施設保安規定第119条施設管理計画」（以下「施設管理計画」という。）に従って実施する施設管理のための点検又は検査のうち、「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（平成25年原子力規制委員会規則第6号）」（以下「技術基準規則」という。）に定める基準への適合確認を目的に定常的に実施するものを通常点検と位置づける。

・劣化点検

通常点検以外の点検又は検査であって、発電用原子炉施設の劣化の状況を把握するため追加的に実施する必要があるものを劣化点検とする。劣化点検は施設管理計画の一部として追加し、実施する。

1. 通常点検の実施の考え方、その方法及びその結果

通常点検については、施設管理計画に基づく点検計画において、予防保全を基本として予防保全（時間基準保全、状態基準保全）、事後保全を選定し、選定した保全方式の種類に応じて点検の具体的な方法、実施頻度、実施時期等を定め、定めた点検計画に従って点検を実施している。

また、新規制基準の施行等による長期停止に伴い、第13保全サイクル及び第15保全サイクルにおいて、点検計画の一部を特別な保全計画と位置づけて点検を実施した。

さらに、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、劣化評価の想定範囲を超えるようなものはなく、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげている。

現に設置されているハ(2)に示す技術評価の評価対象機器等については、施設管理計画に従って実施する通常点検を含む施設管理のための保全（保全の実施の結果に基づく不適合管理による処置を含む。）により、技術基準規則に定める基準への適合状態を維持していることを確認している。

なお、通常点検の一部として「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）」（以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の16の規定に基づき定期事業者検査を行い、技術基準規則に定める基準に適合していることを確認した上で、プラントを運転している。また、保全サイクルごと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。

2. 劣化点検の実施の考え方、その方法及びその結果

技術評価に用いる点検等の結果として明らかにすべきデータのうち、通常点検の結果に含まれないものを採取した点検等を劣化点検として位置づけた。劣化点検の点検方法、実施時期、点検結果を以下に示す。

2.1 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、アルカリ骨材反応による強度低下に対する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。

(1) 点検方法

a. 中性化深さ

- ・日本産業規格「コンクリートの中性化深さの測定方法(JIS A 1152 : 2018)」

b. 塩分浸透

- ・日本産業規格「硬化コンクリート中に含まれる塩化物イオンの試験方法(JIS A 1154 : 2020)」

c. アルカリ骨材反応

- ・コアサンプルの実体顕微鏡観察

d. 強度

- ・日本産業規格「コンクリートの圧縮強度試験方法(JIS A 1108 : 2018)」

(2) 実施時期

2021年、2023年及び2024年に実施した。

(3) 点検結果

点検結果を以下に示す。

表2-1 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
外部遮蔽壁 (屋内面)	0.4	2021年
焼却炉建家 (屋内面)	1.5	2021年
海水ピット (気中帯)	0.3	2021年

※1：コアサンプル3本の平均値

表2-2 コンクリートの塩分浸透の点検結果

代表 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	120~ 140	140~ 160	
海水 ピット	気中帯	0.15	0.10	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	2021年
	干満帯	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	2021年
	海中帯	0.02	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	2021年

※1：コアサンプル3本の平均値

表2-3 コンクリートのアルカリ骨材反応の点検結果

代表構造物	実体顕微鏡観察結果	実施時期
焼却炉建家	反応性なし	2024年

表2-4 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 ²)	実施時期
外部遮蔽壁	41.2	2021年
内部コンクリート	44.6	2021年
原子炉格納施設基礎	41.1	2021年
原子炉建屋	37.3	2021年 2023年
原子炉補助建屋	35.1	2021年
焼却炉建家	34.1	2021年
タービン建屋	43.8	2021年
海水ピット	51.5	2021年 2023年

2.2 監視試験

原子炉容器の中性子照射脆化に対する技術評価のための監視試験を実施した。

(1) 点検方法

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。）

(2) 実施時期

運転開始日（1994年12月15日）よりも前に試験を実施した。また、1996年及び2008年に原子炉容器内に装荷されている試験片を取出し、試験を実施した。

(3) 点検結果

監視試験結果を表2-5に示す。

表2-5 監視試験結果

回数	取出時期	中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [$E > 1\text{ MeV}$]	Tr30(°C) ^{※5}	上部棚吸収 エネルギー(J)
			母材	母材
初期	— (運転開始前)	0	−55	285
第1回	1996年 1月	0.749 [約8EFPY] ^{※1}	−48	268
第2回	2008年 9月 ^{※4}	5.04 [約48EFPY] ^{※1,2,3}	−23	262

※1：内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さでの定格負荷相当年数 (Effective Full Power Year) (以下「EFPY」という。)。EFPYとは、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：内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さに換算すると、第2回は運転開始後約56年時点に相当し、運転開始後40年時点（長期施設管理計画の終期）を超える時期に相当する。

※3：第2回監視試験では、原子炉容器内表面が受ける中性子照射量に換算すると約31EFPYまでの試験結果が得られている。

※4：第2回監視試験片取出時は約12EFPY。なお、2024年3月末時点は約19EFPY。

※5：シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが41 Jとなる温度。関連温度はTr30の移行量と関連温度初期値（母材：−25°C）から算出する。

2.3 破壊靱性試験

原子炉容器の中性子照射脆化に対する技術評価のための破壊靱性試験を実施した。

(1) 点検方法

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。)

(2) 実施時期

運転開始日 (1994年12月15日) よりも前に試験を実施した。また、1996年及び2008年に原子炉容器内に装荷されている試験片を取出し、試験を実施した。

(3) 点検結果

技術評価において、運転開始後60年時点の破壊靱性遷移曲線の設定に用いた破壊靱性試験結果を表2-6に示す。

表2-6 破壊靱性試験結果

回数	取出時期	試験温度(°C)	静的平面ひずみ 破壊靱性値 (MPa√m)
初期	— (運転開始前)	—30	120.0

ロ 特別点検の方法及びその結果

本申請では、長期施設管理計画の期間に運転開始日から起算して40年を超える期間を含んでいないことから、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則（令和5年原子力規制委員会規則第4号）」第1条の規定による改正後の「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」（以下「新実用炉規則」という。）第113条第3項の申請書記載事項の除外規定に該当するため、特別点検の方法及びその結果の記載を省略する。

なお、この長期施設管理計画においては、特別点検を以下のとおり定義した。

・特別点検

通常点検及び劣化点検以外の点検又は検査であって、長期間の運転に伴って生じるおそれがある発電用原子炉施設の劣化の有無若しくは状況を精密に調査し、又は確認するため特別に実施する必要があるものとして、「実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準（令和5年8月30日原子力規制委員会決定）」（以下「審査基準」という。）の表1において規定されるものを特別点検とする。特別点検は施設管理計画の一部として追加し、実施する。

ハ 経年劣化に関する技術的な評価に関する事項

(1) 評価期間

運転開始日（1994年12月15日）から起算して60年を評価期間とする。

(2) 評価対象機器等

技術評価では、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）」において安全機能を有する構造物、系統及び機器として定義されるクラス1、2及び3の機能を有するもの、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」（以下「実用炉規則」という。）別表第2において規定される浸水防護施設に属する機器及び構造物並びに「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）」（以下「設置許可基準規則」という。）第43条第2項に規定される常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物（以下「機器・構造物」という。）を評価対象機器等とした。

具体的な機器・構造物の抽出に当たっては、設計及び工事計画認可申請書、設備の重要度分類管理内規、系統図等を基に抽出した。

その結果、令和6年10月16日原規規発第2410166号にて認可を受けた「伊方発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書」の別紙「伊方発電所3号炉高経年化技術評価書」（以下「PLM30」という。）の評価対象機器等に加えて、新たに対象となるものはなかった。

なお、供用に伴う消耗があらかじ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又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した。また、設計時に機器の耐用期間内に計画的に取替えることを前提とするものであり、取替基準が施設管理計画に従って実施する施設管理のための点検計画又は社内規定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した。

さらに、機器・構造物は、長期施設管理計画の始期において適用される技術基準規則に定める基準に適合する見込みに基づき抽出した。

また、機器・構造物が最新の技術基準規則（適用されているものに限る。）に定める基準に適合することについて、技術評価の実施日における原子炉等規制法等の法令改正、原子力規制委員会の指示文書の情報と設計及び工事の計画の認可申請及び届出の手続き状況を比較することで、原子炉等規制法第43条の3の9第1項若しくは第2項の認可がされていること、又は原子炉等規制法第43条の3の10第1項の届出（その届出が受理された日から30日（同条第3項による期間の短縮又は同条第5項による期間の延長がなされた場合はその期間）を経過した後の届出に限る。）の手続きがされていることを確認した。

(3) 評価方法及び評価結果

評価方法及び評価結果に加えてプラント概要等を以降に示す。

1. プラント概要

伊方発電所3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及びウラン・プルトニウム混合酸化物を使用し、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、低圧給水加熱器を通り給水ポンプにより高圧給水加熱器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890MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約2,652MW
燃料	低濃縮ウラン ウラン・プルトニウム混合酸化物 (燃料集合体157体のうち、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体は最大40体)
減速材	軽水
タービン	串型3車室4分流排気再熱再生式

(2) 主要系統

主要系統を図1-1に示す。

2. プラント運転実績

伊方発電所3号炉は、1986年5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11月に建設に着工し、1994年2月に初臨界、同年3月に送電系統に初並列した後、同年12月に営業運転を開始した。

また、原子力発電設備の有効利用によりCO₂排出量を削減でき、地球温暖化の防止にも貢献することができる定格熱出力一定運転実施に向け、2001年12月の経済産業省通達「定格熱出力一定運転を実施する原子力発電設備に関する保安上の取扱いについて」の手続きに基づき、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、2002年4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2-1、計画外停止回数の年度推移を図2-2、事故・故障等一覧を表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（手動停止及び自動停止）は0件であり、供用期間の長期化に伴い、計画外停止件数が増加する傾向は認められない。

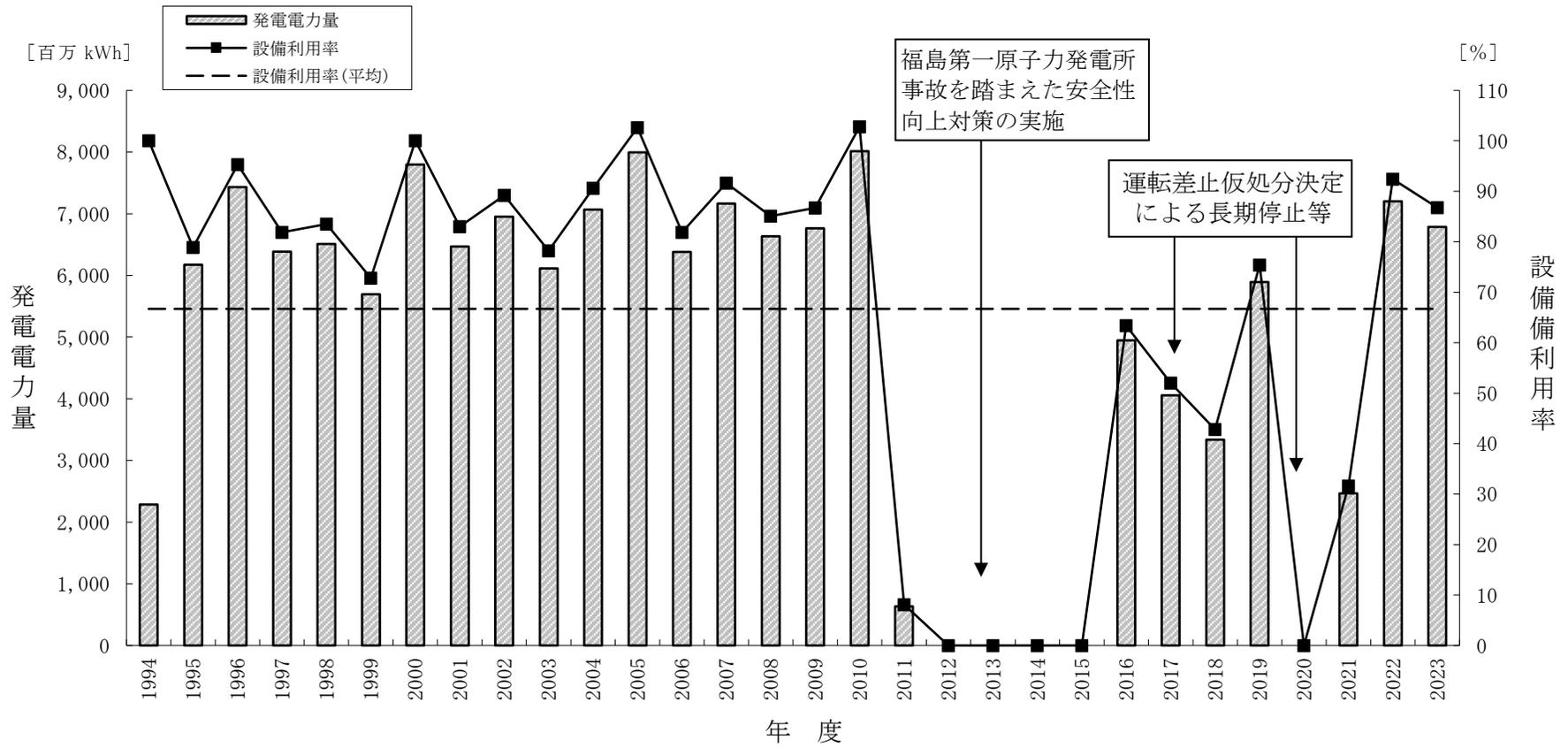


図 2-1 発電電力量・設備利用率の年度推移

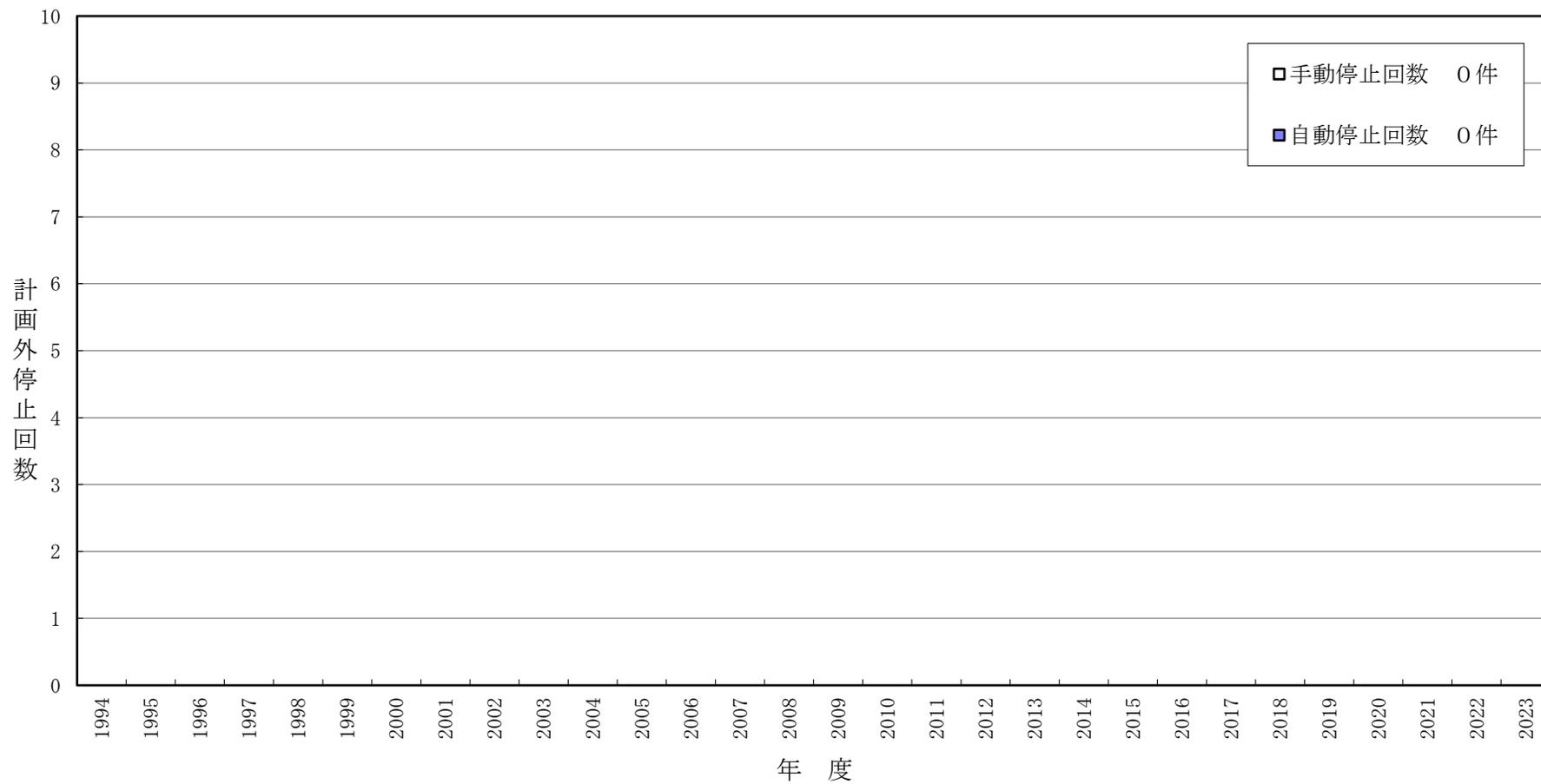


図 2-2 計画外停止回数の年度推移

表 2-1 事故・故障等一覧

No.	年 度	事 象
1	1995	湿分分離加熱器逃がし弁の損傷
2	1997	原子炉補助建屋内の燃料取替用水の漏えい
3	1999	非常用ディーゼル発電機 3 A点検中の不具合
4	2004	充てんポンプ 3 C 主軸の損傷
5	2005	空調用冷凍機の不具合
6	2019	原子炉容器上部炉心構造物吊り上げ時の制御棒引き抜き

3. 発生した主な経年劣化事象

原子力施設情報公開ライブラリーにおけるトラブル情報のうち、時間依存性のある事象として整理されている経年劣化事象はない。

4. 主な補修・取替え実績

発電用原子炉施設の安全性・信頼性を向上させるために実施した主な改善工事としては、次のものがある。

(1) 腐食

a. 2次系配管取替工事

計画的に超音波による肉厚測定を行い、余寿命評価を実施し、必要に応じて配管取替を実施している。

(2) 疲労

a. 1次系配管取替工事

国内PWRプラントにおける高サイクル熱疲労割れ事象（キャビティフロー型熱成層）を踏まえ、第10回定期検査時（2007年度）に、予防保全の観点から、余剰抽出冷却器入口ライン及びC-高圧注入ラインについて、熱疲労評価上優位性のある配管ルートに変更した。

b. 余熱除去系統配管取替工事

国内PWRプラントにおける高サイクル熱疲労割れ事象（温度揺らぎによる疲労）を踏まえ、第10回定期検査時（2007年度）に、予防保全の観点から、余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部について、応力集中が小さい溶接形状に変更した。

(3) 応力腐食割れ

a. 加圧器サージ用他管台取替工事

国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全として、加圧器サージ用管台、加圧器スプレイライン用管台、加圧器安全弁用管台及び加圧器逃がし弁用管台について、第9回定期検査時（2006年度）に、600系ニッケル基合金で溶接された管台セーフエンドから、より耐応力腐食割れ性に優れた690系ニッケル基合金で溶接された管台セーフエンドへの取替を実施した。

b. 蒸気発生器冷却材出入口管台溶接部の超音波ショットピーニング

国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全として、溶接部表面の残留応力を低減させるため、600系ニッケル基合金が使用されている、冷却材出入口管台溶接部について、第11回定期検査時（2008年度）に超音波ショットピーニング（応力緩和）を実施した。

c. 原子炉容器出入口管台溶接部等のウォータージェットピーニング

国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全として、溶接部表面の残留応力を低減させるため、600系ニッケル基合金が使用されている、出入口管台溶接部及び炉内計装筒J-溶接部について、第14回定期検査時（2017～2018年度）にウォータージェットピーニング（応力緩和）を実施した。

d. 原子炉容器上部ふた取替工事

国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全として、第14回定期検査時（2017～2018年度）に、管台及び溶接材料を600系ニッケル基合金から耐応力腐食割れ性を向上させた690系ニッケル基合金に改良した原子炉容器上部ふたへの取替を実施した。

5. 技術評価の実施体制

技術評価の実施に当たって、「伊方発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）に基づく品質マネジメントシステム計画に従い、社内規定により実施体制を構築し、実施手順を確立した。

5.1 技術評価を実施するための組織

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、社内規定により定めた「伊方3号炉 高経年化対策検討（長期施設管理計画）実施計画書」にて評価の実施体制を構築している。

長期施設管理計画（技術評価を含む。）作成に係る体制を図5-1に示す。原子力部設備保全グループは、技術評価に関する実施計画、実施手順の策定、運転経験、最新知見の調査・分析等を行い、技術評価（コンクリート構造物及び鉄骨構造物を除く。）、とりまとめ等の全体調整を行った。

土木建築部設備保全推進グループは、コンクリート構造物及び鉄骨構造物の技術評価を行った。

また、技術評価は、伊方発電所及びその他の関係箇所と協力して実施した。

5.2 技術評価の方法

新実用炉規則、審査基準、「実用発電用原子炉の長期施設管理計画の記載要領（令和5年8月30日原子力規制委員会決定）」（以下「記載要領」という。）及び「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。）等の情報を基に策定した「高経年化対策検討（劣化評価）実施手順書」により実施手順を確立し、これに基づき通常点検及び劣化点検の結果を踏まえた経年劣化事象の評価、耐震安全性評価及び耐津波安全性評価からなる技術評価を実施し、評価対象事象ごとの判定基準を満足することを確認するとともに追加保全策を抽出した。

技術評価の方法については、「7. 技術評価の項目ごとの個別の実施手順」において技術評価の項目ごとの個別の実施手順をとりまとめている。

5.3 技術評価の実施に係る工程の管理に関する事項

「脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律（令和5年法律第44号）」（以下「改正法」という。）附則第4条第1項に基づき、長期施設管理計画の認可申請を行うべく工程管理を実施した。

具体的には、図5-2に示すように、2024年6月14日に実施計画を策定し、長期施設管理計画の作成を開始した。2024年10月18日に原子力保安研修所等のレビューを完了し、2024年10月22日に原子力部運営グループによる評価プロセスの確認を完了した。

また、2024年10月23日に社内の原子力発電安全委員会において長期施設管理計画の審議を実施し、2024年10月28日に原子力部発電管理部長が承認した。

5.4 技術評価において協力した事業者がある場合には、当該事業者の物品又は役務の調達に係る管理に関する事項

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、社内規定に定める調達物品等に係る要求事項に適合するよう委託管理を実施した。具体的には、三菱重工業株式会社に、機器・構造物について技術評価に係る妥当性評価等を委託した。

5.5 技術評価の記録の管理に関する事項

管理すべき文書・記録の名称、承認者、保管箇所及び保存期間は社内規定で定めている。長期施設管理計画（技術評価を含む。）の主な記録の管理について表5-1に示す。

表5-1 長期施設管理計画（技術評価を含む。）の記録の管理

名称	承認者	保管箇所	保存期間
伊方3号炉 高経年化対策検討 （長期施設管理計画） 実施計画書	原子力部 発電管理部長	原子力部 設備保全グループ	次の評価までの期間
長期施設管理計画認可 申請書	原子力部 発電管理部長	原子力部 設備保全グループ	廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間

5.6 技術評価に係る教育訓練に関する事項

社内規定に基づき、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、長期施設管理計画作成時のOJT等により知識の向上を図っている。

6. 技術評価の実施年月日

2024年10月28日

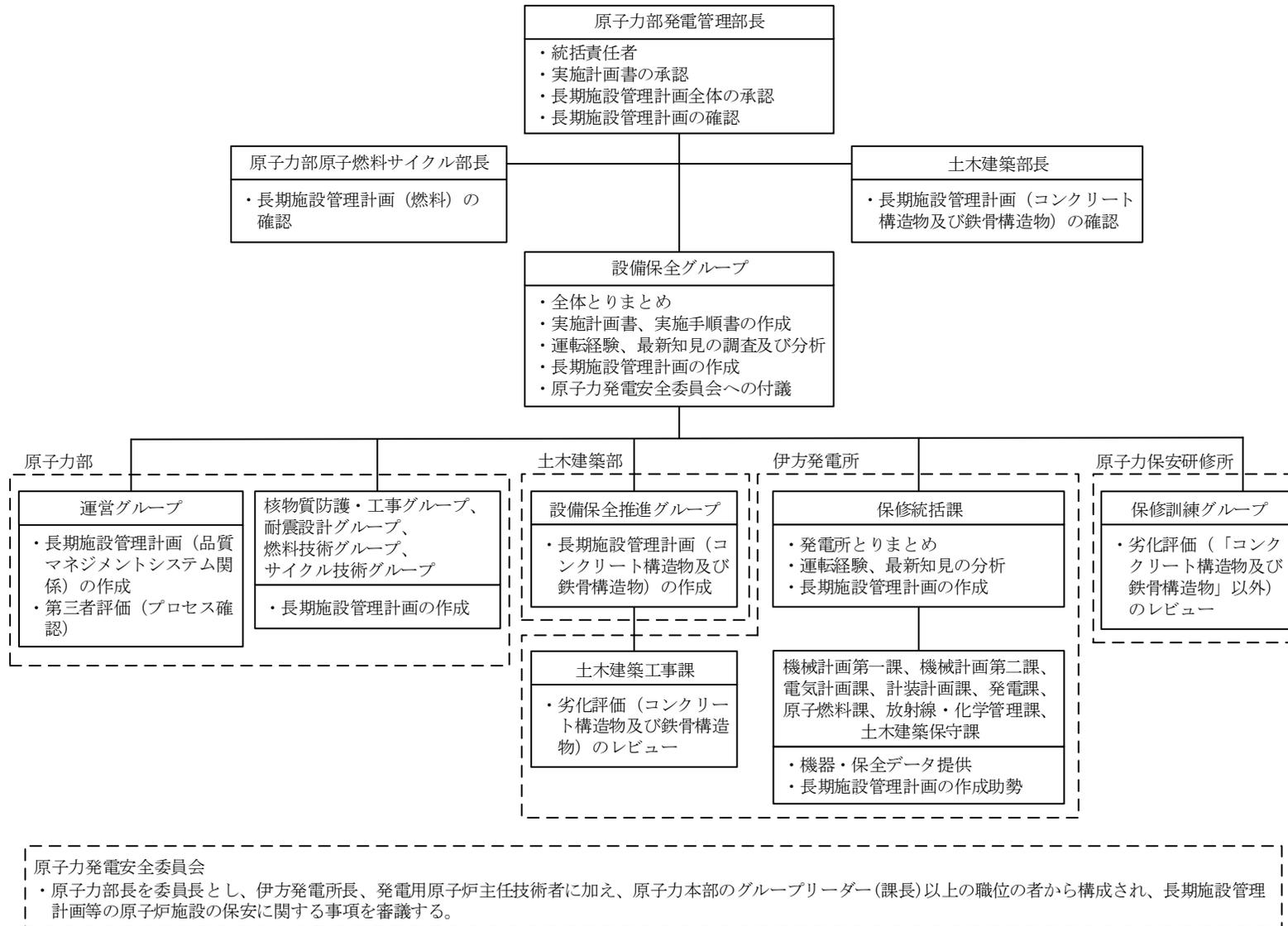


図5-1 長期施設管理計画（技術評価を含む。）作成に係る組織

項目	年月	2024						
		5	6	7	8	9	10	11
実施計画の策定			▼6/14					
長期施設管理計画作成			■					
技術評価			■					
レビュー							■	
プロセス確認							▼10/22	
原子力発電安全委員会（審議）							▼10/23	

図5-2 長期施設管理計画（技術評価を含む。）作成の実施工程

7. 技術評価の項目ごとの個別の実施手順

技術評価を実施するに当たり、技術評価フローを図7-1に示すとともに、妥当性評価の実施手順、経年劣化事象の評価の実施手順、耐震安全性評価の実施手順、耐津波安全性評価の実施手順、停止状態の維持を前提とした評価の実施手順を以降に示す。

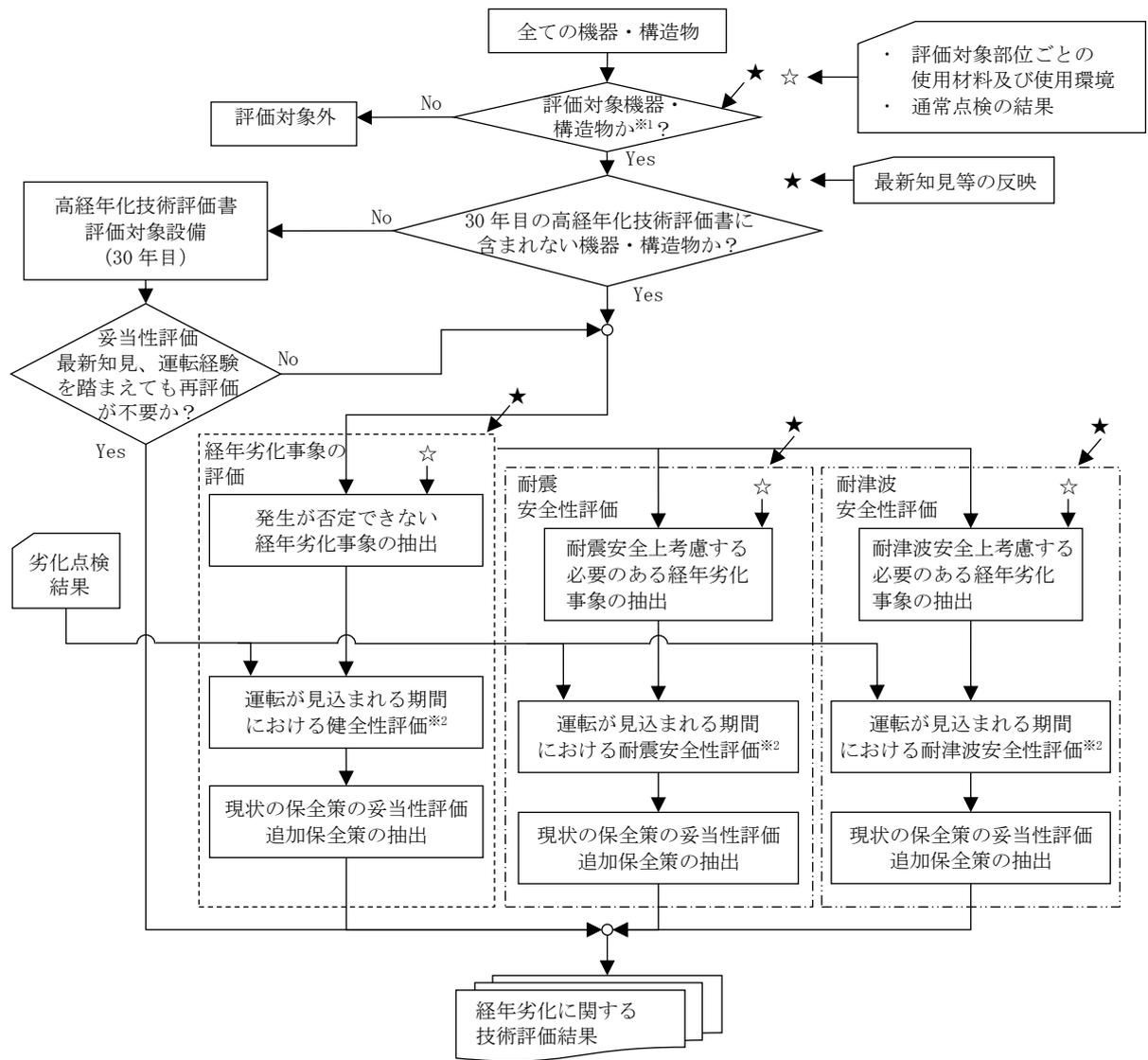
なお、本技術評価は、改正法附則第4条第1項の規定に基づき、改正法の本格施行（2025年6月6日）までの経過措置期間中に、現行制度^{※1,2}のもとで経年劣化に関する技術的内容について原子力規制委員会により既に確認を受けた期間を超えない期間における長期施設管理計画を作成するものである。

したがって、既に原子力規制委員会により確認された現行制度の高経年化技術評価の技術的内容が引き続き妥当であるかを妥当性評価により確認し、妥当と判断した場合にはP L M 3 0の技術的内容に基づく評価を行った。

※1： 実用炉規則第82条第1項から第3項に規定される経年劣化に関する技術的な評価及びその評価結果に基づき策定された長期施設管理方針に関する保安規定の変更認可

※2： 原子炉等規制法第43条の3の32第2項に規定される運転期間の延長認可

具体的には、機器・構造物がP L M 3 0の評価対象に含まれているか確認し、含まれない場合には新たに技術評価を実施する。機器・構造物がP L M 3 0の評価対象に含まれる場合であっても、最新知見、運転経験を踏まえて妥当性評価を行い、再評価が必要だと判断した場合には新たに技術評価を実施する。妥当性評価の結果、再評価が不要だと判断した場合には、P L M 3 0の技術的内容に基づく評価を行った。



※1： 審査基準で定める劣化評価対象機器は次のとおり。（長期施設管理計画の始期において適用される技術基準規則に定める基準に適合する見込みがあるものを含む。）ただし、消耗品・定期取替品等は、長期にわたって使用するものではないため、評価対象機器から除外する。

- ・ 安全機能を有する構造物、系統及び機器として定義されるクラス1、2及び3の機能を有するもの
- ・ 実用炉規則別表第2において規定される浸水防護施設に属する機器及び構造物
- ・ 設置許可基準規則第43条第2項に規定される常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物

※2： 停止状態の方がより厳しい評価条件となる場合には、その影響を適切に考慮。（停止状態の維持を前提とした評価）

図7-1 技術評価フロー

7.1 妥当性評価の実施手順

技術評価に関する事項のうち、長期施設管理計画の評価結果として、PLM30の評価結果を使用することについての妥当性評価を行う。

図7-1の技術評価フロー、審査基準及び記載要領を基に、長期施設管理計画の技術評価に必要な事項を表7-1に示すとおり抽出した。

抽出した事項について、「9.1 国内外の原子力プラントの最新知見等の調査」に示すとおり、PLM30における調査期間以降に蓄積された最新知見等に照らし、PLM30の技術的内容について見直しの必要があるかを確認することで、PLM30の評価結果を長期施設管理計画の技術評価に使用することの妥当性を評価し、妥当性が確認できない場合には新たに技術評価を実施する。

表 7-1 長期施設管理計画の技術評価に必要な事項の抽出結果

No.	長期施設管理計画の技術評価に必要な事項
①	評価プロセス（実施体制、実施方法等）
経年劣化事象の評価	
②	評価対象（機器・構造物及び部位）の選定
③	使用材料及び使用環境（圧力、温度等）及び想定される経年劣化事象
④	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出
⑤	評価の条件及び評価の方法（判定基準、規格・基準等を含む。）
⑥	現状の施設管理（劣化監視を含む。）
耐震安全性評価	
⑦	耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出及び代表機器又は構造物の考え方
⑧	評価の条件及び評価の方法（判定基準、規格・基準等、基準地震動及び弾性設計用地震動を含む。）
耐津波安全性評価	
⑨	耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出及び代表機器又は構造物の考え方
⑩	評価の条件及び評価の方法（判定基準、規格・基準等、基準津波を含む。）
その他	
⑪	地震、津波その他の自然現象により受けた影響の考慮
⑫	最新の科学的及び技術的知見等の反映

7.2 機器・構造物のグループ化及び代表機器の選定

技術評価に当たっては、機器・構造物をポンプ、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及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備に分類（カテゴリ化）し機種ごとに評価した。

選定された機器・構造物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）「経年劣化メカニズムまとめ表に基づく経年劣化管理」等に基づき、「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考に分類しグループ化を行った。

次に、グループ化した機器・構造物から重要度、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すべ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。

7.3 機器・構造物ごとに発生が否定できない経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

7.3.1 機器・構造物ごとに発生が否定できない経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出の方法

機器・構造物の使用条件（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、動的機器であるか否かによらず、発生するか又は発生が否定できない経年劣化事象と部位の組合せを抽出する。

抽出した経年劣化事象と部位の組合せのうち、図7-2に示すとおり下記のイ又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抽出する。

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^{※1}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。これらは日常劣化管理事象とする。

日常劣化管理事象に対する劣化管理の考え方については、施設管理計画に基づく点検計画において、予防保全（①時間基準保全、②状態基準保全）として選定した保全方式の種類に応じて想定される経年劣化事象に対してその発生、進展を把握することができる点検の具体的な方法を選定し、点検結果に基づくその発生、進展傾向の評価により実施頻度、実施時期等を定め、定めた点検計画にしたがって点検を実施している。

※1：審査基準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、コンクリート構造物に係る強度低下及び遮蔽能力低下

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

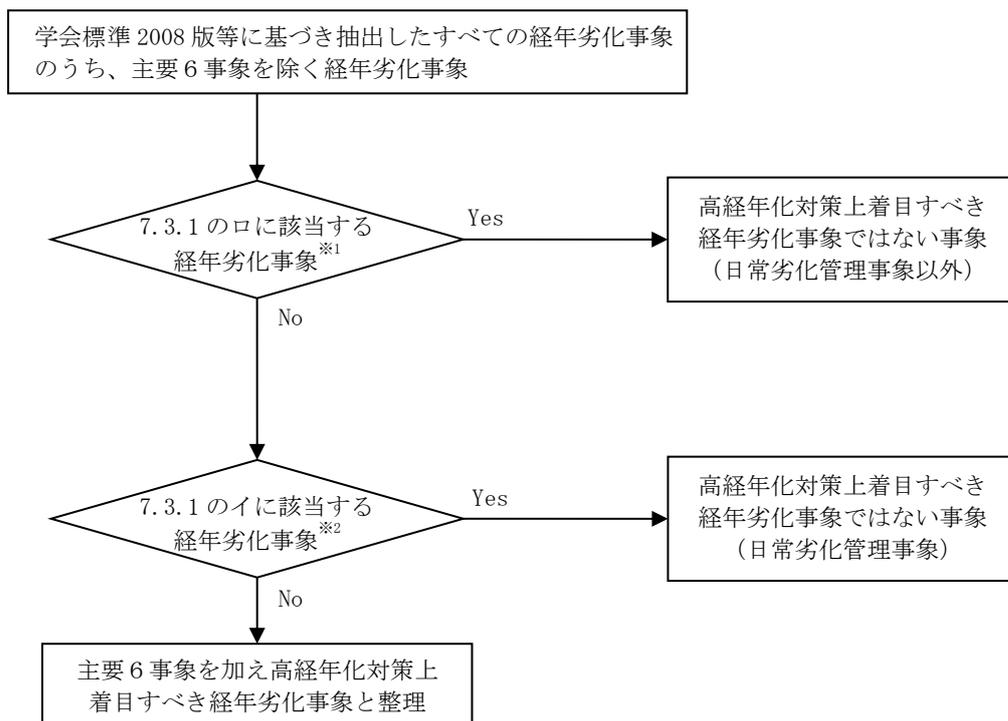
ロ：現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

7.3.2 機器・構造物ごとに発生が否定できない経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出の結果

機器・構造物の部位ごとに発生するか又は発生が否定できない経年劣化事象を抽出した。さらに、それらの中から高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出した。その結果を以下に示す。

- 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
- ④ 2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 光ファイバケーブル（屋外布設）のコード外被、シース及び心線被覆の劣化

また、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）には、熱交換器胴板の防錆剤注入水環境での腐食、原子炉容器低合金鋼部の内張り下層部の亀裂等が、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）には、ポンプ主軸の摩耗、熱交換器伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）等が抽出された。



※1：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。
 ※2：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ものを含む。

図 7-2 経年劣化事象の分類

7.4 経年劣化事象の評価の実施手順

「7.2 機器・構造物のグループ化及び代表機器の選定」で選定した代表機器について、「7.3 機器・構造物ごとに発生が否定できない経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出」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合せに対するプラント運転を前提とした技術評価を下記の健全性評価、現状の施設管理に関する評価、総合的な評価、追加保全策の抽出の順で評価する。

7.4.1 健全性評価

機器ごとに抽出した部位と経年劣化事象の組合せごとに評価期間にわたり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、設計及び工事の計画の認可申請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。

7.4.2 現状の施設管理に関する評価

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・取替等の現状の保全策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・取替等の現状の保全策の内容が、技術評価実施時点において、施設管理計画にしたがって実施する施設管理のための点検計画で定めているものを対象とする。

7.4.3 総合的な評価

「7.4.1 健全性評価」及び「7.4.2 現状の施設管理に関する評価」をあわせて現状の保全策の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、技術評価実施時点の発電所における保全活動で実施されているか、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。

7.4.4 追加保全策の抽出

評価期間にわたり使用することを考慮した場合、現状の保全策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。

7.5 耐震安全性評価の実施手順

「7.3 機器・構造物ごとに発生が否定できない経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出」で抽出した経年劣化事象及び保全内容を考慮した上で機器ごとに耐震安全性評価を実施する。

7.5.1 耐震安全性評価対象機器の選定

機器・構造物を耐震安全性評価対象機器とする。

7.5.2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

「7.3 機器・構造物ごとに発生が否定できない経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出」で抽出した高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及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、振動応答特性上又は構造・強度上、影響が軽微とみなせるもの及び無視できるものを除き、影響が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て抽出する。

7.5.3 経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価

「7.5.2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出」で抽出した経年劣化事象ごとに、以下に分類される項目について耐震安全性評価を実施する（④及び⑥については経年劣化の影響を考慮する。）。また、評価用地震力は日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987)」に準じ、各設備の耐震重要度に応じて表7-2のとおり選定し、それを用いる。

この評価結果を基に、耐震安全性の観点から現状の保全策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 機器の耐震クラス
- ② 機器に作用する地震力の算定
- ③ 評価期間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

表7-2 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（以下「 S_s 地震力」という。）
	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 *3 （以下「弾性設計用地震力」という。）
Bクラス	Bクラスの機器に適用される静的地震力 *4
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力

※1：平成27年7月15日原規規発第1507151号にて設置変更許可を受けた基準地震動（設置許可基準規則に基づき策定した、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-2-1 ～ S_s-2-8 ）及び震源を特定せず策定する基準地震動（ S_s-3-1 、 S_s-3-2 ））

※2：平成27年7月15日原規規発第1507151号にて設置変更許可を受けた弾性設計用地震動（ S_d の応答スペクトルは、基準地震動 S_s の応答スペクトルに対して係数0.53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伊方発電所3号炉の基準地震動 S_1 の応答スペクトルを下回らないよう配慮している。）

※3： S_s 地震力及び弾性設計用地震力による評価のうち、許容限界が同じものについては厳しい方の数値で代表する。また、許容限界が異なり 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。

7.6 耐津波安全性評価の実施手順

「7.3 機器・構造物ごとに発生が否定できない経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出」で抽出した経年劣化事象及び保全内容を考慮した上で機器ごとに耐津波安全性評価を実施する。

7.6.1 耐津波安全性評価対象機器の選定

機器・構造物のうち、津波の影響を受ける浸水防護施設を耐津波安全性評価対象機器とする。

7.6.2 耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

「7.3 機器・構造物ごとに発生が否定できない経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出」で抽出した高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及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、構造・強度上及び止水性上、影響が軽微とみなせるもの及び無視できるものを除き、影響が有意なものを耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出する。

7.6.3 経年劣化事象を考慮した耐津波安全性評価

「7.6.2 耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出」で整理した経年劣化事象が想定される設備に対し、耐津波安全性評価を実施する。

なお、評価には平成27年7月15日原規規発第1507151号にて設置変更許可を受けた基準津波を用いる。

この評価結果を基に、耐津波安全性の観点から現状の保全策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。

7.7 停止状態の維持を前提とした評価の実施手順

「7.3 機器・構造物ごとに発生が否定できない経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出」で抽出した経年劣化事象及び「7.4 経年劣化事象の評価の実施手順」によるプラント運転を前提とした技術評価の結果を考慮した上で、停止状態の維持を前提とした技術評価を実施する場合における劣化の発生・進展に関する整理を実施し、その結果を基に停止状態を前提とした経年劣化事象の評価、耐震安全性評価、耐津波安全性評価（以下「停止状態を踏まえた再評価」という。）を実施する。

7.7.1 機器・構造物の代表機器の選定

プラント運転を前提とした技術評価における代表機器のうち、停止状態維持に必要な設備を考慮して代表機器として選定する。

7.7.2 停止状態を踏まえた再評価を行う経年劣化事象の抽出

「7.3 機器・構造物ごとに発生が否定できない経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出」で抽出した経年劣化事象に対して、停止状態の維持を前提とした技術評価を実施する場合における劣化の発生・進展に関する整理を実施し、停止状態の維持を前提とした技術評価を実施する場合において、発生・進展がプラント運転を前提とした技術評価を実施する場合より厳しくなることが想定される経年劣化事象を抽出する。

7.7.3 停止状態を踏まえた経年劣化事象に対する技術評価

「7.7.2 停止状態を踏まえた再評価を行う経年劣化事象の抽出」で整理した経年劣化事象が想定される設備に対し、停止状態を踏まえた再評価を実施する。

この評価結果を基に、停止状態の維持を前提とした劣化状況の観点から追加保全策を抽出する。

その結果、プラント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、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、現状の保全策に新たに加えるべき項目はないことを確認した。

8. 地震、津波その他の自然現象により受けた影響の考慮

地震については、弾性設計用地震動 S_d を超える地震が到来した実績はなく、機器・構造物への経年劣化に係る影響はない。

津波については、設計想定を超える津波が到来した実績はなく、遡上による流入、取水路、放水路等の経路からの流入や、海水ポンプの取水可能水位を下回った実績もないことから、機器・構造物への経年劣化に係る影響はない。

その他の自然事象については、竜巻、風（台風）、火山活動、積雪は設計条件を超えるものは発生しておらず、敷地高さを超える高潮、森林火災、地滑りも発生していない。

また、凍結、降水、落雷、生物学的事象は、それぞれに対する対策設備・防護設備が有効であることから、経年劣化に係る影響はない。

9. 国内外の新たな運転経験及び最新知見の反映

PLM30以降の国内外の運転経験及び最新の科学的及び技術的知見（以下「最新知見等」という。）について、技術評価への影響を整理し、反映要否を検討し、反映要と判断したものについて技術評価へ反映する。

9.1 国内外の原子力プラントの最新知見等の調査

(1) 調査対象期間

2023年4月^{※1}から2024年3月までの期間とした。

なお、長期施設管理計画作成以降においても最新知見等の反映を継続するため、情報収集を行い、長期施設管理計画に追加すべきものの調査を継続し、必要に応じて再評価、変更を実施していく。

※1：PLM30における調査期間の翌月

(2) 調査範囲

調査対象期間中に発行された以下の情報を検討し、技術評価を実施する上で新たに反映が必要な最新知見等を抽出する。

- ・ 国内トラブル情報（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及び保全品質情報等）
- ・ 国外トラブル情報（米国原子力規制委員会（NRC：Nuclear Regulatory Commission）のBulletin、Generic Letter及びInformation Notice等）
- ・ 日本機械学会、日本電気協会及び日本原子力学会等の規格・基準情報
- ・ 原子力規制委員会により公開されている技術情報、安全研究成果報告
- ・ 電力共通研究の報告書
- ・ 海外技術情報
- ・ 社外の組織（国内外のプラントメーカー等）からの入手情報
- ・ プラントの運用変更・改造工事情報
- ・ 設計及び工事計画認可申請書及び届出書
- ・ 定期事業者検査報告書
- ・ 安全性向上評価届出書

9.2 国内外の原子力プラントの最新知見等の調査結果

「9.1 国内外の原子力プラントの最新知見等の調査」で得られた最新知見等から長期施設管理計画への反映が必要なものを図9-1のフローにしたがって選定した結果、技術評価に反映するものはないことを確認した。

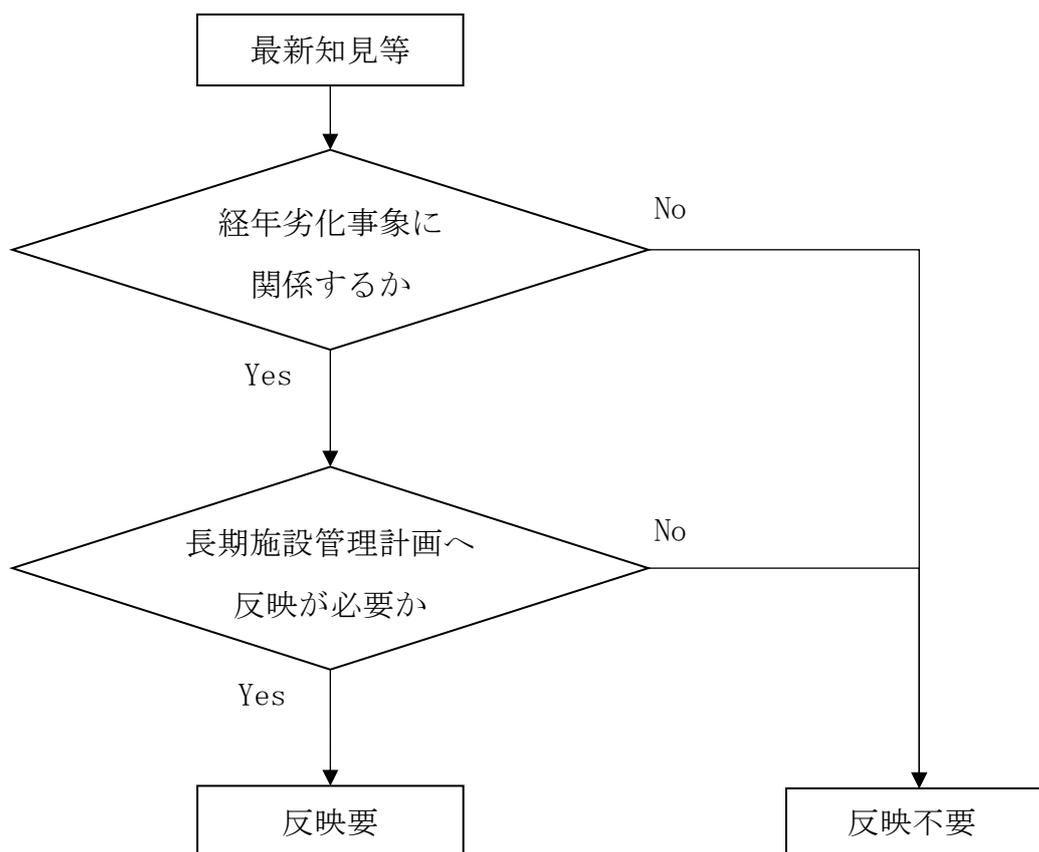


図9-1 長期施設管理計画への反映が必要な最新知見等の抽出フロー

9.3 劣化状況把握のために実施した点検結果の反映

劣化状況把握のために実施した点検には通常点検及び劣化点検が該当する。通常点検については、「イ 1. 通常点検の実施の考え方、その方法及びその結果」において、劣化点検については、「10.3 中性子照射脆化」及び「10.7 コンクリート構造物に係る強度低下及び遮蔽能力低下（鉄骨の強度低下含む）」の健全性評価において、その結果を使用した。

9.4 P L M 3 0 の有効性評価

P L M 3 0 で実施した技術評価について、その後の運転経験、安全基盤研究の成果等の科学的及び技術的知見をもって検証するとともに、劣化管理の意図した効果が得られているか等の有効性評価を行った。

運転経験、安全基盤研究の成果等の科学的及び技術的知見による検証について、「10.1 妥当性評価の結果」より、長期施設管理計画の作成に当たって追加評価が必要な事項は確認できなかったことから、P L M 3 0 の技術評価は有効であると判断した。

劣化管理の意図した効果が得られているか等の有効性評価として、施設管理計画に基づく点検において、劣化評価の想定範囲を超えるようなものはなく、現時点ではP L M 3 0 の技術評価は有効であると判断した。なお、P L M 3 0 の結果として抽出した追加保全策は2件であり、今後も継続して確認していく。

10. 技術評価の結果

機器・構造物に対し、評価期間の運転を仮定し技術評価を実施した結果について、妥当性評価の結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価結果について以降に示す。

10.1 妥当性評価の結果

技術評価に関する評価結果として、表7-1で抽出した事項について、PLM30以降に蓄積された最新知見等に照らし、PLM30の技術的内容について見直しの必要があるかを確認することで、PLM30の評価結果を長期施設管理計画の技術評価に使用することの妥当性を評価した。

妥当性評価の結果、表10.1-1の確認結果概要で示すようにPLM30以降に蓄積された最新知見等に照らしても、長期施設管理計画の技術評価にPLM30の評価結果を使用するに当たって見直す必要がある事項はないことを確認した。また、審査基準で定める判定基準を満足することを確認した。以上より、PLM30の評価結果を長期施設管理計画の技術評価において使用することを妥当と判断した。

表 10.1-1 長期施設管理計画の技術評価に必要な事項の確認結果

No.	長期施設管理計画の技術評価に必要な事項	確認結果概要
①	評価プロセス（実施体制、実施方法等）	・技術評価に関連するプロセス（実施体制、実施方法等）について、現在の観点でも適切なものであることを確認した。
経年劣化事象の評価		
②	評価対象（機器・構造物及び部位）の選定	・機器・構造物、評価対象部位の選定の考え方に変更はない。
③	使用材料及び使用環境（圧力、温度等）及び想定される経年劣化事象	・使用材料及び使用環境（プラントの起動・停止時等の温度・圧力変化等）に変更はない。 ・想定される経年劣化事象の抽出の考え方に変更はない。
④	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出	・高経年化対策上着目すべき経年劣化事象等の抽出の考え方に変更はない。
⑤	評価の条件及び評価の方法（判定基準、規格・基準等を含む。）	・評価に用いた判定基準、規格・基準等については、評価結果に影響を及ぼすような変更はない。 ・運転開始後 60 年時点の低サイクル疲労等の評価に用いた「10.2.3 評価の条件」に示す推定過渡回数、中性子照射脆化等の評価に用いた照射量(EFPY)は十分に保守的に設定していることを確認した。
⑥	現状の施設管理（劣化監視を含む。）	・現状の施設管理で想定を超えるような異常は認められておらず、評価結果に影響を及ぼすような変更はない。
耐震安全性評価		
⑦	耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出及び代表機器又は構造物の考え方	・耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出及び代表機器又は構造物の考え方に変更はない。
⑧	評価の条件及び評価の方法（判定基準、規格・基準等、基準地震動及び弾性設計用地震動を含む。）	・評価に用いた判定基準、規格・基準等については、評価結果に影響を及ぼすような変更はない。
耐津波安全性評価		
⑨	耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出及び代表機器又は構造物の考え方	・津波の影響を受ける浸水防護施設の変更はない。 ・耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出及び代表機器又は構造物の考え方に変更はない。
⑩	評価の条件及び評価の方法（判定基準、規格・基準等、基準津波を含む。）	
その他		
⑪	地震、津波その他の自然現象により受けた影響の考慮	・地震、津波その他の自然現象について、新たに考慮すべき影響がない。
⑫	最新の科学的及び技術的知見等の反映	・「9.2 国内外の原子力プラントの最新知見等の調査結果」から評価結果に影響を及ぼすようなものはない。

10.2 低サイクル疲労

10.2.1 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10.2-1に示す評価対象機器に対して評価を行った。

表 10.2-1 評価対象機器（低サイクル疲労）

経年劣化事象	評価対象機器
低サイクル疲労	余熱除去ポンプ
	1次冷却材ポンプ
	再生熱交換器
	余熱除去冷却器
	蒸気発生器
	原子炉容器
	加圧器
	機械ペネトレーション
	ステンレス鋼配管
	炭素鋼配管
	1次冷却材管
	仕切弁
	玉形弁
	スイング逆止弁
	リフト逆止弁
	炉心支持構造物
加圧器サポート	

10.2.2 評価の方法

低サイクル疲労の技術評価フローを図10.2-1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。

- ・学会標準2008版
- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追補版含む。))(JSME S NC1-2005/2007)」(以下「設計・建設規格」という。)
- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法(2009年版)(JSME S NF1-2009)」(以下「環境疲労評価手法」という。)

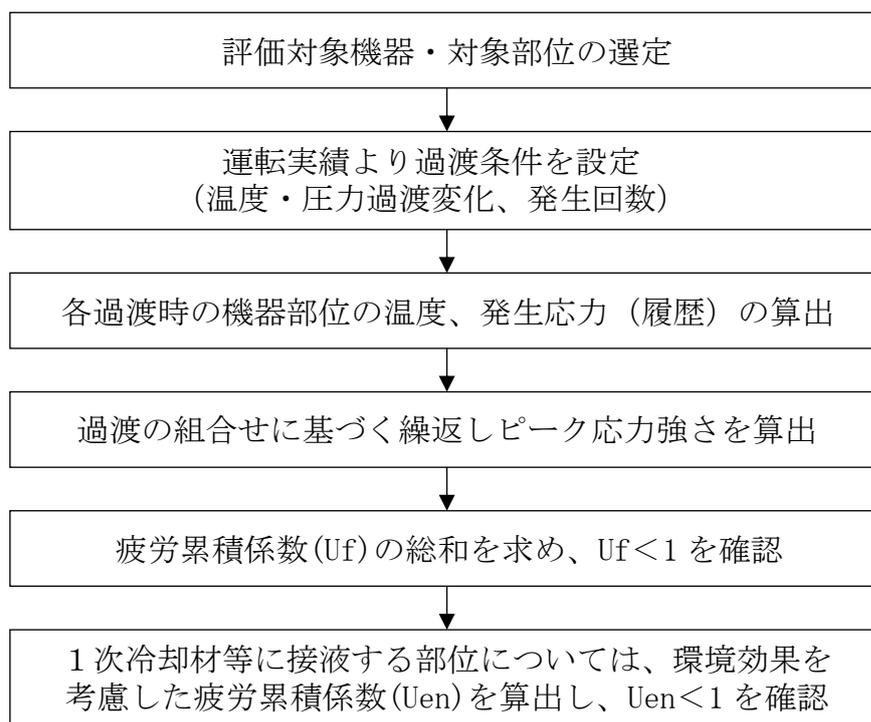


図10.2-1 低サイクル疲労の技術評価フロー

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、プラントの運転状態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）の過渡条件に対し、評価対象機器に作用する圧力、熱過渡、機械的荷重、自重及び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(Uf)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(Fen)を算出し、環境効果を考慮した疲労累積係数(Uen)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及び加圧器サージ配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う。

10.2.3 評価の条件

各過渡条件の繰返し回数（以下「過渡回数」という。）は学会標準2008版に基づき、運転実績に基づく2020年3月末までの過渡回数を用いて、2020年4月から運転開始後60年時点の期間について、運転開始から2020年3月末までの実績過渡回数に基づく1年間当たりの平均過渡回数の1.5倍したものをを用いて過渡回数を推定する。実績過渡回数に基づく1年間当たりの平均過渡回数の算出に当たっては、長期停止期間（2011年5月から2016年6月まで）は除いて算出している。

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、設定する過渡条件は運転状態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。

- 未取替機器

$$\begin{aligned} 60年時点過渡回数 &= \text{実績過渡回数} + \text{推定過渡回数} \\ &\geq \text{実績過渡回数} + (\text{実績過渡回数に基づく1年間当たりの平均過渡回数}) \\ &\quad \times \text{余裕 (1.5倍)} \times \text{残年数} \end{aligned}$$

- 取替機器

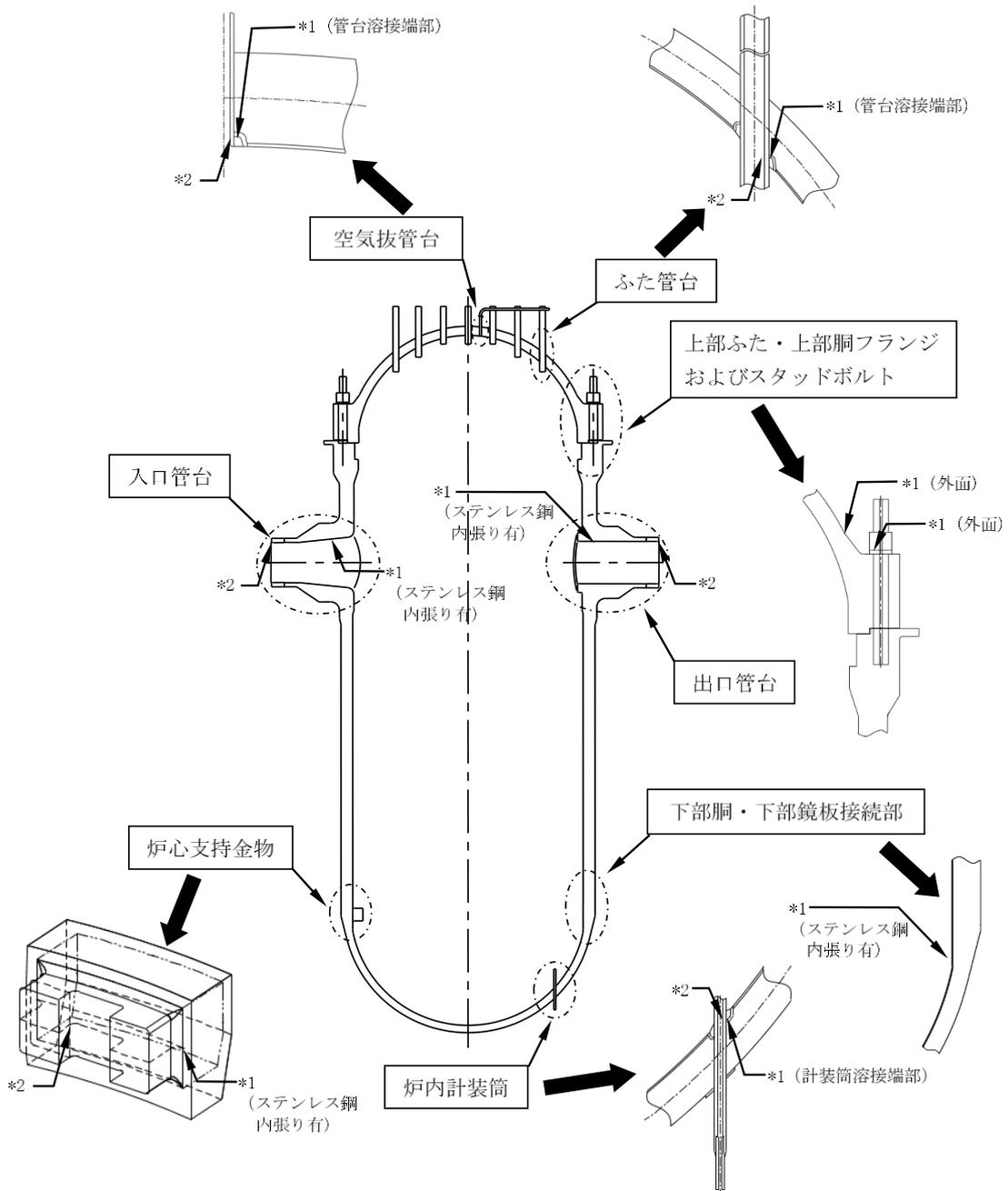
$$\begin{aligned} 60年時点過渡回数 &= \text{実績過渡回数} + \text{推定過渡回数} \\ &\geq \text{取替後実績過渡回数} + (\text{未取替機器の1年間当たり平均過渡回数}) \\ &\quad \times \text{余裕 (1.5倍)} \times \text{残年数} \end{aligned}$$

10.2.4 健全性評価

低サイクル疲労の技術評価フローは設備による差異がないため、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。

(1) 評価対象部位の選定

原子炉容器の評価対象部位を図10.2-2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部位を抽出する。また、低サイクル疲労評価に用いた過渡回数を表10.2-2(1/3)～(3/3)に示す。



※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10.2-2 原子炉容器の低サイクル疲労評価対象部位

表 10.2-2(1/3) 原子炉容器（上部ふた、ふた管台、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	
	2020年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値
起動（温度上昇率55.6℃/h）	25	69
停止（温度下降率55.6℃/h）	25	69
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	164	843
負荷減少（負荷減少率5%/min）	157	836
90%から100%へのステップ状負荷上昇	3	5
100%から90%へのステップ状負荷減少	3	5
100%からの大きいステップ状負荷減少	2	5
定常負荷運転時の変動 ^{※1}	—	—
燃料交換	16	69
0%から15%への負荷上昇	25	67
15%から0%への負荷減少	19	64
1 ループ停止 / 1 ループ起動		
I) 停止	0	2
II) 起動	0	2

運転状態 II

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2020年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値
負荷の喪失	4	7
外部電源喪失	1	5
1次冷却材流量の部分喪失	0	2
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	1	8
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	2
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	2
1次冷却系の異常な減圧	0	2
制御棒クラスタの落下	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	2
1次冷却系停止ループの誤起動	0	2
タービン回転試験	5	5
1次系漏えい試験	21	61

※1：設計評価においては、1次冷却材温度は±1.7℃、1次冷却材圧力は±0.34MPa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。

表 10.2-2 (2/3) 原子炉容器（上部ふた、ふた管台、空気抜管台）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	
	2020年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値 ^{※2}
起動（温度上昇率55.6°C/h）	2	46
停止（温度下降率55.6°C/h）	2	46
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	8	687
負荷減少（負荷減少率5%/min）	8	687
90%から100%へのステップ状負荷上昇	0	2
100%から90%へのステップ状負荷減少	0	2
100%からの大きいステップ状負荷減少	0	3
定常負荷運転時の変動 ^{※1}	—	—
燃料交換	0	53
0%から15%への負荷上昇	1	43
15%から0%への負荷減少	1	46
1 ループ停止 / 1 ループ起動		
I) 停止	0	2
II) 起動	0	2

運転状態 II

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2020年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値 ^{※2}
負荷の喪失	0	3
外部電源喪失	0	4
1次冷却材流量の部分喪失	0	2
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	0	7
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	2
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	2
1次冷却系の異常な減圧	0	2
制御棒クラスタの落下	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	2
1次冷却系停止ループの誤起動	0	2
タービン回転試験	0	0
1次系漏えい試験	1	41

※1：設計評価においては、1次冷却材温度は±1.7°C、1次冷却材圧力は±0.34MPa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。

※2：運転開始後24年時点での原子炉容器上部ふた取替に伴い、プラント運転開始後60年時点の過渡回数としては、上部ふた取替からプラント運転開始後60年時点までの年数である36年間の過渡回数とした。

表 10.2-2 (3/3) 原子炉容器 (スタッドボルト) 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	
	2020年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値
起動 (温度上昇率55.6°C/h)	28	77
停止 (温度下降率55.6°C/h)	28	77
負荷上昇 (負荷上昇率5%/min)	164	843
負荷減少 (負荷減少率5%/min)	157	836
90%から100%へのステップ状負荷上昇	3	5
100%から90%へのステップ状負荷減少	3	5
100%からの大きいステップ状負荷減少	2	5
定常負荷運転時の変動 ^{※1}	—	—
燃料交換	16	69
0%から15%への負荷上昇	25	67
15%から0%への負荷減少	19	64
1 ループ停止 / 1 ループ起動		
I) 停止	0	2
II) 起動	0	2

運転状態 II

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2020年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値
負荷の喪失	4	7
外部電源喪失	1	5
1次冷却材流量の部分喪失	0	2
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	1	8
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	2
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	2
1次冷却系の異常な減圧	0	2
制御棒クラスタの落下	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	2
1次冷却系停止ループの誤起動	0	2
タービン回転試験	5	5
1次系漏えい試験	21	61

※1：設計評価においては、1次冷却材温度は±1.7°C、1次冷却材圧力は±0.34MPa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。

(2) 疲労評価結果

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部位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、環境効果を考慮した疲労累積係数(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10.2-3に示す。

原子炉容器以外の機器の評価結果は、すべ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0.851（蒸気発生器給水入口管台）となった。

表 10.2-3 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)	
	設計・建設規格 による解析	環境疲労評価手法 による解析
入口管台	0.038	0.001 ^{※2}
出口管台	0.047	0.001 ^{※2}
ふた管台 ^{※1}	0.074	0.003 ^{※2}
空気抜管台 ^{※1}	0.038	0.001 ^{※2}
炉内計装筒	0.196	0.003 ^{※2}
上部ふた ^{※1} 及び上部胴フランジ	0.008	— ^{※3}
下部胴・下部鏡板接続部	0.004	— ^{※3}
炉心支持金物	0.005	0.001 ^{※2}
スタッドボルト	0.362	— ^{※3}

※1：運転開始後24年時点に原子炉容器上部ふたを取替えているため、36年間の過渡回数を基に算出した。

※2：炉水環境にあり、かつ疲労評価上最も厳しい箇所について評価を実施しており、疲労評価対象箇所と異なる。

※3：非接液部。

10.2.5 現状の施設管理に対する評価

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。原子炉容器の供用期間中検査の内容を表10.2-4に示す。

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。

原子炉容器に有意な疲労割れのないことは超音波探傷検査等により、原子炉容器内面の内張りに有意な異常のないことは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。

原子炉容器以外の機器については、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おり、有意な疲労割れのないことは目視確認等により検知可能であり、点検手法として適切である。

表 10.2-4 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
入口管台	内面コーナー、セーフエンドとの溶接部、胴との溶接部	超音波探傷検査 浸透探傷検査
出口管台	内面コーナー、セーフエンドとの溶接部、胴との溶接部	超音波探傷検査 浸透探傷検査
ふた管台	制御棒クラスタ駆動装置ハウジングとの溶接部	浸透探傷検査
	上部ふたの貫通部	漏えい検査
空気抜管台	上部ふたの貫通部	漏えい検査
炉内計装筒	下部鏡板の貫通部	ベアメタル検査
上部胴フランジ	溶接部	超音波探傷検査
下部胴・下部鏡板接続部	溶接部	超音波探傷検査
炉心支持金物	胴との溶接部	目視検査
スタッドボルト	ボルト本体	超音波探傷検査
	ナット	目視検査

10.2.6 総合的な評価

運転開始後60年間の供用を想定した疲労評価結果は、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。

疲労評価は実過渡回数に依存するため、追加保全策として、今後も実過渡回数を把握し評価する必要がある。

また、原子炉容器の疲労割れについては超音波探傷検査等により、原子炉容器内面の内張りについては、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。

原子炉容器以外の機器については、有意な疲労割れのないことを目視確認等により検知可能であり、点検手法として適切である。

10.3 中性子照射脆化

10.3.1 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、原子炉容器胴部（炉心領域部）の下部胴となるため、下部胴を対象として評価を行った。

10.3.2 評価の方法

中性子照射脆化の評価では、以下に示す規格等を用いて、(1)～(4)の評価を行う。

- ・ JEAC4201
- ・ JEAC4206
- ・ 「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（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）別記－1 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）」の適用に当たって」（以下「技術基準規則解釈別記－1」という。）

(1) 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。

(2) 上部棚吸収エネルギー（USE：Upper Shelf Energy）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「中性子照射による関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー減少率の予測」の国内USE予測式）を用いて、2020年3月末時点及び運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値を評価した。

(3) 加圧熱衝撃評価

a. 照射脆化の将来予測を保守的に行うことができる方法による評価

JEAC4206附属書C「供用状態C，Dにおける加圧水型原子炉压力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法」に定められた加圧熱衝撃（P T S : 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。

「10.3 中性子照射脆化」では、静的平面ひずみ破壊靱性値(MPa \sqrt{m})を K_{Ic} 、応力拡大係数(MPa \sqrt{m})を K_I という。

P T S 事象は設計基準事故では小破断 L O C A (Loss Of Coolant Accident : 冷却材喪失事故)、大破断 L O C A 及び主蒸気管破断事故を、重大事故等では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、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、運転開始後60年時点の原子炉容器内表面（内張りを除く。）から深さ10mmの位置における K_{Ic} を予測し、その予測 K_{Ic} の下限を包絡した K_{Ic} 曲線を以下のとおり設定した。なお、原子炉容器内表面（内張りを除く。）から深さ10mmの位置の中性子照射量は、保守的に原子炉容器内表面での中性子照射量を用いた。

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

b. 照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価

P T S 事象は設計基準事故では小破断 L O C A、大破断 L O C A 及び主蒸気管破断事故を、重大事故等では 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、JEAC4206 に従い、深さ 10mm の亀裂を想定した。

これまで採取した実測 K_{Ic} について、照射前試験及び第 1 回監視試験のデータについては測定した Tr30 実測値と第 2 回監視試験で測定した Tr30 実測値の差分だけ温度シフトさせ、その K_{Ic} データの下限を包絡した K_{Ic} 曲線を以下のとおり設定した。

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

なお、第 2 回監視試験の中性子照射量は、原子炉容器内表面（内張りを除く。）から深さ 10mm の位置（想定亀裂先端位置）の中性子照射量に換算すると運転開始後約 42 年時点 (33.5EFPY) の中性子照射量に相当する。

(4) 1 次冷却系の加熱・冷却時の 1 次冷却材温度・圧力の制限範囲の評価

現在までの監視試験結果と JEAC4206 に基づき、運転開始後 60 年時点 (51.7EFPY) の 1 次冷却系の加熱・冷却時の 1 次冷却材温度・圧力の制限範囲を評価した。

10.3.3 評価の条件

(1) 監視試験結果

現在までの監視試験結果を表 10.3-1 に示す。

表10.3-1 監視試験結果（表2-5の再掲）

回数	取出時期	中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [$E > 1\text{ MeV}$]	Tr30(°C) ^{※5}		上部棚吸収 エネルギー(J)
			母材	母材	母材
初期	— (運転開始前)	0	—55		285
第1回	1996年 1月	0.749 [約8EFPY] ^{※1}	—48		268
第2回	2008年 9月 ^{※4}	5.04 [約48EFPY] ^{※1,2,3}	—23		262

※1：内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さでの EFPY。EFPY とは、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：内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さに換算すると、第2回は運転開始後約56年時点に相当し、運転開始後40年時点（長期施設管理計画の終期）を超える時期に相当する。

※3：第2回監視試験では、原子炉容器内表面が受ける中性子照射量に換算すると約31EFPYまでの試験結果が得られている。

※4：第2回監視試験片取出時は約12EFPY。なお、2024年3月末時点は約19EFPY。

※5：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（母材： -25°C ）から算出する。

(2) 破壊靱性試験結果

技術評価において、運転開始後60年時点の K_{Ic} 曲線の設定に用いた破壊靱性試験結果を表 10.3-2 に示す。

表 10.3-2 破壊靱性試験結果（表 2-6 の再掲）

回数	取出時期	試験温度(°C)	K_{Ic} (MPa $\sqrt{\text{m}}$)
初期	— (運転開始前)	—30	120.0

(3) 中性子照射量算定

評価に用いる中性子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に将来の設備利用率を 100%と想定して算出した。

なお、第 12 回定期検査時（2009 年度）にウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下「MOX 燃料」という。）を装荷し、使用を開始していることから、MOX 燃料装荷時点（13.5EFPY）以降の中性子束は、第 2 回監視試験の中性子束に 1.1 倍を乗じて評価している。

10.3.4 健全性評価

(1) 関連温度（ $R T_{NDT}$: Nil Ductility Transition Reference Temperature） 評価

JEAC4201 の国内脆化予測法による 2020 年 3 月末時点及び運転開始後 60 年時点での関連温度予測値を表 10.3-3 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 10.3-1 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。

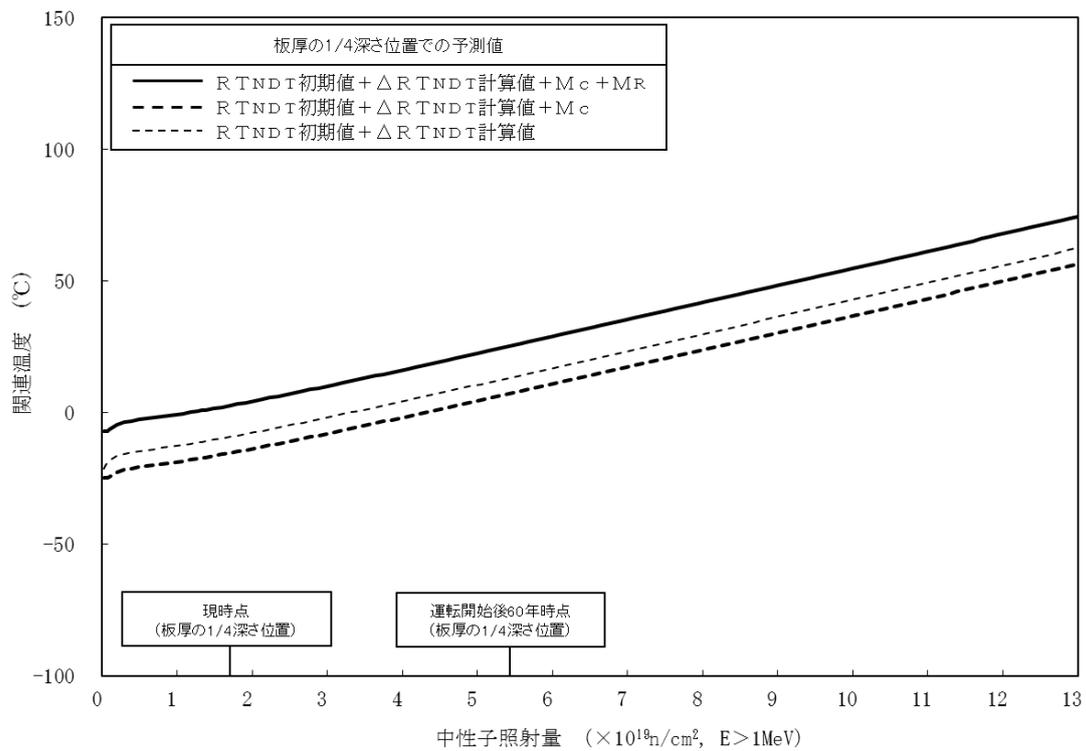
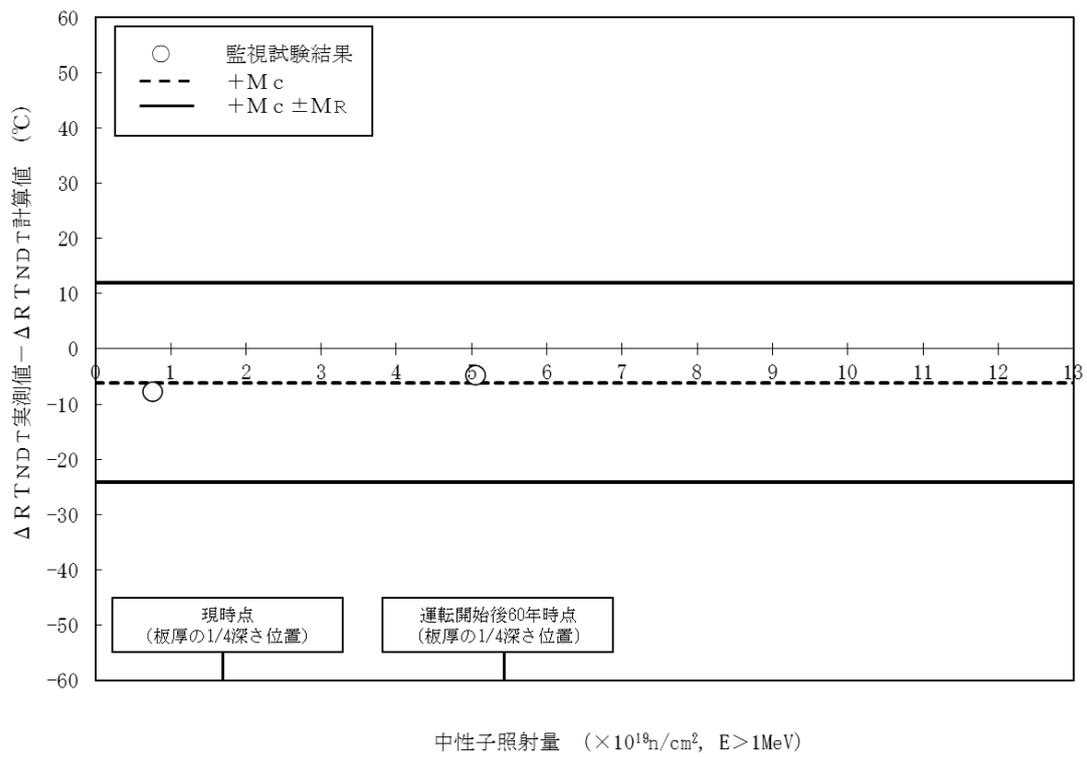
表 10.3-3 関連温度の予測値

評価時期	中性子照射量 ^{※1} ($\times 10^{19}n/cm^2$) [E > 1 MeV]	関連温度 ^{※2} ($^{\circ}C$)
		母材
現時点 (2020 年 3 月末時点(17.0EFPY))	1.70	3
運転開始後 60 年時点 ^{※3} (51.7EFPY)	5.44	26

※1：内表面から板厚 t の 1/4t 深さでの中性子照射量。

※2：内表面から板厚 t の 1/4t 深さでの予測値。

※3：運転開始後 60 年時点の EFPY については将来の設備利用率を 100%と想定し算出した。



M_c : 実測値で補正する場合に用いるマージン。

M_R : マージン。

図10.3-1 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

(2) 上部棚吸収エネルギー（USE）評価

2020年3月末時点及び運転開始後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10.3-4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で要求されている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 10.3-4 上部棚吸収エネルギーの予測値

	方向	初期値(J)	2020年3月末 時点 ^{※1} (J) (17.0EFPY)	運転開始後 60年時点 ^{※1} (J) (51.7EFPY)
母材	T方向 ^{※2}	285	266	258

※1：板厚 t の1/4t深さでの予測値。なお、運転開始後60年時点のEFPYについては将来の設備利用率を100%と想定し算出した。

※2：試験片の長手方向が主鍛造方向に直角。

(3) 加圧熱衝撃評価

a. 照射脆化の将来予測を保守的に行うことができる方法による評価

図10.3-2に評価結果を示す。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、 K_{Ic} 曲線は K_I を上回ることを確認した。

運転開始後60年時点における K_{Ic} 曲線を下式に示す。

$$K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp\{0.0161(T - 58)\} \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}})$$

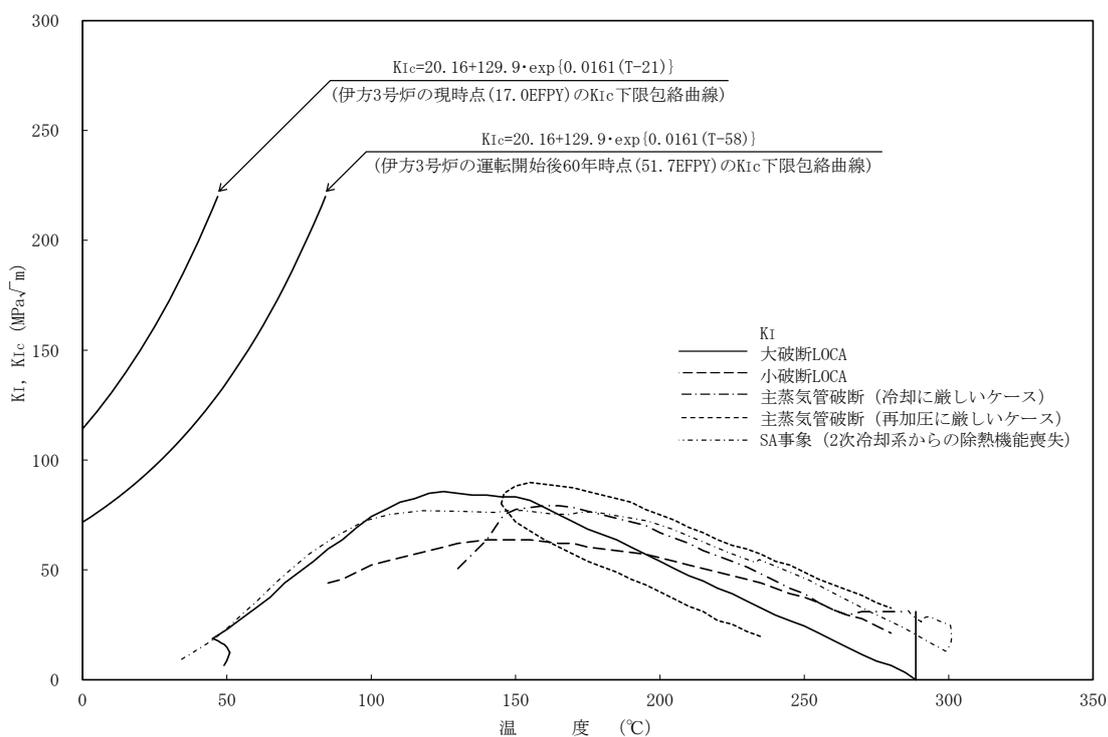


図10.3-2 原子炉容器胴部（炉心領域部）中性子照射脆化を考慮したP T S評価結果
（照射脆化の将来予測を保守的に行うことができる方法による評価）

b. 照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価

図10.3-3に評価結果を示す。照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価の結果、 K_{Ic} 曲線は K_I を上回ることを確認した。

照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価における K_{Ic} 曲線を下式に示す。

$$K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp\{0.0161(T-19)\} \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}})$$

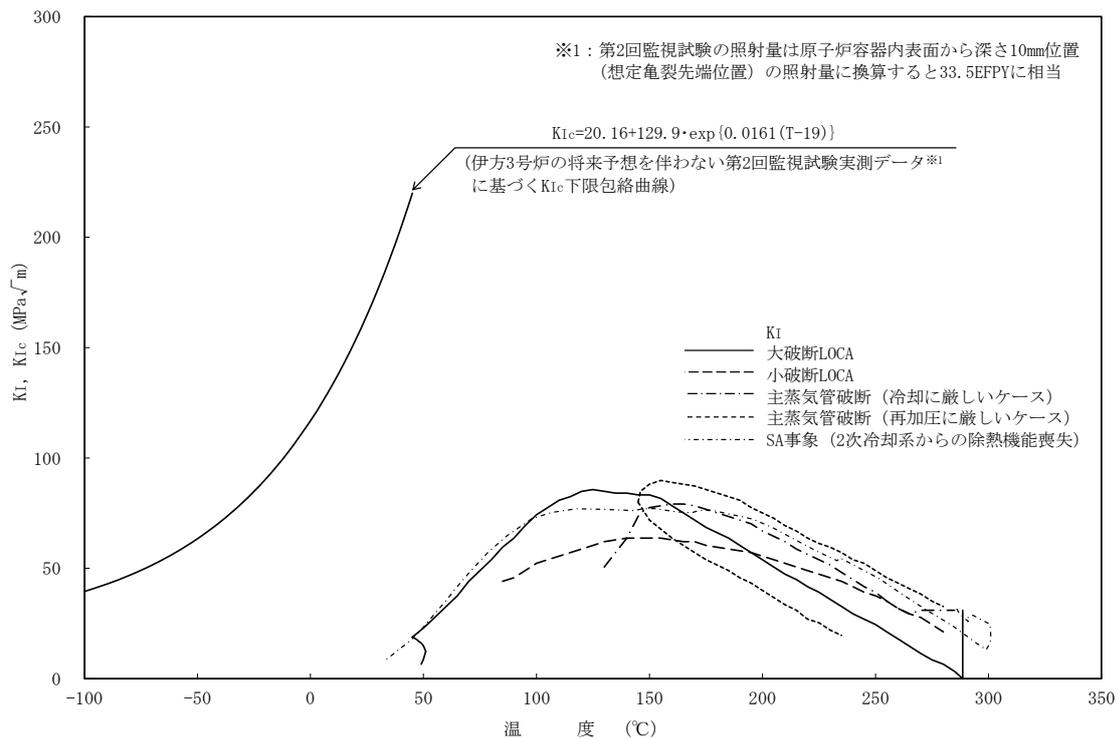


図 10.3-3 原子炉容器胴部（炉心領域部）中性子照射脆化を考慮したP T S評価結果（照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価）

また、図10.3-4に照射前試験及び各回次の監視試験によって取得した K_{Ic} 実測値のプロットと、照射前試験及び各回次の監視試験の K_{Ic} 実測値を下限包絡した K_{Ic} 曲線を示す。第2回監視試験の中性子照射量は、原子炉容器内表面（内張りを除く。）から深さ10mmの位置（想定亀裂先端位置）の中性子照射量に換算すると、P L M 3 0時点の想定で運転開始後約42年時点に相当し、既に運転開始後40年時点（「四 長期施設管理計画の期間」の終期として定める時期）を超える時点に相当する K_{Ic} 実測値が取得できている。この運転開始後40年時点を超える時点に相当する K_{Ic} 実測値を下限包絡した K_{Ic} 曲線は、深さ10mmの亀裂を想定して評価した K_I で示すP T S状態遷移曲線を十分上回っている。なお、JEAC4206の K_{Ic} 曲線式が K_I 曲線に接するときの T_p は153℃である。

以上より、「照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価」においても脆性破壊は起こらないと評価される。

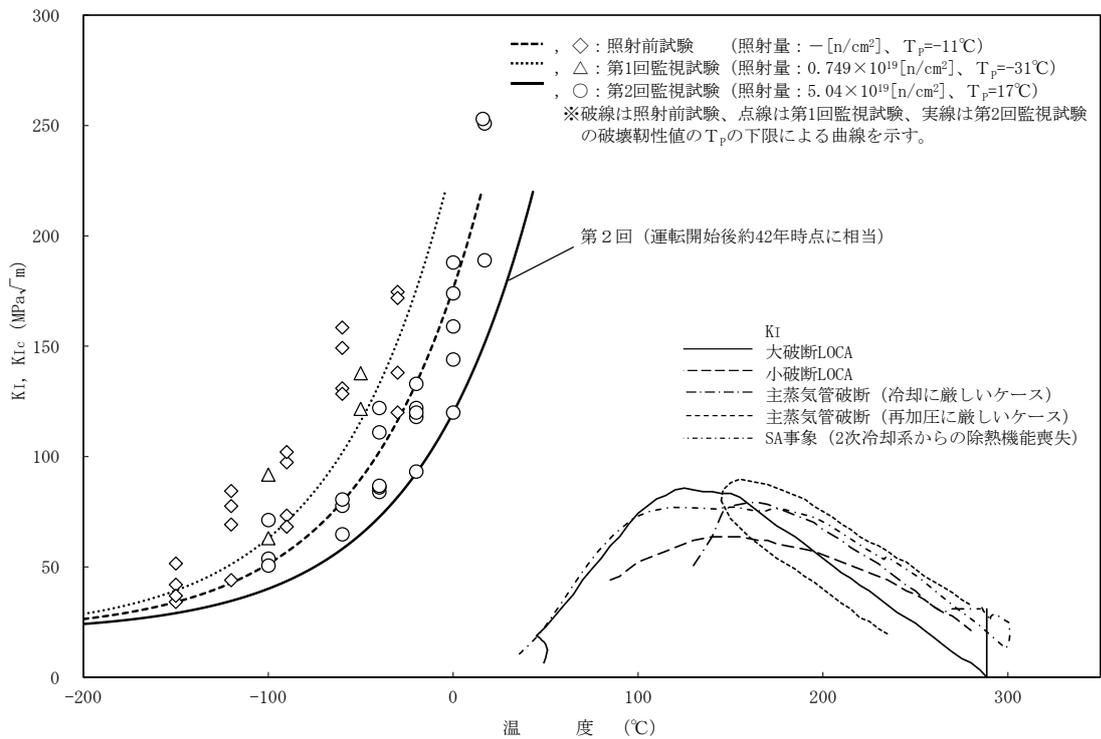
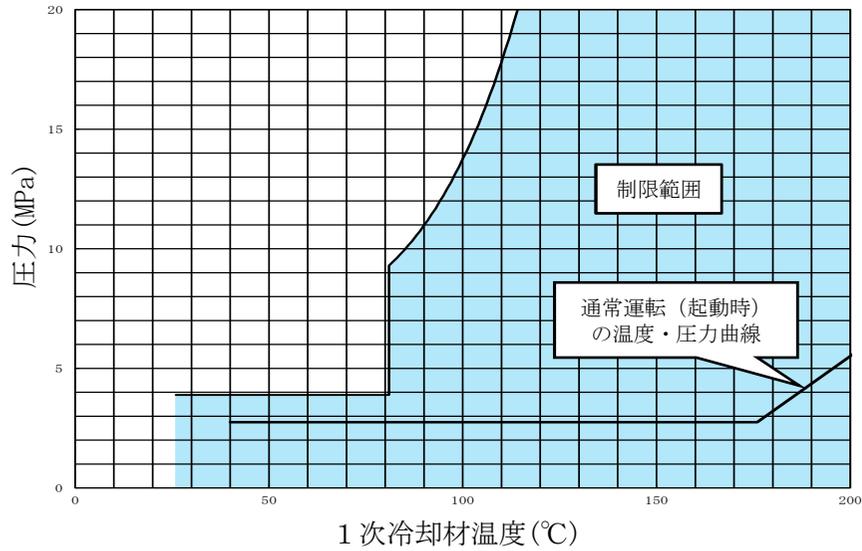


図 10.3-4 照射前試験及び各回次の監視試験で取得した破壊靱性実測値と下限包絡した破壊靱性遷移曲線

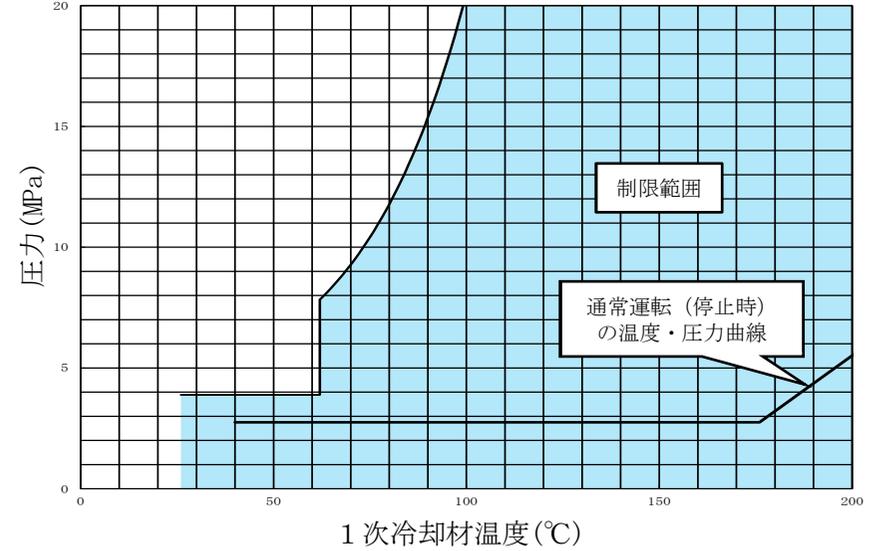
(4) 1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲の評価

図10.3-5に評価結果を示す。運転開始後60年時点(51.7EFPY)の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲を評価し、長期施設管理計画の期間における運転上の制限として遵守可能な、通常の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲及び原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい若しくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度が設定可能であることを確認した。

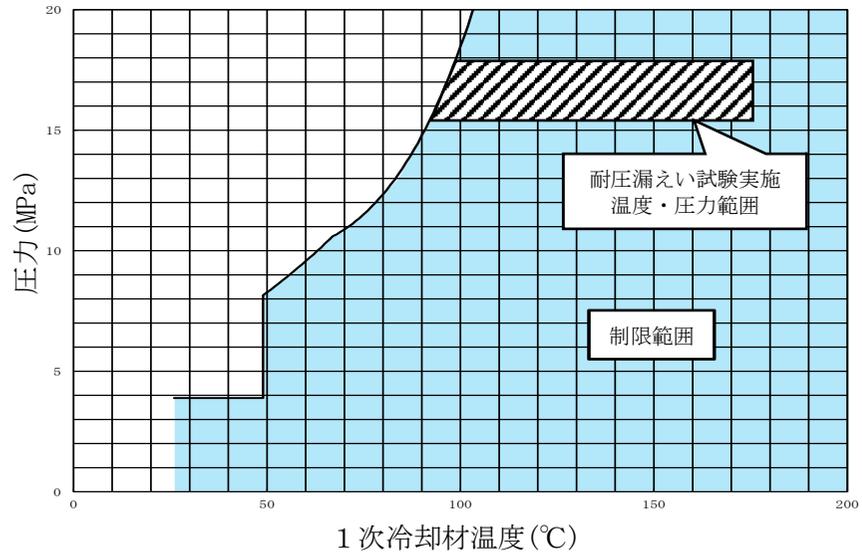
なお、「10.3.5 現状の施設管理に対する評価」に示すとおり、現状の施設管理においても、運転開始後30年以降(25EFPY時点)での加熱・冷却制限曲線により運用している。



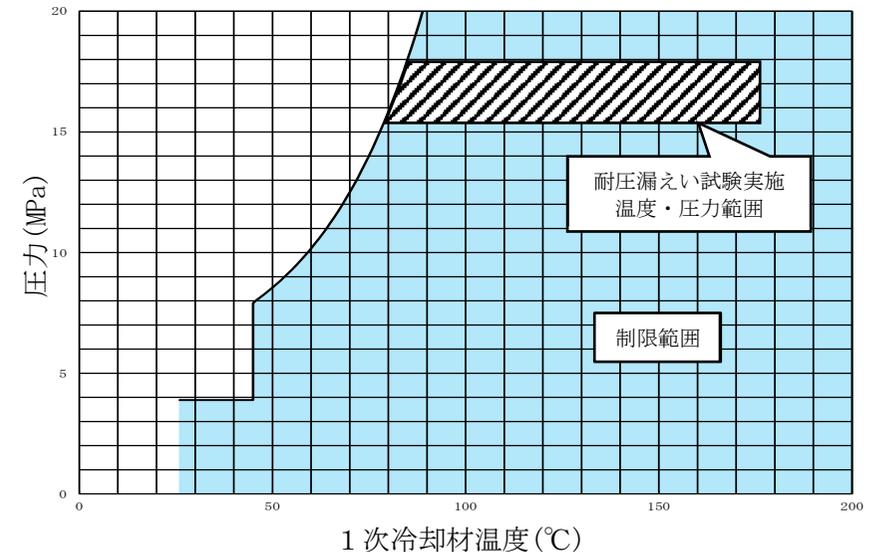
1次冷却材温度(°C)
通常運転時の加熱制限曲線



1次冷却材温度(°C)
通常運転時の冷却制限曲線



1次冷却材温度(°C)
試験時の加熱制限曲線



1次冷却材温度(°C)
試験時の冷却制限曲線

図 10.3-5 通常運転時・試験時の加熱・冷却制限曲線評価結果（運転開始後 60 年時点(51.7EFPY)）

10.3.5 現状の施設管理に対する評価

原子炉容器に対しては、定期的に原子炉容器の溶接部の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。原子炉容器胴部（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。建設時に試験片を入れたカプセルを6体挿入し、現在までに2体のカプセルを取出し、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、長期施設管理計画の期間における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）及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30年以降（25EFPY時点）での加熱・冷却制限曲線により運用している。

原子炉容器の溶接部に有意な欠陥のないことは超音波探傷検査により確認しており、原子炉容器胴部（炉心領域部）材料の機械的性質の変化の傾向は監視試験により把握可能であることから、保全内容として適切である。

10.3.6 総合的な評価

健全性評価結果から判断して、原子炉容器胴部（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。

原子炉容器の溶接部に有意な欠陥のないことは超音波探傷検査により確認しており、原子炉容器胴部（炉心領域部）材料の機械的性質の変化の傾向は監視試験により把握可能であることから、保全内容として適切である。

原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、追加保全策として、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。

10.4 照射誘起型応力腐食割れ

10.4.1 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」（平成9年3月）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機器（中性子照射量 10^{21}n/cm^2 （ $E > 0.1\text{MeV}$ ）オーダー以上（運転開始後60年時点））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、炉心槽等）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、応力、温度レベルを基に、照射誘起型応力腐食割れの発生可能性評価を表10.4-1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10. 4-1 ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れの発生可能性評価

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 ² : 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	約1×10 ²³	大 (締付け+熱曲げ +照射スウェリング)	約321	有	発生の可能性有り。炉心バップルの照射スウェリングにより応力増加が生じるため、亀裂発生の可能性が大きくなる。海外損傷事例もあり最も厳しい。
炉心 バップル	約1×10 ²³	小 (熱応力)	約321	無	バップルフォーマボルトよりも応力レベルが小さいため、バップルフォーマボルトに比べて発生の可能性は小さい。
炉心 バップル 取付板	約1×10 ²³	小 (熱応力)	約321	無	バップルフォーマボルトよりも応力レベルが小さいため、バップルフォーマボルトに比べて発生の可能性は小さい。
バレル フォーマ ボルト	約2×10 ²²	大 (締付け+熱曲げ)	約321	無	応力レベルは大きい、バップルフォーマボルトよりも中性子照射量レベルが小さいため、バップルフォーマボルトに比べて発生の可能性は小さい。
炉心槽	約3×10 ²²	大※3 (溶接部) (溶接残留応力)	約321	無	溶接残留応力が存在し応力レベルは大きい、バップルフォーマボルトよりも中性子照射量レベルが小さいため、バップルフォーマボルトに比べて発生の可能性は小さい。
上部 炉心板	約2×10 ²¹	小 (熱応力)	約321	無	バップルフォーマボルトよりも中性子照射量レベル及び応力レベルが小さいため、バップルフォーマボルトに比べて発生の可能性は小さい。
上部燃料 集合体 案内ピン	約2×10 ²¹	小 (締付け)	約321	無	バップルフォーマボルトよりも中性子照射量レベル及び応力レベルが小さいため、バップルフォーマボルトに比べて発生の可能性は小さい。
下部燃料 集合体 案内ピン	約1×10 ²²	小 (締付け)	約284	無	バップルフォーマボルトよりも中性子照射量レベル、応力レベル及び温度が小さいため、バップルフォーマボルトに比べて発生の可能性は小さい。
下部 炉心板	約1×10 ²²	大 (熱応力)	約284	無	応力レベルは大きい、バップルフォーマボルトよりも中性子照射量レベル及び温度が小さいため、バップルフォーマボルトに比べて発生の可能性は小さい。
下部炉心 支持柱	約5×10 ²¹	中 (曲げ)	約284	無	バップルフォーマボルトよりも中性子照射量レベル、応力レベル及び温度が小さいため、バップルフォーマボルトに比べて発生の可能性は小さい。
熱遮へい 体	約1×10 ²²	小 (熱応力)	約284	無	バップルフォーマボルトよりも中性子照射量レベル、応力レベル及び温度が小さいため、バップルフォーマボルトに比べて発生の可能性は小さい。
熱遮へい 体取付 ボルト	約1×10 ²²	大 (締付け+熱曲げ)	約284	無	応力レベルは大きい、バップルフォーマボルトよりも中性子照射量レベル及び温度が小さいため、バップルフォーマボルトに比べて発生の可能性は小さい。

※1：中性子照射量レベルは運転開始後60年時点での各部位の推定最大中性子照射量レベルを示す。

※2：応力レベルは各部位の最大応力値を示す。〔大：>Sy（非照射材の降伏応力） 中：≒Sy（非照射材の降伏応力） 小：<Sy（非照射材の降伏応力）〕

※3：炉心槽溶接部の残留応力は大きい、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2012年版）（JSME S NA1-2012）」（以下「維持規格」という。）にて、炉心槽溶接部応力は、照射誘起型応力腐食割れ発生に対し余裕があると評価されている。

10.4.2 評価の方法

評価に用いた規格等及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」（平成9年3月）
- ・ 維持規格
- ・ 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」（平成21年9月）
- ・ 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）」（平成30年3月）

バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れに対する損傷可能性評価については、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」（平成21年9月）の添付資料「PWR型原子力発電所炉内構造物IASCC評価ガイド（案）」（平成21年3月）（以下「評価ガイド」という。）、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）」（平成30年3月）（以下「JANSIガイドライン」という。）及び維持規格に基づき、図10.4-1のとおり実施する。

なお、維持規格によれば、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（1,080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（最上段及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。

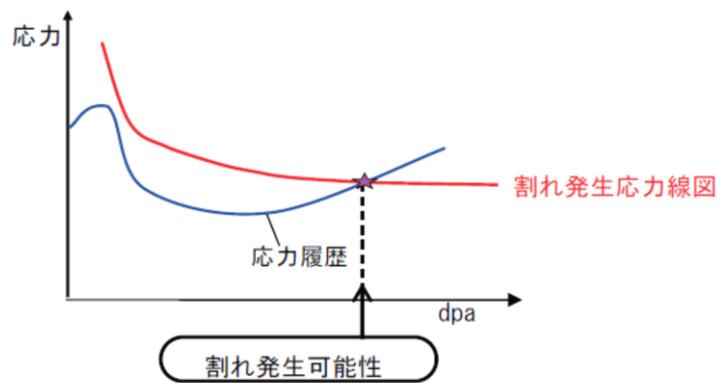
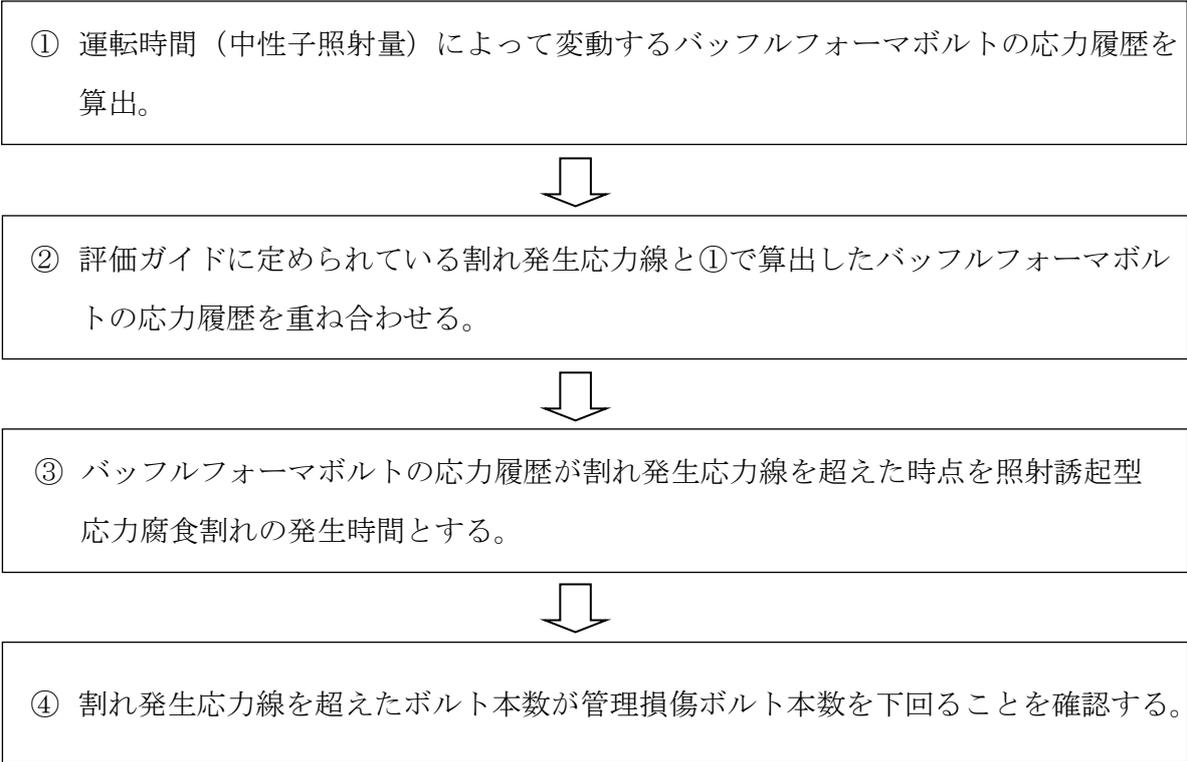


図 10.4-1 損傷可能性評価フローと概念図

[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」（平成 21 年 9 月）]

10.4.3 評価の条件

評価に用いる中性子照射量は、これまでの運転実績に将来の設備利用率を100%と仮定して算出した。

なお、第12回定期検査時（2009年度）にMOX燃料を装荷し、使用を開始していることから、MOX燃料装荷時点（13.5EFPY）以降の中性子束は実績炉心の中性子束に1.1倍を乗じて評価している。

10.4.4 健全性評価

(1) JANSIガイドラインによる評価

運転開始後60年時点（約45.3万時間（51.7EFPY））におけるバッフルフォーマボルトの損傷可能性評価結果を図10.4-2に示す。中性子照射量は、将来の設備利用率を100%と仮定することで保守的に評価した。評価の結果、運転開始後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（IASC）評価技術に関する報告書」（平成21年9月）で得たシング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。

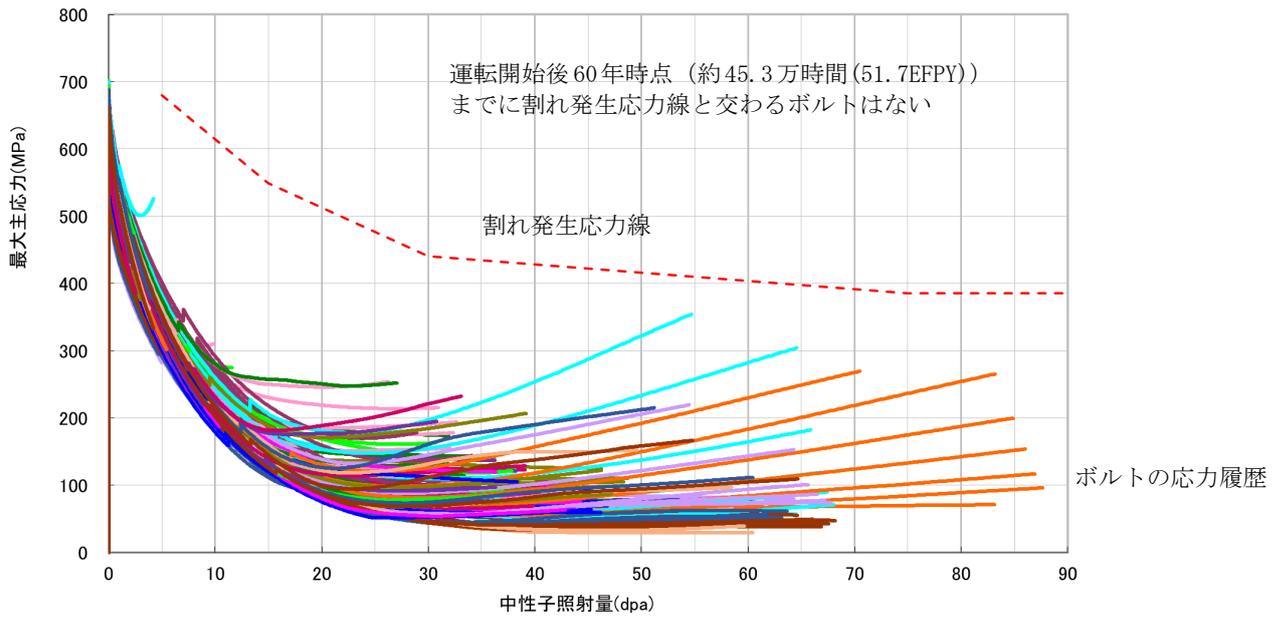


図10.4-2 バッフルフォーマボルトの応力履歴と割れ発生応力線の重ね合わせ
(応力履歴は運転開始後60年時点(約45.3万時間(51.7EFPY))まで)

(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、伊方3号炉はこのうちのグループ4に属する。グループ2～4のボルト損傷可能性本数が管理損傷ボルト本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の損傷可能性評価によるものであり、保守的な評価結果であると考えられる。

10.4.5 現状の施設管理に対する評価

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を実施している。目視検査では、炉内構造物の試験対象部位の異常（機器の変形、部品の脱落等）がないことを確認している。

炉内構造物に異常がないことの確認は目視検査で可能であり、点検手法として適切である。

10.4.6 総合的な評価

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（IASC）評価技術に関する報告書」（平成21年9月）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ないと考える。

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ないと評価している。

なお、炉内構造物に異常がないことの確認は目視検査で可能であり、点検手法として適切である。

10.5 2相ステンレス鋼の熱時効

10.5.1 評価対象

熱時効の評価対象機器・対象部位については、学会標準2008版に基づき、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。

- ・ 使用材料が2相ステンレス鋼（ステンレス鋼鋳鋼）
- ・ 使用温度が250℃以上
- ・ 亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される。

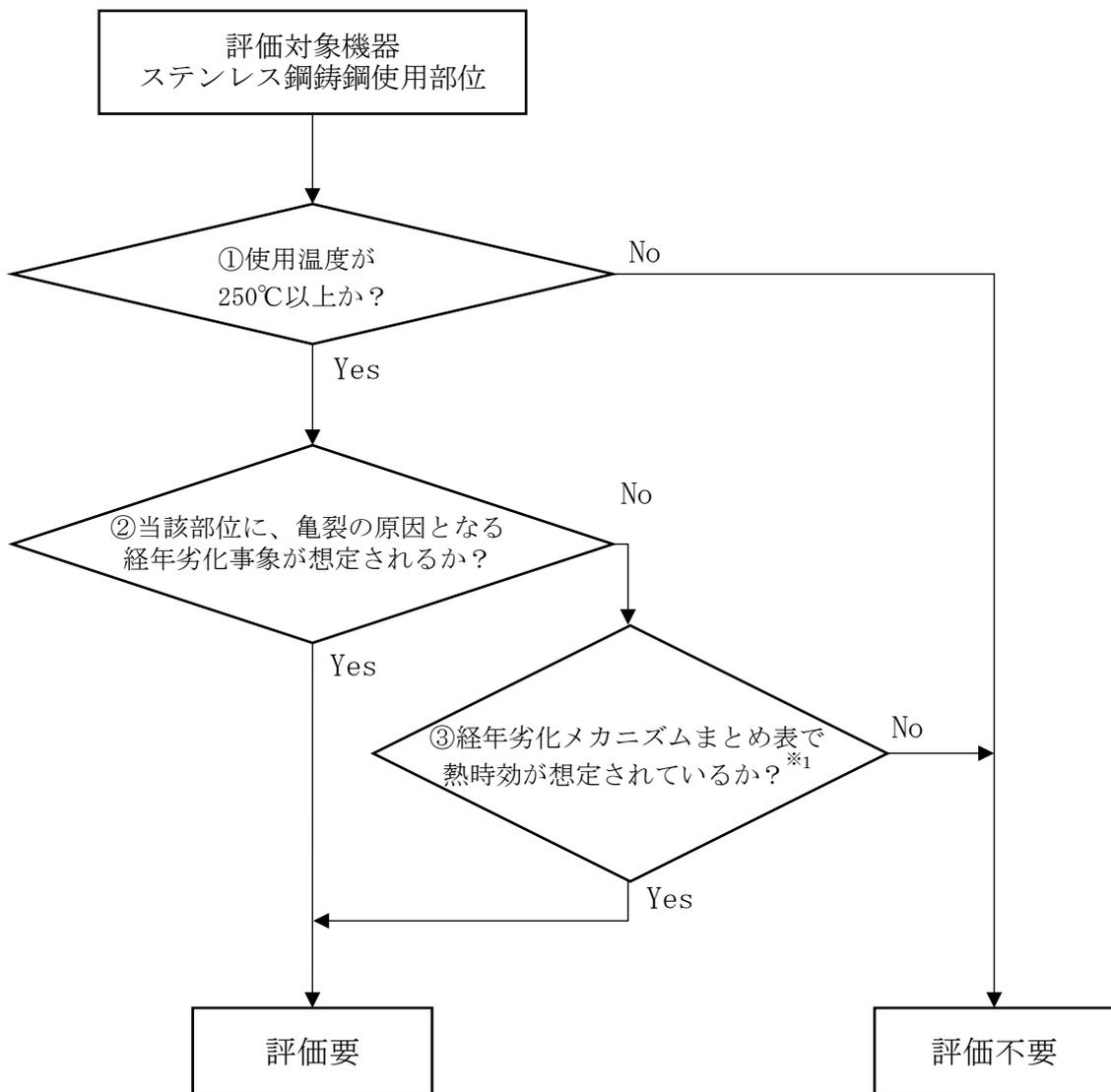
熱時効評価対象スクリーニングフローを図10.5-1に示す。

なお、スクリーニングフローにおいて、②の「亀裂の原因となる経年劣化事象」とは疲労割れ又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、「10.2 低サイクル疲労」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より、すべ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、学会標準2008版等の経年劣化メカニズムまとめ表において経年劣化事象が想定される場合でも、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等）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、亀裂の原因となる経年劣化事象の発生は想定されないが、使用温度が高く、発生応力が大きい1次冷却材管をPLM30で熱時効を評価していることも踏まえ評価対象とした。また、1次冷却材ポンプケーシングについては、フェライト量が1次冷却材管よりわずかに多く、発生応力の大きい1次冷却材管と直接接続する機器であることを考慮し、1次冷却材管の評価に1次冷却材ポンプケーシングのフェライト量を用いて、フェライト量が健全性に及ぼす影響を確認した。

熱時効評価対象スクリーニング結果を表10.5-1に示す。



※1：学会標準 2008 版等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、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 10.5-1 熱時効評価対象スクリーニングフロー

表 10.5-1 熱時効評価対象スクリーニング結果

機種	機器	部位	使用温度 (°C)	亀裂の原因	フェライト量 (%)※1,2	発生応力 (MPa)※2	備考 (選定理由)
ポンプ	1次冷却材ポンプ	ケーシング	約 284	疲労割れ	約 12.4	約 119	疲労割れによる亀裂が想定されるが、疲労評価上も許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さい。また、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。 フェライト量が1次冷却材管よりわずかに多く、1次冷却材管に直接接続する機器であるため、1次冷却材管の評価に1次冷却材ポンプケーシングのフェライト量を用いて、フェライト量が健全性に及ぼす影響を確認する。
配管	1次冷却材管	直管、エルボ	約 321 / 約 284	疲労割れ 応力腐食割れ	約 10.7	約 194	疲労割れによる亀裂が想定されるが、疲労評価上も許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さい。また、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。応力腐食割れについては、高温で使用する場合は水質管理を実施しており発生する可能性は小さい。 1次冷却材ポンプケーシングと比較するとフェライト量は少ないが、発生応力が大きいため、PLM30で熱時効を評価していることも踏まえ、1次冷却材管を評価対象とする。

※1：フェライト量算出に当たっては、製造時の材料成分を用いて「Standard Practice for Estimating Ferrite Content of Stainless Steel Castings Containing Both Ferrite and Austenite (ASTM A800/A800M-20)」(以下「ASTM A800」という。)に示される線図により算出した。

※2：対象機器が複数ある場合、最も値の大きい機器を記載している。

10.5.2 評価の方法

(1) 規格、参考文献及び評価手順

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

- 学会標準 2008 版
- 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。)
- 電力共通研究報告書「1次冷却材管等の時効劣化に関する研究 (STEP III) (その2) 平成10年度 (最終報告書)」 (平成11年3月) 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。)

2相ステンレス鋼の熱時効評価フローを図 10.5-2 に示す。

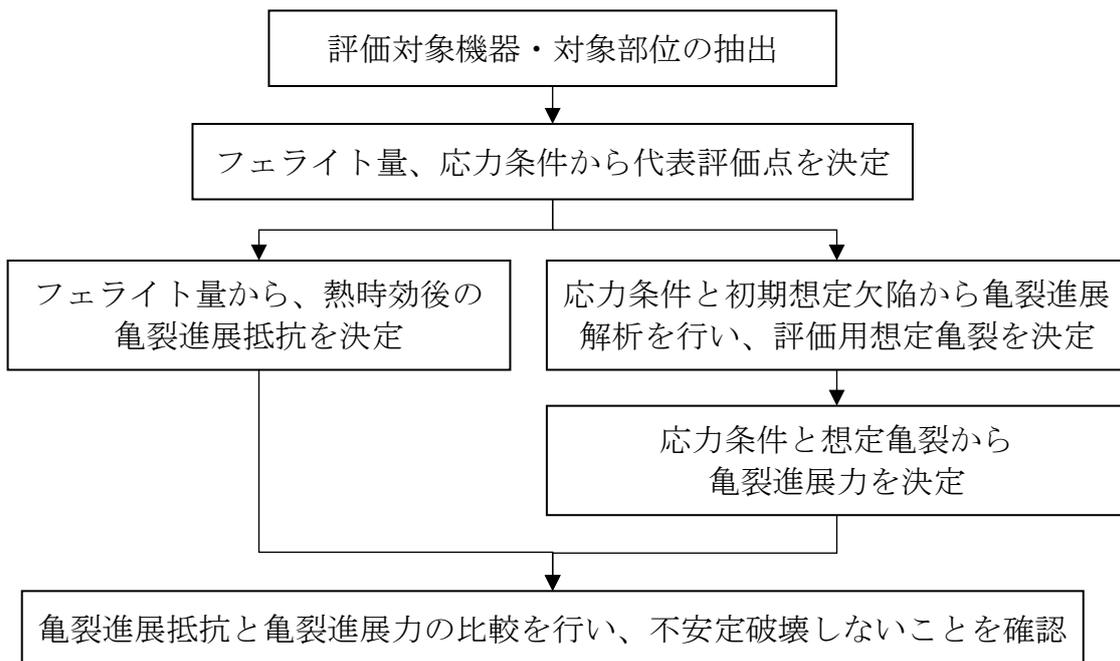


図 10.5-2 2相ステンレス鋼の熱時効評価フロー

(2) 評価部位の抽出

熱時効の評価対象である1次冷却材管を構成するステンレス鋼鑄鋼各部位（1次冷却材ポンプ含む。）を図10.5-3に示す。また、各部位のフェライト量及び応力の一覧を表10.5-2に示す。

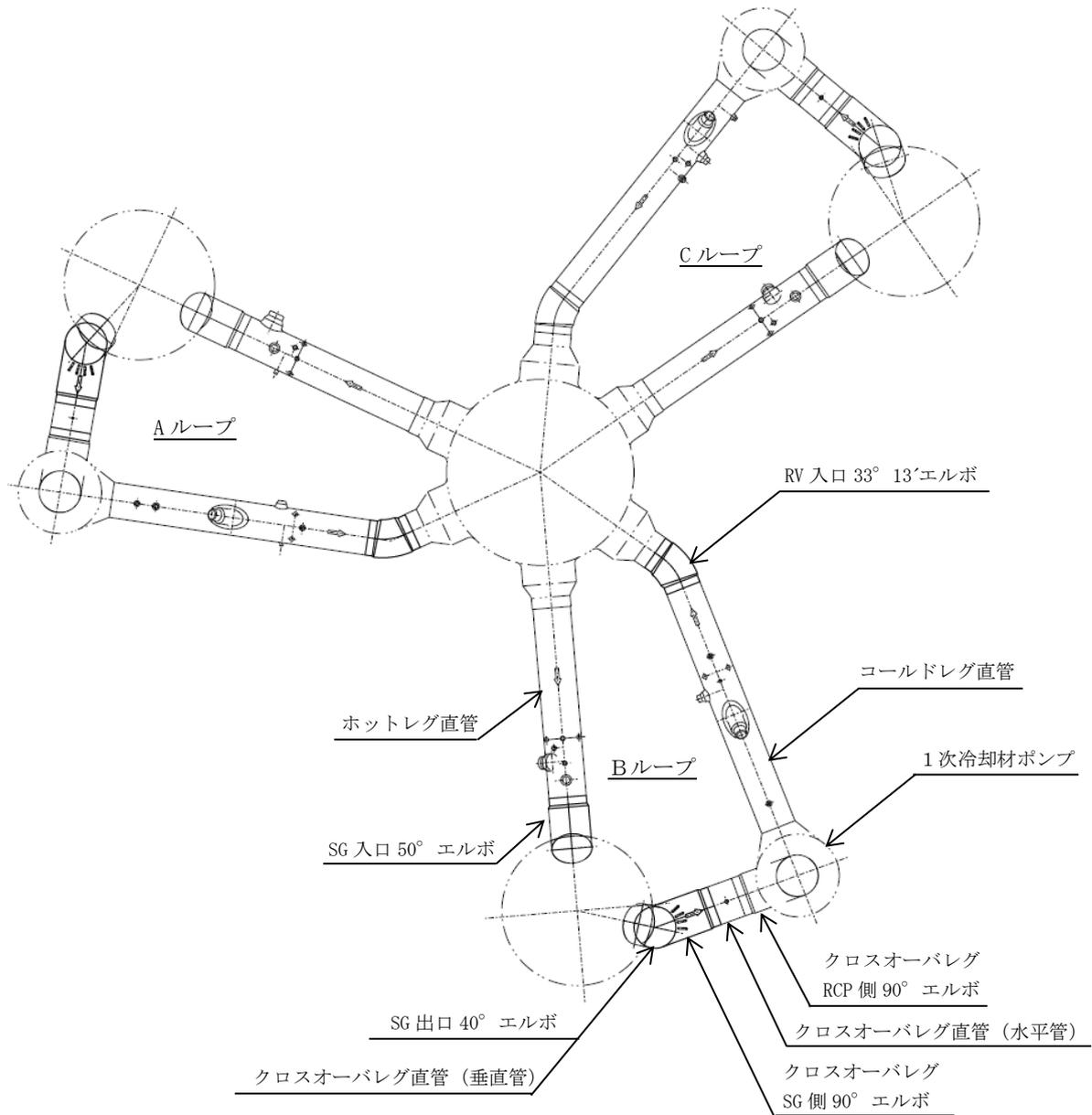


図10.5-3 1次冷却材管及び1次冷却材ポンプの熱時効評価対象部位

表 10.5-2 1次冷却材管構成品及び1次冷却材ポンプケーシングの
フェライト量及び応力一覧

	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	321.1	約 10.1	194	○
②	SG 入口 50° エルボ	321.1	約 10.7	136※4	○
③	SG 出口 40° エルボ	283.6	約 10.0	85	
④	クロスオーバレグ直管 (垂直管)	283.6	約 9.8	74	
⑤	クロスオーバレグ SG 側 90° エルボ	283.6	約 9.7	68	
⑥	クロスオーバレグ直管 (水平管)	283.6	約 9.8	65	
⑦	クロスオーバレグ RCP 側 90° エルボ	283.6	約 9.5	81	
⑧	コールドレグ直管	283.6	約 9.5	119	
⑨	RV 入口 33° 13' エルボ	283.6	約 10.0	102	
⑩	1次冷却材ポンプケーシング	283.6	約 12.4	119	※5

※1：フェライト量算出にあたっては、製造時の材料成分を用いて「ASTM A800」に示される線図により算出した。

※2：対象機器が複数ある場合、最も値の大きい機器を記載している。

※3：応力は供用状態A、Bでの内圧、自重、熱膨張荷重、地震荷重(Ss)を用いて算出した。なお、重大事故等時の応力条件でも選定結果が変わらないことを確認している。

※4：直管形状部の応力を示す。曲がり部の応力は129MPa。

※5：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した。

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、1次冷却材管でフェライト量が最も多い部位及びエルボで応力が高くなると考えられる部位として SG 入口 50° エルボを選定した。なお、SG 入口 50° エルボの代表評価点は直管形状部（応力：136MPa）ではなく、曲がり部（応力：129MPa）とする。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。

(3) 評価手順

a. 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 10.5-4 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。

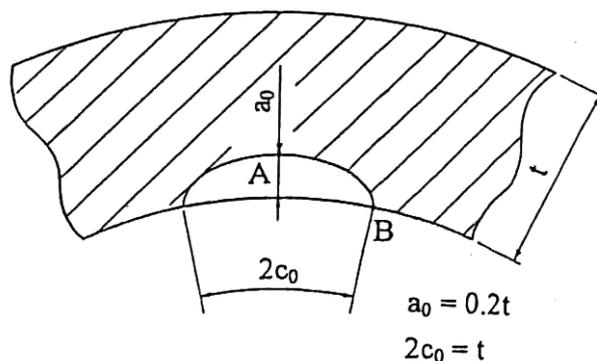


図 10.5-4 初期欠陥の形状

b. 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。

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。

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 casting 管に対する速度を使用した。（JEAG4613-1998 参照）

c. 亀裂安定性評価用亀裂の想定

亀裂安定性評価では、安全側に評価するため、b. 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。

d. 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 + S_s 地震力により想定亀裂に生じる亀裂進展力 (J_{app}) を評価し、亀裂進展抵抗 (J_{mat}^{*1}) と比較して延性不安定破壊しないことを確認する。

※1：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。

10.5.3 評価の条件

疲労亀裂進展解析で用いる過渡回数は、低サイクル疲労評価で用いているものと同じである学会標準 2008 版に基づき、2020 年 3 月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。（10.2.3 参照）

亀裂進展力 (J_{app}) の算出に用いる荷重条件については、S_s 地震力を用いる。

10.5.4 健全性評価

(1) 亀裂進展解析結果及び評価用欠陥の想定

疲労亀裂進展解析結果を表 10.5-3 に示す。いずれの場合も亀裂は配管を貫通することはないが、「(2) 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。

表 10.5-3(1/2) 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	$a_0=14.54$	$2c_0=72.70$	—
60年後	$a=15.99$	$2c=73.72$	$\Delta a=1.45$ mm $2\Delta c=1.02$ mm

表 10.5-3(2/2) 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	$a_0=15.56$	$2c_0=77.80$	—
60年後	$a=17.40$	$2c=80.16$	$\Delta a=1.84$ mm $2\Delta c=2.36$ mm

(2) 亀裂安定性評価

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}) と熱時効後の亀裂進展抵抗 (J_{mat}) を用いて評価を行う。

a. 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 10.5-4 のとおりとなる。

評価条件として、配管に負荷される荷重は、自重 + S A 熱膨張 + S A 圧力 + Ss 地震力とする。

表 10.5-4 熱時効評価に係る亀裂長さにおける J_{app} 値 (kJ/m^2)

亀裂長さ	板厚の 1 倍	板厚の 3 倍	板厚の 5 倍
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)	144	720	2,190
SG 入口 50° エルボ	138	452	952

b. 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)。延性亀裂が成長を始める破壊靱性値 (以下「 J_{Ic} 」という。) 及び延性亀裂が 6 mm 成長したときの破壊靱性値 (以下「 J_6 」という。) はデータの下限值 (-2σ) を用いて算出しており、その結果を表 10.5-5 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あわせて示す。

表 10.5-5 熱時効評価対象部位の破壊靱性値

	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
J_{Ic} (kJ/m^2)	180	136	169
J_6 (kJ/m^2)	749	579	707

c. 亀裂安定性評価結果

a. 及び b. 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ごとに図 10.5-5 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})が亀裂進展力(J_{app})を上回るとともに、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。

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})が亀裂進展力(J_{app})を上回るとともに、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。

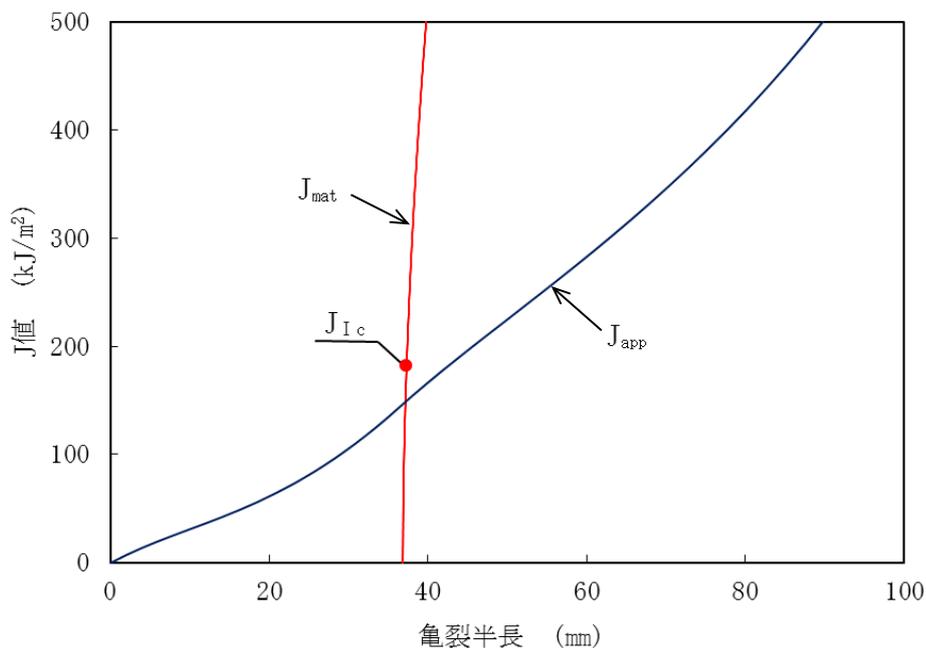


図 10.5-5(1/3) 熱時効に対する亀裂安定性評価線図
ホットレグ直管

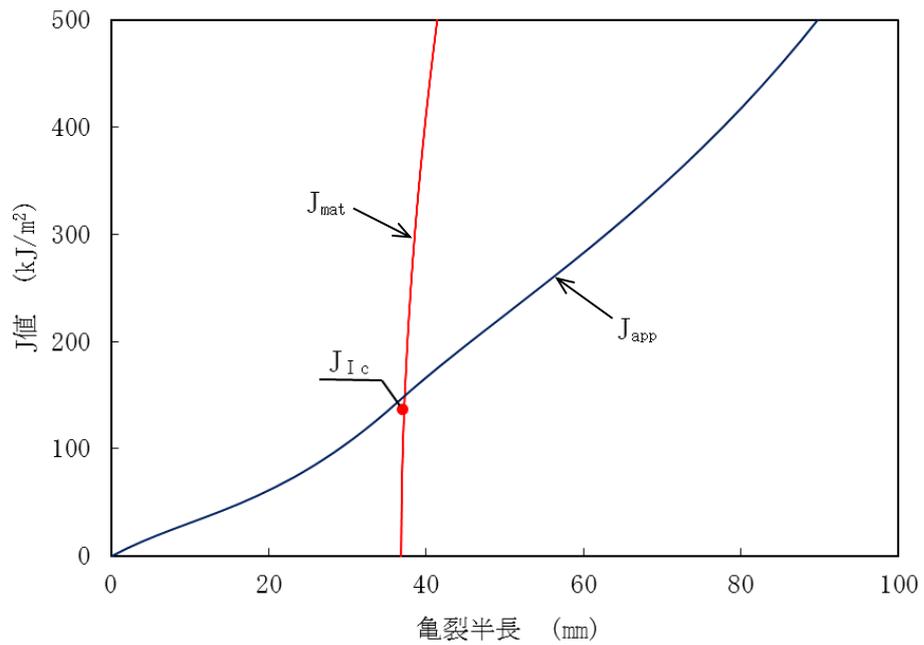


図 10.5-5(2/3) 熱時効に対する亀裂安定性評価線図
 ホットレグ直管 (1次冷却材ポンプケーシングのフェライト量を用いた場合)

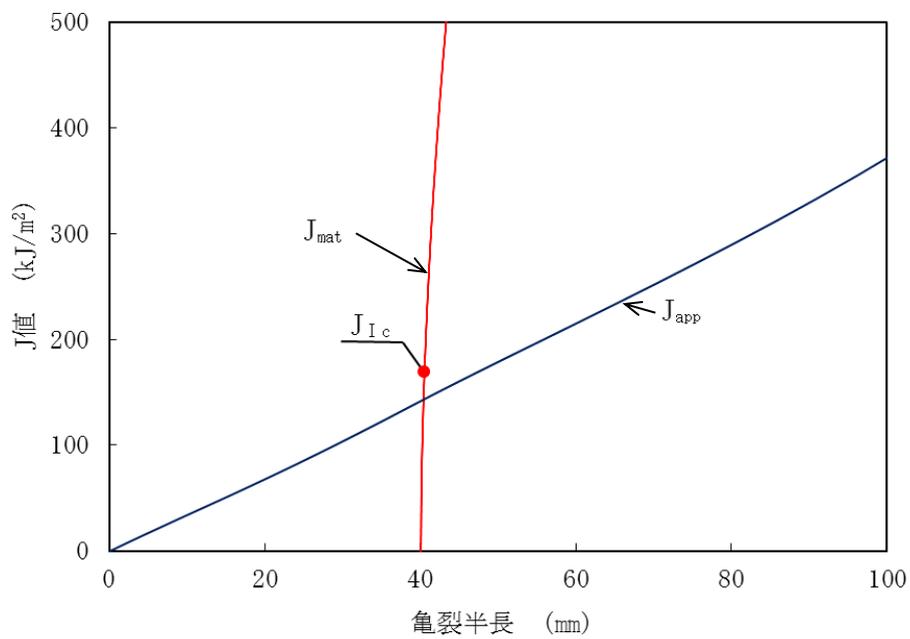


図 10.5-5(3/3) 熱時効に対する亀裂安定性評価線図
 SG 入口 50° エルボ

d. 破断前漏えい概念を適用している配管系に対する熱時効の影響

JEAG4613-1998 に基づき破断前漏えい概念を適用している配管系について、熱時効の影響を考慮しても破断前漏えいが成立することを確認している。

10.5.5 現状の施設管理に対する評価

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、有意な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次冷却材管溶接部に有意な亀裂のないことは超音波探傷検査及び漏えい検査により検知可能であり、点検手法として適切である。

10.5.6 総合的な評価

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等は内面からの割れを検知可能であることから、点検手法として適切である。

10.6 電気・計装品の絶縁低下

10.6.1 評価対象

「ハ 経年劣化に関する技術的な評価に関する事項」に示す評価対象機器のうち、電気・計装設備の絶縁材料にゴム、プラスチック等の高分子材料を使用している機器を評価対象機器とし、表10.6-1に示す。

健全性評価については、表10.6-1に示す評価対象機器に対して点検検査結果による健全性評価を行った。また、表10.6-1に示す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により健全性評価を行った。

表10.6-1 絶縁低下の評価対象機器^{※1}

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 ^{※2}	重大事故等時 ^{※3}
ポンプモータ	高圧ポンプモータ	—	—
	低圧ポンプモータ	—	—
容器	電気ペネトレーション	○	○
弁	電動装置	○	— ^{※4}
ケーブル	高圧ケーブル	—	—
	低圧ケーブル	○	○
	同軸ケーブル	○	○
	ケーブル接続部	○	○
電気設備	メタルクラッド開閉装置 (メタクラ)	—	—
	動力変圧器	—	—
	パワーセンタ	—	—
	コントロールセンタ	—	—
計測制御設備	プロセス計測制御設備	—	—
	制御設備	—	—
空調設備	モータ	—	—
機械設備	空気圧縮装置	—	—
	燃料取扱設備 (クレーン関係)	—	—
	燃料移送装置	—	—
電源設備	非常用発電設備 発電機	—	—
	非常用発電設備 内燃機関付属設備 ポンプ	—	—
	直流電源設備	—	—
	無停電電源	—	—
	計装用分電盤	—	—
	制御棒駆動装置用 電源設備	—	—

※1：特定重大事故等対処施設に属する機器を含む。

※2：設置許可基準規則第12条（安全施設）第3項の要求を踏まえ選定

※3：設置許可基準規則第43条（重大事故等対処設備）第1項第1号の要求を踏まえ選定

※4：重大事故等時環境下で機能要求のある弁電動装置の使命期間内の環境条件は、設計基準事故を想定した事故時雰囲気暴露試験条件に包絡されているため“—”と表記

10.6.2 評価の方法

(1) 点検検査結果による健全性評価

表 10.6-1 に示す評価対象機器については、機器ごとに現状の保全策による点検検査の実施、絶縁低下の状況の把握、有意な絶縁低下と判断する値の設定及び有意な絶縁低下と判断する値に達する前に取替等の管理を行っていることを確認することにより、点検検査結果による健全性評価を行った。

(2) 環境認定試験による健全性評価

表 10.6-1 に示す評価対象機器のうち、設計基準事故時又は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も機能要求のある機器については、以下に示す規格及び評価手法により、環境認定試験による健全性評価を行った。環境認定試験の手順及び判定方法を図 10.6-1 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。) 【容器（電気ペネトレーション）の評価に使用】
- IEEE Std.382-1996 「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-Operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power Plants」 【弁（電動装置）の評価に使用】
- 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】
- 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】
- 電気学会「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なら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】

- ・ 原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(平成26年2月)(以下「ACAガイド」という。)**【ケーブルの評価に使用】**

※1：IEEE Std. 323-1974及びIEEE Std. 383-1974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。

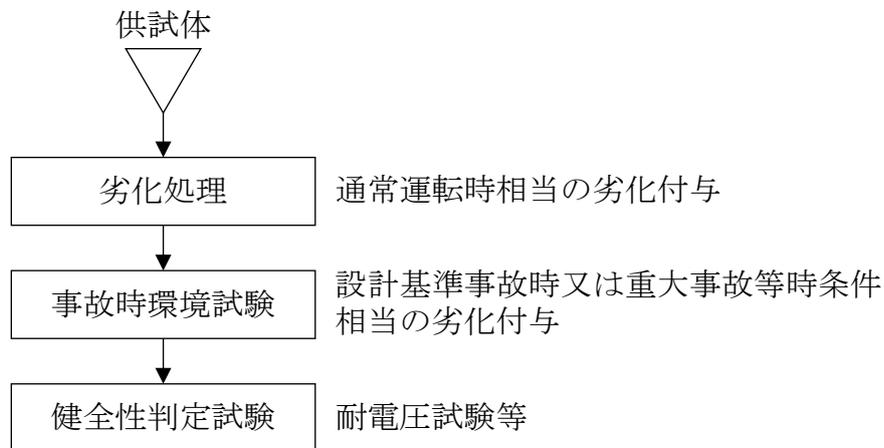


図10.6-1 環境認定試験の手順及び判定方法

10.6.3 評価の条件

設計基準事故時又は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も機能要求のある機器の評価条件を以下に示す。

- ・ 運転期間は、これまでの運転実績にかかわらず稼働率 100%と仮定して運転開始後 60 年間の運転期間を想定した条件とした。
- ・ 環境条件は、機器の設置環境付近の温度、放射線線量率の測定結果や設計値による条件とした。

10.6.4 健全性評価

(1) 点検検査結果による健全性評価

電気・計装設備については、現状の保全策として絶縁診断、絶縁抵抗測定又は系統機器の動作確認等を行っている。また、絶縁低下に対する管理として、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及び有意な絶縁低下と判断する値に達する前に取替等の管理を行っていることから、有意な絶縁低下が生じないことを確認した。

(2) 環境認定試験による健全性評価

設計基準事故時又は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も機能要求のある機器のうち、低圧ケーブルである難燃エチレンプロピレンゴム絶縁難燃クロロスルホン化ポリエチレンシースケーブル（以下「難燃PHケーブル」という。）は長期の使用を前提としており、環境認定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いることから、これを代表機器とする。

難燃PHケーブルの健全性評価結果をa.～c.に示す。

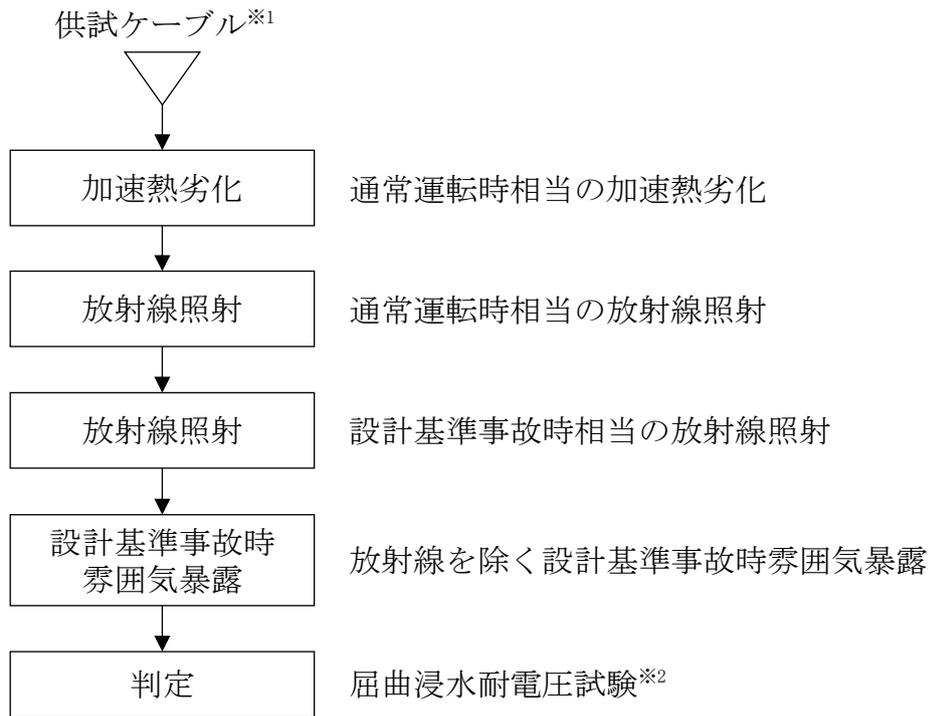
難燃PHケーブルについては、60年間の供用及びその後の設計基準事故時並びに60年間の供用及びその後の重大事故等時において、有意な絶縁低下が生じないことを確認した。

代表機器以外の設計基準事故時又は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も機能要求のある機器（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、「10.6.2 評価の方法」に示す規格等を基に図10.6-1に示す環境認定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年間の供用及びその後の設計基準事故時並びに60年間の供用及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。

a. 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

設計基準事故環境下で機能が要求される難燃PHケーブルは、電気学会推奨案に基づく環境認定試験により評価する。試験手順及び判定方法を図10.6-2に示す。



※1：伊方3号炉で使用している難燃PHケーブルと製造メーカ及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を以下に示す。

- 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。

図10.6-2 難燃PHケーブルの電気学会推奨案に基づく試験手順及び判定方法

(b) 試験条件

難燃PHケーブルの環境認定試験条件を表10.6-2に示す。試験条件は、実機環境に基づいて60年間の運転期間及び設計基準事故時を想定した劣化条件を包絡している。

表10.6-2 難燃PHケーブルの環境認定試験条件（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又は設計基準事故時の環境条件
通常運転時相当	温度	140℃－9日	106℃－9日 (=52℃ ^{※1} －60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy (7.3kGy/h以下)	136kGy ^{※2}
設計基準事故時相当	放射線 (集積線量)	1,500kGy (7.3kGy/h以下)	675kGy ^{※3}
	温度	190℃ (最高温度)	約120℃ ^{※4} (最高温度)
	圧力	0.41MPa (gage) (最高圧力)	約0.22MPa (gage) ^{※4} (最高圧力)

※1：設計基準事故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の実測値に、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： $0.257 \text{ [Gy/h]} \times (24 \times 365.25) \text{ [h/y]} \times 60 \text{ [y]} \approx 136 \text{ kGy}$

※3：平成28年3月23日原規規発第1603231号にて認可を受けた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」記載値を包絡する線量

※4：平成28年3月23日原規規発第1603231号にて認可を受けた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」記載値

(c) 評価結果

難燃PHケーブルの環境認定試験結果を表10.6-3に示す。電気学会推奨案に基づく評価の結果、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10.6-3 難燃PHケーブルの環境認定試験結果

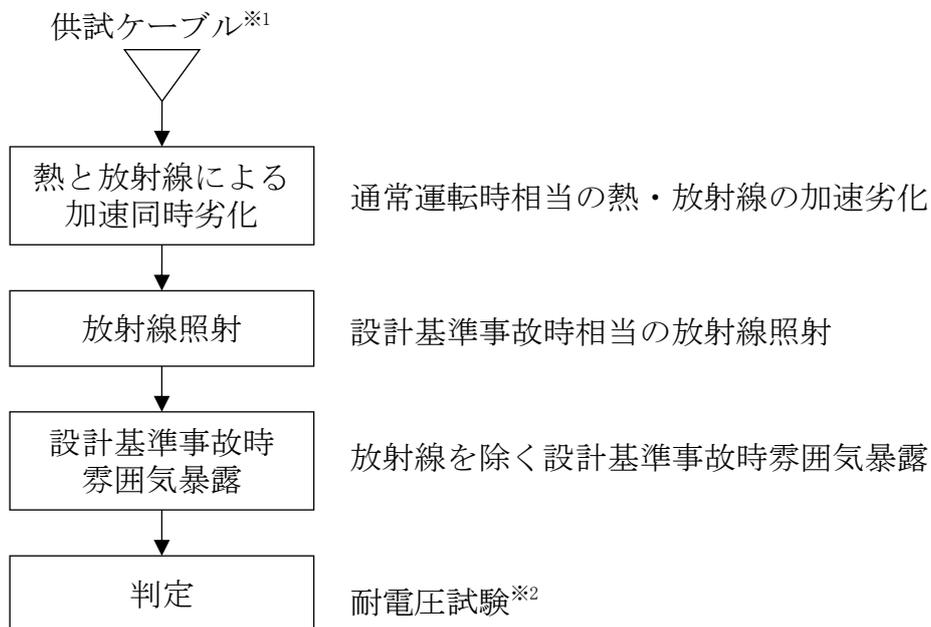
項目	試験条件	判定
屈曲浸水 耐電圧試験	供試体外径：11.5mm マンドレル径：400mm 絶縁厚さ：0.8mm 課電電圧：2.6kV/5分間	良

[出典：メーカーデータ]

b. ACAガイドによる健全性評価（設計基準事故時）

(a) 評価手順

設計基準事故環境下で機能が要求される難燃PHケーブルは、ACAガイドに基づく環境認定試験により評価する。評価に当たっては、原子力安全基盤機構「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(平成21年7月)」(以下「ACA」という。)の試験結果を用いている。試験手順及び判定方法を図10.6-3に示す。



※1：伊方3号炉で使用している難燃PHケーブルと製造メーカー及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、日本産業規格「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」(JIS C 3005:2000)の試験

図10.6-3 難燃PHケーブルのACAガイドに基づく試験手順及び判定方法

(b) 試験条件

難燃PHケーブルの環境認定試験条件を表10.6-4に示す。試験条件は、通常運転時及び設計基準事故時を想定した劣化条件を包絡している。

表10.6-4 難燃PHケーブルの環境認定試験条件 (ACAガイド)

		試験条件
通常運転時相当	温度 放射線	100℃-94.8Gy/h-4,003h
設計基準事故時相当	放射線 (集積線量)	1,500kGy (10kGy/h以下)
	温度	最高温度：190℃
	圧力	最高圧力：0.41MPa(gage)

(c) 評価結果

難燃PHケーブルの環境認定試験結果を表10.6-5に示す。ACAを用いた実布設環境での評価結果を表10.6-6に示す。評価結果から、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10.6-5 難燃PHケーブルの環境認定試験結果

項目	試験条件	判定
耐電圧試験	課電電圧：1,500V／1分間	良

[出典：原子力安全基盤機構「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(平成21年7月)」]

表10.6-6 ACAを用いた実布設環境での評価結果

布設区分	実布設環境条件		評価期間 (年) ※1,2
	温度(℃)	放射線量率(Gy/h)	
ループ室	38	0.257	70
	44	0.026	110
加圧器室(下部)	33	0.007	283
通路部	52※3	0.001	85
	40	0.001	202
主蒸気管室	33※4	0.001	343

※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

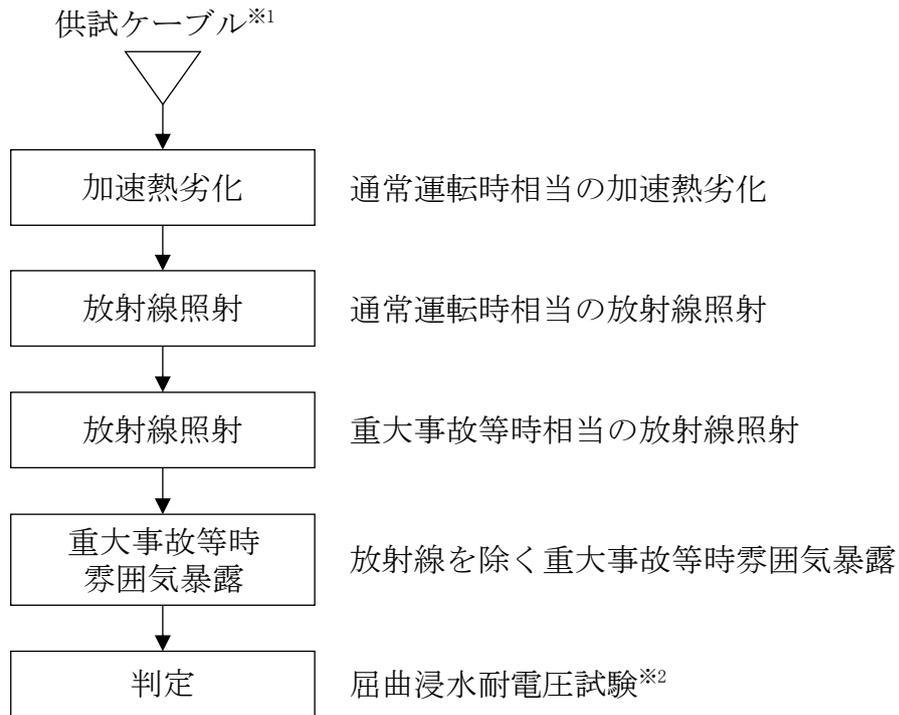
※3：原子炉格納容器内でのケーブル布設箇所周囲の平均温度の実測値に通電による温度上昇と若干の余裕を加えた温度として設定

※4：主蒸気管室の実測値

c. 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

重大事故等環境下で機能が要求される難燃PHケーブルは、電気学会推奨案に基づく環境認定試験により評価する。試験手順及び判定方法を図10.6-4に示す。



※1：伊方3号炉で使用している難燃PHケーブルと製造メーカー及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を以下に示す。

- 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。

図10.6-4 難燃PHケーブルの電気学会推奨案に基づく試験手順及び判定方法

(b) 試験条件

難燃PHケーブルの環境認定試験条件を表10.6-7に示す。試験条件は、実機環境に基づいて60年間の運転期間及び重大事故等時を想定した劣化条件を包絡している。

表10.6-7 難燃PHケーブルの環境認定試験条件（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又は重大事故等時の環境条件
通常運転時相当	温度	140℃-11h	131℃-11h (=52℃ ^{※1} -60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy (10kGy/h以下)	136kGy ^{※2}
重大事故等時相当	放射線 (集積線量)	500kGy (10kGy/h以下)	500kGy ^{※3}
	温度	150℃ (最高温度)	約138℃ ^{※4} (最高温度)
	圧力	0.5MPa(gage) (最高圧力)	約0.35MPa(gage) ^{※4} (最高圧力)

※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の実測値に、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： $0.257[\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25) [\text{h/y}] \times 60 [\text{y}] \div 136\text{kGy}$

※3：平成28年3月23日原規規発第1603231号にて認可を受けた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」記載値を包絡する線量

※4：平成28年3月23日原規規発第1603231号にて認可を受けた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」記載値

(c) 評価結果

難燃PHケーブルの環境認定試験結果を表10.6-8に示す。電気学会推奨案に基づく評価の結果、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10.6-8 難燃PHケーブルの環境認定試験結果

項目	試験条件	判定
屈曲浸水耐電圧試験	供試体外径：11.5mm マンドレル径：供試体外径の約40倍 絶縁厚さ：0.8mm 課電電圧：2.6kV/5分間	良

[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」]

10.6.5 現状の施設管理に対する評価

電気・計装設備については、現状の保全策として定期的に絶縁診断、絶縁抵抗測定又は系統機器の動作確認等により有意な絶縁低下のないことを確認している。絶縁低下に対する管理として、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及び有意な絶縁低下と判断する値に達する前に取替等の管理を行っている。

有意な絶縁低下のないことは、絶縁診断、絶縁抵抗測定又は系統機器の動作確認等により検知可能であり、また、点検検査の実施、傾向把握、有意な絶縁低下と判断する値の設定及び有意な絶縁低下と判断する値に達する前に取替等の管理を行っていることから、点検手法や管理として適切である。

10.6.6 総合的な評価

(1) 点検検査結果による健全性評価

電気・計装設備については、絶縁低下に対する管理として、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及び有意な絶縁低下と判断する値に達する前に取替等の管理を行っていることから、現状の保全策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。

有意な絶縁低下のないことは、絶縁診断、絶縁抵抗測定又は系統機器の動作確認等により検知可能であり、また、点検検査の実施、傾向把握、有意な絶縁低下と判断する値の設定及び有意な絶縁低下と判断する値に達する前に取替等の管理を行っていることから、点検手法や管理として適切である。

(2) 環境認定試験による健全性評価

設計基準事故時又は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も機能要求のある機器については、環境認定試験結果を踏まえた評価の結果、60年間の供用及びその後の設計基準事故時並びに60年間の供用及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。

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

10.7.1 対象構造物

伊方3号炉におけるコンクリート構造物及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
- ・ 原子炉建屋
- ・ 原子炉補助建屋
- ・ 焼却炉建家
- ・ タービン建屋
- ・ 雑固体処理建屋
- ・ 緊急時対策所（EL. 32m）
- ・ 海水ピット
- ・ 海水路
- ・ 海水管ダクト
- ・ D/G燃料タンク基礎
- ・ D/G燃料タンク配管ダクト
- ・ 重油タンク基礎
- ・ 重油移送配管基礎
- ・ 軽油タンク基礎
- ・ 空冷式非常用発電装置基礎
- ・ 非常用ガスタービン発電機建屋
- ・ 非常用ガスタービン発電機給電用電路基礎
- ・ 海水ピット堰
- ・ 海水ポンプエリア水密ハッチ
- ・ 海水ポンプエリア水密扉
- ・ 原子炉建屋水密扉
- ・ 原子炉補助建屋水密扉
- ・ 特定重大事故等対処施設に属する構造物、又は特定重大事故等対処施設に属する機器を支持する構造物

10.7.2 コンクリートの強度低下

10.7.2.1 健全性評価

(1) 熱による強度低下

a. 評価対象

運転時に最も高温となる内部コンクリート（1次遮蔽壁）を評価対象とし、ガンマ発熱の影響が最も大きい炉心領域部及び原子炉容器サポートからの伝達熱の影響が最も大きい原子炉容器サポート直下部を評価点とした。

b. 評価の方法

炉心領域部については、対象範囲を2次元形状（水平断面）でモデル化し、2次元輸送計算コードDORT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、原子炉容器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、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。

c. 評価の条件

定格出力運転時の1次冷却材温度等を入力条件としている。

d. 熱による強度低下の健全性評価

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55℃、原子炉容器サポート直下部で約53℃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する。

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) 放射線照射による強度低下

a. 評価対象

中性子照射量及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、中性子照射量及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。

b. 評価の方法

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EFPY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及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)」を踏まえた $2 \times 10^8 \text{Gy}$ ($2 \times 10^{10} \text{rad}$) とする。

c. 評価の条件

運転開始後60年時点のEFPYは、2020年3月末時点の実績と2020年4月～運転開始後60年時点までの期間について設備利用率を100%と仮定し、算出している。なお、第12回定期検査時(2009年度)にMOX燃料を装荷し、使用を開始していることから、MOX燃料装荷時点(13.5EFPY)以降の中性子束は実績炉心の中性子束に1.1倍を乗じて評価している。

d. 放射線照射による強度低下の健全性評価

運転開始後60年時点で予想される中性子照射量 ($E > 0.098 \text{MeV}$) は、評価点において約 $5.2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 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12cm程度であり、1次遮蔽壁の厚さ(最小壁厚279cm)に比べて十分小さい。加えて、表10.7-1及び表10.7-2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Ss地震時の鉛直荷重等を上回ることを確認した。さらに、表10.7-3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 1.6×10^8 Gy (約 1.6×10^{10} rad)であり、 2×10^8 Gy (2×10^{10} 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する。

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 10.7-1 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	7,718	16,651	2.15
欠損有	7,718	16,572	2.14

表 10.7-2 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	2,007	5,313	2.64
欠損有	2,007	5,218	2.59

表 10.7-3 内部コンクリートにおける Ss 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Ssに対する最大せん断ひずみ	基準値 ^{※1}
約 0.27×10^{-3} ^{※2}	2.0×10^{-3}

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

※2：平成28年3月23日原規規発第1603231号にて認可を受けた工事計画認可申請書の添付資料「資料13-16-4 内部コンクリートの耐震計算書」記載値

(3) 中性化による強度低下

a. 評価対象

屋内の評価対象は、仕上げが施されていない部位のうち、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)」）（以下「森永式」という。）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外部遮蔽壁（屋内面）及び運転開始後経過年数が長い焼却炉建家（屋内面）を選定した。屋外の評価対象は、仕上げが施されていない部位がある海水ピットを選定した。

評価点のうち、屋内については空気環境（温度、湿度及び二酸化炭素濃度）の実測値を踏まえた中性化への影響度が最も大きい外部遮蔽壁及び運転開始後経過年数が長い焼却炉建家のうち塗膜等のコンクリート表面仕上げが無い屋内面とした。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ピットのうち気中帯とした。

b. 評価の方法

岸谷式（日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針（案）・同解説(1991)」）（以下「岸谷式」という。）、森永式及び実測値に基づく \sqrt{t} 式（土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編(2022)」）（以下「 \sqrt{t} 式」という。）を用いて、運転開始後60年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2cm奥まで達したときとする。

c. 評価の条件

中性化深さの実測値及び環境調査結果を用いている。

d. 中性化による強度低下の健全性評価

表10.7-4に示すとおり、運転開始後60年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する。

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10.7-4 コンクリートの中性化深さ

	調査時点の中性化深さ			運転開始後60年時点 の中性化深さ ^{※3} (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 ^{※2} (cm) (推定式)		
外部遮蔽壁 (屋内面)	26年	0.4	3.2 (森永式)	4.8 (森永式)	7.0
焼却炉建家 (屋内面)	38年 ^{※1}	1.5	3.0 (岸谷式)	4.1 ^{※4} (岸谷式)	7.0
海水ピット (気中帯)	26年	0.3	1.5 (岸谷式)	2.2 (岸谷式)	8.5

※1：焼却炉建家運用開始後の経過年数を示す。3号炉運転開始後の経過年数は26年

※2：岸谷式、森永式による評価結果のうち最大値を記載

※3：岸谷式、森永式及び実測値に基づく \sqrt{t} 式による評価結果のうち最大値を記載

※4：焼却炉建家運用開始後の経過年数（72年）での値を記載

(4) 塩分浸透による強度低下

a. 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、塗装等の仕上げが施されていない部位がある海水ピットを評価対象とし、環境条件の異なる気中帯、干満帯及び海中帯を評価点とした。

b. 評価の方法

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基に、拡散方程式の解及び森永式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。

c. 評価の条件

塩化物イオン濃度の実測値及び環境調査結果を用いている。

d. 塩分浸透による強度低下の健全性評価

表10.7-5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する。

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 10.7-5 鉄筋の腐食減量

	経過年数	鉄筋位置での塩化物 イオン濃度及び量 上段(%) (下段(kg/m ³))	鉄筋の腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)		
			調査 時点	運転開始後 60年時点	かぶりコンクリ ートにひび割れ が発生する時点
海水ピット (気中帯)	26年	0.01 (0.20)	3.0	7.3	90.1
海水ピット (干満帯)	26年	0.01 (0.15)	2.9	6.7	120.0
海水ピット (海中帯)	26年	0.01 (0.18)	0.0	0.0	120.0

(5) アルカリ骨材反応による強度低下（焼却炉建家）

a. 評価対象

運用開始後40年以上経過しているため、コアサンプルを用いたアルカリ骨材反応に関する調査を実施し、遅延膨張の潜在性が確認された焼却炉建家を評価対象とし、仕上げが施されていない高湿度環境にある屋内面を評価点とした。

b. 評価の方法

評価対象より採取したコアサンプルの実体顕微鏡観察により、アルカリ骨材反応の反応性を確認するとともに、定期的な目視確認における、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れ等の有無を確認する。

c. 評価の条件

コアサンプルの実体顕微鏡観察結果を用いている。

また、定期的な目視確認において、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れ等の有無を確認している。

d. アルカリ骨材反応による強度低下の健全性評価

コアサンプルの実体顕微鏡観察により、アルカリ骨材反応の反応性は認められなかった。また、定期的な目視確認において、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れ等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対しては、長期健全性評価上問題とはならない。

(6) 機械振動による強度低下

a. 評価対象

主要な機器を比較し、大きな振動を受けるタービン建屋（タービン架台）及び原子炉補助建屋（非常用ディーゼル発電機基礎）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。

b. 評価の方法

タービン架台等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等の有無を確認する。

c. 評価の条件

機器支持部表面の定期的な目視確認において、機械振動に起因すると判断されるひび割れ等の有無を確認している。

d. 機械振動による強度低下の健全性評価

定期的な目視確認において、タービン架台等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等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。

(7) 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、代表構造物から採取した試料について強度試験を行った結果を表10.7-6に示す。

各代表構造物の平均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。

表 10.7-6 コンクリートの強度試験結果

代表構造物	実施時期	平均圧縮強度 (N/mm ²)	設計基準強度 (N/mm ²)
外部遮蔽壁	2021 年	41.2	26.5 ^{※1}
内部コンクリート	2021 年	44.6	26.5 ^{※1}
原子炉格納施設基礎	2021 年	41.1	26.5 ^{※2}
原子炉建屋	2021 年 2023 年	37.3	26.5 ^{※1}
原子炉補助建屋	2021 年	35.1	26.5 ^{※3}
焼却炉建家	2021 年	34.1	20.6 ^{※4}
タービン建屋	2021 年	43.8	20.6 ^{※5}
海水ピット	2021 年 2023 年	51.5	23.5 ^{※6}

※1：平成 28 年 3 月 23 日原規規発第 1603231 号にて認可を受けた工事計画認可申請書の添付資料「資料 13-16-1 原子炉建屋の地震応答解析」記載値

※2：平成 28 年 3 月 23 日原規規発第 1603231 号にて認可を受けた工事計画認可申請書の添付資料「資料 13-17-7-3 原子炉格納施設の基礎の耐震計算書」記載値

※3：平成 28 年 3 月 23 日原規規発第 1603231 号にて認可を受けた工事計画認可申請書の添付資料「資料 13-16-5 原子炉補助建屋の地震応答解析」記載値

※4：昭和 56 年 7 月 27 日 56 資庁第 5140 号にて認可を受けた工事計画認可申請書の添付資料「添付資料-4 焼却炉建家および固体廃棄物貯蔵庫の耐震計算書」記載値

※5：平成 3 年 8 月 20 日 3 資庁第 9313 号にて認可を受けた工事計画変更認可申請書の添付資料「資料 1 蒸気タービンの基礎に関する説明書」記載値

※6：平成 28 年 3 月 23 日原規規発第 1603231 号にて認可を受けた工事計画認可申請書の添付資料「資料 13-16-7 海水ピットポンプ室の地震応答解析」記載値

10.7.2.2 現状の施設管理に対する評価

コンクリート構造物の強度低下については、屋内、屋外ともにコンクリート表面のひび割れ、塗膜の劣化等の目視確認を定期的を実施し、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等の補修を実施している。また、コンクリート構造物の強度については、非破壊試験を実施し、急激な経年劣化が生じていないことを確認している。

コンクリート構造物において、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は目視確認により検知可能であることから、点検手法として適切である。また、コンクリート構造物の強度に急激な経年劣化が生じていないことは、非破壊試験により検知可能であることから、点検手法として適切である。

10.7.2.3 総合的な評価

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低いと考える。

また、コンクリート構造物において、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は目視確認により検知可能であり、コンクリート構造物の強度に急激な経年劣化が生じていないことは、非破壊試験により検知可能であることから、点検手法として適切である。

10.7.3 コンクリートの遮蔽能力低下

10.7.3.1 健全性評価

(1) 熱による遮蔽能力低下

a. 評価対象

運転時に最も高温となる内部コンクリート（1次遮蔽壁）を評価対象とし、ガンマ発熱の影響の最も大きい炉心領域部及び原子炉容器サポートからの伝達熱の影響が最も大きい原子炉容器サポート直下部を評価点とした。

b. 評価の方法

炉心領域部については、対象範囲を2次元形状（水平断面）でモデル化し、2次元輸送計算コードDORT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、原子炉容器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、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「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)」）に基づく周辺及び内部最高温度の温度制限値（中性子遮蔽88℃、ガンマ線遮蔽177℃）と比較する。

c. 評価の条件

定格出力運転時の1次冷却材温度等を入力条件としている。

d. 熱による遮蔽能力低下の健全性評価

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55℃、原子炉容器サポート直下部で約53℃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はならない。

10.7.3.2 現状の施設管理に対する評価

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

コンクリート構造物において、遮蔽能力に支障をきたす可能性のあるひび割れ等の有意な欠陥がないことは見視確認で検知可能であることから、点検手法として適切である。

10.7.3.3 総合的な評価

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、コンクリート構造物において、遮蔽能力に支障をきたす可能性のあるひび割れ等の有意な欠陥がないことは見視確認で検知可能であることから、点検手法として適切である。

10.7.4 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、

- ・ 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
- ・ 現在までの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、又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。

10.7.4.1 コンクリートの強度低下

(1) アルカリ骨材反応による強度低下（焼却炉建家以外）

コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメント等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。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 5308：1986, 1989）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ヶ月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0.086%であった。

また、定期的に見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等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。

なお、伊方3号炉建設時以降に設置した構造物に使用している骨材（粗骨材、細骨材）についても、2007年～2009年、2012年～2019年に化学法（JIS A 1145:2001, 2007, 2017）及びモルタルバー法（JIS A 1146:2007）による反応性試験を実施し、有害でないことを確認している。

(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等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「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針（案）・同解説(1991)」によると、凍害危険度が2以上の地域は、凍結融解を含む凍害を考慮する必要があるとされている。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(2022)」に示される凍害危険度の分布図によると伊方3号炉の周辺地域は、「ごく軽微（凍害危険度1）」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等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。

(3) その他の経年劣化要因による強度低下

化学的侵食、乾燥収縮、風化及び日射による強度低下については、環境条件、部材の寸法及び仕上げの状況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強度に支障をきたすひび割れ等は認められていない。

以上から、化学的侵食、乾燥収縮、風化及び日射による強度低下は、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。

10.7.4.2 鉄骨の強度低下

(1) 腐食による強度低下

鉄は一般に大気中の酸素及び水分と化学反応を起こして腐食する。また、海塩粒子等により、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、定期的に見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いない。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等が見られた場合には、その部分の塗替え等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) 風等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。

煙突等の形状の構造物は、比較的アスペクト比（高さの幅に対する比）が大きく、風の直交方向に振動が発生する恐れがある（日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説(2015)」）。日本建築学会「建築物荷重指針・同解説(2015)」において、アスペクト比4以上の構造物は風による振動の検討が必要とされているが鉄骨構造物にアスペクト比が4以上の構造物はない。

以上から、風等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。

(3) その他の経年劣化要因による強度低下

化学的腐食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、定期的に見視確認を実施しており、化学的腐食に起因すると判断される有害な腐食は認められていない。

以上から、化学的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。

10.8 電気ペネトレーションの気密性の低下

10.8.1 評価対象

気密性維持のための材料に有機物を使用している電気ペネトレーションを評価対象とし、抽出した機器・部位を以下に示す。

- ・ 評価対象機器：電気ペネトレーション（特定重大事故等対処施設に属する機器を含む。）
- ・ 評価対象部位：ポッティング材、Ｏリング

10.8.2 評価の方法

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について、以下に示す規格及び評価手法により、環境認定試験による健全性評価を行った。

- ・ IEEE Std. 317-2013

10.8.3 評価の条件

電気ペネトレーションの評価条件を以下に示す。

- ・ 運転期間は、これまでの運転実績にかかわらず稼働率 100%と仮定して運転開始後 60 年間の運転期間を想定した条件とした。
- ・ 環境条件は、機器の設置環境付近の温度、放射線線量率の測定結果から設定した。

10.8.4 健全性評価

電気ペネトレーションのうち、接続機器の原子炉保護上の重要度が高く、事故時雰囲気内で気密性維持と電気特性維持の両方の機能要求がある電気ペネトレーション（LV型モジュール）を代表機器とした設計基準事故時及び重大事故等時の健全性評価結果を(1)～(3)に示す。

電気ペネトレーション（LV型モジュール）については、60年間の供用及びその後の設計基準事故時並びに60年間の供用及びその後の重大事故等時において、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ことを確認した。

代表機器以外の電気ペネトレーションについても、上記を踏まえた評価の結果、60年間の供用及びその後の設計基準事故時並びに60年間の供用及びその後の重大事故等時において、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ことを確認した。

(1) 評価手順

電気ペネトレーションの環境認定試験の手順及び判定方法を図10.8-1に示す。

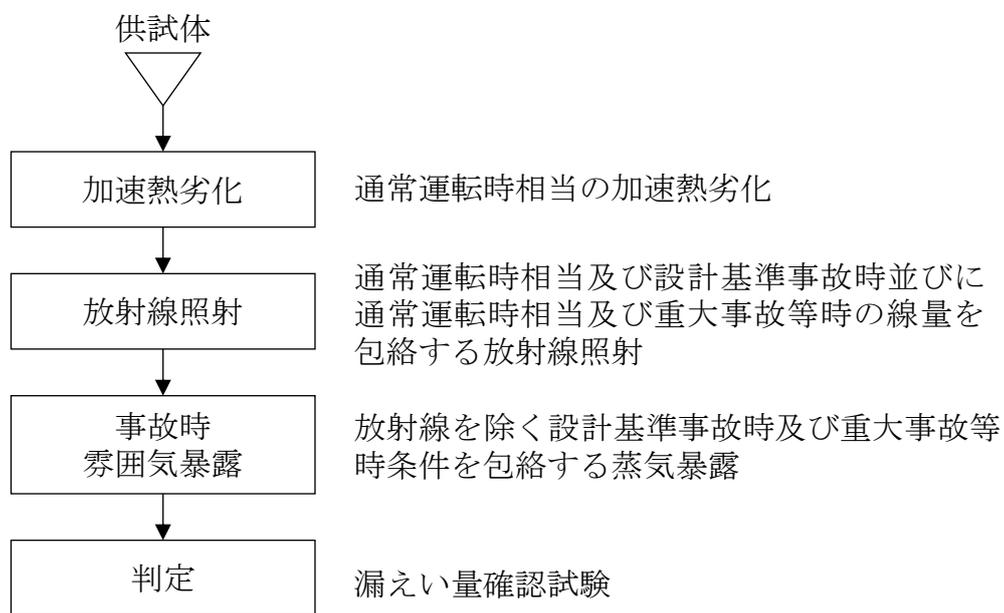


図 10.8-1 電気ペネトレーションの環境認定試験の手順及び判定方法

(2) 試験条件

電気ペネトレーションの環境認定試験条件を表10.8-1に示す。試験条件は、実機環境に基づいて60年間の運転期間及び設計基準事故時並びに60年間の運転期間及び重大事故等時を想定した劣化条件を包絡している。

表10.8-1 電気ペネトレーションの環境認定試験条件

	試験条件※1	60年間の通常運転時の使用条件に基づく劣化条件、設計基準事故時及び重大事故等時の環境条件
加速 熱劣化	熱劣化： 120℃－241日間	114℃－241日 (=44℃※2－60年)
放射線 照射	1,500kGy (10kGy/h以下)	通常運転相当：0.53kGy※3 設計基準事故時線量：675Gy※4 重大事故等時線量：500kGy※4
事故時 雰囲気 暴露	最高温度：190℃ 最高圧力：0.41MPa[gage] 試験時間：15日間	設計基準事故時※5 ：約120℃（最高温度） ：約0.22MPa[gage]（最高圧力） 重大事故等時※5 ：約138℃（最高温度） ：約0.35MPa[gage]（最高圧力）

※1：実機環境の線量率が低く、熱による劣化が支配的な領域のため、熱加速劣化のみとした。

※2：電気ペネトレーションの設置箇所周囲の平均温度の実測値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1.0mGy/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、 $1.0(\text{mGy/h}) \times 24 \times 365.25(\text{h/y}) \times 60(\text{y}) \approx 0.53\text{kGy}$ となる。

※4：平成28年3月23日原規規発第1603231号にて認可を受けた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」記載値を包絡する線量

※5：平成28年3月23日原規規発第1603231号にて認可を受けた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」記載値

(3) 評価結果

電気ペネトレーションの環境認定試験結果を表10.8-2に示す。評価の結果、運転開始後60年時点においても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ことを確認した。

表10.8-2 電気ペネトレーションの環境認定試験結果

項目	判定基準	測定値	判定
漏えい量 確認試験	$1 \times 10^{-3} \text{ cm}^3/\text{sec}$ 以下	$0.77 \times 10^{-3} \text{ cm}^3/\text{sec}$	良

[出典：電力共同研究「電気計装設備に関する経年劣化評価研究Phase II」
2015年度]

10.8.5 現状の施設管理に対する評価

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に対しては、定期的に原子炉格納容器漏えい率試験及び電気ペネトレーションに封入しているN₂ガスの圧力確認を実施し、機器の健全性を確認している。

電気ペネトレーションの気密性低下は、原子炉格納容器漏えい率試験やN₂ガスの圧力確認により検知可能であり、点検手法として適切である。

10.8.6 総合的な評価

電気ペネトレーションは、環境認定試験結果を踏まえた評価の結果、60年間の供用及びその後の設計基準事故時並びに60年間の供用及びその後の重大事故等時において、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ことを確認した。

また、電気ペネトレーションの気密性低下は、原子炉格納容器漏えい率試験やN₂ガスの圧力確認により検知可能であり、点検手法として適切である。

10.9 光ファイバケーブル（屋外布設）のコード外被、シース及び心線被覆の劣化

10.9.1 評価対象

外部からの水分混入により伝送光量が減少する可能性がある屋外の埋設管路内に布設されている光ファイバケーブルを評価対象とし、抽出した機器・部位を以下に示す。

- ・ 評価対象機器：光ファイバケーブル（屋外布設）
- ・ 評価対象部位：コード外被、シース及び心線被覆

10.9.2 評価の方法

光ファイバケーブル（屋外布設）については、現状の保全策である光量測定を実施し、伝送光量が管理範囲に収まっていることを確認する。また、光量測定の結果、劣化傾向が認められた場合は取替等の管理を行っていることを確認することにより、健全性評価を行った。

10.9.3 評価の条件

現状の保全策である光量測定の結果を用いている。

10.9.4 健全性評価

現在までの光量測定の結果、伝送光量が管理範囲に収まっており、劣化傾向がないことを確認している。また、コード外被、シース及び心線被覆の劣化に対する管理として、光量測定の実施、劣化傾向が認められた場合における取替等の管理を行っていることから、光ファイバケーブルの伝送光量の維持に支障をきたす可能性があるような有意なコード外被、シース及び心線被覆の劣化の可能性はないことを確認した。

10.9.5 現状の施設管理に対する評価

光ファイバケーブル（屋外布設）については、現状の保全策として定期的な光量測定を行い、管理範囲に収まっていることの確認を行うとともに傾向管理を行っており、点検結果の傾向に基づき取替等を行うこととしている。

また、本ケーブルの伝送光量を常時監視し、中央制御室等に警報が発信していないことにより、伝送機能に影響を及ぼすレベルまで光量が減少していないことの確認を行っている。

光ファイバケーブルの伝送光量の維持に支障をきたす可能性があるような有意なコード外被、シース及び心線被覆の劣化がないことは、光量測定又は常時監視することにより検知可能であり、また、光量測定の実施、劣化傾向が認められた場合における取替等の管理を行っていることから、点検手法や管理として適切である。

10.9.6 総合的な評価

健全性評価結果から判断して、光ファイバケーブルの伝送光量の維持に支障をきたす可能性があるような有意なコード外被、シース及び心線被覆の劣化の可能性はないと考える。

また、光ファイバケーブルの伝送光量の維持に支障をきたす可能性があるような有意なコード外被、シース及び心線被覆の劣化がないことは、光量測定又は常時監視することにより検知可能であり、また、光量測定の実施、劣化傾向が認められた場合における取替等の管理を行っていることから、点検手法や管理として適切である。

10.10 耐震安全性評価・耐津波安全性評価の評価結果

耐震安全性評価及び耐津波安全性評価を「10.10.1 耐震安全性評価」及び「10.10.2 耐津波安全性評価」に示す。

10.10.1 耐震安全性評価

10.10.1.1 耐震安全性評価を行う際の代表機器又は構造物の考え方

「7.5.2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出」と、対象となった機器・構造物の関係を表10.10.1-1に示す。ここでは耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象ごとに代表を選定し、耐震安全性評価結果を取りまとめた。代表選定理由を表10.10.1-2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重要度分類・許容応力編(JEAG4601・補-1984)」、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987)」及び日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1991 追補版)」等に基づき、水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せの評価手法を使用する等、設計及び工事計画認可申請書で使用している手法に従い実施した。

表10.10.1-1 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	2相ス テンレス 鋼の熱時 効	中性子 照射による 靱性低下	中性子 及びガンマ 線照射脆化	応力腐 食割れ	気密性 低下	伝送光 量減少	摩耗	腐食		コンクリ ートの強 度・遮蔽 能力低下
	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 構造物及び 鉄骨構造物	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
計測制御設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
空調設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	◎	◎	—
機械設備	◎	—	—	—	—	—	◎	◎	—	—	◎	—	◎	—
電源設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	◎	—	—

◎：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するものがない

表10. 10. 1-2 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
低サイクル疲労	炉心支持構造物 (下部炉心支持柱)	基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d による疲労累積係数が最も大きい機器
	アンカーサポート取付部 (余熱除去系統配管)	発生応力と許容応力の比にて評価を実施した機器
高サイクル熱疲労	ステンレス鋼配管 (余熱除去系統配管)	高サイクル熱疲労を考慮した評価が必要となる機器
中性子照射脆化	原子炉容器胴部 (炉心領域部)	中性子照射脆化を考慮した評価が必要となる機器
2相ステンレス鋼の熱時効	1次冷却材管	熱時効を考慮する必要がある機器のうち、機器に作用する応力が最も大きい機器
中性子照射による靱性低下	炉心槽	中性子照射による靱性低下を考慮した評価が必要となる機器
中性子及びガンマ線照射脆化	原子炉容器サポート (サポートブラケット (サポートリブ))	中性子及びガンマ線照射脆化を考慮した評価が必要となる機器
応力腐食割れ	廃液蒸発装置蒸発器胴板	応力腐食割れを考慮した評価の結果、発生応力と亀裂安定限界応力の比が最も大きい部位
摩耗	蒸気発生器サポート (支持脚 (ヒンジ摺動部))	摩耗を考慮した耐震評価の結果、発生応力と許容応力の比が最も大きい機器
流れ加速型腐食	炭素鋼配管 (蒸気発生器ブローダウン系統配管)	耐震重要度が高く、配管の腐食(流れ加速型腐食)による配管減肉を考慮した耐震評価の結果、発生応力と許容応力の比が最も大きい箇所
	原子炉補機冷却水冷却器伝熱管	耐震重要度が高く、内部流体が海水であり、伝熱管の腐食(流れ加速型腐食)の耐震評価の結果、発生応力と許容応力の比が最も大きい機器
全面腐食	基礎ボルト (軽油タンク)	腐食(全面腐食)を考慮した評価の結果、発生応力と許容応力の比が最も大きい機器
動的機能維持 (流れ加速型腐食)	主蒸気安全弁	機器の応答加速度に影響を与える経年劣化事象である、配管の流れ加速型腐食による減肉を考慮した耐震評価対象範囲に設置される動的機能維持対象機器
制御棒挿入性 (摩耗)	制御棒クラスタ案内管(案内板)、制御棒被覆管	制御棒挿入性を考慮した評価が必要となる機器

10.10.1.2 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7-2に示す評価用地震力とする。

10.10.1.3 評価手法及び評価結果

10.10.1.3.1 低サイクル疲労

(1) 炉心支持構造物（下部炉心支持柱）

炉心支持構造物（下部炉心支持柱）について、運転開始後60年時点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 又は弾性設計用地震動 S_d を考慮した地震時の疲労累積係数の合計が許容値である1を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表10.10.1-3に示す。

表10.10.1-3 炉心支持構造物（下部炉心支持柱）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	評価用地震力	運転開始後60年時点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	合計 (許容値：1)
炉心支持構造物 (下部炉心支持柱)	S	S_s^{*1}	0.025	0.197	0.222

※1： S_s 地震力が S_d 地震力及びSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、 S_s 地震動及び S_d 地震動の評価用等価繰り返し回数が同じであるため S_d 地震力及び静的地震力による評価を省略した。

(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_s 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下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表10.10.1-4に示す。

表10.10.1-4 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	評価用地震力	許容応力状態	応力種別 ^{※2}	応力比	発生応力 (MPa)	許容応力 ^{※3} (MPa)
配管とパッドの溶接部	S	S _s ^{※1}	IV _A S	一次応力	0.30	34	115
				一次＋二次応力	0.37	43	115
パッドとラグの溶接部	S	S _s ^{※1}	IV _A S	一次応力	0.20	23	115
				一次＋二次応力	0.28	28	99
ラグとプレート の溶接部	S	S _s ^{※1}	IV _A S	一次応力	0.18	21	120
				一次＋二次応力	0.25	25	99

※1：S_s地震力がS_d地震力及びSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S_s地震力による発生応力がS_d地震力及び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_d地震力及び静的地震力による評価を省略した。

※2：設計・建設規格(SSB-3122)のとおり、配管サポートは「一次＋二次応力」をシェイクダウン限界に制限することで、有意な疲労累積が発生しないよう設計していることから、一次＋二次応力の評価を行っている。

※3：設計・建設規格付録材料図表Part 5 表 8 及び表 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炉心支持構造物（下部炉心支持柱）について、地震時に発生する疲労累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界（許容値：1）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、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（許容応力）を下回ることを確認した。

10.10.1.3.2 高サイクル熱疲労

ステンレス鋼配管（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下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表10.10.1-5に示す。

表10.10.1-5 ステンレス鋼配管（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

評価対象	耐震重要度	評価用地震力	応力比	地震時発生応力 (MPa)	亀裂安定限界応力 (MPa)
ステンレス鋼配管 (余熱除去系統配管)	S	Ss	0.36	105	289

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ステンレス鋼配管（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限界（亀裂安定限界応力）を下回ることを確認した。

10.10.1.3.3 中性子照射脆化

原子炉容器胴部（炉心領域部）について、想定欠陥にPTS事象時の荷重とSs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} 下限包絡曲線の評価した結果、 $K_{Ic} > K_I$ 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10.10.1-1に示す。

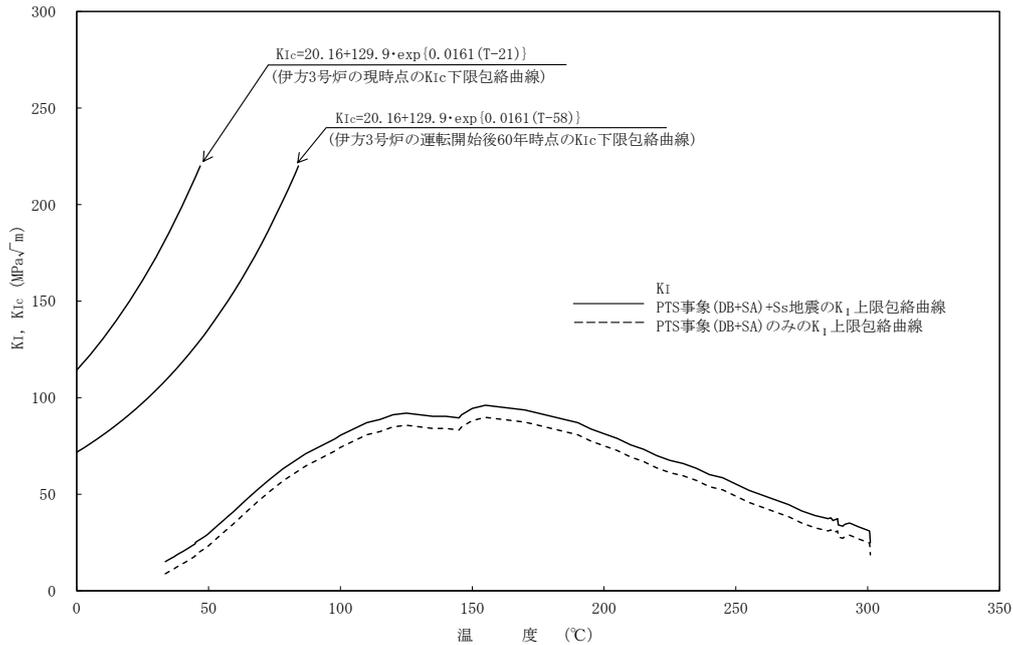


図10. 10. 1-1 Ss地震を考慮したP T S評価結果

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（炉心領域部）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限界（破壊靱性値）を下回ることを確認した。

10.10.1.3.4 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想定した場合の亀裂長さを貫通亀裂に置換え、評価用荷重条件としては重大事故等時の荷重に加え、Ss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_{mat})と構造系に作用する応力から算出される亀裂進展力(J_{app})を求めて比較を行った。図10.10.1-2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、運転開始後60年時点での疲労亀裂を想定しても、亀裂進展抵抗(J_{mat})が亀裂進展力(J_{app})を上回るとともに、亀裂進展力(J_{app})と亀裂進展抵抗(J_{mat})の交点において、亀裂進展力(J_{mat})の傾きが亀裂進展力(J_{app})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。

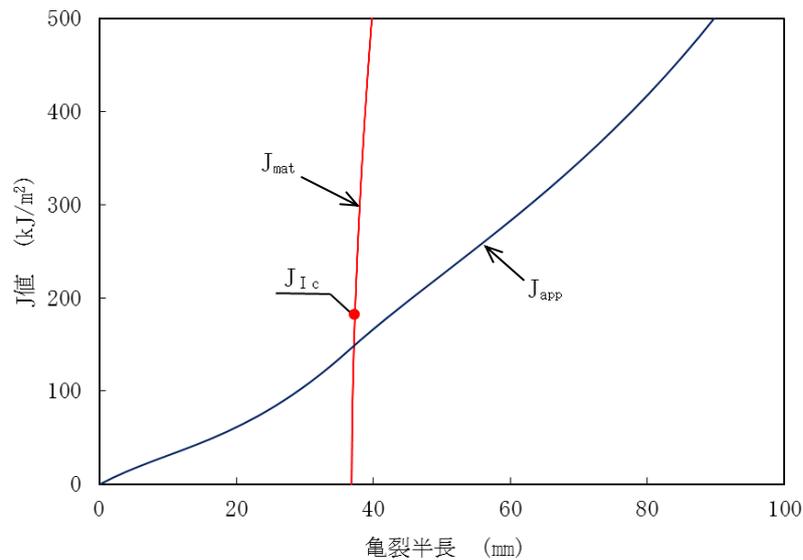


図10.10.1-2 1次冷却材管の亀裂安定性評価結果

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限界（亀裂進展抵抗値）を下回ることを確認した。

10.10.1.3.5 中性子照射による靱性低下

炉心槽について、運転開始後60年時点におけるSs地震発生時の想定欠陥の応力拡大係数 K 、破壊靱性値 K_{Ic} を評価した結果、応力拡大係数 $7.5\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ は、破壊靱性値 $51\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 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 $14\text{kJ}/\text{m}^2$ 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槽について、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限界（破壊靱性値）を下回ることを確認した。

10.10.1.3.6 中性子及びガンマ線照射脆化

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Ss地震発生時の想定欠陥の応力拡大係数 K_I 、破壊靱性値 K_{IR} を評価した結果、応力拡大係数は、破壊靱性値を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表10.10.1-6に示す。

なお、破壊靱性値 K_{IR} は「1998 ASME BOILER & PRESSURE VESSEL CODE Section III Division1 Appendix G Protection Against Nonductile Failure」を用いて算出した値を用いた。

表10.10.1-6 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
中性子及びガンマ線照射脆化の耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価用地震力	応力拡大係数 ／ 破壊靱性値	応力拡大係数 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)	破壊靱性値 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)
原子炉容器サポート (サポートブラケット (サポートリブ))	S	Ss ^{※1}	0.19	6.5	34.1

※1：Ss地震力がSd地震力及び静的地震力より大きく、Ss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、Sd地震力及び静的地震力による評価を省略した。

上記の耐震安全性評価のとおり、中性子及びガンマ線照射脆化を考慮した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、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限界（破壊靱性値）を下回ることを確認した。

10.10.1.3.7 応力腐食割れ

廃液蒸発装置蒸発器胴板について、貫通亀裂を想定し地震時に発生する応力と亀裂安定限界応力を評価した結果、地震時に発生する応力が亀裂安定限界応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表10.10.1-7に示す。

表10.10.1-7 廃液蒸発装置蒸発器胴板の応力腐食割れの耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価用地震力	応力比	地震時発生応力 (MPa)	亀裂安定限界応力 (MPa)
廃液蒸発装置蒸発器胴板	B	1/2 Sd	0.68	48	71

上記の耐震安全性評価のとおり、応力腐食割れを考慮した廃液蒸発装置蒸発器胴板について、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限界（亀裂安定限界応力）を下回ることを確認した。

10.10.1.3.8 摩耗

蒸気発生器サポート（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下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表10.10.1-8に示す。

表10.10.1-8 蒸気発生器サポート（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	評価用地震力	許容応力状態	応力種別	応力比	発生応力 (MPa)	許容応力 ^{※2} (MPa)
蒸気発生器サポート （支持脚（ヒンジ摺動部））	S	S _s ^{※1}	IV _A S	一次応力	0.39	70	180
				一次＋二次応力	0.84	356	426

※1：S_s地震力がS_d地震力及びSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S_s地震力による発生応力がS_d地震力及び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_d地震力及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Part 5表 9 より求まる値

上記の耐震安全性評価のとおり、摩耗を考慮した蒸気発生器サポート（支持脚（ヒンジ摺動部））について、地震時に発生する応力を評価した結果、耐震設計上の許容限界（許容応力）を下回ることを確認した。

10.10.1.3.9 流れ加速型腐食

(1) 炭素鋼配管（蒸気発生器ブローダウン系統配管）

炭素鋼配管（蒸気発生器ブローダウン系統配管）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下回る。また、一次＋二次応力は一部許容応力を超えるため疲労評価を行った結果、疲労累積係数は許容値である1を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表10.10.1-9に示す。

表10.10.1-9(1/2) 炭素鋼配管（蒸気発生器ブローダウン系統配管）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	評価用地震力	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 (蒸気発生器ブローダウン系統配管)	S	S _s ^{※3}	IV _{AS}	一次応力	0.32	101	315
				一次＋二次応力	1.02 ^{※4}	323	318

※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Part 5 表 8 及び表 9 より求まる値

※3：S_s地震力がS_d地震力及びSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S_s地震力による発生応力がS_d地震力及び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_d地震力及び静的地震力による評価を省略した。

※4：一次＋二次応力が許容応力を超えるため、表10.10.1-9(2/2)のとおり疲労評価を行った。

表10.10.1-9(2/2) 炭素鋼配管（蒸気発生器ブローダウン系統配管）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)
炭素鋼配管 (蒸気発生器ブローダウン系統配管)	0.596

(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下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表10.10.1-10に示す。

表10.10.1-10 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	評価用地震力	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	S	Ss ^{※1}	IV _A S	一次応力	0.45

※1：Ss地震力がSd地震力及びSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、Ss地震力による発生応力がSd地震力及び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、Sd地震力及び静的地震力による評価を省略した。

上記の耐震安全性評価のとおり、流れ加速型腐食による減肉を考慮した炭素鋼配管（蒸気発生器ブローダウン系統配管）について、地震時に発生する応力又は疲労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、流れ加速型腐食による減肉を考慮した原子炉補機冷却水冷却器伝熱管については、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（許容応力）を下回ることを確認した。

10.10.1.3.10 全面腐食

基礎ボルト（軽油タンク）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下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表10.10.1-11に示す。

表10.10.1-11 基礎ボルト（軽油タンク）の腐食（全面腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価用地震力	許容応力状態	応力種別	応力比	発生応力 (MPa)	許容応力 ^{※2} (MPa)
基礎ボルト (軽油タンク)	— ^{※1}	S _s	IV _{AS}	引張	0.54	245	451
				せん断	0.28	96	346

※1：常設重大事故等対処設備のうち、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備であることから、S_s地震力による評価結果を記載した。

※2：設計・建設規格付録材料図表Part 5 表 8 及び表 9 より求まる値

上記の耐震安全性評価のとおり、全面腐食を考慮した基礎ボルト（軽油タンク）について、地震時に発生する応力を評価した結果、耐震設計上の許容限界（許容応力）を下回ることを確認した。

10.10.1.3.11 動的機能維持に係る耐震安全性評価

主蒸気安全弁について、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、又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。機能確認済加速度との比較結果を表10.10.1-12に示す。

表10.10.1-12 主蒸気安全弁の動的機能維持評価結果

耐震重要度	地震力		解析において考慮する振動数 (Hz)	主蒸気安全弁	
				応答加速度 (×9.8 m/s ²)	機能確認済加速度 ^{※1} (×9.8 m/s ²)
S	S _s	水平	50以下	4.2 ^{※2}	13.0
		鉛直		2.9 ^{※2}	3.0

※1：平成30年11月26日原規規発第1811269号にて認可を受けた工事計画認可申請書の添付資料「資料2-3-1 弁の耐震計算書」に記載の値

※2：スペクトルモーダル解析における振動数確認範囲を50Hzまで拡大した地震応答解析により得られた値

上記の耐震安全性評価のとおり、主蒸気安全弁について、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。

10.10.1.3.12 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、挿入時間は規定値以下であり耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表10.10.1-13に示す。

表10.10.1-13 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価結果

耐震重要度	評価用地震力	経年劣化を想定した地震時の挿入時間 ^{※1,2}	規定値 ^{※1,3}
S	Ss	2.15秒	2.2秒

※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：燃料集合体の照射影響を考慮し、燃料集合体に時刻歴解析手法を適用し評価した値

※3：原子炉設置変更許可申請書 添付書類十に記載の値

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。

10.10.1.4 現状の施設管理に対する評価

日常劣化管理事象に対する保全、「10.2 低サイクル疲労」から「10.9 光ファイバケーブル（屋外布設）のコード外被、シース及び心線被覆の劣化」の現状の施設管理に対する評価において示した保全を前提に、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対する耐震安全性評価を行った結果、耐震安全性に問題ないことを確認したことから、現状の施設管理について耐震安全性の観点から変更すべきものはない。

10.10.2 耐津波安全性評価

10.10.2.1 耐津波安全性評価を行う際の代表機器又は構造物の考え方

津波の影響を受ける浸水防護施設を耐津波安全性評価対象機器とし、評価対象設備を表10.10.2-1に示す。

表10.10.2-1 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
弁	リフト逆止弁	床ドレン系統リフト逆止弁	浸水防止設備	対象
コンクリート構造物及び鉄骨構造物	鉄骨構造物	海水ピット堰	津波防護施設	対象
		海水ポンプエリア水密ハッチ	浸水防止設備	対象
		海水ポンプエリア水密扉	浸水防止設備	対象
		原子炉建屋水密扉	浸水防止設備	対象
		原子炉補助建屋水密扉	浸水防止設備	対象
計測制御設備	プロセス計測制御設備	耐震型海水ピット水位計	津波監視設備	対象外 ^{※1}
	制御設備	海面監視カメラ	津波監視設備	対象外 ^{※2}

※1：耐震型海水ピット水位計は、波力及び漂流物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。

※2：海面監視カメラは、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。

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。

10.10.2.2 耐津波安全性評価に用いる津波

耐津波安全性評価は、平成27年7月15日原規規発第1507151号にて設置変更許可を受けた基準津波を用いる。

10.10.2.3 評価手法及び評価の結果

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。

10.10.2.4 現状の施設管理に対する評価

日常劣化管理事象に対する保全、「10.2 低サイクル疲労」から「10.9 光ファイバケーブル（屋外布設）のコード外被、シース及び心線被覆の劣化」の現状の施設管理に対する評価において示した保全を前提に、耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象に対する耐津波安全性評価を行った結果、耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象は抽出されなかったことから、現状の施設管理について耐津波安全性の観点から変更すべきものはない。

10.11 日常劣化管理事象の経年劣化事象に対する評価の結果

日常劣化管理事象に対する評価の結果、該当する機器・構造物について現状の保全策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。

11. 健全性評価結果に基づいた補修等の措置

本申請書の健全性評価結果に基づき、申請前に実施した補修等の措置はない。

12. 現状の施設管理の評価結果

日常的な施設管理の有効性評価の手法として、プラントレベル及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、至近（第15保全サイクル）における実績は下記のとおりである。

(1) 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「7,000臨界時間当たりの計画外原子炉自動・手動トリップ回数」、「7,000臨界時間当たりの計画外出力変動回数」及び「工学的安全施設の計画外作動回数」について、すべ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。

(2) 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、プラント運転等への影響度が大きい系統のうち、重要度分類指針クラス1、クラス2の機能を有する系統機能、リスク重要度の高い系統機能（重大事故等対処設備を含む。）、プラント停止となる系統機能及び保安規定における運転上の制限に係る系統機能に対して「予防可能故障（MPFF^{※1}）回数」及び「非待機（UA）時間^{※2}」を設定した。評価期間中、2件の目標値超過が発生したが、原子炉格納施設のMPFF回数超過については、原因に応じた是正処置が適切にとられている。また、外部電源系統のUA時間超過については、保安規定第88条（予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合）に基づく点検であることから、保全は有効に機能していると評価した。

※1：MPFF(Maintenance Preventable Function Failure)。系統若しくはトレイン（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。

※2：UA(Unavailability)時間。当該系統若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及び点検の最適化に繋がるとともに、常にP D C Aをまわして改善が図られ、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、今後も日常的な施設管理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る。

13. 追加保全策

「10.2 低サイクル疲労」から「10.11 日常劣化管理事象の経年劣化事象に対する評価の結果」及び「12. 現状の施設管理の評価結果」から、以下の項目を追加保全策として実施する。

(1) 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ことから、疲労割れに対する技術評価の適切性を確認できるよう疲労割れ評価の評価条件に用いる実績過渡回数の把握及び確認を継続的に実施していく。

長期施設管理計画の期間中において、プラント運転実績を継続的に把握し、今後の原子炉の運転サイクルを勘案して、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。

(2) 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、原子炉容器胴部（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、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（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する技術評価が的確にできるよう、以下に示す実施時期及び実施方法に従い、監視試験を実施していく。

実施時期については、JEAC4201及び「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の解釈（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）別記－6 日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201）」の適用に当たって」（以下「技術基準規則解釈別記－6」という。）に基づき設定する。具体的には、2024年3月末時点の原子炉容器内面が受ける中性子照射量が、技術基準規則解釈別記－6に規定されている $2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を上回るため、JEAC4201及び技術基準規則解釈別記－6に基づき、原子炉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、又は相当運転期間

(32EFPY)の時期、又は監視試験片の中性子照射量が相当運転期間(32EFPY)に原子炉容器が内面で受ける中性子照射量の1倍以上2倍以下の時期に監視試験を実施する。また、前述の実施時期に関係なく、JEAC4201及び技術基準規則解釈別記-6に基づき、以下の①及び②を満足するよう監視試験を実施していく。

- ① 原子炉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
- ② 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年の間に少なくとも1回、さらに運転開始後50年から60年の間に少なくとも1回

実施方法については、JEAC4201に基づきシャルピー衝撃試験を実施し、JEAC4206に基づき破壊靱性試験を実施する。これらの試験により求められた関連温度、上部棚吸収エネルギー及び静的平面ひずみ破壊靱性値を基に、JEAC4201、JEAC4206及び技術基準規則解釈別記-1に従い、関連温度評価、上部棚吸収エネルギー評価、加圧熱衝撃評価、1次冷却材温度・圧力の制限範囲の評価を実施する。

長期施設管理計画の期間中において、上記に示すJEAC4201及び技術基準規則解釈別記-6の要件に基づき、運転開始後40年までに、上記方法により第3回監視試験を実施する。

六 発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置

発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置を以下に示す。

1. 劣化を管理するために必要な保全

「伊方発電所原子炉施設保安規定第119条施設管理計画」（以下「施設管理計画」という。）に従って実施する施設管理のための保全のうち、通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術の旧式化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を除くものを、劣化を管理するために必要な保全と位置づける。

組織は、長期施設管理計画の期間中に、劣化を管理するために必要な保全について、施設管理計画に基づく「6. 2 設計および工事の計画の策定」又は「6. 3 特別な保全計画の策定」において、保全の具体的な方法、実施時期等を定めた設計及び工事の計画又は特別な保全計画を策定し、その計画に従って保全を実施し、発電用原子炉施設の長期的な安全性の確保及び「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（平成25年原子力規制委員会規則第6号）」に定める基準への適合状態の維持を行う。

また、組織は、施設管理計画に基づく「10. 保全の有効性評価」において、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

2. 技術評価で抽出された追加保全策

組織は、長期施設管理計画に基づく期間に、技術評価の結果、以下の経年劣化事象に対して抽出された追加保全策について、施設管理計画の一部として実施する。

(1) 原子炉容器等の疲労割れ

組織は、原子炉容器等の疲労割れに関して、評価結果が実績過渡回数に依存することから、疲労割れに対する技術評価の適切性を確認できるよう疲労割れ評価の評価条件に用いる実績過渡回数の把握及び確認を継続的に実施する。

そのうち、長期施設管理計画の期間中に実施する措置として、今後の原子炉の運転サイクルを勘案して、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。

上記の確認について、組織は、施設管理計画に基づく「6. 2 設計および工事の計画の策定」又は「6. 3 特別な保全計画の策定」において、実施方法と実施時期を定めた設計及び工事の計画又は特別な保全計画として、実績過渡回数の把握及び確認の調査計画を策定し、施設管理計画の一部として実施する。

また、組織は、施設管理計画に基づく「10. 保全の有効性評価」において、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

(2) 原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化

組織は、原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に関して、原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する技術評価が的確にできるよう、以下に示す実施時期及び実施方法に従い、運転が見込まれる期間に監視試験を実施する。

実施時期については、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。）及び「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の解釈（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）別記－6 日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201）」の適用に当たって」（以下「技術基準規則解釈別記－6」という。）に基づき設定する。具体的には、2024年3月末時点の原子炉容器内面が受ける中性子照射量が、技術基準規則解釈別記－6に規定されている $2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を上回るため、

JEAC4201及び技術基準規則解釈別記－6に基づき、原子炉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、又は相当運転期間(32EFPY)の時期、又は監視試験片の中性子照射量が相当運転期間(32EFPY)に原子炉容器が内面で受ける中性子照射量の1倍以上2倍以下の時期に監視試験を実施する。また、前述の実施時期に関係なく、JEAC4201及び技術基準規則解釈別記－6に基づき、以下の①及び②を満足するよう監視試験を実施していく。

- ① 原子炉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
- ② 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年の間に少なくとも1回、さらに運転開始後50年から60年の間に少なくとも1回

実施方法については、JEAC4201に基づきシャルピー衝撃試験を実施し、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。)に基づき破壊靱性試験を実施する。これらの試験により求められた関連温度、上部棚吸収エネルギー及び静的平面ひずみ破壊靱性値を基に、JEAC4201、JEAC4206及び「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の解釈(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)別記－1 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)」の適用に当たって」に従い、関連温度評価、上部棚吸収エネルギー評価、加圧熱衝撃評価、1次冷却材温度・圧力の制限範囲の評価を実施する。

そのうち、長期施設管理計画の期間中に実施する措置として、上記に示すJEAC4201及び技術基準規則解釈別記－6の要件に基づき、運転開始後40年までに、上記方法により第3回監視試験を実施する。

上記の第3回監視試験について、組織は、施設管理計画に基づく「6.2 設計および工事の計画の策定」又は「6.3 特別な保全計画の策定」において、実施方法と実施時期を定めた設計及び工事の計画又は特別な保全計画として、第3回の監視試験の実施計画を策定し、施設管理計画の一部として実施する。

また、組織は、施設管理計画に基づく「10. 保全の有効性評価」において、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

七 技術の旧式化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

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について、製造中止品管理として実施する。

製造中止品管理は、「伊方発電所原子炉施設保安規定第 119 条施設管理計画」（以下「施設管理計画」という。）のプロセスの一部として追加し、実施する。

製造中止品の定義を以下に示す。

構造物、系統及び機器の機能を維持するために必要となる予備品等の物品又は保守、技術支援等の役務のうち、製造又は役務の終了によりその調達に著しい支障が生じるおそれがあるもの。

当初納入時と同等の品質管理（トレーサビリティ、記録管理等）が満足できない場合又は機器の保全時の技術支援（技術指導、点検、修理、技術情報支援等）が調達できない場合を含む。

1. 施設管理の実施方針及び施設管理目標（製造中止品管理の実施に関する基本的な方針及び目標）

(1) 社長は、以下の製造中止品管理の実施に関する基本的な方針及び目標を踏まえて、長期施設管理計画に基づく活動を保全計画に反映することを施設管理の実施方針に定める。また、「11. 施設管理の有効性評価（製造中止品管理に関する施設管理の有効性評価）」の結果及び施設管理を行う観点から特別な状態（「6.3 特別な保全計画の策定（製造中止品に係る対応の特別な保全計画への反映）」参照）を踏まえ、施設管理の実施方針の見直しを行う。

a. 製造中止品管理の実施に関する基本的な方針

製造中止品管理について、製造中止品に係る情報を入手し、運転が見込まれる期間において、その機能を維持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おそれのある構造物、系統及び機器を特定し、それらへの対応を検討し、施設管理計画にて策定する保全計画に反映して、実施する。また、定期的に製造中止品管理の有効性を評価し、継続的な改善につなげる。

b. 製造中止品管理の実施に関する目標

製造中止品管理について、構造物、系統及び機器の機能を維持するために必要となる予備品等の物品又は保守、技術支援等の役務の調達に著しい支障が生じることを予防することにより、発電用原子炉施設の信頼性に対する悪影響を回避する。

(2) 組織は、施設管理の実施方針に基づき、製造中止品管理の改善を図るための施設管理目標を設定する。また、「11. 施設管理の有効性評価（製造中止品管理に関する施設管理の有効性評価）」の結果を踏まえ施設管理目標の見直しを行う。

2. 保全プログラムの策定（製造中止品管理プログラムの策定）

組織は、「1. 施設管理の実施方針及び施設管理目標（製造中止品管理の実施に関する基本的な方針及び目標）」で定めた施設管理目標を達成するため「3. 保全対象範囲の策定（製造中止品管理プログラムの対象範囲の策定）」より「10. 保全の有効性評価（製造中止品管理に関する保全の有効性評価）」からなる製造中止品管理プログラムを策定する。また、「11. 施設管理の有効性評価（製造中止品管理に関する施設管理の有効性評価）」の結果を踏まえ製造中止品管理プログラムの見直しを行う。

3. 保全対象範囲の策定（製造中止品管理プログラムの対象範囲の策定）

組織は、製造中止品管理プログラムを適用する対象範囲として以下を選定する。

施設管理計画「3. 保全対象範囲の策定」で定める保全対象範囲の構造物、系統及び機器並びにその機能を維持するために必要となる予備品等の物品及び保守、技術支援等の役務

4. 施設管理の重要度の設定（製造中止品管理の重要度の設定）

組織は、製造中止品管理プログラムを適用する構造物、系統及び機器の重要度の設定は、施設管理計画「4. 施設管理の重要度の設定」に従う。

5. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定及び監視（製造中止品管理に関する保全活動管理指標の設定、監視計画の策定及び監視）

(1) 組織は、製造中止品管理に関する保全の有効性を監視、評価するために「4. 施設管理の重要度の設定（製造中止品管理の重要度の設定）」で定めた施設管理の重要度を踏まえ、施設管理目標の中でプラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定する。

a. プラントレベルの保全活動管理指標

プラントレベルの保全活動管理指標として、以下のものを設定する。

- ① 7,000 臨界時間当たりの計画外原子炉自動・手動トリップ回数
- ② 7,000 臨界時間当たりの計画外出力変動回数
- ③ 工学的安全施設の計画外作動回数

b. 系統レベルの保全活動管理指標

系統レベルの保全活動管理指標として、「4. 施設管理の重要度の設定（製造中止品管理の重要度の設定）」で定めた施設管理の重要度の高い系統のうち、重要度分類指針クラス1、クラス2及びリスク重要度の高い系統機能並びに重大事故等対処設備に対して以下のものを設定する。

- ① 予防可能故障（MPFF）回数
- ② 非待機（UA）時間^{※1}

※1：非待機（UA）時間については、待機状態にある機能及び待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する。

(2) 組織は、以下に基づき保全活動管理指標に対して、製造中止品管理に関する目標値を設定する。また、「10. 保全の有効性評価（製造中止品管理に関する保全の有効性評価）」の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。

a. プラントレベルの保全活動管理指標

プラントレベルの保全活動管理指標の目標値は、運転実績を踏まえて設定する。

b. 系統レベルの保全活動管理指標

① 予防可能故障（MPFF）回数の目標値は、運転実績、重要度分類指針の重要度、リスク重要度を考慮して設定する。

② 非待機（UA）時間の目標値は、点検実績及び「伊方発電所原子炉施設保安規定第4章第3節（運転上の制限）第19条から第85条の2の第3項」で定める要求される措置の完了時間を参照して設定する。

(3) 組織は、プラント又は系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法及び算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお、監視計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。

(4) 組織は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施し、その結果を記録する。

6. 保全計画の策定（製造中止品に係る対応の保全計画への反映）

(1) 組織は、「3. 保全対象範囲の策定（製造中止品管理プログラムの対象範囲の策定）」で定めた製造中止品管理プログラムを適用する構造物、系統及び機器に対し、製造中止品に係る対応を以下の保全計画に反映する。なお、保全計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。

a. 点検計画（施設管理計画「6. 1 点検計画の策定」及び「6.1 点検計画の策定（製造中止品に係る対応の点検計画への反映）」参照）

b. 設計及び工事の計画（施設管理計画「6. 2 設計および工事の計画の策定」及び「6.2 設計及び工事の計画の策定（製造中止品に係る対応の設計及び工事の計画への反映）」参照）

c. 特別な保全計画（施設管理計画「6. 3 特別な保全計画の策定」及び「6.3 特別な保全計画の策定（製造中止品に係る対応の特別な保全計画への反映）」参照）

(2) 組織は、構造物、系統及び機器の機能を維持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兆候を的確に捉えるために、PWRプラントメーカー等と連携し、PWR事業者連絡会等を活用して情報収集等の活動を行う。

(3) 組織は、以下の製造中止品情報を入手し、運転が見込まれる期間において、機能を維持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おそれがある構造物、系統及び機器を特定する。

- ① 予備品等の物品の調達に関する情報
- ② 保守・技術支援等の役務の調達に関する情報

(4) 組織は、(3)で特定された構造物、系統及び機器に対し、施設管理の重要度、予備品等の物品の保有状況等を勘案し、その機能を維持するために必要な対応の方法及び実施時期をあらかじめ定め、保全計画に反映する。また、「10. 保全の有効性評価（製造中止品管理に関する保全の有効性評価）」の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。

a. 製造中止品に係る対応の方法

製造中止品に係る対応の方法については、以下を含む対応方法から適切なものを選定する。

- (a) 市中在庫品等の確保
- (b) 特別生産
- (c) 設備更新／修理
- (d) 他の機器部品の活用
- (e) リバースエンジニアリング
- (f) 設計変更を伴う設備更新
- (g) 保守サービス契約

b. 製造中止品に係る対応の実施時期

製造中止品に係る対応の実施時期については、以下の事項を適切に組合せて定める。

- (a) 施設管理の重要度
- (b) 予備機の有無
- (c) 使用環境及び設置環境による劣化傾向
- (d) 予備品の保有数量及び使用見込み
- (e) 特殊性（汎用的ではない技術を用いた機器等）

(5) 組織は、保全の実施段階での原子炉の安全性が確保されていることを確認するとともに、安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画へ反映する。

6.1 点検計画の策定（製造中止品に係る対応の点検計画への反映）

組織は、製造中止品に係る対応を原子炉停止中又は運転中の点検時に実施する場合は、施設管理計画「6. 1 点検計画の策定」に従い策定する点検計画に反映する。

6.2 設計及び工事の計画の策定（製造中止品に係る対応の設計及び工事の計画への反映）

組織は、製造中止品に係る対応により設計及び工事を実施する場合は、施設管理計画「6. 2 設計および工事の計画の策定」に従い策定する設計及び工事の計画に反映する。

6.3 特別な保全計画の策定（製造中止品に係る対応の特別な保全計画への反映）

組織は、特別な保全計画の中で製造中止品に係る対応を実施する場合は、施設管理計画「6. 3 特別な保全計画の策定」に従い策定する特別な保全計画に反映する。

7. 保全の実施（製造中止品管理に関する保全の実施）

組織は、施設管理計画「7. 保全の実施」に従って保全を実施する。この場合において、「6. で定めた保全計画」は「6. で製造中止品管理に関する事項を反映した保全計画」と読み替えるものとする。

8. 保全の結果の確認・評価（製造中止品管理に関する保全の結果の確認・評価）

組織は、施設管理計画「8. 保全の結果の確認・評価」に従って製造中止品管理に関する保全の結果の確認・評価を実施する。

9. 不適合管理、是正処置及び未然防止処置（製造中止品管理に関する不適合管理、是正処置及び未然防止処置）

組織は、施設管理計画「9. 不適合管理、是正処置および未然防止処置」に従って製造中止品管理に関する不適合管理、是正処置及び未然防止処置を実施する。

10. 保全の有効性評価（製造中止品管理に関する保全の有効性評価）

組織は、製造中止品管理に関して、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

(1) 組織は、あらかじめ定めた時期及び内容に基づき、製造中止品管理に関する保全の有効性を評価する。なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組合せて行う。

- a. 保全活動管理指標の監視結果
- b. 製造中止品に関する課題の解決状況
- c. 技術開発等の最新知見の反映状況

(2) 組織は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、製造中止品に係る対応を変更する場合には、「6. 保全計画の策定（製造中止品に係る対応の保全計画への反映）」に基づき検討し、保全計画の見直しを行う。

(3) 組織は、保全の有効性評価の結果とその根拠及び必要となる改善内容について記録する。

11. 施設管理の有効性評価（製造中止品管理に関する施設管理の有効性評価）

(1) 組織は、「10. 保全の有効性評価（製造中止品管理に関する保全の有効性評価）」の結果及び「1. 施設管理の実施方針及び施設管理目標（製造中止品管理の実施に関する基本的な方針及び目標）」の施設管理目標の達成度から、定期的に「3. 保全対象範囲の策定（製造中止品管理プログラムの対象範囲の策定）」より「10. 保全の有効性評価（製造中止品管理に関する保全の有効性評価）」からなる製造中止品管理プログラムの有効性を評価し、製造中止品管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。また、施設管理の有効性評価では、以下の情報も適切に考慮する。

- a. 製造中止品管理に係る情報の社内外との共有状況
- b. 製造中止品管理に係る規制要求等の最新知見の反映状況

(2) 組織は、施設管理の有効性評価の結果とその根拠及び改善内容について記録する。

12. 構成管理（製造中止品管理に関する構成管理）

組織は、施設管理計画「12. 構成管理」に従って構成管理を実施する。

13. 情報共有（製造中止品管理に関する情報共有）

組織は、保守点検を行った事業者から得られた製造中止品管理の向上に資するために必要な技術情報を、組織内で情報共有するとともに、PWR事業者連絡会を通じて他の原子炉設置者と情報共有を行う。

八 通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価、並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化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の実施に関する基本的な方針及び目標

1. 通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価の実施に関する基本的な方針及び目標

通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価の実施に関する基本的な方針、目標及び実施方針を以下に示す。

1.1 通常点検の実施に関する基本的な方針及び目標

(1) 基本的な方針

「伊方発電所原子炉施設保安規定第119条施設管理計画」（以下「施設管理計画」という。）に従って実施する施設管理のための点検又は検査のうち、「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（平成25年原子力規制委員会規則第6号）」（以下「技術基準規則」という。）に定める基準への適合確認を目的に定常的に実施するものを通常点検と位置づける。

長期施設管理計画の期間中に、施設管理計画にて策定する保全計画に基づき、通常点検を実施し、結果を技術評価に用いる。

また、保全の有効性評価を行い、継続的な改善につなげる。

(2) 目標

通常点検を実施することにより、発電用原子炉施設の長期的な安全性の確保及び技術基準規則に定める基準への適合状態の維持を達成するとともに、劣化の状況を適切に把握し、技術評価に用いる点検等の結果として明らかにする。

(3) 実施方針

組織は、長期施設管理計画の期間中に、通常点検について、施設管理計画に基づく「6. 1 点検計画の策定」又は「6. 3 特別な保全計画の策定」において、予防保全を基本として予防保全（時間基準保全、状態基準保全）、事後保全を選定し、選定した保全方式の種類に応じて点検の具体的な方法、実施頻度、実施時期等を定めた点検計画又は特別な保全計画を策定し、その計画に従って点検を実施し、結果を技術評価に用いる。

また、組織は、施設管理計画に基づく「10. 保全の有効性評価」において、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

これにより、組織は、現に設置されている発電用原子炉施設が、施設管理計画に従って実施する施設管理のための保全（保全の実施の結果に基づく不適合管理による処置を含む）により、技術基準規則に定める基準への適合状態を維持していることを確認する。

1.2 劣化点検の実施に関する基本的な方針及び目標

(1) 基本的な方針

通常点検以外の点検又は検査であって、発電用原子炉施設の劣化の状況を把握するため追加的に実施する必要があるものを劣化点検とする。

長期施設管理計画を策定又は変更するまでに、施設管理計画にて策定する保全計画に追加して、劣化点検を実施し、結果を技術評価に用いる。

また、保全の有効性評価を行い、継続的な改善につなげる。

(2) 目標

劣化点検を実施することにより、発電用原子炉施設の劣化の状況を適切に把握し、技術評価に用いる点検等の結果として明らかにする。

(3) 実施方針

組織は、長期施設管理計画を策定又は変更するまでに、技術評価に用いる点検の結果として明らかにすべきデータのうち、通常点検の結果に含まれないものを採取する点検等を劣化点検として実施する。劣化点検は、これを施設管理計画の一部として追加し、施設管理計画に基づく「6. 2 設計および工事の計画の策定」又は「6. 3 特別な保全計画の策定」において、点検の具体的な方法、実施時期等を定めた設計及び工事の計画又は特別な保全計画を策定し、その計画に従って点検を実施し、結果を技術評価に用いる。

また、組織は、保全活動から得られた情報等から、施設管理計画に基づく「10. 保全の有効性評価」において、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

なお、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実施する原子炉容器の監視試験及び破壊靱性試験は、その結果を技術評価に用いることから、これらを劣化点検としても位置づける。

1.3 特別点検の実施に関する基本的な方針及び目標

(1) 基本的な方針

通常点検及び劣化点検以外の点検又は検査であって、長期間の運転に伴って生じるおそれがある発電用原子炉施設の劣化の有無若しくは状況を精密に調査し、又は確認するため特別に実施する必要があるものとして、「実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準（令和5年8月30日原子力規制委員会決定）」の表1において規定されるものを特別点検とする。

運転開始後35年目以降、運転開始日から40年を経過した日を含む長期施設管理計画を策定するまでに、施設管理計画にて策定する保全計画に追加して、特別点検を実施し、結果を技術評価に用いる。

また、保全の有効性評価を行い、継続的な改善につなげる。

(2) 目標

特別点検を実施することにより、長期間の運転に伴って生じるおそれがある発電用原子炉施設の劣化の状況を精密に調査又は確認し、技術評価に用いる点検等の結果として明らかにする。

(3) 実施方針

組織は、運転開始後35年目以降、運転開始日から40年を経過した日を含む長期施設管理計画を策定するまでに、特別点検を実施する。特別点検は、これを施設管理計画の一部として追加し、施設管理計画に基づく「6. 2 設計および工事の計画の策定」又は「6. 3 特別な保全計画の策定」において、点検の具体的な方法、実施時期等を定めた設計及び工事の計画又は特別な保全計画に従って点検を実施し、結果を技術評価に用いる。

また、組織は、保全活動から得られた情報等から、施設管理計画に基づく「10. 保全の有効性評価」において、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

1.4 技術評価の実施に関する基本的な方針及び目標

(1) 基本的な方針

長期施設管理計画を策定又は変更するまでに、発電用原子炉施設の使用の履歴及び劣化の状況に基づき、その特性に応じた評価対象機器等を選定し、最新の科学的及び技術的な知見を踏まえて技術評価を実施する。

また、技術評価の結果として追加保全策を抽出する。

(2) 目標

技術評価を実施することにより、長期施設管理計画の期間における運転に伴い生じる劣化を考慮した上で、発電用原子炉施設が技術基準規則に定める基準に適合することを確認する。また、技術評価の結果として追加保全策を抽出する。

(3) 実施方針

組織は、長期施設管理計画を策定又は変更するまでに、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、実施体制を確立し、実施手順を策定して技術評価を実施する。

a. 技術評価を実施するための組織

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、社内規定に基づいて長期施設管理計画の実施計画を策定することにより、評価の実施体制を構築する。

b. 技術評価の方法

最新の規制基準及び規格・基準類の情報を基に、社内規定に基づいて「高経年化対策検討（劣化評価）実施手順書」を策定することにより、実施手順を確立する。

これに基づき、最新の科学的及び技術的な知見を踏まえ、経年劣化事象の評価、耐震安全性評価及び耐津波安全性評価からなる技術評価を実施し、評価対象事象ごとの判定基準を満足することを確認するとともに追加保全策を抽出する。

c. 技術評価の実施に係る工程の管理に関する事項

技術評価の実施に当たっては、長期施設管理計画を策定又は変更するまでに技術評価を完了させるよう工程管理を実施する。

d. 技術評価における協力事業者の物品又は役務の調達に係る管理に関する事項

技術評価の一部を協力事業者に委託する場合には、品質マネジメントシステム計画に基づき、社内規定に定める調達物品等に係る要求事項に適合するよう、委託先の管理を実施する。

e. 技術評価の記録の管理に関する事項

技術評価に関する文書・記録は、社内規定で定める審査者、承認者、保有責任者及び保有期間に基づき、これを保管する。

f. 技術評価の教育訓練に関する事項

技術評価を実施する要員に対しては、技術評価に必要な力量を設定し、力量管理を実施するとともに、育成計画を定めて力量の維持向上を図る。

2. 発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置の実施に関する基本的な方針及び目標

発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置の実施に関する基本的な方針及び目標を以下に示す。

2.1 劣化を管理するために必要な保全

(1) 基本的な方針

施設管理計画に従って実施する施設管理のための保全のうち、通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術の旧式化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を除くものを、劣化を管理するために必要な保全と位置づける。

長期施設管理計画の期間中に、施設管理計画にて策定する保全計画に基づき、劣化を管理するために必要な保全を実施する。

また、保全の有効性評価を行い、継続的な改善につなげる。

(2) 目標

劣化を管理するために必要な保全を実施することにより、発電用原子炉施設の長期的な安全性の確保及び技術基準規則に定める基準への適合状態の維持を達成する。

2.2 技術評価で抽出された追加保全策

(1) 基本的な方針

原子炉容器等の疲労割れに対する追加保全策として、運転開始後35年を目途に実績過渡回数を確認を施設管理計画の一部として実施する。

原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する追加保全策として、運転開始後40年目までに原子炉容器の監視試験及び破壊靱性試験の実施計画を策定し、施設管理計画の一部として実施する。

また、これらの追加保全策について、保全の有効性評価を行い、継続的な改善につなげる。

(2) 目標

実績過渡回数の把握及び確認を実施することにより、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ことで、疲労割れに対する技術評価の適切性を確認し、発電用原子炉施設の長期的な安全性の確保及び技術基準規則に定める基準への適合状態の維持を達成する。

原子炉容器の監視試験及び破壊靱性試験を実施することにより、中性子照射脆化による原子炉容器胴部（炉心領域部）の劣化の状況を適切に把握し、技術評価に用いる点検等の結果として明らかにすることに資する。

3. 技術の旧式化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の実施に関する基本的な方針及び目標

技術の旧式化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の実施に関する基本的な方針及び目標を以下に示す。

(1) 基本的な方針

技術の旧式化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について、製造中止品管理として実施する。製造中止品管理においては、技術評価の評価対象機器等を含む保安規定の施設管理計画に定める保全対象範囲の構造物、系統及び機器について、製造中止品に係る情報を入手し、運転が見込まれる期間において、その機能を維持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おそれのあるものを特定し、それらへの対応を検討し、施設管理計画にて策定する保全計画に反映して、実施する。また、定期的に製造中止品管理の有効性を評価し、継続的な改善につなげる。

(2) 目標

技術評価の評価対象機器等を含む保安規定の施設管理計画に定める保全対象範囲の構造物、系統及び機器の機能を維持するために必要となる予備品等の物品又は保守、技術支援等の役務の調達に著しい支障が生じることを予防することにより、発電用原子炉施設の信頼性に対する悪影響を回避する。

4. その他事項

劣化評価の見直し及び長期施設管理計画の変更の実施方針を以下に示す。

(1) 実施方針

組織は、長期施設管理計画の期間中に、国内外の運転経験、最新の科学的及び技術的知見、試験研究成果、規制基準や規格・基準の改訂、点検等・補修・取替えの実績及び設備の新設・更新等の情報を収集し、それらを踏まえ、劣化評価の見直しの検討を速やかに行い、必要に応じて長期施設管理計画の変更を行う。

組織は、長期施設管理計画に記載された事項のうち発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置に係る重要な事項その他の「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第113条の6第1項に定める事項を変更しようとするときは、1. の通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価の実施に関する基本的な方針及び目標に従い、劣化評価を実施する。

なお、標準応答スペクトルへの対応として追加となった基準地震動（Ss-3-3）については、令和5年5月24日原規規発第2305244号にて設置変更許可を受けており、設計及び工事の計画の認可を受けた後、速やかに長期施設管理計画の変更認可申請を行う。

九 通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価、並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化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に係る品質マネジメントシステム

伊方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（令和 2 年原子力規制委員会規則第 2 号）」を踏まえ、伊方発電所原子炉設置変更許可申請書本文第十一号の「発電用原子炉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整備に関する事項」に記載した方針に従って品質マネジメントシステムを構築し、「伊方発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）第 3 条に「品質マネジメントシステム計画」として定めている。

劣化管理に係る業務は、保安規定第 3 条の品質マネジメントシステム計画に基づき一連のプロセスを実施する。

劣化管理に関する計画、実施、評価及び改善の一連のプロセスのうち、通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価に係るプロセスは、「八 通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価、並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化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の実施に関する基本的な方針及び目標」に記載している。発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置に係るプロセスは、「六 発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置」に記載している。技術の旧式化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に係るプロセスは、「七 技術の旧式化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」に記載している。