

電原設第15号
令和7年5月14日

原子力規制委員会 殿

広島市中区小町4番33号
中國電力株式会社
代表取締役社長執行役員 中川賢剛

島根原子力発電所2号炉 長期施設管理計画認可申請書の一部補正について

令和6年7月30日付け電原設第15号をもって申請いたしました、島根原子力発電所2号炉の長期施設管理計画認可申請書について、下記のとおり一部補正いたします。

記

島根原子力発電所2号炉 長期施設管理計画認可申請書の本文及び添付書類について、別紙のとおり一部補正する。

以上

別 紙

島根原子力発電所 2 号炉 長期施設管理計画認可申請書の補正内容

島根原子力発電所 2 号炉 長期施設管理計画認可申請書を以下のとおり一部補正する。

- ・本文及び添付書類について、添付のとおり補正する。

添 付

1. 本 文の補正
2. 添 付 書 類 二の補正
3. 添付書類三一一の補正
4. 添付書類三一二の補正
5. 添付書類三一三の補正

1. 本文の補正

本文を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1～170		(記載変更)	別添1に変更する。

2. 添付書類二の補正

「添付書類二 劣化評価の方法及びその結果に関する説明書」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
表紙 2-1 中表紙 (1) 2-(1)-1 別紙1 別紙2 中表紙 (2) 2-(2)-1 ～ 2-(2)-28 別紙1		 (記載変更)	別添 2-1 に変更する。

3. 添付書類三一一の補正

「添付書類三一一 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関する説明書」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
表紙 3-1-1 ～ 3-1-6		<p>{ (記載変更)</p>	別添 2-2 に変更する。

4. 添付書類三一二の補正

「添付書類三一二 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関する説明書」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
表紙 3-2-1 ～ 3-2-19 別紙		<p>（記載変更）</p>	別添 2-3 に変更する。

5. 添付書類三－三の補正

「添付書類三一三 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に関する説明書」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
表紙 3-3-1 3-3-2		 (記載変更)	別添2-4に変更する。

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 中国電力株式会社
住所 広島市中区小町4番33号
代表者の氏名 代表取締役社長執行役員 中川賢剛

二 工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 島根原子力発電所
所 在 地 島根県松江市鹿島町片句

三 発電用原子炉の名称

名 称 島根原子力発電所 2号炉

四 長期施設管理計画の期間

2025年6月6日を始期、2029年2月9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

通常点検及び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、通常点検及び劣化点検を以下のとおり定義している。

・通常点検

「島根原子力発電所原子炉施設保安規定第106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期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位置づける。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、新規制基準の施行による長期停止に伴い、第17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ではなく、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る。

島根原子力発電所2号炉の劣化点検については、コンクリート構造物点検及び監視試験を実施しており、コンクリート構造物点検については各項目1回の点検を、監視試験については、これまでに照射前の試験に加え2回（加速試験を含む。）の試験を実施した。

劣化点検の点検方法、実施時期及び点検結果を以下に示す。

なお、実施手順及び実施体制については、至近に実施した劣化点検の実績を示す。

2.1 劣化点検の実施体制及び実施手順

劣化点検のうち、コンクリート構造物点検に関する業務は島根原子力発電所の保安活動と同様「島根原子力発電所原子炉施設保安規定」（以下、「保安規定」という。）第3条品質マネジメントシステム計画のもと、当社の品質マネジメントシステムに基づき以下のとおり適切に実施した。

なお、至近の監視試験は品質マネジメントシステム制定以前の 1995 年に実施している。

2.1.1 劣化点検を実施するための組織

島根原子力発電所保修部（土木）及び保修部（建築）は、コンクリート構造物点検を実施した。コンクリート構造物点検については、コンクリートの強度低下に対する技術評価のための中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応を確認する点検及び現状のコンクリートの強度を確認する試験を実施した。試験の実施にあたって、島根原子力発電所保修部（土木）及び保修部（建築）は調達先へコンクリート構造物点検の実施に係る役務の調達を行った。

島根原子力発電所技術課（組織改編前の体制であり、現在の体制においては「技術部（燃料技術）」が当該業務を実施している。以下同じ。）は、監視試験を実施するにあたり一般社団法人日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-1991）」（以下「JEAC4201-1991」という。）に基づき、監視試験片の取り出し時期を設定した。

島根原子力発電所技術課は、監視試験を実施した。監視試験は JEAC4201-1991 に基づき実施した。試験の実施にあたって、島根原子力発電所技術課は調達先へ監視試験の実施に係る役務の調達を行った。

2.1.2 劣化点検の方法

島根原子力発電所保修部（土木）及び保修部（建築）は、点検手順として、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 : 2002、2011）」に基づき中性化深さの点検を、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 : 2003）」に基づき塩分浸透の点検を、「安全研究成果報告運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究〔RREP-2018-1004、平成 30 年 11 月〕」に準じた実体顕微鏡観察に基づきアルカリ骨材反応の点検を、日本産業規格「コンクリートの圧縮強度試験方法（JIS A 1108 : 2006）」に基づき強度試験を実施することを調達上の要求事項として社内文書に定めた上で、調達先へコンクリート構造物点検の実施に係る役務の調達を行った。調達先は、調達文書の要

求事項を満足するようコンクリート構造物点検を行った。

島根原子力発電所技術課は、監視試験の実施にあたり、JEAC4201-1991に基づき、試験等に要する期間を考慮した上で、点検計画として第2回監視試験片の取出し時期を設定し、社内文書に定めた。

島根原子力発電所技術課は、調達先が点検手順として JEAC4201-1991に基づき監視試験を実施することを調達先から提出される試験計画書にて確認したうえで、監視試験の実施に係る役務の調達を行った。調達先は、調達文書の要求事項を満足するよう監視試験を行った。

具体的なコンクリート構造物点検、監視試験の実施方法については、「2.2劣化点検の個別の点検方法及び結果」において、それぞれ点検方法、実施時期及び点検結果をとりまとめている。

2.1.3 劣化点検に係る工程の管理に関する事項

「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。)、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」、JEAC4201等に基づき、コンクリート構造物点検の結果を踏まえた経年劣化に関する技術的な評価を実施し、運転開始後30年の期間を満了する日から起算して1年前の日までに保安規定変更認可申請を行うべく、島根原子力発電所保修部(土木)及び保修部(建築)はコンクリート構造物点検についての工程管理を行った。

島根原子力発電所技術課にて計画した工程に従い、JEAC4201-1991等に基づいた監視試験の結果を踏まえた経年劣化に関する技術的な評価を遅滞なく実施するため、島根原子力発電所技術課は監視試験についての工程管理を行った。

2.1.4 劣化点検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

島根原子力発電所保修部(土木)及び保修部(建築)はコンクリート構造物点検の実施にあたり、保安規定第3条品質マネジメントシステム計画に従い、社内規程に定める調達物品等に係る要求事項に適合するよう調達管理を実施した。

島根原子力発電所技術課は監視試験の実施にあたり、社内規程に定める調達物等に係る要求事項に適合するよう調達管理を実施した。

2.1.5 劣化点検の記録の管理に関する事項

島根原子力発電所保修部（土木）、保修部（建築）及び島根原子力発電所技術課は、社内規程に基づきコンクリート構造物点検及び監視試験に係る文書・記録を管理している。

劣化点検に係る主な記録について表 2-1 に示す。

表 2-1 劣化点検に係る主な記録の管理

名称	分類	主管箇所	保管期間
コンクリート構造物点検に関する委託記録	記録	保修部（土木） 及び 保修部（建築）	設備廃棄後 5 年
監視試験に関する委託記録	記録	技術部（燃料技術）	永久

2.1.6 劣化点検に係る教育訓練に関する事項

島根原子力発電所保修部（土木）、保修部（建築）及び島根原子力発電所技術課は、OJT 等による教育訓練を実施している。それらを通じて、島根原子力発電所保修部（土木）及び保修部（建築）はコンクリート構造物点検の保全に係る業務を、島根原子力発電所技術課は監視試験に係る業務を、それぞれ実施する力量の維持向上を図っている。また、島根原子力発電所保修部（土木）、保修部（建築）及び島根原子力発電所技術課は、それを踏まえた力量管理を実施している。

島根原子力発電所保修部（土木）、保修部（建築）及び島根原子力発電所技術課は、調達先が役務を実施するに当たり十分な力量を有していることを確認したうえで調達を行った。コンクリート構造物点検における試験責任者の力量については、建築士（一級建築士又は構造設計一級建築士）、施工管理技士（1 級土木施工管理技士、1 級建築施工管理技士）、公益社団法人日本コンクリート工学会認定資格（コンクリート主任技士、コンクリート診断士）のうち、いずれかの資格を有する者としている。

2.1.7 劣化点検に係る測定機器の管理に関する事項

島根原子力発電所保修部（土木）及び保修部（建築）は、調達先がコンクリート構造物点検に必要となる測定機器の管理を実施していることを委託要領書により確認した。

島根原子力発電所技術課は、調達先が監視試験に必要となる測定機器の管

理を実施していることを試験機の検査記録により確認した。

2.2 劣化点検の個別の点検方法及び結果

2.2.1 コンクリート構造物点検

コンクリート構造物に関する点検として、コンクリートの強度低下に対する技術評価のための中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応を確認する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

点検方法は、コンクリートの強度低下に対し、点検項目ごとに以下のとおりである。

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 1152:2002、2011)」に基づき測定を実施した。

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 1154:2003)」に基づき試験を実施した。

c. アルカリ骨材反応

「安全研究成果報告運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究 [RREP-2018-1004、平成30年11月]」に準じた実体顕微鏡観察を実施した。

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 1108:2006)」に基づき試験を実施した。

（2）実施時期

2011年、2013年、2016年、2017年及び2023年に実施した。

（3）点検結果（実施時期含む。）

点検結果（実施時期含む。）を表2-2から表2-5に示す。

表 2-2 コンクリートの中性化深さの点検結果

評価点		中性化深さ (cm) *	実施時期
屋内	原子炉建物 3階内壁	0.65	2016年
	タービン建物 3階内壁	0.36	2016年
	制御室建物 1階内壁	0.00	2013年
屋外	1号機取水槽 北側壁 気中帶	3.05	2011年

* : 測定点近傍の3箇所の平均値

表 2-3 コンクリートの塩分浸透の点検結果

対象の コンクリート構造物	表面からの深さ (mm)	平均塩化物イオン量 (kg/m ³) *		
		気中帶	干満帶	海中帶
1号機取水槽 北側壁	0~10	5.18	6.41	4.15
	10~20	5.27	4.18	5.90
	20~30	6.35	2.05	3.87
	30~40	6.82	1.20	2.87
	40~50	6.01	0.85	1.90
	50~60	4.58	0.54	1.36
	60~70	3.14	0.41	0.92
	70~80	2.21	0.27	0.66
	80~90	1.57	0.22	0.64
	90~100	1.02	0.17	0.32
	100~120	0.52	0.26	0.21
	120~140	0.28	0.10	0.08
	140~160	0.19	0.07	0.04
実施時期		2011年	2011年	2011年

* : 1号機取水槽におけるコアサンプル3本の平均値

表 2-4 コンクリートのアルカリ骨材反応の点検結果

対象構造物	点検結果		実施時期
制御室建物	実体顕微鏡観察	反応性なし	2023 年
1 号機取水槽北側壁	実体顕微鏡観察	反応性なし	2023 年
漂流防止装置基礎 (荷揚護岸)	実体顕微鏡観察	反応性なし	2023 年

表 2-5 コンクリートの圧縮強度試験結果

代表構造物	部位	平均圧縮強度 (N/mm ²)	実施時期
原子炉建物	壁面	37.4 ^{※1}	2016 年～2017 年
タービン建物	タービン発電機架台	45.5 ^{※2}	2016 年
	壁面	33.9 ^{※3}	2016 年～2017 年
制御室建物	壁面	30.1 ^{※4}	2013 年
1 号機取水槽北側壁	干満帶 壁面	27.4 ^{※2}	2011 年

※1：10箇所（1箇所あたりコアサンプル3本）の平均値

※2：1箇所（1箇所あたりコアサンプル3本）の平均値

※3：6箇所（1箇所あたりコアサンプル3本）の平均値

※4：2箇所（1箇所あたりコアサンプル3本）の平均値

2.2.2 監視試験

原子炉圧力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。技術評価においては、照射前の試験から第2回監視試験の結果を使用していることから、第2回の結果に加えて照射前試験から第1回監視試験（加速試験）の結果についても記載した。

（1）点検方法

JEAC4201-1991に基づき、シャルピー衝撃試験を実施し、関連温度及び上部棚吸収エネルギーを求めた。その後、島根原子力発電所2号炉高経年化技術評価書において、一般社団法人日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007 [2013追補版]）」（以下、「JEAC4201」という。）に基づき、技術評価を実施した。

なお、沸騰水型原子炉（BWR-5）である島根2号炉は加圧熱衝撃（PTS）により原子炉圧力容器が損傷するおそれはないため、破壊靱性試験を実施していない。

（2）実施時期

1995年に原子炉圧力容器内に装荷されている試験片を取り出し、第2回監視試験を実施した。

また、第1回の監視試験として、1992年に原子炉圧力容器内に装荷されている試験片を取り出し、試験を実施した。なお、初回の監視試験は、運転開始日（1989年2月10日）よりも前に試験を実施した。

（3）点検結果

監視試験結果を表2-6に示す。

表2-6 監視試験結果

監視試験	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{17}$ n/cm ² 、 E > 1 MeV)	T _{r30} (°C) ^{※3}			上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
初期値 (未照射)	—	0	-61	-58	-95	212	207	219
第1回 (加速)	1992年 9月	10.6 (約 22EFPY ^{※1,2)}	-64	-64	-79	228	210	211
第2回 (炉壁1)	1995年 5月	2.6 (約 5.5EFPY ^{※1)}	-72	-66	-98	227	209	223

※1：監視試験片位置の中性子束から、設備利用率100%として原子炉圧力容器内表面に換算した場合のEFPY

EFPYとは、定格負荷相当年数であり、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数を示す。

※2：PLM30の評価条件（2018年7月1日に運転再開し、設備利用率を90%と仮定）に当てはめると、22EFPYは運転開始後約33年に相当する。（なお、長期停止するまでの実績は19.1EFPYであることから、運転再開後約3に相当する。）

※3：シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが41Jとなる温度。関連温度はT_{r30}の移行量と関連温度初期値（母材：-40°C、溶接金属：-53°C、熱影響部：-40°C）から算出する。

□ 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）（以下、「改正規則」という。）第 1 条の規制による改正後の「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。

また、評価対象機器等に新実用炉規則第 113 条第 3 項に規定される特定共用施設としてコンクリート構造物である制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室が含まれるが、制御室建物及びサイトバンカ建物については、特別点検の実施時期を超過したこと、補助ボイラ室については、長期施設管理計画の始期において供用開始から 38 年を超えており実施期日までの期間が短いことから、長期施設管理計画の始期までに特別点検を実施することができないため、改正規則附則第 3 条前段の規定に基づき、長期施設管理計画の期間中に当該 3 建物について特別点検を実施する。したがって、新実用炉規則第 113 条第 3 項の申請書記載事項の除外規定におけるただし書の規定は適用していない。

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（1989 年 2 月 10 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・構造物の抽出にあたっては、系統図(P&ID)、設計及び工事の計画の認可申請書、展開接続図(ECWD)等を基に抽出した。なお、選定された評価対象機器等には、特定共用施設としてコンクリート構造物である制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室が含まれている。

その結果、令和6年4月24日原規規発第2404241号にて認可を受けた「島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書」添付2の島根原子力発電所2号炉高経年化技術評価書(以下、「PLM30」という。)の評価対象機器等が抽出され、その他に新たな評価対象機器等がないことを確認した。

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えを前提としてい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、また、設計時に機器の耐用期間内に計画的に取り替えることを前提としている部品等であって、その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基準により定められているものは定期取替品として、それぞれ評価対象機器等から除外した。

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ており、長期施設管理計画の始期までに供用を開始する見込みのない機器・構造物については評価対象機器等から除外した。

また、技術評価においては、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いて適用される原子炉等規制法等、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。)の手続きがな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

島根原子力発電所2号炉は、沸騰水型の原子力発電所で燃料には低濃縮ウランを使用し、冷却材には軽水を使用している。

原子炉内で原子核反応により発生した熱は、原子炉再循環系により炉心内へ送られる冷却材を蒸気にする。この蒸気は原子炉圧力容器内に設けられている気水分離器、蒸気乾燥器によって水分が取り除かれ飽和蒸気になってタービンに送られタービン発電機を駆動する。

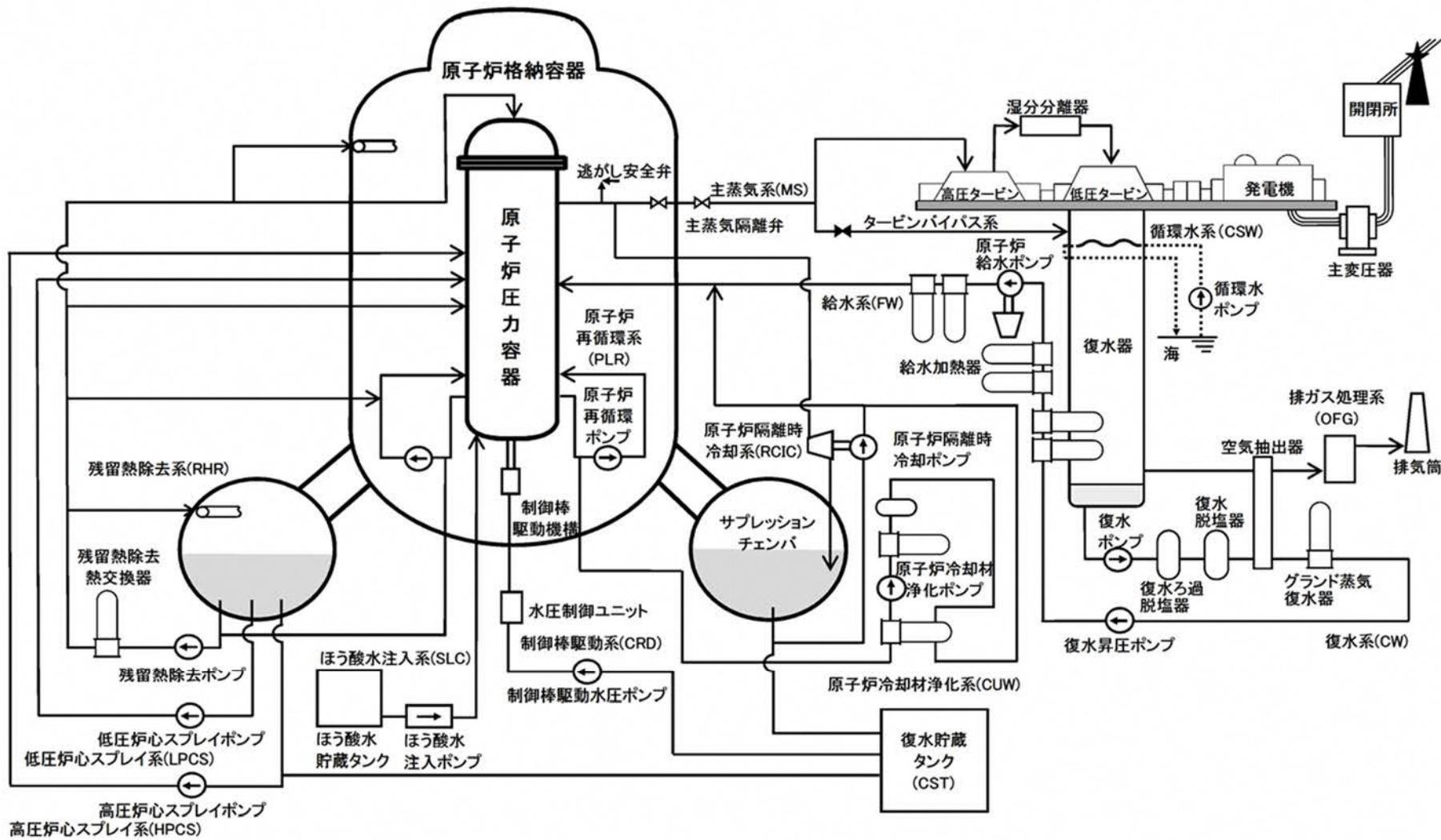
タービンを通った蒸気は復水器に入り、ここで冷却されて水となり、復水ポンプ、給水加熱器、給水ポンプを通って原子炉圧力容器に戻りジェットポンプにより駆動されて再び炉心に送られる。

(1) 主要仕様

電気出力	820MW
原子炉型式	沸騰水型軽水炉
原子炉熱出力	2,436MW
燃料	低濃縮ウラン (燃料集合体 560 体)
減速材	軽水
タービン	くし形 6 流排気再生復水式

(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

島根原子力発電所 2 号炉は、1981 年 3 月の第 84 回電源開発調整審議会において、新規着手地点として電源開発基本計画に組み入れられることが決定し、1981 年 8 月に原子炉設置変更許可申請を行い、1983 年 9 月 22 日に原子炉設置変更許可を取得した。1984 年 7 月に着工した建設工事は、敷地造成工事、建物基礎掘削工事を経て 1985 年 6 月の原子炉格納容器据付開始によって本格化し、原子炉圧力容器吊込、タービン据付、各種試験を経て燃料装荷を行い、1988 年 5 月 25 日に臨界に達した。その後、1988 年 7 月 11 日の初並列、出力上昇試験を経て、1989 年 2 月 10 日に通商産業大臣の使用前検査に合格し、電気出力 820MW で営業運転を開始した。

発電電力量・設備利用率の年度推移を図 2-1、計画外停止の年度推移を図 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）件数の推移を見ると、供用期間の長期化に伴い、計画外停止件数が増加する明確な傾向は認められない。

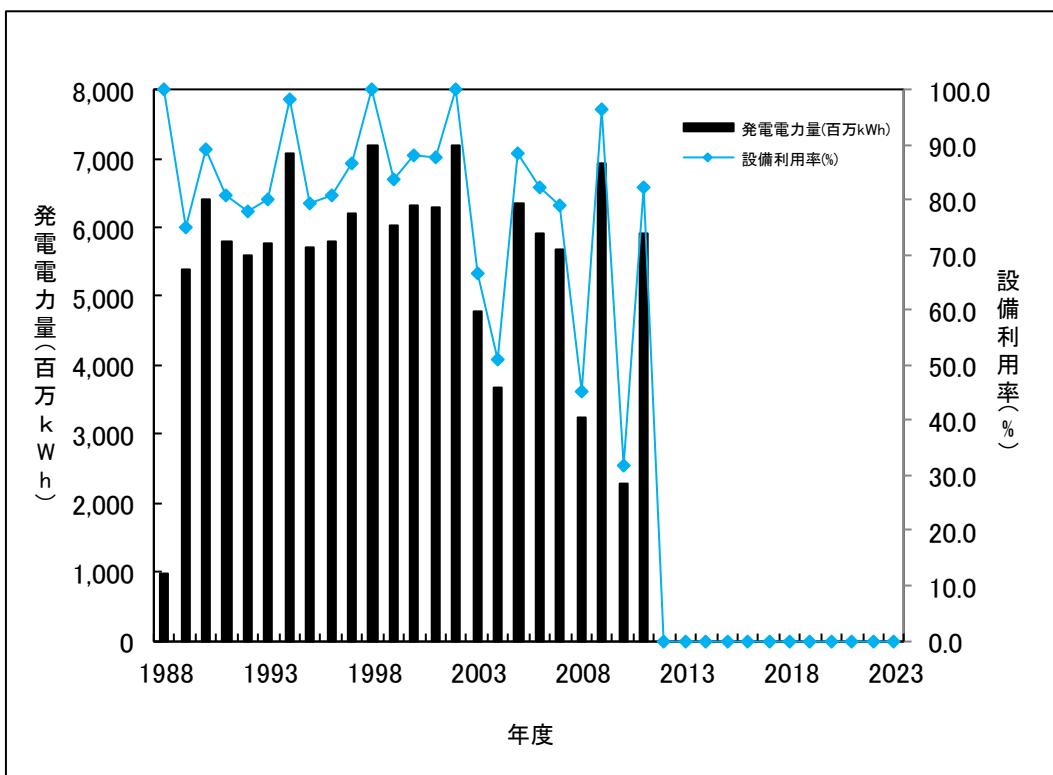


図 2-1 発電電力量・設備利用率の年度推移

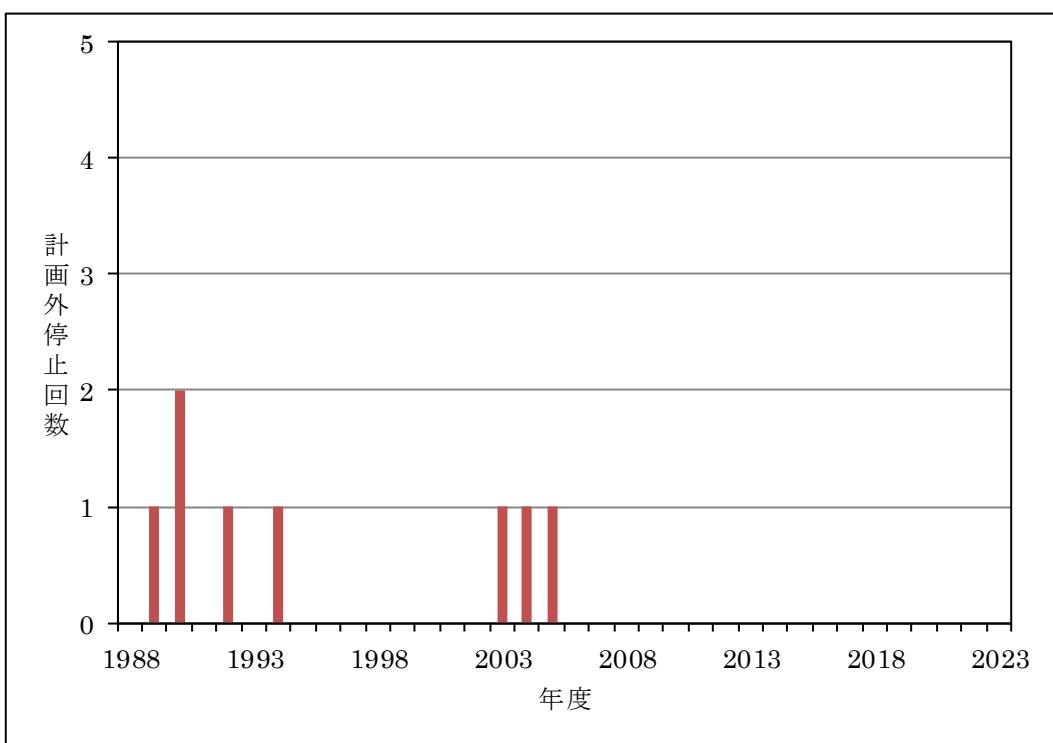


図 2-2 計画外停止回数の年度推移

表 2-1 計画外停止の事故・故障等一覧

No.	年度	事象
1	1989	原子炉再循環ポンプ A 号機の回転数低下のため原子炉手動停止
2	1990	原子炉再循環ポンプ電動機潤滑油位低下に伴う原子炉手動停止
3	1990	原子炉出力上昇中の原子炉自動停止
4	1992	原子炉再循環ポンプ A 号機のメカニカルシール不具合による原子炉手動停止
5	1994	「スクラム排出水容器水位異常高」信号による原子炉自動停止
6	2003	原子炉格納容器内ドライウェル冷却機凝縮水量及び床ドレン量增加に伴う原子炉手動停止
7	2004	原子炉再循環ポンプ B 号機のメカニカルシール不具合による原子炉手動停止
8	2005	原子炉再循環ポンプ B 号機のメカニカルシール不具合による原子炉手動停止

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等のうち、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を表 3-1 に示す。

表 3-1 主な経年劣化事象

No.	年度	事　　象	経年劣化事象
1	2003	炉心シラウドのひび	応力腐食割れ
2	2004 2008	原子炉再循環系配管のひび	応力腐食割れ
3	2004	原子炉給水ポンプ駆動用タービン軸封蒸気排気配管の損傷	侵食（エロージョン）
4	2013	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービンにおけるインジケーションについて	応力腐食割れ
5	2016	中央制御室空調換気系ダクト腐食について	腐食
6	2016	アクセスホールカバー取り付け溶接部のひびについて	応力腐食割れ

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、経年劣化事象に対して以下ののような対策（発生した経年劣化事象を受けて実施した対策を含む）を実施した。

(1) 応力腐食割れ (SCC)

a. 原子炉再循環系配管、原子炉冷却材浄化系配管及び残留熱除去系配管については、応力腐食割れ対策の観点から第 17 回定期事業者検査（2011 年度）において、一部配管に応力腐食割れの一要因である引張応力の低減を目的とした高周波誘導加熱処理を実施した。

第 12 回定期検査（2004 年度）、第 15 回定期検査（2008 年度）において確認した原子炉再循環系配管のひびについては、残留応力を低減可能な水冷溶接による取替えを実施した。

また、原子炉浄化系配管は第 15 回及び第 16 回定期検査（2008 年度及び 2009 年度）において、水冷溶接施工により、一部配管の取替えを実施した。

b. 炉心シラウドについては、第 11 回定期検査（2003 年度）において、周方向

溶接線（H4）近傍に応力腐食割れを確認し、第12回定期検査（2004年度）において、研削によりひびを除去した。また、溶接部の一部については、第12回定期検査（2004年度）及び第13回定期検査（2006年度）において、ウォータージェットピーニング法により溶接残留応力を圧縮側に改善した。

- c. 低圧タービンについては、第17回定期事業者検査（2011年度）において、翼接合部、車軸接合部のうち、車軸接合部である円板側翼取付部の応力腐食割れ対策として、円板側翼取付部の翼溝形状の変更、円板側翼取付部ヘショットピーニング、バニシングを施した車軸に取替えを実施した。
また、応力腐食割れ対策にあわせ、高圧タービン及び低圧タービンの車軸、翼、隔板、噴口及び隔板締付ボルトと、低圧タービンの内部車室、内部ケーシングボルトについては、第17回定期事業者検査（2011年度）において、蒸気タービンの高効率化を図るため、取替えを実施した。
- d. シュラウドサポートについては、第17回定期事業者検査（2016年度）において、マンホール蓋の溶接部に応力腐食割れを確認したため、第17回定期事業者検査（2019年度）において、溶接部を有さないボルト締結式に取替えを実施した。

（2）腐食・減肉

- a. 中央制御室空調換気系ダクトの外気接触範囲については、第17回定期事業者検査（2011年度）において、腐食孔が確認されており、外気接触部のダクトについては、点検口を追設し、ダクト内面からの腐食を検知可能な構造とした。また、当該ダクトのうちステンレス鋼製ダクトは炭素鋼製ダクトへ材質を変更し、内外面に塗装を実施した。

（3）疲労割れ

- a. 原子炉再循環ポンプの主軸とケーシングカバーの熱疲労割れ対策として、第11回定期検査（2003年度）において、ヒータ付サーマルバリアを内蔵したケーシングカバーへの取替えを実施した。

（4）絶縁低下

- a. 事故等時雰囲気内で機能要求があるKGBケーブルについては、運転開始後29年（第17回定期事業者検査（2011年度））に取替えを実施した。
- b. 事故等時雰囲気内で機能要求がある難燃PNケーブルについては、PLM30における評価の結果、運転開始後33年から運転開始後35年（第17回定期事業者検査（2022年度から2024年度））に取替えを実施した。

(5) 中性子照射脆化

- a. 原子炉圧力容器に対しては、計画的に監視試験を実施し、炉心領域部材料の中性子照射による機械的性質の変化（破壊靱性の低下）について将来予測をしている。また、供用期間中検査で超音波探傷試験を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。

(6) コンクリート構造物の強度低下

- a. コンクリート構造物に対しては、計画的に強度、中性化深さ及び塩化物イオン量の測定等を実施して健全性を確認している。

(7) 高エネルギーアーク損傷

- a. 国内外の原子力発電所の電気設備で高エネルギーアーク損傷が発生していることを踏まえ、第 17 回定期事業者検査（2021 年度～2023 年度）に、設置許可基準規則第 2 条第 2 項第 9 号に規定する重要安全施設への電力供給に係る電気盤（当該電気盤の周囲 2.5m 以内に設置されている電気盤を含む）及び非常用ディーゼル発電機に接続される電気盤に対して、保護継電器（リレー）の整定値変更等の対策工事を実施した。

5. 技術評価の実施体制

技術評価の実施にあたって、保安規定第3条品質マネジメントシステム計画に従い、社内規程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

保安規定第3条品質マネジメントシステム計画に従い、社内規程で定めた「長期施設管理計画の作成計画書」により評価の実施体制を構築している。

長期施設管理計画（技術評価含む。）作成に係る体制を図5-1に示す。

電源事業本部（原子力設備）では、発電所が実施する技術評価に関する実施計画、実施手順の策定、最新知見などの情報提供を行うとともに、評価結果の方法・結果の確認等、長期施設管理計画全体のとりまとめ等の全体調整を行った。

発電所では、保修部（保修技術）が運転経験、最新知見の調査・分析等を行い、技術評価のとりまとめを行った。なお、策定した実施手順に基づく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」に示す。

保修部（土木）及び保修部（建築）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。

技術部（燃料技術）は、監視試験の実施結果に基づく原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する技術評価を行った。

また、技術評価は、その他の各設備主管箇所及び社内関係箇所と協力して技術評価を実施した。

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。）及び一般社団法人日本原子力学会「日本原子力学会標準 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「長期施設管理計画の作成計画書」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にとりまとめている。

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 18 日に長期施設管理計画の作成計画書を策定し、作成計画書に基づき、長期施設管理計画の作成を開始した。2024 年 7 月 18 日に技術評価に関する妥当性確認及び作成プロセスの確認を完了した。

その後、審査結果や特別点検に係る今後の方針等を反映した長期施設管理計画の一部補正について、2025 年 4 月 25 日に作成プロセスの確認を完了した。

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

保安規定第 3 条品質マネジメントシステム計画に従い、社内規程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、株式会社原子力エンジニアリングに国内外運転経験の整理等を委託した。

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、保管期間及び所管箇所は社内規程で定めている。

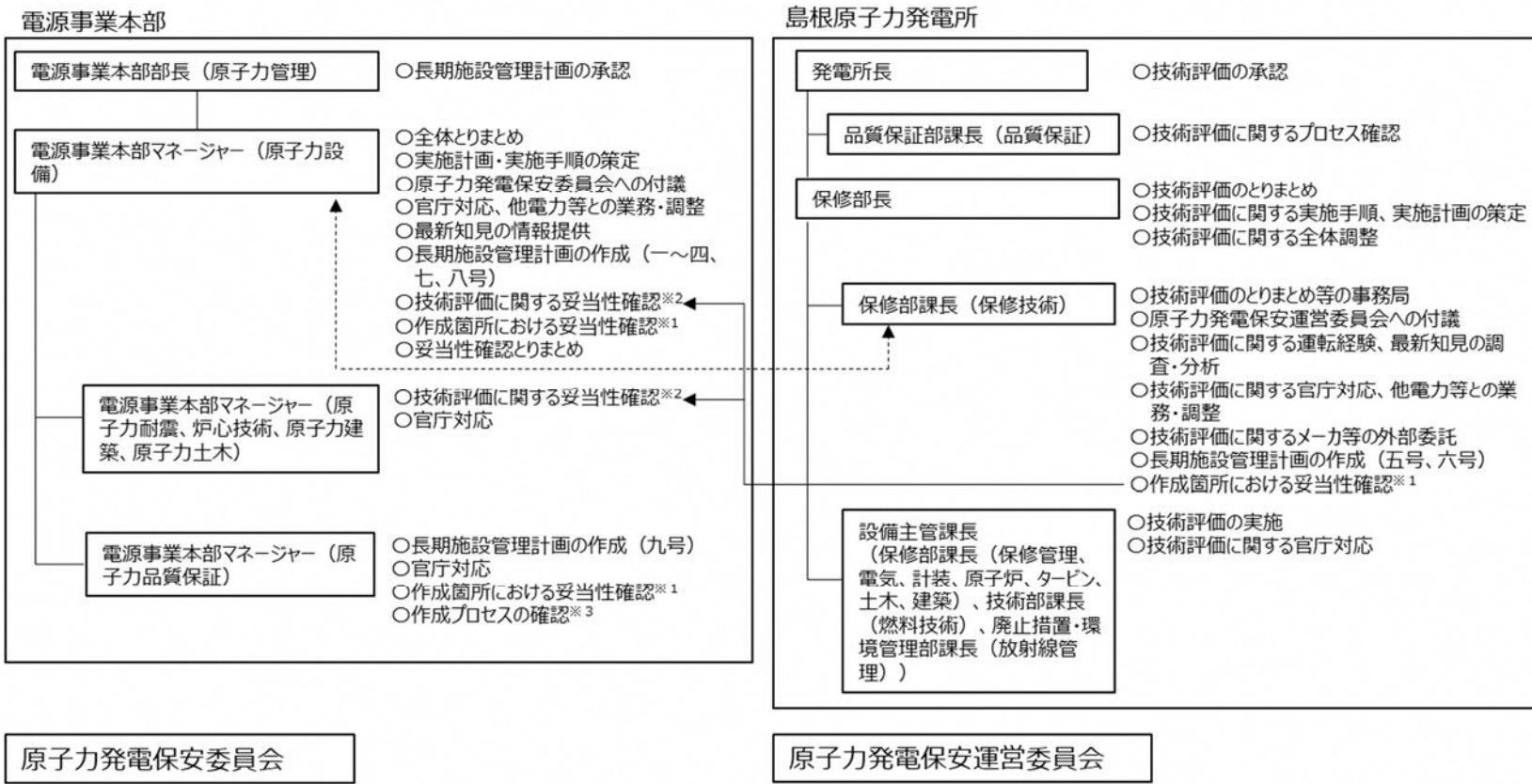
長期施設管理計画（技術評価を含む。）の主な記録の管理について表 5-1 に示す。

表 5-1 長期施設管理計画（技術評価を含む。）の記録の管理

文書・記録の名称	保管期間	所管箇所
長期施設管理計画の作成計画書		
長期施設管理計画		
長期施設管理計画書妥当性確認チェックシート	原子炉ごとに廃止措置が終了し、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	電源事業本部 (原子力設備)

5.6 技術評価に係る教育訓練に関する事項

社内規程に基づき、技術評価を実施する力量を設定し、力量管理を実施するとともに、育成計画を定めて長期施設管理計画作成時の OJT 等により資質向上を図っている。



※1：長期施設管理計画の作成箇所は、作成した長期施設管理計画の記載内容等の妥当性確認を実施する。

※2：長期施設管理計画のうち、技術評価に関する内容について、技術評価の方法・結果の妥当性確認を実施する。

※3：上記※1、2の妥当性確認について、規定した手順に基づき実施されていることを確認する。

図 5-1 長期施設管理計画（技術評価含む。）作成に係る実施体制

項目	年月	2024												2025			
		3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4		
PLM30 及び長期施設管理計画の申請・認可等		▼補正 (3/29) (PLM30)		▼認可 (4/24) (PLM30)			▼申請 (7/30) (長期施設管理計画)										
作成手順書及び作成計画書の制定						▼制定 (6/18)											
長期施設管理計画（技術評価を含む。）の作成及び確認						▼完了 (7/18)										▼完了 (4/25)	
技術評価に関する妥当性確認						▼完了 (7/18)										▼完了 (4/25)	
作成プロセスの確認						▼完了 (7/18)										▼完了 (4/25)	
原子力発電保安運営委員会（審議）						▼付議 (7/19)										▼完了 (4/28)	
原子力発電保安委員会（審議）						▼付議 (7/23)										▼完了 (4/28)	

図 5-2 長期施設管理計画作成の実施工程

6. 技術評価の実施年月日

2025年4月25日

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あたり、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。

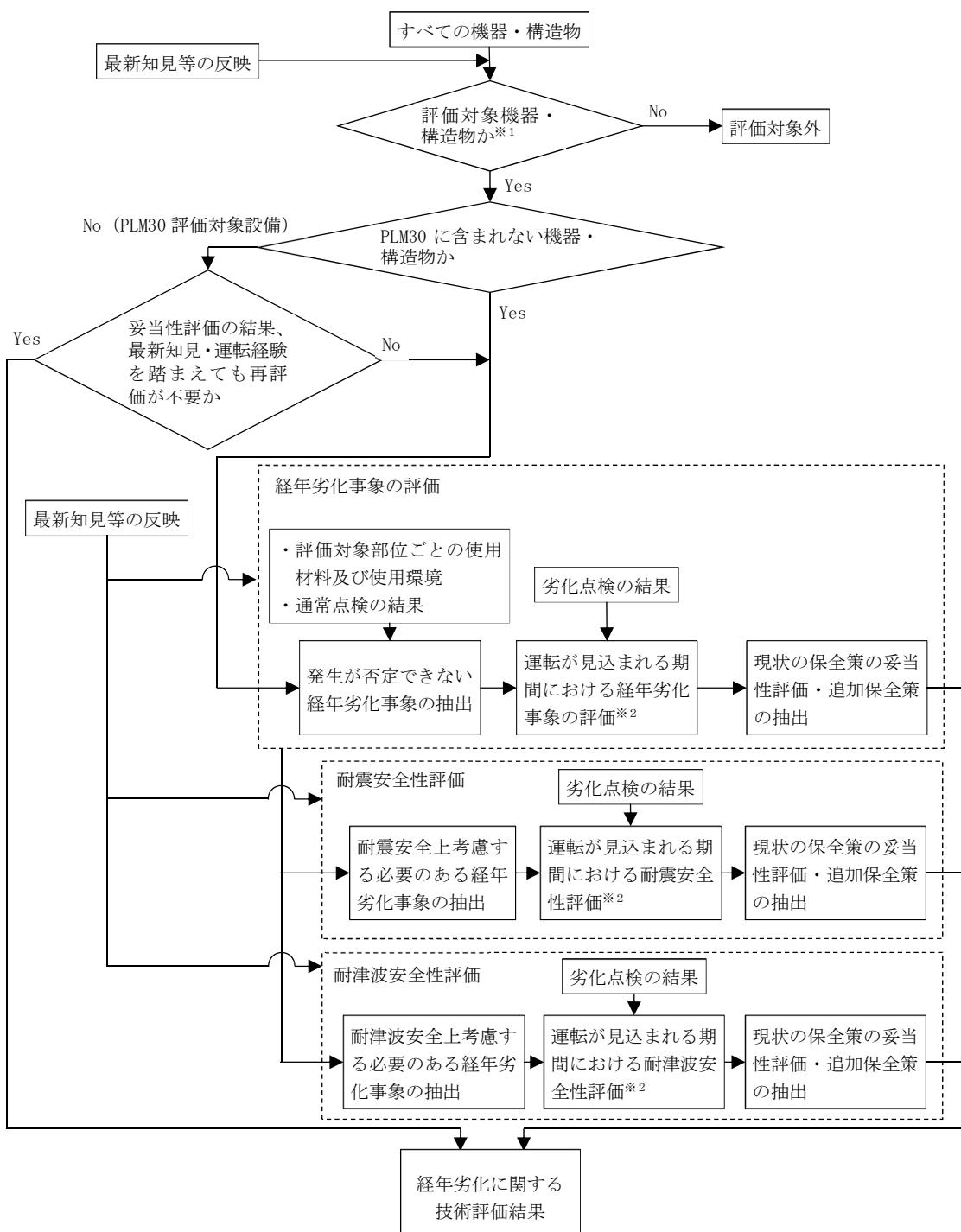
なお、本技術評価は、改正法附則第 4 条第 1 項の規定に基づき、改正法の本格施行（2025 年 6 月 6 日）までの経過措置期間中に、現行制度^{※1, 2}のもとで経年劣化に関する技術的内容について原子力規制委員会により既に確認を受けた期間を超えない期間における長期施設管理計画を作成するものである。

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経年劣化に関する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 PLM30 の技術的内容に基づく評価を行った。

※1：実用炉規則第 8 2 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 4 3 条の 3 の 3 2 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 PLM30 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 PLM30 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、PLM30 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。

- ・重要度分類審査指針で定義されるクラス1、2及び3の機能を有する構造物、系統及び機器
- ・実用炉規則別表第二において規定される浸水防護施設に属する機器及び構造物
- ・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：停止状態の維持を前提とした場合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する(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. 国内外の新たな運転経験及び最新知見の反映」に示す 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、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、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の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 Ss 及び弾性設計用地震動 Sd を含む。）
⑨	・現状の施設管理（劣化監視を含む。）
耐津波安全性評価	
⑩	・耐津波安全上考慮する必要の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
⑪	・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。）
⑫	・現状の施設管理（劣化監視を含む。）
その他	
⑬	・地震、津波その他の自然現象により受けた影響の考慮
⑭	・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

技術評価にあたっては、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、タービン設備、コンクリート及び鉄骨構造物、

計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備に分類（カテゴリ化）し機種ごとに評価した。

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」の「経年劣化メカニズムまとめ表」等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）「経年劣化メカニズムまとめ表に基づく経年劣化管理」の「経年劣化メカニズムまとめ表」等を参考に、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※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、定めた点検計画に従って点検を実施している。

※：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難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

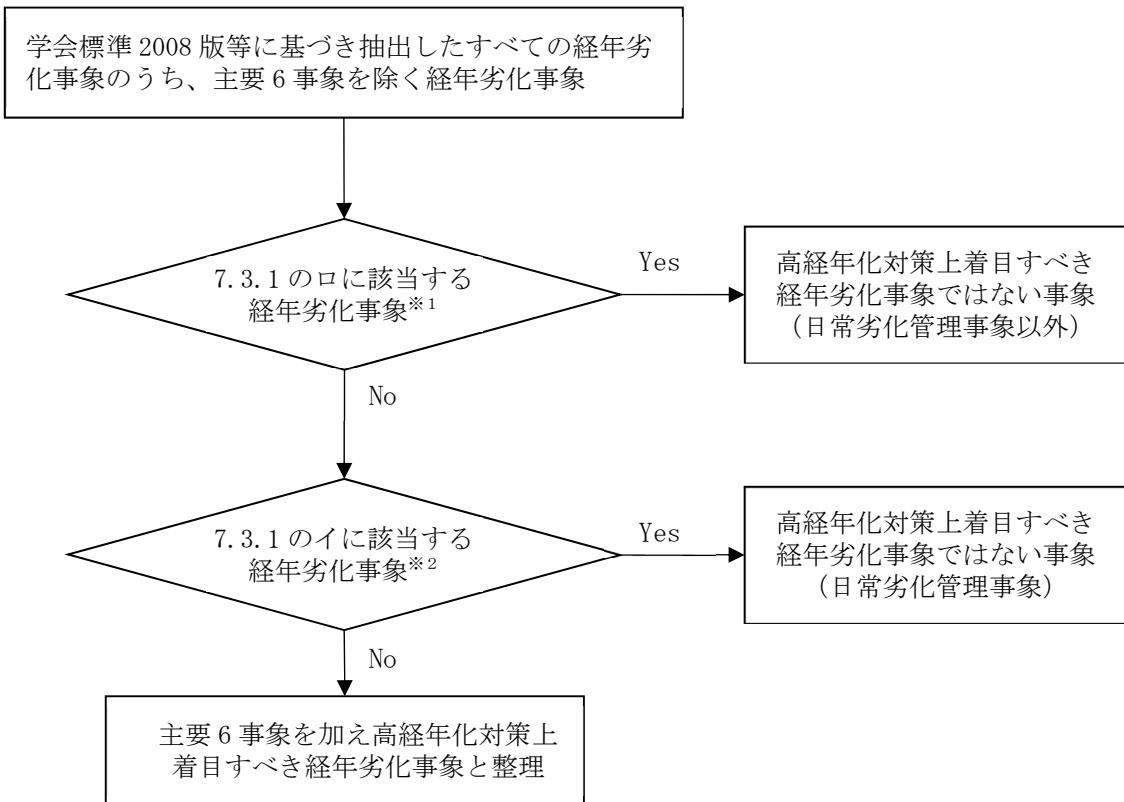
ロ：現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

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

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、原子炉再循環系配管の高サイクル熱疲労割れ等が、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、熱交換器胴等の腐食（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ことを確認しているものを含む。

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・構造物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・取替え等の現状の保全策の内容について整理する。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・取替え等の現状の保全策の内容が、技術評価実施時点において、施設管理計画に従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。なお、新規制基準適合に向けて新たに設置した機器等で、技術評価実施時点で点検計画未策定の機器については、策定中の点検計画の内容を対象とする。

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とれた点検等が、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、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・構造物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、評価用地震力は一般社団法人日本電気協会「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等に応じて表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・構造物の耐震クラス
- ② 機器・構造物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

耐震重要度等	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 クラス設備に適用される静的地震力のいずれか大きい方
常設重大事故等対処設備	S_s 地震力
B クラス	B クラスの機器に適用される静的地震力 ^{※3, ※4}
C クラス	C クラスの機器に適用される静的地震力 ^{※4}

※1：令和 3 年 9 月 15 日付け原規規発第 2109152 号にて設置変更許可を受けた基準地震動（「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）」に基づき策定した、震源を特定して策定する地震動のうち、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 -D) 及び断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価結果による基準地震動 (S_s -F1, F2) 並びに震源を特定せず策定する基準地震動 (S_s -N1, N2)）

※2：令和 3 年 9 月 15 日付け原規規発第 2109152 号にて設置変更許可を受けた弾性設計用地震動（弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s との応答スペクトルの比率が目安として 0.5 を下回らないよう基準地震動 S_s に係数 0.5 を乗じて設定している。さらに、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」における基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮した地震動も弾性設計用地震動 S_d として設定している。）

※3：支持構造物の振動と共振のあるものについては、弾性設計用地震動 S_d による地震力の 1/2 についても考慮する。

※4：S クラス設備又は常設重大事故等対処設備へ波及的影響を及ぼす可能性のある B クラス設備及び C クラス設備並びに溢水源としない B, C クラス設備の設計用地震力は S_s 地震力を適用する。

7.5.4 現状の施設管理に関する評価

「7.4.2 現状の施設管理に関する評価」にて抽出及び評価済みの保全を前提に、「7.5.3 経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価」の評価結果を踏まえ、耐震安全性の観点で現状の施設管理の内容を評価する。

7.5.5 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、耐震安全性の観点から今後

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。

7.6 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・構造物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」で整理される、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象が想定される設備に対し、耐津波安全性評価を実施する。

なお、評価には、長期施設管理計画の始期に適用される技術基準規則への適合の確認に用いる基準津波である令和3年9月15日原規規発第2109152号にて設置変更許可を受けた基準津波を用いる。

7.6.4 現状の施設管理に関する評価

「7.4.2 現状の施設管理に関する評価」にて抽出及び評価済みの保全を前提に、「7.6.3 経年劣化事象を考慮した耐津波安全性評価」の評価結果を踏まえ、耐津波安全性の観点で現状の施設管理の内容を評価する。

7.6.5 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、耐津波安全性の観点から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再評価

「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、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は抽出されなかったことから、停止状態を踏まえた経年劣化事象に対する技術評価の結果、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、発電所構内で弾性設計用地震動（Sd）を超える地震を観測した実

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、発電所構内で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、敷地周辺において、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・土石流も発生していない。

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並びに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

社内で実施している未然防止処置検討会等の結果を活用することとし、2023 年 4 月※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。

※：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運転経験を抽出する。

- ・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（通達）、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（NUREG 等）

- ・社内外の組織（国内外のプラントメーカ等）の入手情報
- ・プラントの運用変更・改造工事情報
- ・設計及び工事の計画の変更認可申請及び届出
- ・保全の有効性評価に関する情報

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 のフローに従って選定した結果、技術評価に反映するものはないことを確認した。

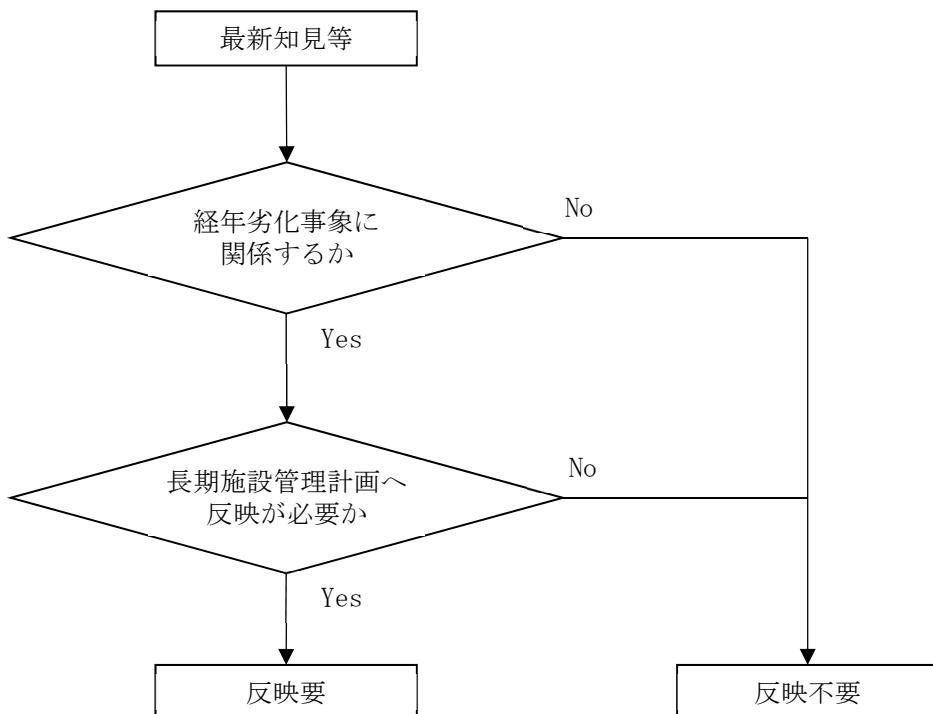


図 9-1 長期施設管理計画への反映が必要な最新知見等の抽出フロー

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 PLM30 の有効性評価

PLM30 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あ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、PLM30 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 PLM30 の技術評価は有効であると判断した。

なお、PLM30 の結果として抽出した追加保全策 4 件については、保安規定「添付 8 長期施設管理方針（第 106 条の 6 関連）」に従い実施する。以下に、長期施設管理方針と島根原子力発電所 2 号炉の長期施設管理方針の始期である 2024 年 4 月 25 日から「四 長期施設管理計画の期間」に定める長期施設管理計画の始期である 2025 年 6 月 6 日を経過する日までの期間（以下、「長期施設管理方針の適用期間」という。）に実施する措置を示す。当該長期施設管理方針について、長期施設管理計画の始期である 2025 年 6 月 6 日以降においては、長期施設管理方針の適用期間中に完了したものを受け長期施設管理計画に基づき追加保全策として実施する。

(1) 難燃 PN ケーブルの絶縁低下

a. 長期施設管理方針

事故時雰囲気内で機能要求される原子炉格納容器内の難燃 PN ケーブルの絶縁特性低下については、長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前までに同仕様の難燃 PN ケーブルに取替を実施する。

b. 長期施設管理方針の適用期間に実施する措置

運転開始から 37 年を経過する前に対象の難燃 PN ケーブルの取替えを行うこととしており、2022 年 11 月から 2024 年 7 月に取替えを実施した。これにより、有意な絶縁低下に至る時期は運転開始後 60 年以降となる。

(2) 原子力圧力容器等の疲労割れ

a. 長期施設管理方針

原子炉圧力容器等※の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実

施し、運転開始後 60 年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

※：疲れ累積係数による低サイクル疲労の評価を実施した全ての機器

- b. 長期施設管理方針の適用期間に実施する措置
プラント運転実績を継続的に把握する。

(3) 原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化

- a. 長期施設管理方針

原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第 3 回監視試験の実施計画を策定する。

- b. 長期施設管理方針の適用期間に実施する措置
今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して次回運転サイクルにおける監視試験実施要否を判断し計画を策定する。

(4) 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）

- a. 長期施設管理方針

肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管^{※1}の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の肉厚測定の結果、運転開始後 40 年時点までに耐震管理厚さ^{※2}を下回るおそれがある場合は、配管取替等^{※3}を実施する。また、最新の実測データを用いた 60 年目の想定厚さにて耐震安全性評価を再度実施する。

※1：給水系、復水系、原子炉ベントドレン系、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系、タービングランド蒸気系、補助蒸気系、主蒸気系、タービンバイパス系

※2：耐震管理厚さ = min (40 年目の想定厚さ、公称板厚の 80% の厚さ)

※3：配管取替又は内面肉盛溶接による補修

- b. 長期施設管理方針の適用期間に実施する措置

炭素鋼配管の肉厚測定を計画的に実施し、配管減肉を管理する。

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として、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等を以降に示す。

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。

低サイクル疲労については、PLM30 では実績に基づく過渡回数に対して再稼働時期を実際よりも早めに設定し、今後の運転想定期間を長く見積もることで運転開始後 60 年時点の推定過渡回数に裕度（年平均過渡回数に対して 1.3 倍程度）を考慮した評価を実施していたが、今後の運転状況の不確実性の観点から更なる保守性を考慮し、年平均過渡回数に対して 1.5 倍の裕度を考慮した推定過渡回数を用いた評価を行うこととする。

その他の劣化事象については、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あ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方に変更はない。 ・新たに追加すべき評価対象機器はない。
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・停止時等の過渡時の温度・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。 ・低サイクル疲労等の評価に用いた推定過渡回数については、再稼働時期を実際よりも早めに設定し、今後の運転想定期間を長く見積もることで裕度を考慮した評価を実施していたが、今後の運転状況の不確実性の観点から更なる保守性を考慮し、年平均過渡回数に対して1.5倍の裕度を考慮した推定過渡回数による評価を行う。 ・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。

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
耐震安全性評価		
⑦	耐震安全上考慮する必要の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の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は変更はない。
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。
⑨	現状の保全策の妥当性評価、追加保全策の抽出	・評価結果に影響を及ぼすような変更はなく、抽出された追加保全策が現在の観点でも適切なものである。
耐津波安全性評価		
⑩	耐津波安全上考慮する必要の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の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は変更はない。
⑪	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。）	・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。
⑫	現状の保全策の妥当性評価、追加保全策の抽出	・評価結果に影響を及ぼすような変更はない。
その他		
⑬	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はない。
⑭	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・停止時等の過渡時に温度、圧力及び流量変化の影響を受ける機器を評価対象機器として構造（型式等）、使用環境（内部流体等）、材料等に応じグループ化しており、機器の重要度、使用条件、仕様等の観点から各グループ代表を選定している。表 10.2-1 に示す各グループの代表機器に対して評価を行った。

表 10.2-1 評価対象機器（各グループ内代表）

評価対象機器・部位		
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシングと配管の溶接部
容器	原子炉圧力容器	主法兰ジ
		スタッドボルト
		給水ノズル
		下鏡
		支持スカート
	原子炉格納容器	ベント管ベローズ
機械ペネトレーション	機械ペネトレーション	主蒸気系配管貫通部
		給水系配管貫通部
配管	ステンレス鋼配管	原子炉再循環系配管
	炭素鋼配管	主蒸気系配管
		給水系配管
弁	仕切弁	原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱）
	玉形弁	残留熱除去ポンプ炉水戻り弁（弁箱）
	逆止弁	原子炉給水内側隔離逆止弁（弁箱）
	主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁（弁箱）
炉内構造物		炉心シラウド
		シラウドサポート

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
- ・一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005 年版 (2007 年追補版含む。)) (JSME S NC1-2005/2007)」(以下、「設計・建設規格」という。)
- ・一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 (2009 年版) (JSME S NF1-2009)」(以下、「環境疲労評価手法」という。)

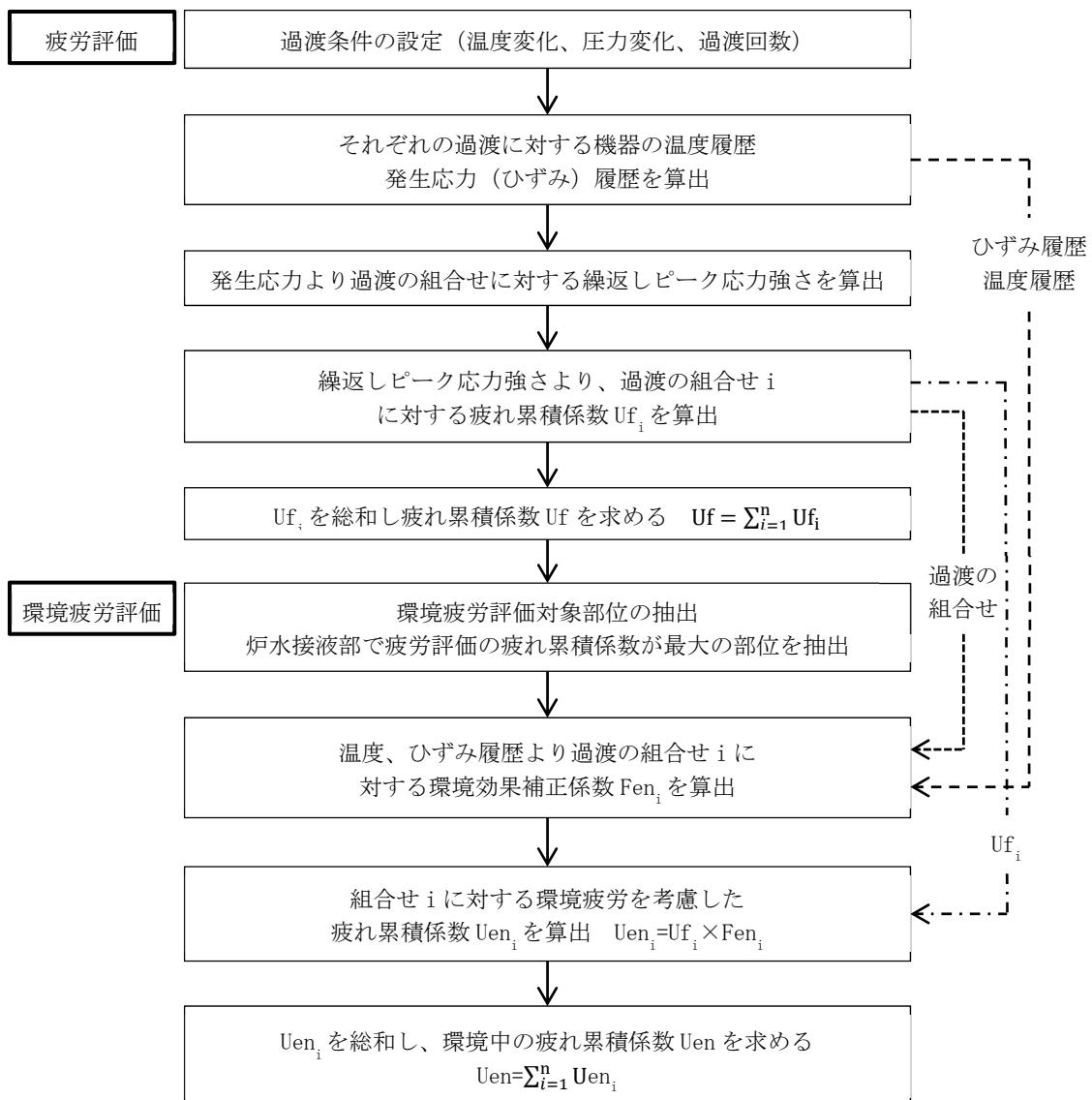


図 10.2-1 低サイクル疲労評価の技術評価フロー

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单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れ累積係数(Uf)を算出し、許容値1を下回ることを確認する。

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れ累積係数(Uen)を算出し、許容値1を下回ることを確認する。

なお、熱成層の発生が予測される部位については、設備対策、適切な運用管理又は保守管理を行っていることから、熱成層が発生する可能性はなく、高サイクル熱疲労評価の対象外とした。

10.2.3 評価の条件

PLM30 では実績に基づく過渡回数に対して再稼働時期を実際よりも早めに設定し、今後の運転想定期間を長く見積もることで運転開始後 60 年時点の推定過渡回数に裕度（年平均過渡回数に対して 1.3 倍程度）を考慮した評価を実施していたが、今後の運転状況の不確実性の観点から更なる保守性を考慮し、年平均過渡回数に対して 1.5 倍の裕度を考慮した推定過渡回数を用いた評価を行うこととする。

具体的には以下に示す計算方法に基づき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单一故障等による通常運転状態からの逸脱状態）とした。

- ・過渡回数の計算方法

= 実績過渡回数（運転開始から 2015 年 7 月末までの運転実績）+（実績過渡回数に基づく 1 年間当たりの平均過渡回数）×裕度（1.5 倍）×残年数

なお、上記の裕度（年平均過渡回数に対して 1.5 倍）を考慮した場合には、PLM30 において用いた推定過渡回数は、運転開始後 53 年時点のものとなる。以降、10.2.4 及び 10.2.5 については PLM30 における評価内容を示す。

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、プラントの安全上の重要性を考慮し、原子炉圧力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

原子炉圧力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・停止時等の過渡時に温度、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。

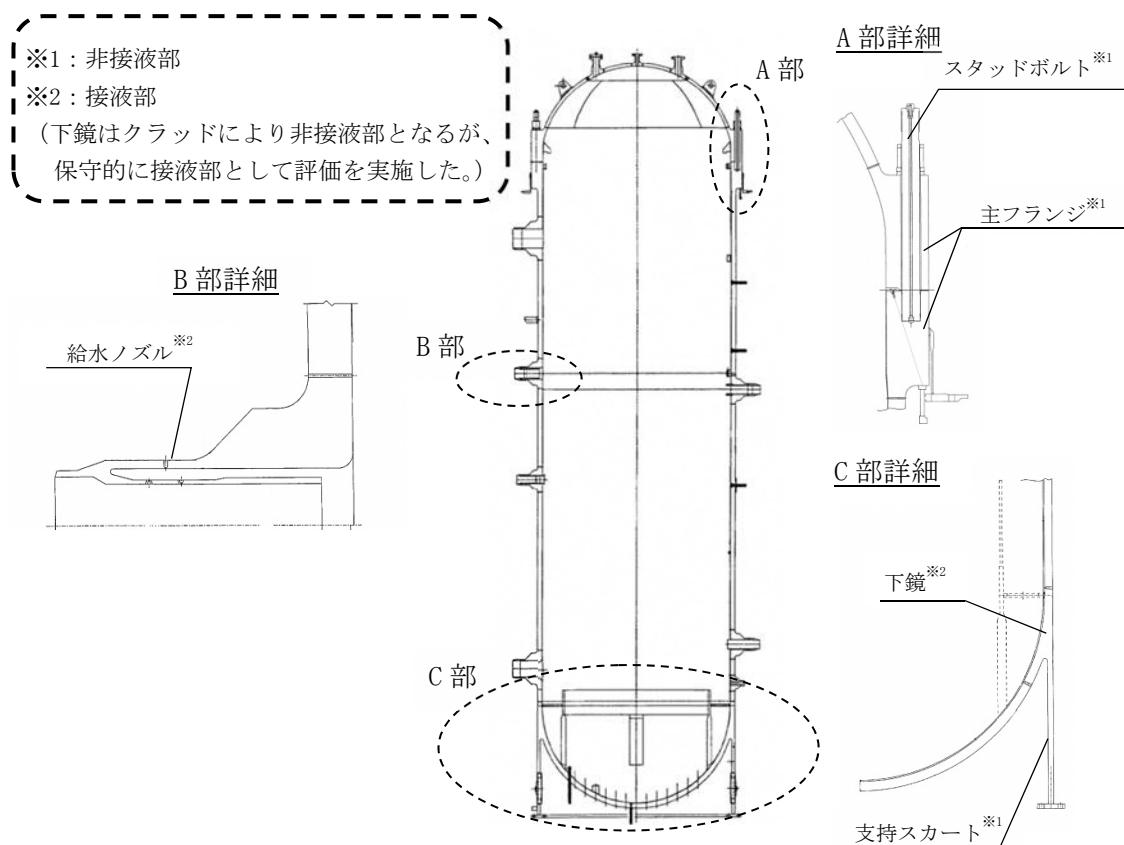


図 10.2-2 原子炉圧力容器の低サイクル疲労評価対象部位

表 10.2-2(1/3) 原子炉圧力容器（主フランジ及びスタッドボルト）の
疲労評価に用いた過渡回数

運転条件（過渡項目）	運転実績に基づく過渡回数 (2015年7月末時点)	推定過渡回数
ボルト締付け	20	45
耐圧試験	24	55
起動（昇温、タービン起動）	36	74
スクラム（タービントリップ）	1	2
スクラム（その他のスクラム）	4	7
停止（タービン停止、高温待機、冷却、容器満水、満水後冷却）	36	74
ボルト取り外し	21	46
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	0	1
スクラム（逃がし安全弁誤作動）	0	1

表 10.2-2 (2/3) 原子炉圧力容器（給水ノズル）の疲労評価に用いた過渡回数

運転条件（過渡項目）	運転実績に基づく過渡回数 (2015年7月末時点)	推定過渡回数
耐圧試験	24	55
起動（昇温、タービン起動）	36	74
夜間低出力運転（75%出力）	40	81
週末低出力運転（50%出力）	34	84
制御棒パターン変更	58	143
給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	1
給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	1
スクラム（タービントリップ）	1	2
スクラム（その他のスクラム）	4	7
停止（タービン停止、高温待機、冷却、容器満水、満水後冷却）	36	74
スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	0	1
スクラム（逃がし安全弁誤作動）	0	1

表 10.2-2 (3/3) 原子炉圧力容器（下鏡及び支持スカート）の
疲労評価に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2015年7月末時点)	推定過渡回数
耐圧試験	24	55
起動（昇温、タービン起動）	36	74
給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	1
スクラム（タービントリップ）	1	2
スクラム（その他のスクラム）	4	7
停止（タービン停止、高温待機、 冷却、容器満水、満水後冷却）	36	74
スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	0	1
スクラム（逃がし安全弁誤作動）	0	1

(2) 疲労評価結果

設計・建設規格に基づき、原子炉圧力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、疲れ累積係数(U_f)が許容値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、疲れ累積係数(U_{en})が許容値1を下回ることを確認した。原子炉圧力容器の疲労評価結果を表 10.2-3 に示す。

原子炉圧力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れ累積係数が許容値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、代表機器以外で疲れ累積係数が最大となる機器は「環境疲労評価手法」に基づく評価結果の0.318(炉心シラウド)となった。

表 10.2-3 原子炉圧力容器の疲労評価結果(運転開始後 60 年時点)

評価対象部位	運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (許容値: 1を下回る) ^{※1}	
	設計・建設規格の 疲労線図による評価	環境疲労評価手法による 評価(環境を考慮)
主法兰ジ	0.008	— ^{※2}
スタッドボルト	0.383	— ^{※2}
給水ノズル	0.094	0.411
下鏡	0.007	0.332
下鏡(支持スカートとの接合部)	0.231	— ^{※2}
支持スカート	0.005	— ^{※2}

※1: 設計・建設規格による評価、環境疲労評価手法による評価ともに部位ごとの最大値を示す。

※2: 非接液部

10.2.5 現状の施設管理に対する評価

原子炉圧力容器の低サイクル疲労に対しては、供用期間中検査で超音波探傷試験を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。また、供用期間中検査にて漏えい試験を実施し、耐圧部の健全性を確認している。原子炉圧力容器の供用期間中検査の内容を表 10.2-4 に示す。

原子炉圧力容器に有意な疲労割れがないことは超音波探傷試験等により検知可能であるため、点検手法として適切である。

原子炉圧力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、有意な疲労割れがないことは超音波探傷試験等により検知可能であるため、点検手法として適切である。

表 10.2-4 原子炉圧力容器の供用期間中検査の内容

評価対象部位	現状保全	試験程度
主法兰ジ	超音波探傷試験	10年／100%
	耐圧試験	定期検査ごと
スタッドボルト	超音波探傷試験	10年／100%
	耐圧試験	定期検査ごと
給水ノズル	超音波探傷試験	10年／100%
	耐圧試験	定期検査ごと
下鏡	超音波探傷試験	10年／5%
	耐圧試験	定期検査ごと
支持スカート	超音波探傷試験	10年／7.5%

10.2.6 総合的な評価

以上の結果から、疲労評価結果は、疲れ累積係数が許容値 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。

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

原子炉圧力容器に有意な疲労割れがないことは超音波探傷検査等により検知可能であるため、点検手法として適切である。

原子炉圧力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。

また、年平均過渡回数に対して 1.5 倍の裕度を考慮した場合、PLM30 において用いた推定過渡回数は運転開始後 53 年時点と想定され、PLM30 における評価結果を踏まえると、運転開始後 60 年時点においても疲れ累積係数は許容値 1 を下回ると考えるが、今後の運転状況の不確実性の観点から更なる保守性を考慮し、年平均過渡回数に対して 1.5 倍の裕度を考慮した運転開始後 60 年時点の推定過渡回数を用いた評価を 2026 年度までに行い、疲れ累積係数が許容値 1 を下回ることを確認する。

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圧力容器であり、中性子照射脆化に対し健全性評価上厳しい箇所は、中性子照射量が多い円筒胴（炉心領域部）であるため、円筒胴（炉心領域部）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)～(2)及び(4)の評価を行う。

なお、沸騰水型原子炉（BWR-5）である島根2号炉の原子炉は飽和圧力・飽和温度の関係にあり、高圧状態のまま低温になる事はないことから、加圧熱衝撃（PTS）により原子炉圧力容器が損傷するおそれはないため、PTS評価は実施しないが、参考として設計基準事故時及び重大事故等時に対する破壊靭性を確認した結果を(3)に記載する。

- ・JEAC4201
- ・一般社団法人日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（JEAC4206-2007）」（以下、「JEAC4206」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）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、2015年7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

JEAC4206においては、原子炉圧力容器の炉心領域部の非延性破壊に対して供用状態C、Dで最も問題となるのはPTS事象である。島根2号炉は沸騰水型原子炉（BWR-5）であり、原子炉は飽和圧力・飽和温度の関係にあることから、温度の低下に伴い圧力は低下するため、高圧（高い応力がかかった状態）のまま低温になることはない。また、設計上、低温の水が導かれるようなノズルに

はサーマルスリーブが設けられており、原子炉圧力容器が急速に冷却されないようになっていることから^{※1}、島根 2 号炉では PTS 事象は発生しないが、設計基準事故時及び重大事故等時に対する破壊靭性を確認した。

設計基準事故時に原子炉圧力容器の温度低下率が一番厳しいとされている「原子炉冷却材喪失事故」に対して破壊靭性を確認した結果、中性子照射脆化を考慮し関連温度移行量（脆化量）が増加しても、静的平面ひずみ破壊靭性値（ K_{Ic} ）は応力拡大係数（ K_I ）に対して十分な余裕があることが確認されている^{※2}。国内 BWR-5 プラントの供用状態 D における原子炉圧力容器の評価結果を図 10.3-1 に示す。

重大事故等時においても、想定される事故シーケンスにおける温度変化率が「原子炉冷却材喪失事故」に包絡されることを確認しており、静的平面ひずみ破壊靭性値は応力拡大係数を十分上回ると判断する。

以上より、島根 2 号炉においては、加圧熱衝撃により原子炉圧力容器が損傷するおそれはない。

※1：(財)発電設備技術検査協会、溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書[原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験][総まとめ版]、平成4年3月、P20-26

※2：舛田他、「沸騰水型原子炉圧力容器の過渡事象における加圧熱衝撃の評価」、日本保全学会第 10 回学術講演会、2013.7

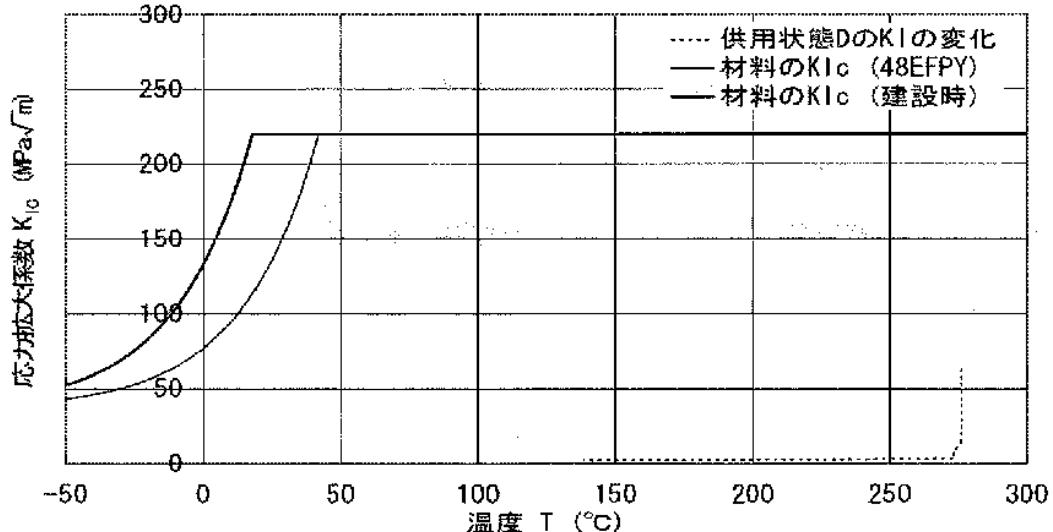


図 10.3-1 供用状態 D における原子炉圧力容器の加圧熱衝撃評価 (BWR-5)

(4) 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

(46.68EFPY) の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

監視試験	取出時期(年月)	中性子照射量 ($\times 10^{17}$ n/cm ² 、 E > 1 MeV)	T _{r30} (°C) ^{※3}			上部棚吸収エネルギー (J)		
			母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
初期値 (未照射)	—	0	-61	-58	-95	212	207	219
第1回 (加速)	1992年 9月	10.6 (約 22EFPY ^{※1,2})	-64	-64	-79	228	210	211
第2回 (炉壁1)	1995年 5月	2.6 (約 5.5EFPY ^{※1})	-72	-66	-98	227	209	223

※1: 監視試験片位置の中性子束から、設備利用率 100%として原子炉圧力容器内表面に換算

した場合の EFPY

EFPY とは、定格負荷相当年数であり、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数を示す。

※2: PLM30 の評価条件 (2018 年 7 月 1 日に運転再開し、設備利用率を 90%と仮定) に当てはめると、22EFPY は運転開始後約 33 年に相当する。(なお、長期停止するまでの実績は 19.1EFPY であることから、運転再開後約 3 年に相当する。)

※3: シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが 41J となる温度。関連温度は T_{r30} の移行量と関連温度初期値 (母材: -40°C、溶接金属: -53°C、熱影響部: -40°C) から算出する。

(2) 照射量算定

関連温度評価、上部棚吸収エネルギー (USE) 評価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の評価に用いる中性子照射量 (原子炉圧力容器内表面から板厚 1/4 深さ) は、監視試験による中性子照射量と、2015 年 7 月末時点での運転実績に加え、停止期間を保守的に 2015 年 8 月 1 日から 2018 年 6 月 30 日までと設定し、運転開始日を保守的に 2018 年 7 月 1 日とした上で、運転開始後 60 年時点までの設備利用率を 90%と想定して算出した。

10.3.4 健全性評価

(1) 関連温度評価

JEAC4201 の国内脆化予測法による 2015 年 7 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 10.3-2 に、JEAC4201 の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係を図 10.3-2 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 10.3-2 関連温度の予測値

評価時期	中性子 照射量 ^{※1} ($\times 10^{17}$ n/cm^2 、 $E >$ 1MeV)	材料	関連温度の 初期値 (°C)	関連温度の 移行量 ^{※1} (°C)	関連温度 (°C)	$T - RT_{NDT}^{※2}$ (°C)	最低使用 温度 ^{※3} (°C)
2015 年 7 月末時点	9. 90	母材	-40	26	-14	22	8
		溶接金属	-53	26	-27		
		熱影響部	-40	26	-14		
運転開始後 60 年時点	24. 2	母材	-40	26	-14	22	9
		溶接金属	-53	27	-26		
		熱影響部	-40	26	-14		

※1：原子炉圧力容器内表面から板厚 1/4 深さでの予測値

※2： $K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})]$ (JEAC4206 A-3222) より、

$$T - RT_{NDT} = 1 / 0.036 \times \ln[(K_{IC} - 36.48) / 22.78]$$

要求温度 T は、 K_I が K_{IC} を超えない $T - RT_{NDT}$ として、上式に耐圧試験時の応力拡大係数

$$K_I = 86.9 \text{ MPa}\sqrt{m}$$

を代入し算出

※3：計算結果の小数第 1 位を切り上げ処理した値を記載しているため、表中の記載値で計算した値と一致しないことがある。

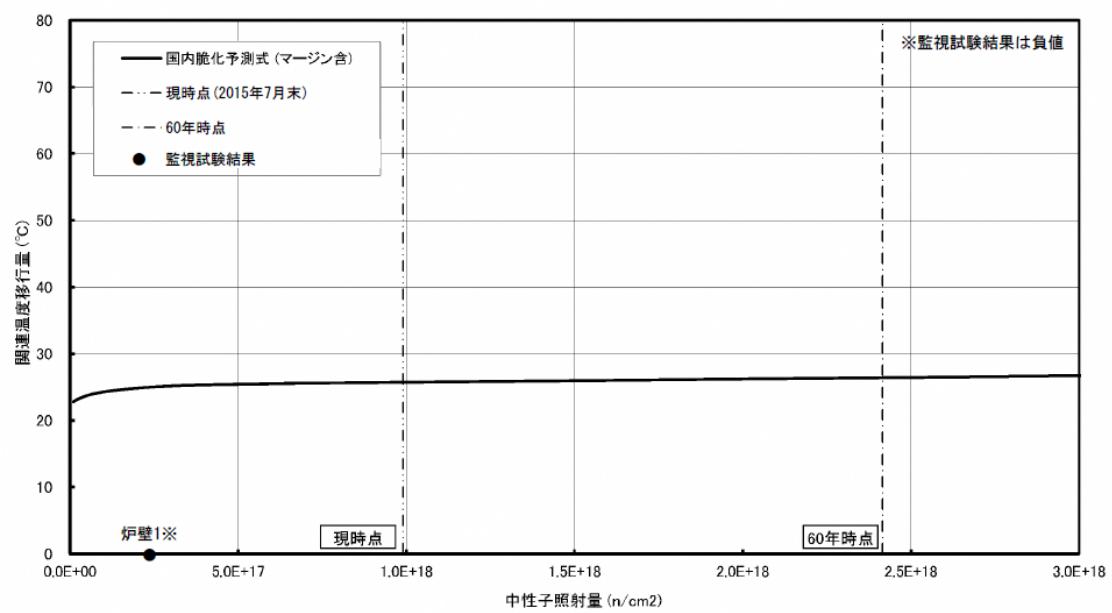


図 10.3-2 関連温度の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係

(2) 上部棚吸収エネルギー (U S E) 評価

2015年7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10.3-3に示す。

運転開始後60年時点の上部棚吸収エネルギー予測値は、JEAC4206で要求されている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10.3-3 上部棚吸収エネルギーの予測値

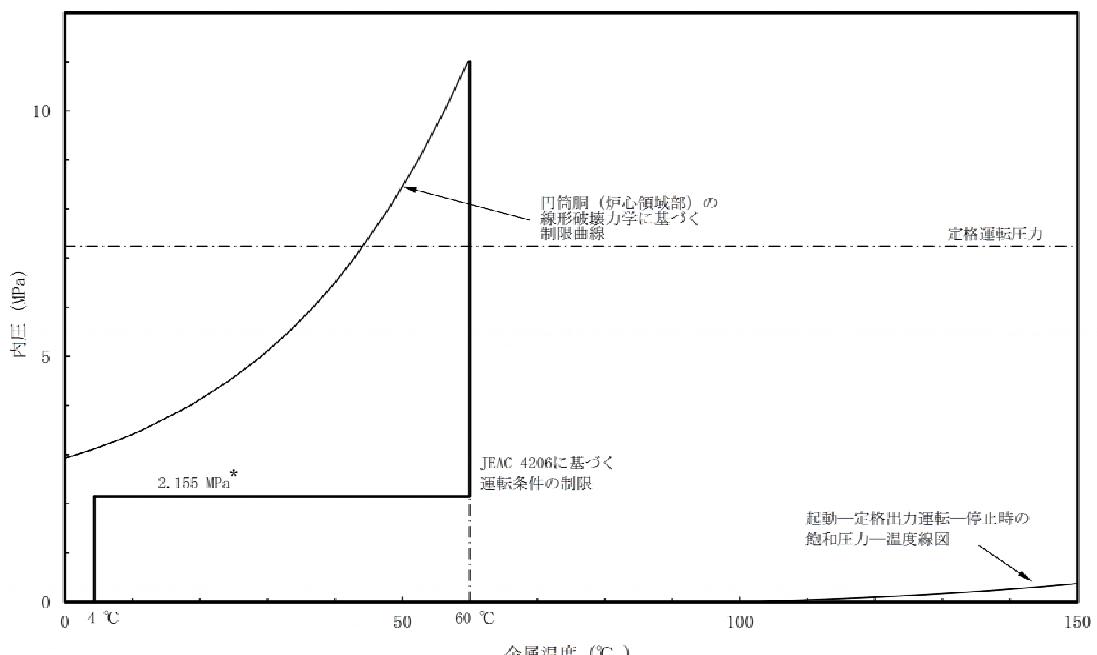
評価時期	上部棚吸収エネルギー* (単位: J)		
	母材	溶接金属	熱影響部
2015年7月末時点	180	167	186
運転開始後60年時点	178	164	183

*: 原子炉圧力容器内表面から板厚1/4深さでの予測値

(3) 原子炉冷却系の加熱・冷却時の冷却材温度・圧力の制限範囲の評価

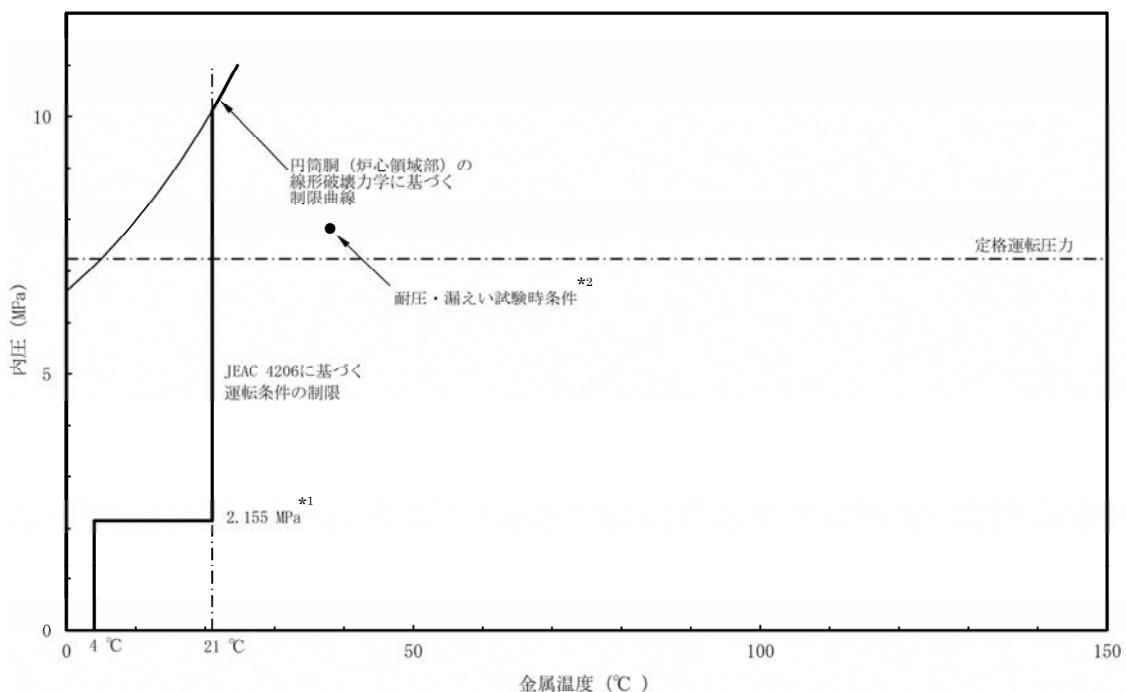
評価結果を図10.3-3(1/2)～(2/2)に示す。運転開始後60年時点(46.68EFPY)の原子炉冷却系の加熱・冷却時の冷却材温度・圧力の制限範囲を評価し、長期施設管理計画の期間における運転上の制限として遵守可能な、通常の原子炉冷却系の加熱・冷却時の冷却材温度・圧力の制限範囲及び原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい若しくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度が設定可能であることを確認した。

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、運転開始後約40年時点(24EFPY時点)における照射脆化量を踏まえて保守的に設定した管理温度により運用している。



* : 供用前の耐圧試験圧力の 20% ((最高使用圧力 8.62MPa) × (供用前耐圧 1.25 倍) × (20%) =2.155MPa)

図 10.3-3(1/2) 原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部）の圧力－温度制限線図
(運転開始後 60 年時点、通常運転時)



*1 : 供用前の耐圧試験圧力の 20% ((最高使用圧力 8.62MPa) × (供用前耐圧 1.25 倍) × (20%) =2.155MPa)
*2 : 耐圧・漏えい試験時に要求される温度に余裕を見込み、38°Cを運用上の管理値としている

図 10.3-3(2/2) 原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部）の圧力－温度制限線図
(運転開始後 60 年時点、耐圧・漏えい試験時)

10.3.5 現状の施設管理に対する評価

原子炉圧力容器本体に対しては、供用期間中検査で超音波探傷試験を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。

原子炉圧力容器円筒胴（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、破壊靭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4体挿入し、現在までに2体のカプセルを取り出し、将来の運転期間に対する脆化予測を行っている。また、監視試験結果から、JEAC4206に基づき、標準監視試験計画の期間における運転管理上の制限として耐圧漏えい試験時の冷却材温度の制限値を設けており、具体的には運転開始後約40年時点（24EFPY時点）における照射脆化量を踏まえて設定した管理温度により運用している。

原子炉圧力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、原子炉圧力容器円筒胴（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、原子炉圧力容器円筒胴（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。

また、原子炉圧力容器の溶接部に有意な欠陥のないことは供用期間中検査における超音波探傷検査により確認しており、原子炉圧力容器円筒胴（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。

原子炉圧力容器円筒胴（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

炉心を取り囲む機器である炉内構造物は材料がステンレス鋼であり、BWR 環境下のステンレス鋼については、SUS304において $5 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ [E > 1MeV]、SUS316においては $1 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ [E > 1MeV] 以上（以下、「しきい照射量」という。）※を受けた場合に照射誘起型応力腐食割れの感受性への影響が現れると考えられている。

照射誘起型応力腐食割れの感受性への影響が考えられる機器を抽出した結果、対象機器は炉内構造物（炉心シラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管）及び制御棒（制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドル）であったため、炉内構造物の各部位及び制御棒を評価対象とする。

※：学会標準 2008 版に示されるステンレス鋼（SUS304 および SUS316）の値

10.4.2 評価の方法

照射誘起型応力腐食割れ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
- ・一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2008 年版）（JSME S NA1-2008）」（以下、「維持規格」という。）

評価対象である炉内構造物（炉心シラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管）及び制御棒（制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドル）について、各部位の中性子照射量、応力、温度の観点から、照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性を評価する。評価の結果、発生の可能性が否定できない場合は、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提とした評価を実施する。

10.4.3 評価の条件

評価に用いる照射量は、2015 年 7 月末時点での運転実績に加え、運転開始日を保守的に 2018 年 7 月 1 日とした上で、運転開始後 60 年時点までの設備利用率を 90% と仮定して算出した。

10.4.4 健全性評価

（1）炉内構造物に対する評価

運転開始 60 年時点（48.68EFPY）における炉内構造物の各部位に対する照射誘起型応力腐食割れの可能性についての評価結果を表 10.4-1 に示す。

評価の結果、炉内構造物の各部位について照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性がないことを確認した。

表 10.4-1 炉内構造物の各部位（ステンレス鋼）に対する照射誘起型応力腐食割れの発生可能性評価

部位		材料	環境 (温度は通常 運転時)	中性子 照射量 ^{※1,※2} [n/cm ² , E>1MeV]	国内外の 損傷事例の 有無 ^{※3}	応力 (中性子照射量が最大となる位 置の評価)	照射誘起型応力腐食割れ発生の 可能性に関する総合評価
炉心シラウド (周溶接継手)	内 面	ステンレス鋼 SUS316L	炉水、289°C、 水素注入	2.6×10^{21}	有	ウォータージェットピーニング 施工による残留応力の改善を行 っている。	ウォータージェットピーニング 施工による残留応力の改善を行 っていることから、照射誘起型 応力腐食割れが発生する可能 性はないと判断する。
	外 面	ステンレス鋼 SUS316L	炉水、289°C、 水素注入	1.5×10^{21}	有	ウォータージェットピーニング 施工による残留応力の改善を行 っている。	
炉心シラウド (母材部)		ステンレス鋼 SUS316L	炉水、289°C、 水素注入	2.7×10^{21}	有	溶接による引張残留応力はな い。運転中の差圧、熱、自重等に 起因する引張応力は小さい。	溶接による引張残留応力はなく 引張応力成分が低いことから、 照射誘起型応力腐食割れ発生の 可能性はないと判断する。
上部格子板		ステンレス鋼 SUS316L	炉水、289°C、 水素注入	4.4×10^{21}	有	溶接による引張残留応力はな い。運転中の差圧、熱、自重等に 起因する引張応力は小さい。	
炉心支持板		ステンレス鋼 SUS316L	炉水、289°C、 水素注入	3.0×10^{20}	/	運転中の差圧、熱、自重等に起因 する引張応力は小さい。溶接部 は入熱が小さく引張残留応力は 小さい。	中性子照射量が照射誘起型応力 腐食割れのしきい照射量を超 えないと判断する。
周辺燃料支持金具		ステンレス鋼 SUS316LTP	炉水、289°C、 水素注入	1.2×10^{20}			
制御棒案内管		ステンレス鋼 SUS304L	炉水、289°C、 水素注入	4.5×10^{20}			

※1：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（最大となる位置での中性子照射量）を示す。

※2：しきい照射量： $1 \times 10^{21} [\text{n/cm}^2]$ （ステンレス鋼 SUS316 材の値）、 $5 \times 10^{20} [\text{n/cm}^2]$ （ステンレス鋼 SUS304 材の値）

※3：運転開始後 60 年時点の中性子照射量がしきい照射量を超えると予測される部位について、応力腐食割れに関するトラブル事例を整理

(2) 制御棒に対する評価

制御材被覆管（ボロン・カーバイド粉末型制御棒のみ）、シース、タイロッド、ピン及び上部ハンドルには溶接熱影響部に引張応力が存在し、また、制御材被覆管（ボロン・カーバイド粉末型制御棒のみ）には、制御材の熱中性子吸収による ^{10}B (n, α) ^{7}Li 反応により He が発生することに伴う内圧上昇及び制御材の体積膨張によって引張応力が作用する。

制御棒は、中性子吸収材としての寿命に対して保守的に定めた運用基準に基づき取替えを実施しており、この運用基準では、全引抜で使用されているボロン・カーバイド粉末型制御棒については $1.81 \times 10^{21}\text{n/cm}^2$ (熱中性子)、コントロールセルで使用されているハフニウム棒型制御棒については $4 \times 10^{21}\text{n/cm}^2$ (熱中性子) の中性子照射量となることから、照射量の観点からは照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は否定できない。

10.4.5 現状の施設管理に対する評価

(1) 炉内構造物の現状の施設管理に対する評価

炉内構造物（炉心シュラウド、上部格子板）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点検（MVT-1, VT-3）を実施し、有意な欠陥がないこと等を確認しており、今後も維持規格に基づき定めた計画の中で目視点検を実施する。また、上部格子板（グリットプレート）については目視点検（VT-3）に加えて自主検査として第 17 回定期事業者検査（2017 年）に目視点検（MVT-1）を実施し、有意な欠陥がないことを確認しており、維持規格に基づく上部格子板の点検にあわせ、当該箇所について今後も継続的に確認していくこととしている。

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

(2) 制御棒の現状の施設管理に対する評価

制御棒については、熱中性子の累積照射量により定めた運用基準に従い、計画的に制御棒の取替えを実施している。

また、照射誘起型応力腐食割れにより制御棒の制御能力及び動作性に問題が生じていないことを、定期事業者検査ごとにそれぞれ停止余裕検査及び制御棒駆動機構の機能確認により確認している。

加えて、制御棒を取り替える場合は、取り出した制御棒について、点検計画に基づき外観点検を行い異常のないことを確認している。

制御棒に異常がないことは、定期事業者検査ごとの停止余裕検査及び制御棒駆動機構の機能確認により確認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

炉内構造物のうち、炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管については、しきい照射量を越えないことから、照射誘起型応力腐食割れは発生しないものと評価する。また、炉心シュラウド、上部格子板については、しきい照射量を超えるが、評価部位の応力が小さいこと又は残留応力の改善を実施していることから照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はなく、60年間の健全性は維持できると評価する。

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

制御材被覆管（ボロン・カーバイド粉末型制御棒のみ）、シース、タイロッド、ピン及び上部ハンドルについては、運用基準に基づく制御棒の取替え、定期事業者検査ごとの停止余裕検査及び制御棒駆動機構の機能確認を実施していくこととしており、また取り出した制御棒については点検計画に基づく外観点検にて異常のないことを確認していることから、これらの運用を継続することで、制御棒の機能は維持できると判断する。

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
- ・使用温度が 250°C 以上
- ・き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ける「①使用温度」について、評価対象機器の抽出に先立ち各機器の評価のために「最高使用温度」を整理していたことから、最高使用温度 250°C 以上の機器・部位を抽出の上、改めて「使用温度」にてスクリーニングを実施している。

また、スクリーニングフローにおける「②き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、応力腐食割れについては、使用材料である 2相ステンレス鋼は耐食性に優れており、溶接等による熱影響によって鋭敏化することがないことが知られている※ことから評価対象外とした。一方、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れ累積係数が 1 を下回ることを確認したことから、ここでは対象外とした。

熱時効評価対象のスクリーニングの結果、き裂の原因となる経年劣化事象の発生は想定されないが、製造時の判定基準未満となる初期欠陥が存在する可能性は否定できないことから、「低サイクル疲労」の評価を実施した部位について、保守的に初期欠陥を想定した定量評価（延性き裂進展性評価及びき裂不安定性評価）を実施することとし、フェライト量が最も多く発生応力が最大となる「原子炉再循環ポンプのケーシング」を定量評価の代表部位として選定した。

熱時効評価対象スクリーニング結果を表 10.5-1 に示す。

※：一般社団法人 原子力安全推進協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」

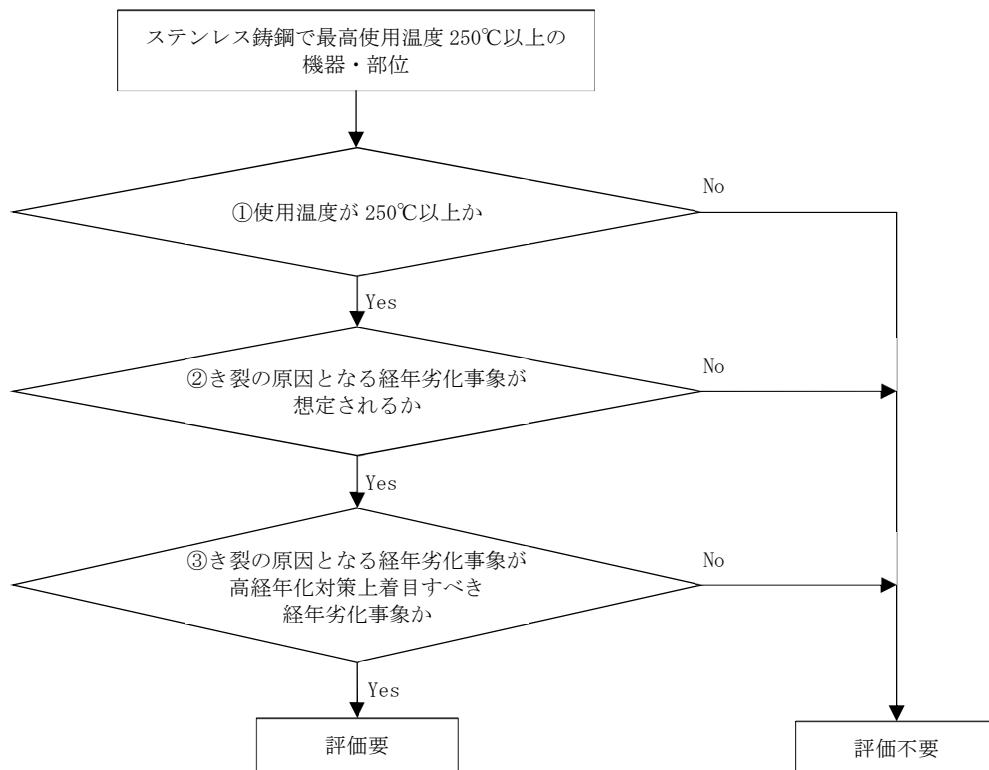


図 10.5-1 热時効評価対象スクリーニングフロー

表 10.5-1 熱時効評価対象スクリーニング結果 (1/2)

機器分類	機器名称	対象部位	最高使用温度 (°C)	フロー①	フロー②、③
				使用温度 (°C)	き裂の原因となる劣化事象*
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	302	289	低サイクル疲労
		羽根車	302	289	—
		水中軸受	302	289	—
		ケーシングリング	302	289	—
配管	主蒸気系配管	フローノズル	304	289	—
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁	弁箱	302	289	低サイクル疲労
		弁ふた、弁体	302	289	—
	原子炉再循環ポンプ出口弁	弁箱	302	289	低サイクル疲労
		弁ふた、弁体	302	289	—
	原子炉浄化系入口内側隔離弁	弁箱	302	289	低サイクル疲労
		弁ふた、弁体	302	289	—
	原子炉浄化系入口外側隔離弁	弁箱	302	289	低サイクル疲労
		弁ふた、弁体	302	289	—
	原子炉浄化補助ポンプバイパス弁	弁箱	302	289	低サイクル疲労
		弁ふた、弁体	302	289	—
	原子炉浄化補助ポンプ入口弁 (電動弁)	弁箱	302	289	低サイクル疲労
		弁ふた、弁体	302	289	—
	原子炉浄化補助ポンプ出口弁 (電動弁)	弁箱	302	289	低サイクル疲労
		弁ふた、弁体	302	289	—
	原子炉浄化再生熱交管側入口弁	弁箱	302	289	低サイクル疲労
		弁ふた、弁体	302	289	—
	原子炉浄化補助熱交入口弁	弁箱	302	289	低サイクル疲労
		弁ふた、弁体	302	289	—
	原子炉浄化補助ポンプ入口弁 (手動弁)	弁箱	302	289	低サイクル疲労
		弁ふた、弁体	302	289	—
	原子炉浄化補助ポンプ出口弁 (手動弁)	弁箱	302	289	低サイクル疲労
		弁ふた、弁体	302	289	—
	残留熱除去系炉水入口止め弁	弁箱	302	289	低サイクル疲労
		弁ふた、弁体	302	289	—
	残留熱除去系炉水戻り止め弁	弁箱	302	289	低サイクル疲労
		弁ふた、弁体	302	289	—
	排ガス再結合器出口弁	弁箱、弁体	420	370	—
玉形弁	再循環メカシールページ元弁	弁箱、弁ふた	302	250 未満	—
	原子炉浄化系原子炉圧力容器ドレン流量調節弁	弁箱	302	289	—
	原子炉浄化系入口元弁	弁箱、弁ふた	302	289	—
	原子炉圧力容器ドレン側流量調節弁バイパス弁	弁箱、弁ふた	302	289	—
逆止弁	原子炉浄化補助ポンプバイパス逆止弁	弁箱	302	289	—
	原子炉浄化再生熱交出口逆止弁	弁箱	302	250 未満	—
	原子炉浄化補助熱交出口逆止弁	弁箱	302	250 未満	—
	原子炉浄化補助熱交冷却水逆止弁	弁箱	302	289	—
	ほう酸水注入系外側隔離弁	弁箱	302	250 未満	—
	ほう酸水注入系内側隔離弁	弁箱	302	289	—

※：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として想定される事象を記載

表 10.5-1 熱時効評価対象スクリーニング結果 (2/2)

機器分類	機器名称	対象部位	最高使用温度 (°C)	フロー①	フロー②、③
				使用温度 (°C)	き裂の原因となる劣化事象*
炉内構造物	燃料支持金具	中央燃料支持金具	304	289	—
	制御棒案内管	ベース	304	289	—
	炉心スプレイ配管 (原子炉圧力容器内部)・スページャ	ノズル	304	289	—
	ジェットポンプ	ライザ管	304	289	—
		インレットミキサ	304	289	—
		ディフューザ	304	289	—
		ブレケット	304	289	—
タービン	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	翼	302	296	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービン	ケーシング	302	296	—
機械設備	制御棒	落下速度リミッタ	302	289	—
	制御棒駆動機構	コレットピストン	304	250 未満	—
		コレットリティナチューブ	304	250 未満	—

*: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として想定される事象を記載

10.5.2 評価の方法

(1) 規格、参考文献及び評価フロー

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
- ・一般社団法人日本電気協会「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。)
- ・維持規格
- ・「S. Kawaguchi et al., “PREDICTION METHOD OF TENSILE PROPERTIES AND FRACTURE TOUGHNESS OF THERMALLY AGED CAST DUPLEX STAINLESS STEEL PIPING”, ASME PVP 2005-71528」(以下、「PVP 2005-71528」という。) にて公開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。)
- ・「DUCTILE FRACTURE HANDBOOK」EPRI NP-6301-D (1989) (以下、「HANDBOOK」という。) の volume1 1 章 2 項 2.1～2.3 節の J 積分の解析解に基づき算出されたき裂進展力
- ・Standard Practice for Steel Casting, Austenitic Alloy, Estimating Ferrite Content Thereof (ASTM A800/A800M-01(2006)) (以下、「ASTM A800/A800M」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。

なお、図 10.5-2 のうちき裂進展抵抗については、H3T モデルを用いて熱時効後のステンレス鉄鋼のき裂進展抵抗を予測する。また、保守的にばらつきの下限値 (-2S) を用いて、運転開始後 60 年時点の熱時効によるき裂進展抵抗を予測する。

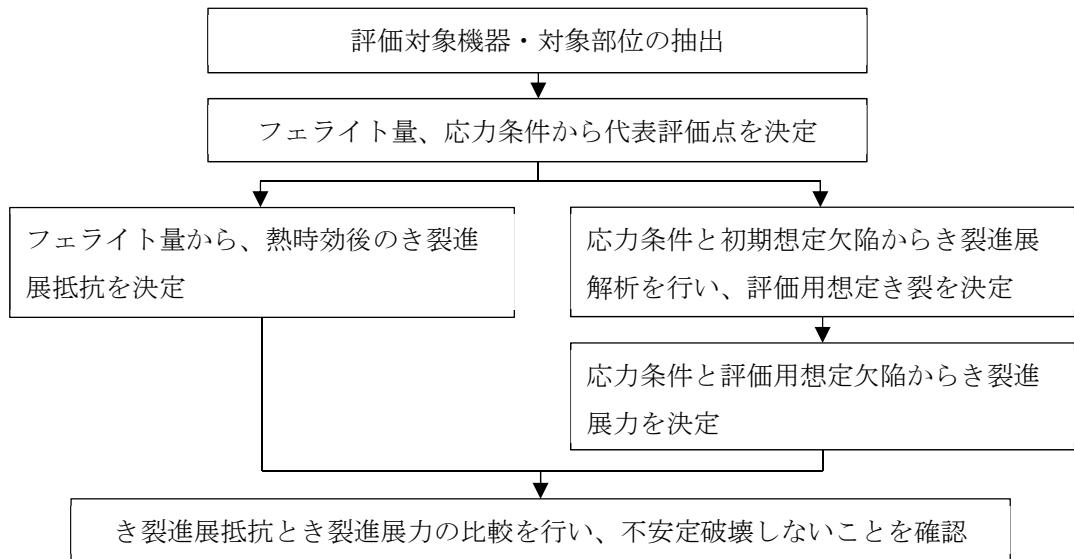


図 10.5-2 2相ステンレス鋼の熱時効評価フロー

(2) 評価部位の抽出

熱時効の評価対象とした各機器について、フェライト量及び発生応力から定量評価の代表部位を選定した結果を表 10.5-2 に示す。また、定量評価の代表部位として選定した原子炉再循環ポンプの構造図を図 10.5-3 に示す。原子炉再循環ポンプケーシングの熱時効評価対象部位は、肉厚の薄い吸込・吐出ノズルのうち発生応力が大きい吸込ノズルとした。

なお、フェライト量については、ASTM A800/A800M の線図により算出した。

表 10.5-2 熱時効の定量評価代表部位の選定結果

機器分類	対象機器	対象部位	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	発生応力 ^{※1, 2} [MPa]	重大事故等時の機能要求	選定結果
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	約 20.7	289	203	無し	○
			約 19.9	289	127	無し	
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁	弁箱	約 13.6	289	106	無し	
			約 11.5	289	115	無し	
	原子炉再循環ポンプ出口弁	弁箱	約 12.2	289	106	無し	
			約 11.0	289	105	無し	
	原子炉浄化系入口内側隔離弁	弁箱	約 14.8	289	118	無し	
	原子炉浄化系入口外側隔離弁	弁箱	約 14.8	289	119	無し	
	原子炉浄化補助ポンプバイパス弁	弁箱	約 16.3	289	134	無し	
	原子炉浄化補助ポンプ入口弁（電動弁）	弁箱	約 14.8	289	184	無し	
	原子炉浄化補助ポンプ出口弁（電動弁）	弁箱	約 15.2	289	197	無し	
	原子炉浄化再生熱交管側入口弁	弁箱	約 17.4	289	166	無し	
	原子炉浄化補助熱交入口弁	弁箱	約 17.4	289	118	無し	
	原子炉浄化補助ポンプ入口弁（手動弁）	弁箱	約 13.9	289	91	無し	
	原子炉浄化補助ポンプ出口弁（手動弁）	弁箱	約 15.2	289	131	無し	
	残留熱除去系炉水入口止め弁	弁箱	約 14.1	289	94	無し	
	残留熱除去系炉水戻り止め弁	弁箱	約 15.6	289	150	無し	
			約 15.3	289	143	無し	

※1：発生応力は、破壊に寄与する荷重である一次応力（自重、内圧、地震）に、安全側に二次応力の熱膨張荷重を加えたもの

※2：耐震 B クラスの機器については、耐震 S クラスの機器と比較して、地震による発生応力が小さいため、選定対象外とする。

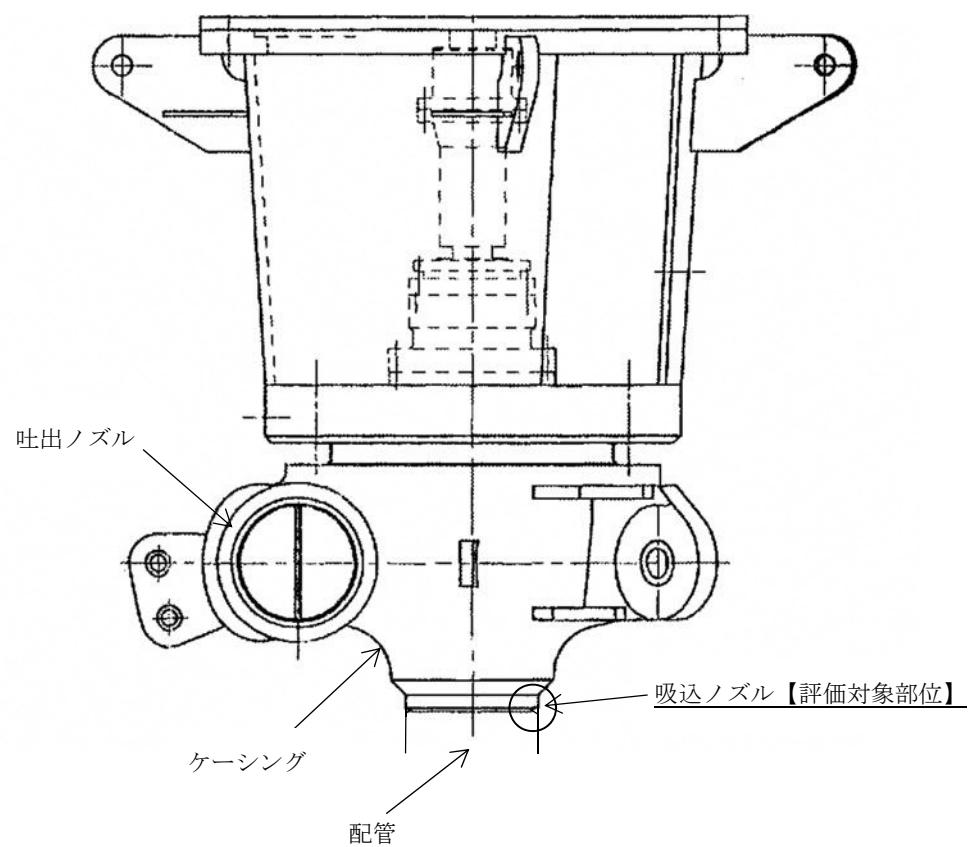


図 10.5-3 原子炉再循環ポンプ構造図（熱時効評価対象部位）

(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。

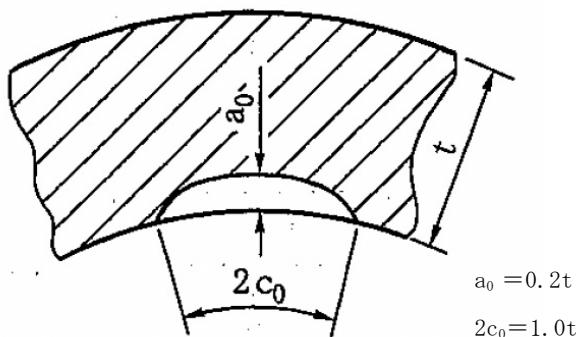


図 10.5-4 初期欠陥の形状

b. 疲労き裂進展解析

ポンプケーシング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運転開始後 60 年時点までに進展する量を求める。

① き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績過渡回数に基づいて、運転開始後 60 年時点までを想定したものとする。

② 疲労き裂進展速度

疲労き裂進展速度は BWR 環境中を考慮した式であるオーステナイト系ステンレス鋼の BWR 環境中の疲労き裂進展速度を使用した。(維持規格参照)

c. 延性き裂進展性評価及びき裂不安定性評価用き裂の想定

延性き裂進展性評価及びき裂不安定性評価では、安全側に評価するため、「b. 疲労き裂進展解析」で算出した疲労き裂を貫通き裂に置き換える。

d. 延性き裂進展性評価及びき裂不安定性評価

供用状態 A、B の荷重条件を包絡した評価を行う。このため、一次応力（自重 + 内圧 + S_s 地震動）に、二次応力（熱膨張荷重）を加えて想定き裂に生じるき裂進展力 (J_{app}) を算出し、き裂進展抵抗 (J_{mat}^{**}) と比較して延性不安定破壊しないことを確認する。

※ : H3T モデルを用いて、複数の鋼種や製造方法の材料により取得された材料データに基づき、フェライト量から熱時効後の材料のき裂進展抵抗を予測する。

10.5.3 評価の条件

疲労き裂進展解析で用いる過渡回数は、学会標準 2008 版に基づき、2015 年 7 月末までの過渡回数を用いて、運転開始後 60 年時点の過渡回数を推定したものである。なお、低サイクル疲労評価にて設定した過渡回数と同じである。

延性き裂進展性評価及びき裂不安定性評価において、き裂進展力 (J_{app}) の算出に用いる地震荷重条件については、令和 3 年 9 月 15 日原規規発第 2109152 号にて設置変更許可を受けた基準地震動 S_s の地震力を用いる。

10.5.4 健全性評価

(1) き裂進展解析結果及び評価用欠陥の想定

疲労き裂進展解析結果を表 10.5-3 に示す。いずれの場合もき裂は貫通することはないが、(2) の延性き裂進展性評価及びき裂不安定性評価では、安全側に評価するため、疲労き裂進展解析で算出した疲労き裂を貫通き裂に置き換えて評価することとする。

表 10.5-3 疲労き裂進展解析結果 (原子炉再循環ポンプのケーシング)

	き裂深さ [mm]	き裂長さ [mm]	備考
初期	$a_0 = 6.5$	$2c_0 = 32.5$	—
60 年想定時	$a = 13.2$	$2c = 38.6$	$\Delta a = 6.7 \text{mm}$ $2\Delta c = 6.1 \text{mm}$

(2) 延性き裂進展性評価及びき裂不安定性評価

延性き裂進展性評価及びき裂不安定性評価用き裂及び韌性予測モデルを用いて決定した評価対象部位の熱時効後の材料のき裂進展抵抗 (J_{mat}) と、構造系に与えられた応力 (一次応力である内圧、自重、地震の応力値に二次応力の熱膨張荷重による応力値を加えたもの) 及びき裂形状から算出されるき裂進展力 (J_{app}) を求めて、その比較を行う。

a. き裂進展力 (J_{app})

き裂進展力 (J_{app}) は、評価部位の応力とき裂長さが板厚の 1 倍、3 倍、5 倍及びき裂進展解析結果 (運転 60 年時点の想定き裂) の延性き裂進展性評価及び

き裂不安定性評価用き裂（周方向貫通き裂）を用いて、HANDBOOK の Zahoor の J 積分の解析解により、評価対象機器の使用温度（熱時効温度：289°C）におけるき裂進展力を算出する。

き裂進展力(J_{app})の算出結果を表 10.5-4 に示す。

表 10.5-4 熱時効評価に係るき裂長さにおける J_{app} 値 (kJ/m²)

対象機器・部位		初期欠陥 (板厚の 1 倍)	60 年想定き裂 進展解析結果	き裂想定 (板厚の 3 倍)	き裂想定 (板厚の 5 倍)
原子炉再循環ポンプ ケーシング	き裂長さ $2c$ [mm]	32.5	38.6	97.5	162.5
	き裂進展力 J_{app} [kJ/m ²]	47	57	208	562

b. 材料のき裂進展抵抗(J_{mat})

き裂進展抵抗(J_{mat})は、H3T モデルを用いて評価対象機器の使用温度（熱時効温度：289°C）で、運転開始後 60 年時点の熱時効時間 (409, 147h) を想定し、き裂進展抵抗を予測した。 J_{IC} 及び J_6 はデータの下限値 (-2S) を用いて算出しており、その結果を表 10.5-5 に示す。

表 10.5-5 熱時効評価対象部位の破壊靭性値

対象機器・部位	J_{IC} [kJ/m ²]	J_6 [kJ/m ²]
原子炉再循環ポンプ ケーシング	74.9	235.1

c. 延性き裂進展性評価及びき裂不安定性評価結果

a. 及び b. で求めた評価対象のき裂進展力 (J_{app}) とき裂進展抵抗 (J_{mat}) の比較を行った結果を図 10.5-5 に示す。

運転開始後 60 年時点までの疲労き裂進展長さを考慮した評価用き裂を想定しても、延性き裂進展性評価結果としてき裂進展抵抗(J_{mat})がき裂進展力(J_{app})を上回るとともに、き裂不安定性評価結果としてき裂進展抵抗(J_{mat})とき裂進展力(J_{app})の交点においては、き裂進展抵抗(J_{mat})の傾きがき裂進展力(J_{app})の傾きを上回ることから、評価対象機器は不安定破壊することはなく、健全性評価上問題とならないと判断する。

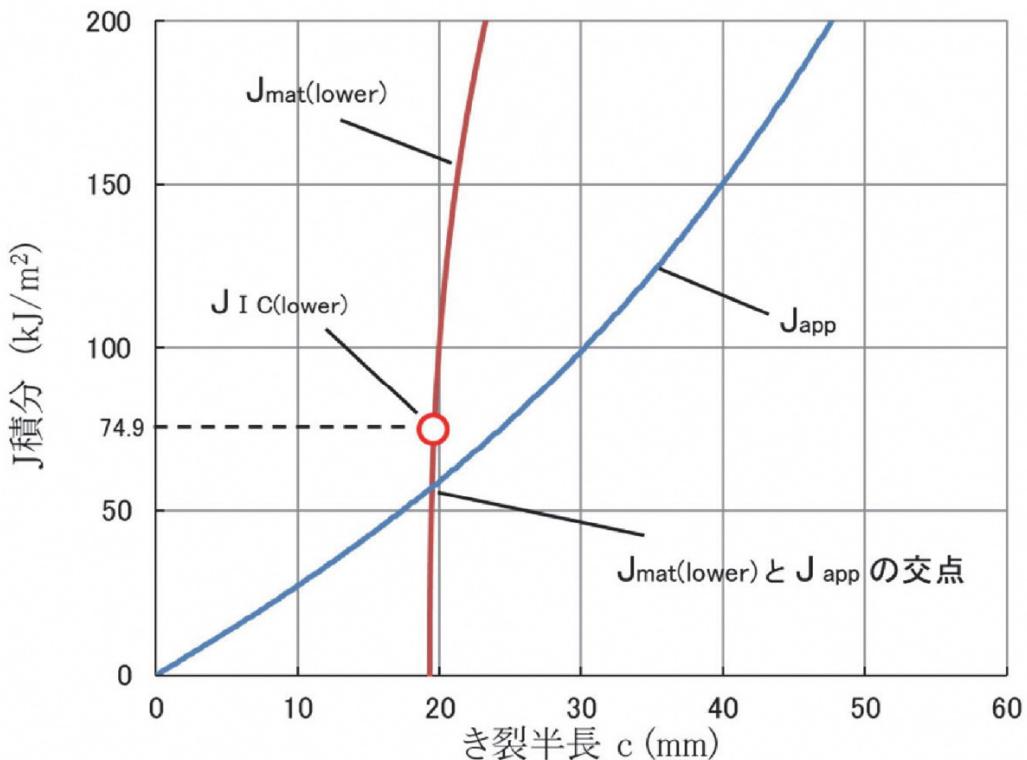


図 10.5-5 原子炉再循環ポンプのケーシングの延性き裂進展性評価
及びき裂不安定性評価結果

10.5.5 現状の施設管理に対する評価

原子炉再循環ポンプのケーシングの熱時効に対しては、製造時に放射線透過試験及び浸透探傷試験を実施しており、定期的な検査として分解時の目視点検及び維持規格等に基づく溶接部の浸透探傷試験及び超音波探傷試験を実施し、き裂がないことを確認している。

内面からの割れは溶接部の超音波探傷試験により検知可能であり、また、割れが発生するとすれば応力の観点から溶接部であると判断されるため、原子炉再循環ポンプのケーシングに有意なき裂がないことは溶接部の超音波探傷試験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ではなく、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試験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(2)に示す評価対象機器等のうち、電気・計装設備の絶縁材料にゴム、プラスチック等の有機物を使用している機器を評価対象機器として、表10.6-1に示す。評価対象部位は、電気・計装設備の絶縁材料としている。

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る健全性評価を行った。

表 10.6-1 絶縁低下の評価対象機器

機器・設備	評価対象機器	環境条件が著しく悪化する環境において機能維持が要求される機器	
		設計基準事故時 ^{※1}	重大事故等時 ^{※2}
ポンプ	往復ポンプ		
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	電動弁用駆動部	○	○
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	○	○
タービン設備	タービン制御装置		
	非常用系タービン設備		
計測制御設備	計測装置	○	○ ^{※3}
空調設備	ファン		
	空調機		
	冷凍機		
	ダンパ及び弁		
機械設備	非常用ディーゼル機関付属設備		
	可燃性ガス濃度制御系設備		
	燃料取替機		
	原子炉建物天井クレーン		
	計装用圧縮空気系設備		
	ガスタービン発電機用ガスタービン機関付属設備		
	原子炉建物燃料取替階プローアウトパネル閉止装置		○
電源設備	高圧閉鎖配電盤		
	動力用変圧器		
	低圧閉鎖配電盤		
	コントロールセンタ		
	ディーゼル発電設備		
	バッテル電源用CVCF		
	直流電源設備		
	計装用変圧器		
	計装用分電盤及び配電盤		

※1：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第十二条（安全施設）第3項の要求を踏まえ選定

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

※3：定期取替品のため、学会標準2008版に基づき高経年化技術評価の対象外としている。

10.6.2 評価の方法

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

- IEEE Std. 317-1976 「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」（以下、「IEEE Std. 317 (1976)」という。）【容器（電気ペネトレーション）の評価に使用】
- IEEE Std. 317-1983 「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」（以下、「IEEE Std. 317 (1983)」という。）【容器（電気ペネトレーション）の評価に使用】
- 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. 323-1974 「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」（以下、「IEEE Std. 323- (1974)」という。）【ポンプモータ（高圧ポンプモータ）、容器（電気ペネトレーション）、弁（電動弁駆動部）、ケーブル（ケーブル接続部）の評価に使用】
- IEEE Std. 323-2016 「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」（以下、「IEEE Std. 323- (2016)」という。）【機械設備（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置）の評価に使用】
- IEEE Std. 334-1974 「IEEE Standard for Type Tests of Continuous Duty Class 1E Motors for Nuclear Power Generating Stations」（以下、「IEEE Std. 334- (1974)」という。）【高圧ポンプモータ】
- IEEE Std. 382-1972 「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power- Operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power Plants」（以下、「IEEE Std. 382-1972」という。）【弁（電動弁駆動部）、ケーブル（ケーブル接続部）の評価に使用】
- IEEE Std. 382-1980 「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power- Operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power Plants」（以下、「IEEE Std. 382-1980」という。）【ケーブル（ケーブル接続部）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」 (以下、「IEEE Std. 382-1996」 という。) 【機械設備 (原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置) 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。) 【容器 (電気ペネトレーション)、ケーブル (ケーブル接続部) の評価に使用】
- ・一般社団法人電気学会「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並びに耐延焼性試験方法に関する推奨案※」 (以下、「電気学会推奨案」 という。) 【ケーブル (ケーブル接続部以外) の評価に使用】
- ・独立行政法人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 (ケーブル接続部以外) に使用】
- ・独立行政法人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 (2009 年 7 月)」 (以下、「ACA 研究報告書」 という。) 【ケーブル (ケーブル接続部以外) の評価に使用】
- ・一般社団法人日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(JEAG4623-2008)」【計測制御設備 (計測装置) の評価に使用】

※ : 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。

(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、評価対象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え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、設計基準事故時及び重大事故等時に環境条件が著しく悪化する環境においても機能要求のある機器については、

電圧区分、型式、設置場所、絶縁材料等によりグループ化した中から使用条件が厳しい部位を抽出し、その使用条件を基に、10.6.2 の評価手法等による環境認定試験により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。

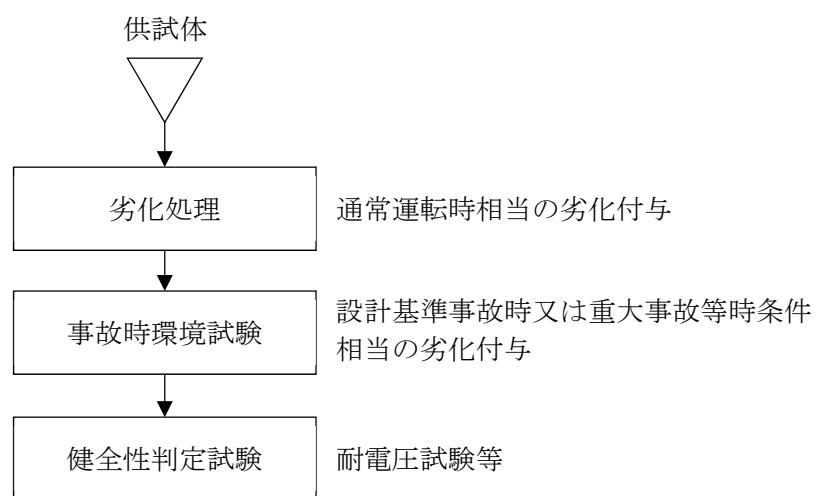


図 10.6-1 環境認定試験手順及び判定方法

10.6.3 評価の条件

設計基準事故時及び重大事故等時に環境条件が著しく悪化する環境において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。
- ・通常運転時における環境条件は、機器の設置環境付近の温度、放射線線量率についての測定結果や設計値による条件とした。
- ・事故時の条件については、設計及び工事の計画の認可申請書に基づき設定した。

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え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

設計基準事故時及び重大事故等時に環境条件が著しく悪化する環境において機能要求のある機器のうち、電気・計装設備の動作に共通して必要となる電力・信号伝達機能を有した低圧ケーブル（難燃 PN ケーブル、難燃 FN ケーブル、難燃 CV ケーブル）及び接続機器の原子炉保護上の重要度が高く、事故時機能要求がある「電気ペネトレーション（モジュール型核計装用電気ペネトレーション）」を代表機器とする。

難燃 PN ケーブルの健全性評価結果は①に、難燃 FN ケーブルの健全性評価結果は②に、難燃 CV ケーブルの健全性評価結果は③に、モジュール型核計装用電気ペネトレーションの健全性評価結果は④に示す。

難燃 FN ケーブル及びモジュール型核計装用電気ペネトレーションについては、60 年間の通常運転及びその後の設計基準事故時、又は 60 年間の通常運転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。また、難燃 PN ケーブルについては、37 年間の通常運転及びその後の設計基準事故時において、有意な絶縁低下が生じないことを確認したことから、運転開始から 37 年を経過する前に取替えを行うことで、運転開始から 60 年間の通常運転及びその後の設計基準事故時において、絶縁性能を維持できる

ことを確認した。原子炉浄化系熱交換器室の難燃 CV ケーブルについては、47 年間の通常運転及びその後の設計基準事故時において、有意な絶縁低下が生じないことを確認したことから、運転開始から 47 年を経過する前に取替えを行うことで、運転開始から 60 年間の通常運転及びその後の設計基準事故時において、絶縁性能を維持できることを確認した。

原子炉浄化系熱交換器室外の難燃 CV ケーブルについては、60 年間の通常運転及びその後の設計基準事故時、又は 60 年間の通常運転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及び重大事故等時に環境条件が著しく悪化する環境においても機能要求のある機器（ポンプモータ（高圧ポンプモータ）、容器（電気ペネトレーション）、弁（電動弁用駆動部）、ケーブル（難燃 PN ケーブル、難燃 FN ケーブル、難燃 CV ケーブル除く）、計測制御設備（計測装置）及び機械設備（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置））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及び判定方法にて実施した試験結果を踏まえた評価の結果、代表機器以外の電気・計装設備については、60 年間の通常運転及びその後の設計基準事故時、又は 60 年間の通常運転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。

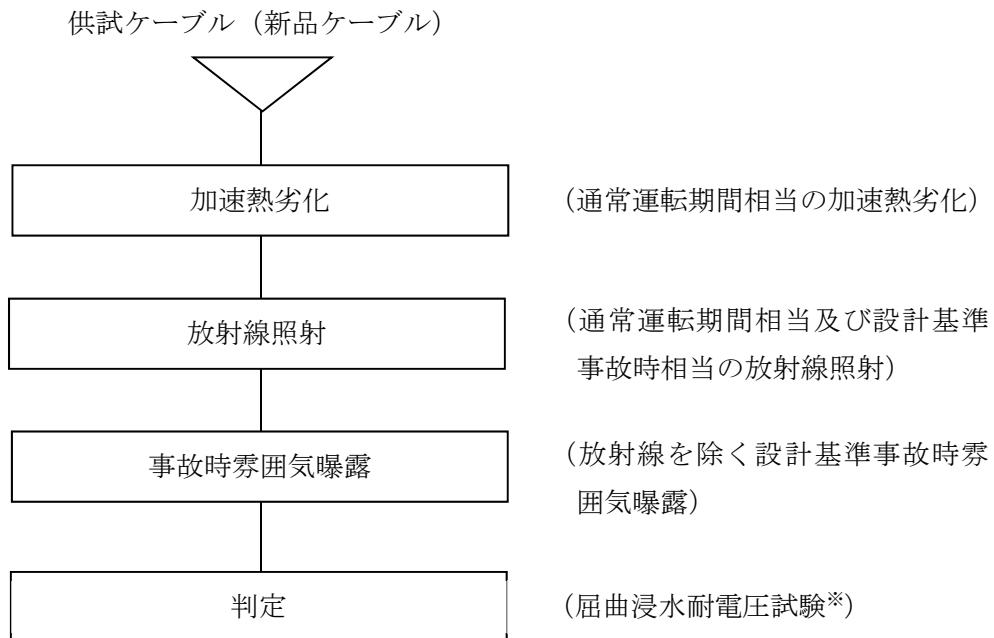
① 難燃 PN ケーブルの健全性評価結果

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 PN 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。

※：難燃 PN ケーブルは、島根 2 号炉の原子炉格納容器内における重大事故等時の環境条件で健全性を確認していないため、健全性を確認した難燃 FN ケーブルに取替えを実施していることから、設計基準事故時のみ評価している。



※：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 (12.5mm) の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。
- 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の状態で、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 PN ケーブルの環境認定試験手順及び判定方法

(b) 試験条件

難燃 PN 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 年間の通常運転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 PN ケーブルの環境認定試験条件

試験条件	説明
加速熱劣化 121°C × 459 時間	原子炉格納容器内の周囲温度最高値 (63°C ^{※1}) に対して、60 年間の運転期間を包絡する。
放射線照射 放射線照射線量 : 1.0×10^6 Gy	島根 2 号炉で想定される線量約 3.6×10^5 Gy (60 年間の通常運転期間 8.4×10^4 Gy ^{※2} に設計基準事故時線量 2.7×10^5 Gy ^{※3} を加えた線量) を包絡する。
事故時雰囲気曝露 最高温度 : 171°C 最高圧力 : 0.428MPa 曝露時間 : 310 時間	島根 2 号炉の設計基準事故時の最高温度 (171 °C ^{※3})、最高圧力 (0.427MPa ^{※3}) を包絡する。

※1：難燃 PN ケーブルが布設されている原子炉格納容器内の通常運転時における実測温度の最大値

※2：難燃 PN ケーブルが布設されている原子炉格納容器内の通常運転時における実測放射線量率の最大値が 1.6×10^{-1} Gy/h であったため、保守的に 60 年間最大値が続くものとして設定

$$\text{通常運転期間線量 } 8.4 \times 10^4 [\text{Gy}] \doteq 1.6 \times 10^{-1} [\text{Gy/h}] \times 24 [\text{h}] \times 365.25 [\text{d}] \times 60 [\text{y}]$$

※3：令和 5 年 8 月 30 日付け原規規発第 2308301 号にて認可された島根原子力発電所第 2 号機の設計及び工事の計画の認可申請書の添付書類 VI-1-1-7 「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」に記載の設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件を踏まえ設定した値

(c) 評価結果

難燃 PN 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 PN 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 PN ケーブルの環境認定試験結果

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	<p>① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径 (12.5mm) の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。</p> <p>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。</p> <p>③ ②の状態で、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2kV/mm を 5 分間印加する。</p>	絶縁破壊しないこと	良

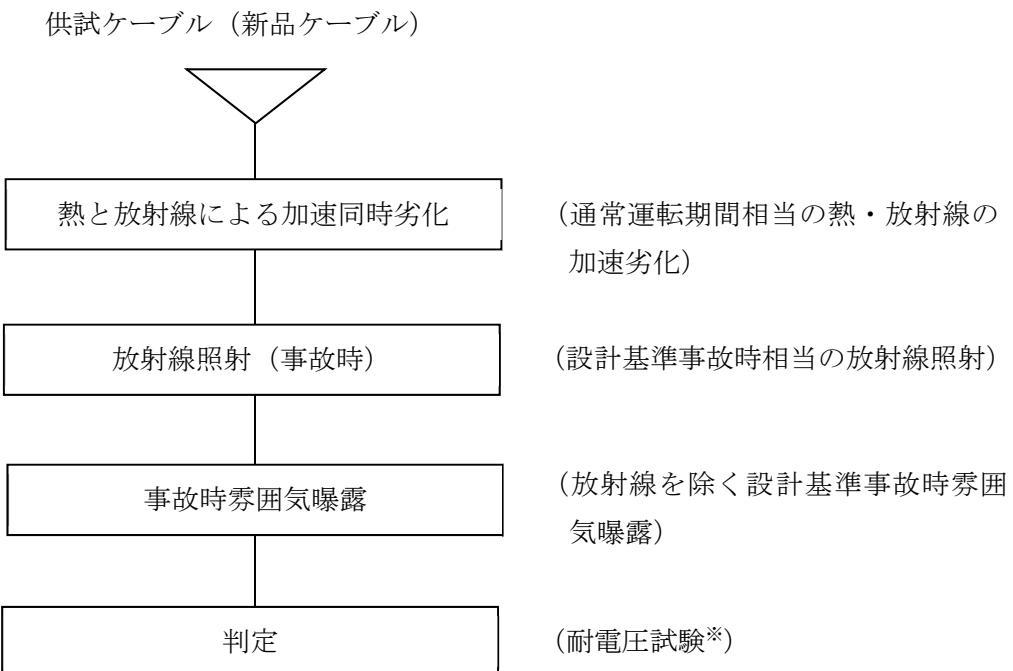
[出典：メーカデータ]

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 PN 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。評価にあたっては、ACA 研究報告書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。

※：難燃 PN ケーブルは、島根 2 号炉の原子炉格納容器内における重大事故等時の環境条件で健全性を確認していないため、健全性を確認した難燃 FN ケーブルに取替えを実施していることから、設計基準事故時のみ評価している。



※：耐電圧試験（JIS C 3005(2000)「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」）の試験手順は以下のとおり

- ① あらかじめ接地された清水中に電線を 1 時間以上浸した状態で、单心の場合は導体と清水の間に、多心の場合は導体相互間及び導体と清水の間に周波数 50Hz 又は 60Hz の正弦波に近い波形をもった規定の交流電圧を加え、規定時間これに耐えるかどうかを調べる。

図 10. 6-3 難燃 PN 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 PN 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、難燃 PN ケーブルの 37 年間の通常運転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 PN ケーブルの環境認定試験条件

試験条件	説明
熱と放射線による 加速同時劣化	100°C-94.7Gy/h-291 日間 (6,990 時間) ACA 研究報告書を基に時間依存データの重ね合わせ手法を用いて、原子炉格納容器内の環境条件 (63°C ^{※1} , 0.152Gy/h ^{※1}) で評価した結果、37 年間の通常運転期間相当の試験条件となる。
放射線照射 (事故時)	5.0×10^5 Gy (1.0×10^4 Gy/h)
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171°C 最高圧力 : 0.427MPa 島根 2 号炉の設計基準事故時の最高温度 (171°C ^{※2})、最高圧力 (0.427MPa ^{※2}) を包絡する。

※1：難燃 PN ケーブルが布設されている原子炉格納容器内の通常運転時における実測環境
温度及び放射線量率の最大値より設定

※2：令和 5 年 8 月 30 日付け原規規発第 2308301 号にて認可された島根原子力発電所第 2 号機の設計及び工事の計画の認可申請書の添付書類 VI-1-1-7 「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」に記載の設計基準
事故時における原子炉格納容器内の環境条件を踏まえ設定した値

(c) 評価結果

難燃 PN ケーブルの環境認定試験結果を表 10.6-5 に示す。評価結果から、
難燃 PN ケーブルは、使用開始から 37 年時点において絶縁機能を維持でき
ると判断する。

表 10.6-5 難燃 PN ケーブルの環境認定試験結果

項目	試験条件	判定基準	結果
耐電圧試験	課電電圧 : 1,500V／1 分間*	絶縁破壊しないこと	良

[出典：原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書]

* : JIS C 3621(2000) 「600V EP ゴム絶縁ケーブル」

② 難燃 FN ケーブルの健全性評価結果

a. ACA ガイドによる健全性評価（設計基準事故時、重大事故等時）

(a) 評価手順

設計基準事故及び重大事故等環境下で機能が要求される難燃 FN 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。試験手順及び判定方法を図 10. 6-4 に示す。

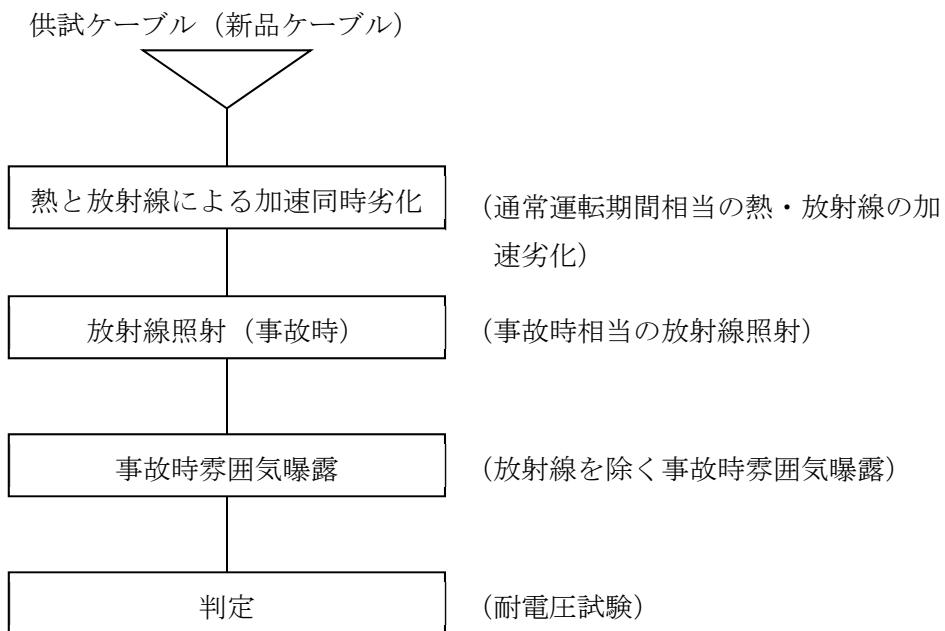


図 10. 6-4 難燃 FN ケーブルの ACA ガイドに基づく試験手順及び判定方法

(b) 試験条件

難燃 FN ケーブルの環境認定試験条件を表 10. 6-6 に示す。試験条件は、実機環境に基づいて 60 年間の通常運転及びその後の設計基準事故時、又は 60 年間の供用及びその後の重大事故等時を想定した劣化条件を包絡している。

表 10.6-6 難燃 FN ケーブルの環境認定試験条件

試験条件	説明
熱・放射線 加速同時劣化	200°C—100Gy/h—約 67 日間 (1,587h)
事故時放射線照射	8.0×10^5 Gy (10Gy/h)
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 235°C 最高圧力 : 0.854 MPa

※1：難燃 FN ケーブルが布設されている原子炉格納容器内の通常運転時における実測環境
温度及び放射線量率の最大値より設定

※2：令和 5 年 8 月 30 日付け原規規発第 2308301 号にて認可された島根原子力発電所第 2
号機の設計及び工事の計画の認可申請書の添付書類 VI-1-1-7 「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」に記載の重大事故
等時における原子炉格納容器内の環境条件を踏まえ設定した値

(c) 評価結果

難燃 FN ケーブルの環境認定試験結果を表 10.6-7 に示す。評価結果から、
難燃 FN 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 10.6-7 難燃 FN ケーブルの環境認定試験結果

項目	試験条件	判定基準	結果
耐電圧試験	課電電圧 : 3,000V／1 分間	絶縁破壊しないこと	良

[出典：共同研究報告書「BWR における過酷事故用電気計装品に関する経年劣化評価研究
Phase II」]

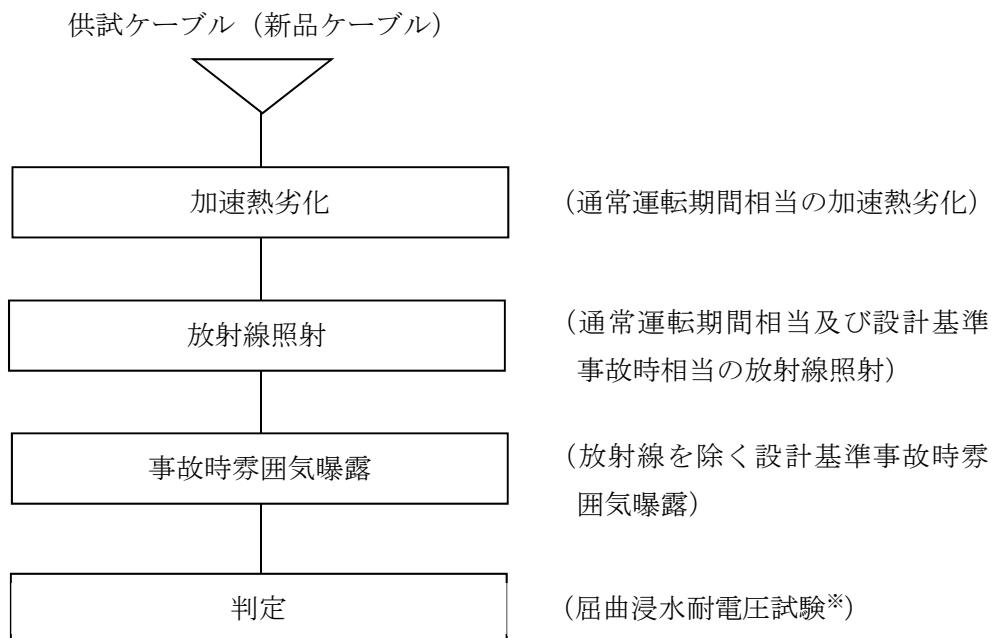
③ 難燃 CV ケーブルの健全性評価結果

- a. 電気学会推奨案による健全性評価（原子炉浄化系熱交換器室における設計基準事故時[※]）

(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 CV 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. 6-5 に示す。

※ 設計基準事故環境下で機能が要求される難燃 CV ケーブルは、原子炉浄化系熱交換器室（通常運転時の周囲温度最高値：50°C）に設置されており、設計基準事故環境下及び重大事故環境下で機能が要求される難燃 CV ケーブルは、原子炉浄化系熱交換器室外（通常運転時の周囲温度最高値：40°C）に設置されている。設置環境及び設計基準事故時並びに重大事故等時の環境下における環境条件も異なるため、原子炉浄化系熱交換器室の評価と原子炉浄化系熱交換器室外の評価をそれぞれ記載する。



※：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（13.5mm）の約40倍のマンドレルに巻きつける。
- 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の状態で、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. 6-5 難燃 CV ケーブルの環境認定試験手順及び判定方法

(b) 試験条件

難燃 CV ケーブルの環境認定試験条件を表 10.6-8 に示す。試験条件は、実機環境に基づいて 60 年間の通常運転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 10.6-8 難燃 CV ケーブルの環境認定試験条件

	試験条件	説明
加速熱劣化	121°C × 168 時間	原子炉浄化系熱交換器室の周囲温度最高値 (50°C ^{※1}) に対して、60 年間の運転期間を包絡する。
放射線照射	放射線照射線量 : 5.0×10^5 Gy	島根 2 号炉で想定される線量約 2.6×10^4 Gy (60 年間の通常運転期間 2.4×10^4 Gy ^{※2} に設計基準事故時線量 1.8×10^3 Gy ^{※3} を加えた線量) を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171°C 最高圧力 : 0.427MPa 曝露時間 : 25 時間	島根 2 号炉の設計基準事故時の最高温度 (100°C ^{※3})、最高圧力 (3, 4kPa ^{※3}) を包絡する。

※1 : 通常運転時における原子炉浄化系熱交換器室の環境条件設計値

※2 : 通常運転時における原子炉浄化系熱交換器室の環境条件設定値から設定

$$\text{通常運転期間線量} = 2.4 \times 10^4 [\text{Gy}] = 0.045 [\text{Gy}/\text{h}] \times 24 [\text{h}] \times 365.25 [\text{d}] \times 60 [\text{y}]$$

※3 : 令和 5 年 8 月 30 日付け原規規発第 2308301 号にて認可された島根原子力発電所第 2 号機の設計及び工事の計画の認可申請書の添付書類 VI-1-1-7 「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」に記載の設計基準事故時における環境条件 (原子炉浄化系熱交換器室) を踏まえ設定した値

(c) 評価結果

難燃 CV ケーブルの環境認定試験結果を表 10.6-9 に示す。電気学会推奨案に基づく評価の結果、難燃 CV 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 10.6-9 難燃 CV ケーブルの環境認定試験結果

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	<p>① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径 (13.5mm) の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。</p> <p>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。</p> <p>③ ②の状態で、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2kV/mm を 5 分間印加する。</p>	絶縁破壊しないこと	良

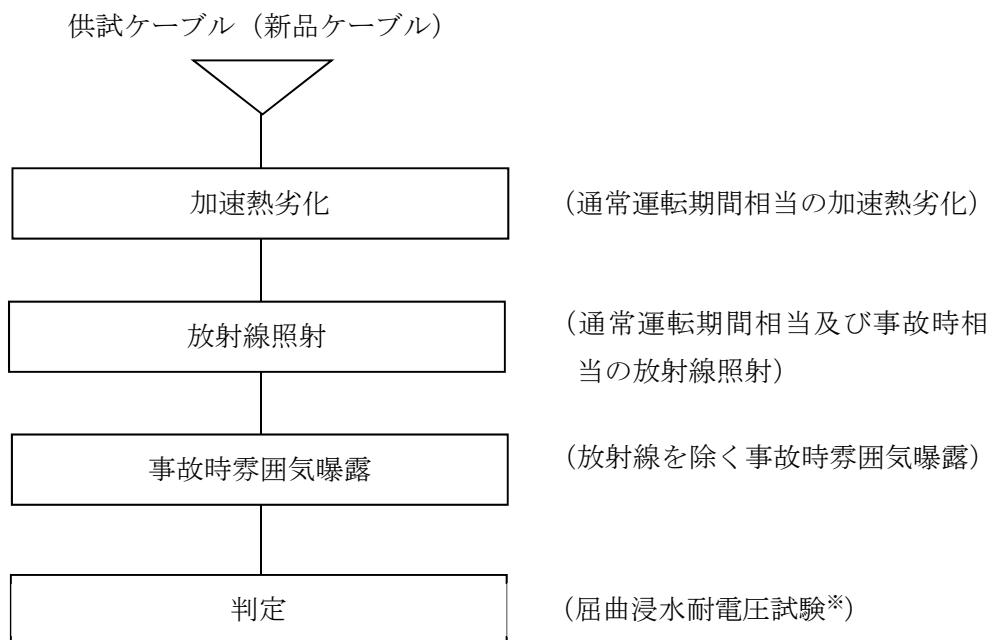
[出典：メーカデータ]

- b. 電気学会推奨案による健全性評価（原子炉浄化系熱交換器室外の設計基準事故及び重大事故等時※）

(a) 評価手順

設計基準事故及び重大事故環境下で機能が要求される難燃 CV 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 10.6-6 に示す。

※ 設計基準事故環境下で機能が要求される難燃 CV ケーブルは、原子炉浄化系熱交換器室（通常運転時の周囲温度最高値：50°C）に設置されており、設計基準事故環境下及び重大事故環境下で機能が要求される難燃 CV ケーブルは、原子炉浄化系熱交換器室外（通常運転時の周囲温度最高値：40°C）に設置されている。設置環境及び設計基準事故時並びに重大事故等時の環境下における環境条件も異なるため、原子炉浄化系熱交換器室の評価と原子炉浄化系熱交換器室外の評価をそれぞれ記載する。



※：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（13.5mm）の約40倍のマンドレルに巻きつける。
- 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の状態で、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 10.6-6 難燃 CV ケーブルの環境認定試験手順及び判定方法

(b) 試験条件

難燃 CV ケーブルの環境認定試験条件を表 10.6-10 に示す。試験条件は、実機環境に基づいて 60 年間の通常運転及び事故時を想定した劣化条件を包括している。

表 10.6-10 難燃 CV ケーブルの環境認定試験条件

試験条件	説明
加速熱劣化 121°C × 168 時間	原子炉格納容器外（原子炉建物内）の原子炉浄化系熱交換器室外の周囲温度最高値（40°C ^{※1} ）に対して、60年間の運転期間を包絡する。
放射線照射 放射線照射線量： 5.0×10^5 Gy	島根 2 号炉で想定される線量約 2.9×10^5 Gy（60年間の通常運転期間 1.5×10^2 Gy ^{※2} に事故時線量 2.8×10^5 Gy ^{※3} を加えた線量）を包絡する。
事故時雰囲気曝露 最高温度：171°C 最高圧力：0.427MPa 曝露時間：25 時間	島根 2 号炉の事故時の最高温度（120°C ^{※3} ）、最高圧力（6,9kPa ^{※3} ）を包絡する。

※1：通常運転時における原子炉浄化系熱交換器室外の環境条件設計値

※2：通常運転時における原子炉浄化系熱交換器室外の環境条件設定値から設定

通常運転期間線量 1.5×10^2 [Gy] $\approx 2.7 \times 10^{-4}$ [Gy/h] $\times 24$ [h] $\times 365.25$ [d] $\times 60$ [y]

※3：令和 5 年 8 月 30 日付け原規規発第 2308301 号にて認可された島根原子力発電所第 2 号機の設計及び工事の計画の認可申請書の添付書類 VI-1-1-7 「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」に係る補足説明資料「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に係る補足説明資料」に記載の重大事故時における環境条件（原子炉浄化系熱交換器室外）を踏まえ設定した値

(c) 評価結果

難燃 CV ケーブルの環境認定試験結果を表 10.6-11 に示す。電気学会推奨案に基づく評価の結果、難燃 CV 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 10.6-11 難燃 CV ケーブルの環境認定試験結果

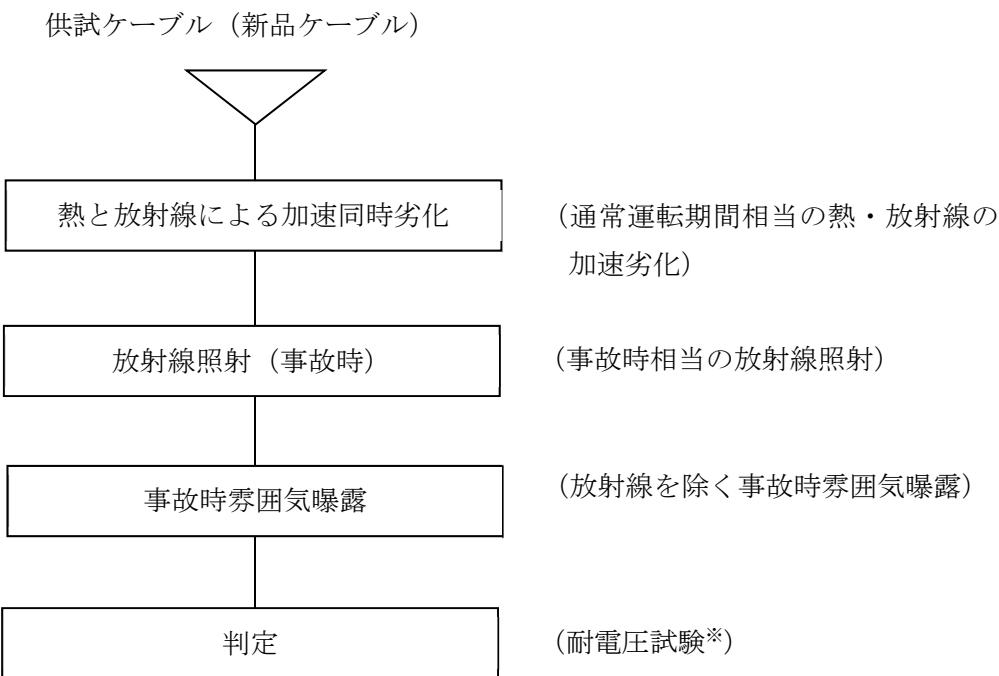
項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	<p>① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径（13.5mm）の約40倍のマンドレルに巻きつける。</p> <p>② ①の両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置する。</p> <p>③ ②の状態で、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2kV/mmを5分間印加する。</p>	絶縁破壊しないこと	良

[出典：メーカデータ]

c. ACA ガイドによる健全性評価

(a) 評価手順

事故環境下で機能が要求される難燃 CV 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。評価にあたっては、ACA 研究報告書の試験結果を用いている。試験手順及び判定方法を図 10.6-7 に示す。



※：耐電圧試験（JIS C 3005(2000)「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」）の試験手順
は以下のとおり

- ① あらかじめ接地された清水中に電線を1時間以上浸した状態で、单心の場合は導体
と清水の間に、多心の場合は導体相互間及び導体と清水の間に周波数50Hz又は60Hz
の正弦波に近い波形をもった規定の交流電圧を加え、規定時間これに耐えるかどう
かを調べる。

図 10.6-7 難燃 CV 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 CV ケーブルの環境認定試験条件を表 10. 6-12 に示す。試験条件は、難燃 CV ケーブルの 47 年間の通常運転及び事故時を想定した劣化条件を包括している。

表 10. 6-12 難燃 CV ケーブルの環境認定試験条件

試験条件	説明
熱と放射線による加速同時劣化	100°C – 99.3Gy/h – 104 日間 (2,500 時間) ACA 研究報告書をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて、原子炉浄化系熱交換器室の環境条件 (50°C ^{※1} , 0.045Gy/h ^{※1}) で評価した結果、47 年間の通常運転期間相当の試験条件となる。また、原子炉浄化系熱交換器室外の環境条件 (40°C ^{※2} , 0.018Gy/h ^{※2}) で評価した結果、60 年間の通常運転期間を包括する。
放射線照射 (事故時)	1.0 × 10 ⁵ Gy (1.0 × 10 ³ Gy/h) 原子炉浄化系熱交換器室で想定される設計基準事故時線量 1.8 × 10 ³ Gy ^{※3} を包括する。また、原子炉浄化系熱交換器室外で想定される事故時線量 6.0 × 10 ⁴ Gy ^{※4} を包括する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171°C 最高圧力 : 0.18MPa 原子炉浄化系熱交換器室の設計基準事故時の最高温度 (100°C ^{※3})、最高圧力 (3.4kPa ^{※3}) を包括する。また、原子炉浄化系熱交換器室外の事故時の最高温度 (120°C ^{※5})、最高圧力 (6.9kPa ^{※5}) を包括する。

※1 : 通常運転時における原子炉浄化系熱交換器室の環境条件設計値

※2 : 通常運転時における原子炉浄化系熱交換器室外の環境条件設定値

※3 : 令和 5 年 8 月 30 日付け原規規発第 2308301 号にて認可された島根原子力発電所第 2 号機の設計及び工事の計画の認可申請書の添付書類 VI-1-1-7 「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」に記載の設計基準事故時における環境条件 (原子炉浄化系熱交換器室) を踏まえ設定した値

※4 : 令和 5 年 8 月 30 日付け原規規発第 2308301 号にて認可された島根原子力発電所第 2 号機の設計及び工事の計画の認可申請書の添付書類 VI-1-1-7 「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」に係る補足説明資料 「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に係る補足説明資料」に記載の重大事故時における環境条件 (原子炉浄化系熱交換器室外) を踏まえ、重大事故等時に期待する機器の動作要求期間 (事故後 33 時間) を考慮し設定した値

事故時線量 : 6.0 × 10⁴[Gy] ≈ 2.8 × 10⁵[Gy] × 33[h] ÷ 168[h])

※5：令和5年8月30日付け原規規発第2308301号にて認可された島根原子力発電所第2号機の設計及び工事の計画の認可申請書の添付書類VI-1-1-7「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」に係る補足説明資料「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に係る補足説明資料」に記載の重大事故時における環境条件(原子炉浄化系熱交換器室外)を踏まえ設定した値

(c) 評価結果

難燃 CV ケーブルの環境認定試験結果を表 10. 6-13 に示す。評価結果から、難燃 CV ケーブルは、使用開始から 47 年時点において絶縁機能を維持できると判断する。

表 10. 6-13 難燃 CV ケーブルの環境認定試験結果

項目	試験条件	判定基準	結果
耐電圧試験	課電電圧 : 1,500V／1 分間*	絶縁破壊しないこと	良

[出典：原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書]

*：JIS C 3605(2000) 「600V ポリエチレンケーブル」

④ モジュール型核計装用電気ペネトレーションの健全性評価結果

a. 評価手順

設計基準事故及び重大事故等環境下で機能が要求されるモジュール型核計装用電気ペネトレーションは、IEEE Std. 317(1976), IEEE Std. 323(1974) 及び IEEE Std. 383(1974) 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. 6-8 に示す。

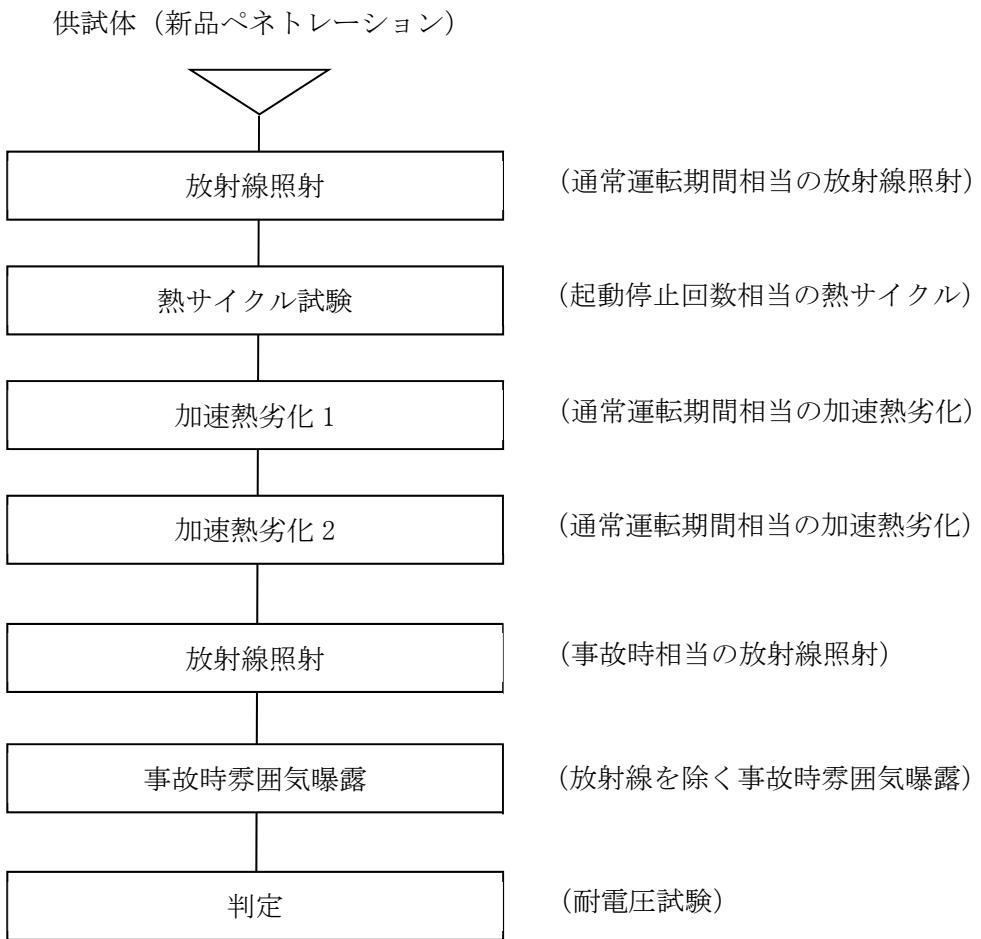


図 10.6-8 モジュール型核計装用電気ペネトレーションの長期健全性試験手順
及び判定方法

b. 試験条件

モジュール型核計装用電気ペネトレーションの環境認定試験条件を表 10.6-14 に示す。試験条件は、実機環境に基づいて 60 年間の通常運転及びその後の設計基準事故時、又は 60 年間の通常運転及びその後の重大事故等時を想定した劣化条件を包絡している。

表 10.6-14 モジュール型核計装用電気ペネトレーションの環境認定試験条件

	試験条件	説明
熱サイクル試験	10°C↔66°C 180サイクル	島根2号炉の60年間の起動停止に伴う熱サイクル数を包絡する。
加速熱劣化 ^{※1}	加速熱劣化1(40年相当) 115°C×75日間 加速熱劣化2(20年相当) 115°C×38日間	島根2号炉の通常運転時周囲温度最高値(50°C ^{※2})に対して、60年間の運転期間を包絡する。
放射線照射	放射線照射線量 5.0×10 ⁴ Gy (1×10 ⁴ Gy/h)	島根2号炉で想定される線量3.7×10 ⁴ Gy(60年間の通常運転時線量1.8×10 ⁴ Gy ^{※3} に設計基準事故時線量1.9×10 ⁴ Gy ^{※4} を加えた値)を包絡する。 また、島根2号炉で想定される線量3.8×10 ⁴ Gy(60年間の通常運転線量1.8×10 ⁴ Gy ^{※3} に重大事故等時線量2.0×10 ⁴ Gy ^{※5} を加えた値)を包括する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171°C 最高圧力：0.427MPa 曝露時間：13日間	島根2号炉の事故時の最高温度(171°C ^{※4,5})、最高圧力(0.427MPa ^{※4,5})を包絡する。

※1：途中の40年相当の加速熱劣化時点での健全性確認のため2回に分けて加速熱劣化を実施

※2：原子炉格納容器内で電気ペネトレーションが設置されている区域の通常運転時における実測環境温度の最大値

※3：原子炉格納容器内で電気ペネトレーションが設置されている区域の通常運転時における実測放射線量率の最大値が3.3×10⁻²Gy/hであったため、保守的に60年間最大値が続くものとして設定

$$\text{通常運転時線量 } 1.8 \times 10^4 [\text{Gy}] \doteq 3.3 \times 10^{-2} [\text{Gy/h}] \times 24 [\text{h}] \times 365.25 [\text{d}] \times 60 [\text{y}]$$

※4：令和5年8月30日付け原規規発第2308301号にて認可された島根原子力発電所第2号機の設計及び工事の計画の認可申請書の添付書類VI-1-1-7「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」に記載の設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件を踏まえ設定した値。なお、事故時線量については、設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件を踏まえ、電気ペネトレーションが設置されている区域に対して解析を実施した値

※5：令和5年8月30日付け原規規発第2308301号にて認可された島根原子力発電所第2号機の設計及び工事の計画の認可申請書の添付書類VI-1-1-7「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」に記載の重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を踏まえ、モジュール型核計装用電気ペネトレーションの動作要求期間が重大事故等時初期のみであることを考慮した値（重要）

事故シーケンス等における動作要求期間は1時間未満であり、最高温度、最高圧力については設計基準事故時の条件に包括されることから保守的に条件を設定し、放射線の最大積算値については1時間分の重大事故等時の最大線量率を包括する条件として設定した。)

重大事故等時線量 $2.0 \times 10^4 [\text{Gy}] \doteq 9.8 \times 10^3 [\text{Gy}/\text{h}] \times 2 [\text{h}]$

c. 評価結果

モジュール型核計装用電気ペネトレーションの環境認定試験結果を表10.6-15に示す。環境認定試験の結果、モジュール型核計装用電気ペネトレーションは、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 10.6-15 モジュール型核計装用電気ペネトレーションの環境認定試験結果

試験内容※	判定基準※	結果
720V を4秒間印加	絶縁破壊しないこと	良

※：試験内容及び判定基準は IEEE Std. 317(1976)に基づく。

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え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により検知可能であり、また、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え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え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により検知可能であり、また、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え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

設計基準事故時及び重大事故等時に環境条件が著しく悪化する環境においても機能要求のある機器については、環境認定試験手順及び判定方法にて実施した試験結果を踏まえた評価の結果、設計基準事故時雰囲気で機能要求のある原子炉格納容器内の難燃 PN ケーブルの絶縁体は、使用開始から 37 年間の健全性は維持できることを確認したことから、使用開始から 37 年を経過する前に取替えを行うことで、運転開始から 60 年間の通常運転及びその後の設計基準事故時において絶縁性能を維持できると判断した。このため、対象の難燃 PN ケーブルについては、運転開始後 37 年を経過する前に取替えを実施した。また、設計基準事故時雰囲気で機能要求のある原子炉浄化系熱交換器室の難燃 CV ケーブルの絶縁体は、使用開始から 47 年間の健全性は維持できるこ

とを確認したことから、使用開始から 47 年を経過する前に取替えを行うことで、運転開始から 60 年間の通常運転及びその後の設計基準事故時において絶縁性能を維持できると判断する。その他の電気・計装設備については、60 年間の通常運転及びその後の設計基準事故時、又は 60 年間の通常運転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（鉄骨構造物の強度低下含む。）

10.7.1 対象構造物

ハ（2）に示す評価対象機器等のうち、安全機能を有する構造物、安全機能を有する機器を支持する構造物、浸水防護施設に属する構造物、常設重大事故等対処設備に属する構造物及び常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に該当するコンクリート構造物及び鉄骨構造物に対して評価を行った。対象構造物を以下に示す。なお、1号機取水槽北側壁については、2号機の新規制対応で新たに設置した浸水防護施設である 1号機取水槽流路縮小工を支持する構造物であるため、1号機の設備であるが評価対象設備とした。

- ・原子炉建物
- ・タービン建物
- ・廃棄物処理建物
- ・制御室建物
- ・排気筒（制震装置付）
- ・サイトバンカ建物
- ・補助ボイラ室
- ・屋外配管ダクト（タービン建物～排気筒）
- ・取水槽
- ・防波壁
- ・防波壁通路防波扉
- ・1号機取水槽流路縮小工
- ・1号機取水槽北側壁
- ・取水槽除じん機エリア水密扉
- ・水密扉（復水器エリア）
- ・取水槽除じん機エリア防水壁
- ・防水壁（復水器エリア）
- ・屋外排水路逆止弁

- ・漂流防止装置（係船柱）
- ・漂流防止装置基礎（荷揚護岸）
- ・漂流防止装置基礎（多重鋼管杭）
- ・屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）
- ・第1ベントフィルタ格納槽
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽（低圧原子炉代替注水槽含む）
- ・ガスタービン発電機建物
- ・ガスタービン発電機用軽油タンク基礎
- ・屋外配管ダクト（ガスタービン発電機用軽油タンク～ガスタービン発電機）
- ・屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）
- ・B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽
- ・緊急時対策所（緊急時対策所遮蔽含む）
- ・緊急時対策所用燃料地下タンク

10.7.2 コンクリートの強度低下

10.7.2.1 健全性評価

(1) 热による強度低下

a. 評価対象

通常運転時に雰囲気温度が高く、高温となる原子炉圧力容器近傍に位置する一次遮蔽壁を代表の評価対象とし、ガンマ発熱の影響が最も大きい一次遮蔽壁内側を評価点とした。

b. 評価の方法

SPAN コードを用いて算出したコンクリートのガンマ線による内部発熱も考慮した温度分布解析結果（昭和 59 年 2 月 24 日付け 58 資序第 15180 号にて認可された島根 2 号炉建設時の工事の計画の添付書類「VI-3-1 生体しゃへい装置の放射線のしゃへい及び熱除去についての計算書」で評価済）と、通常運転時における原子炉格納容器内の雰囲気温度の実測値の最高温度を求め、どちらか高い温度結果に対して一般社団法人日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説（1988 年 10 月）」に基づく温度制限値（局部 90°C、一般部 65°C）と比較する。

c. 評価の条件

一次遮蔽壁に対して温度条件の厳しくなる原子炉格納容器内の雰囲気温度としている。

d. 熱による強度低下の健全性評価

SPAN コードを用いて算出した温度分布解析結果は 45.5°C、原子炉格納容器内の雰囲気温度の実測値の最高温度は 62°C、よって雰囲気温度の実測値の最高温度と温度制限値を比較した結果、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と判断する。

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。なお、特定共用施設である制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室についても、この評価結果に包絡される。

(2) 放射線照射による強度低下

a. 評価対象

強度部材のうち、運転時に中性子照射量及びガンマ線照射量が最も大きくなる一次遮蔽壁を代表の評価対象とし、中性子照射量及びガンマ線照射量が最大となる一次遮蔽壁内側を評価点とした。

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実効運転期間 (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照射量と比較する。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、H. K. Hilsdorf, J. Kropp, and H. J. Koch 「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete (SP 55-10)」を踏まえた $2 \times 10^{10} \text{rad}$ ($2 \times 10^8 \text{Gy}$) とする。

c. 評価の条件

運転開始後 60 年時点で実効運転期間 (EFPY) について、2015 年 7 月末時点の運転実績に加え、停止期間を保守的に 2015 年 8 月 1 日から 2018 年 6 月 30 日までと設定し、2018 年 7 月 1 日～運転開始後 60 年時点で (2049 年 2 月 10 日) までの期間については設備利用率を 90% と想定し算出している。

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 ($E > 0.1 \text{MeV}$) は、放射線照射量解析の結果、評価点において約 $1.32 \times 10^{14} \text{n/cm}^2$ であり、 $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を

超えておらず、中性子照射によるコンクリートの強度低下への影響はない」と判断する。

運転開始後 60 年時点で予想されるガンマ線照射量は、放射線照射量解析の結果、評価点において約 2.81×10^6 rad (2.81×10^4 Gy) であり、 2×10^{10} rad (2×10^8 Gy) を超えることはないと推定されるため、ガンマ線照射によるコンクリート強度低下への影響はない」と判断する。

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。なお、特定共用施設である制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室についても、この評価結果に包絡される。

(3) 中性化による強度低下

a. 評価対象

屋内で仕上げが施されていない部位のうち、環境の違いとして温度、相対湿度及び二酸化炭素の測定結果をもとに森永式（森永「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究－東京大学学位論文（森永繁、昭和 61 年 11 月）」）（以下、「森永式」という。）を用いて算出した環境条件の中性化に及ぼす影響度が比較的大きいと考えられる原子炉建物、タービン建物、制御室建物の内壁を評価対象として選定した。屋外の代表として、仕上げが施されていない部位がある 1 号機取水槽北側壁を評価対象とした。評価点については、屋内の各評価対象で鉄筋腐食開始年数が最小となった、原子炉建物 3 階非常用ガス処理装置室、タービン建物 3 階タービン室、制御室建物 1 階 1D 非常用電気室、1C 非常用電気室の内壁とした。屋外については海水によりコンクリート表面が湿潤とならず、空気環境の影響を受ける 1 号機取水槽北側壁の壁面（気中帶）とした。

b. 評価の方法

岸谷式（一般社団法人日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針（案）・同解説（平成 3 年 7 月）」）、森永式及び中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式（公益社団法人土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編（平成 30 年 10 月）」）を用いて、運転開始後 60 年経過時点の中性化深さを推定し、鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さと比較する。鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さは、一般社団法人日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説（平成 27 年 12 月）」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 2 cm 奥まで達したときとする。

c. 評価の条件

中性化深さの推定は、中性化深さの実測値及び環境調査（温度、相対湿度及び二酸化炭素濃度）の実測値を用いている。

d. 中性化による強度低下の健全性評価

表 10.7-1 に示すとおり、運転開始後 60 年経過時点の中性化深さの推定値が、鉄筋が腐食し始める時点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と判断する。

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。

なお、特定共用施設である制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室についても、この評価結果に包絡される。

表 10.7-1 コンクリートの中性化深さ

(単位 : cm)

評価点		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 ^{※1}	鉄筋が腐食し始める中性化深さ ^{※2}
		調査時期 (経過年数)	実測値 (最大値)		
屋内	原子炉建物 3 階内壁	2016 年 (27 年)	0.65 (2.2)	3.57 (岸谷式)	7.0
	タービン建物 3 階内壁	2016 年 (27 年)	0.36 (1.2)	3.57 (岸谷式)	6.0
	制御室建物 1 階内壁	2013 年 (39 年)	0.00 (0.1)	5.24 (岸谷式)	7.0
屋外	1 号機取水槽 北側壁 気中帶	2011 年 (37 年)	3.05 (4.5)	4.35 (\sqrt{t} 式)	6.6

※1 : 岸谷式、森永式及び中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式による評価結果のうち最大値を記載

※2 : かぶり厚さから評価した値

(4) 塩分浸透による強度低下

a. 評価対象

飛来塩分及び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 1 号機取水槽北側壁を代表の評価対象とし、環境条件の異なる気中帶、干満帶及び海中帶を評価対象部位とした。

b. 評価の方法

評価対象より試料を採取して測定した塩化物イオン濃度を基に、拡散方程式 (Fick の第 2 法則) により運転開始後 60 年時点の塩化物イオン量を求め、森永式を用いて運転開始後 60 年時点の鉄筋の腐食減量を算出する。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については、森永式を用いて算出した値とし、運転開始後 60 年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 10.7-2 に示すとおり、運転開始後 60 年時点の鉄筋の腐食減量は、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋の腐食減量を下回っているため、コンクリートの強度への影響はないと判断する。

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。なお、特定共用施設である制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室についても、この評価結果に包絡される。

表 10.7-2 鉄筋の腐食減量

評価対象部位		調査時期 (経過年数)	鉄筋位置での 塩化物イオン 濃度 (%)	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
槽 1 号 北 機 側 壁 取 水	気中帶	2011 年 (37 年)	0.18 (3.79) *	9.9	31.6	69.2
	干満帶	2011 年 (37 年)	0.016 (0.35) *	0.0	7.1	69.2
	海中帶	2011 年 (37 年)	0.057 (1.28) *	0.5	3.3	69.2

※ : () 内は塩化物イオン量 (kg/m³)

(5) 機械振動による強度低下

a. 評価対象

最も大きな機械振動を受けるタービン建物のタービン発電機架台を代表の評価対象とし、機械振動荷重を直接受ける機械支持部（基礎ボルト周辺のコンクリート）付近を評価点とした。

b. 評価の方法

タービン発電機架台のコンクリート表面の定期的（1回/年）な目視確認を実施し、コンクリート表面において強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認する。

c. 評価の条件

コンクリート表面の定期的（1回/年）な目視確認において、強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認する。

d. 機械振動による強度低下の健全性評価

目視点検の結果、コンクリート表面において強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認している。

なお、仮に機械振動により機器のコンクリート基礎への定着部の支持力が失われるような場合、機器の異常振動が発生するものと考えられるが、機械振動は日常的に監視されており、異常の兆候は検知可能である。

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。

(6) コンクリートの強度試験結果

現状のコンクリート強度の確認として、島根2号炉のコンクリート構造物から採取した試料について圧縮強度試験を行った結果を表10.7-3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。

調査については、運転計画及び現場状況を踏まえた時期に実施している。

表10.7-3 コンクリートの圧縮強度試験結果

代表構造物	部位	実施時期 (経過年数)	平均圧縮強度 (N/mm ²)	設計基準強度 (N/mm ²)
原子炉建物	壁面	2016年(27年)～ 2017年(28年)	37.4 ^{※1}	23.5 [240kgf/cm ²]
タービン建物	タービン 発電機架台	2016年(27年)	45.5 ^{※2}	23.5 [240kgf/cm ²]
	壁面	2016年(27年)～ 2017年(28年)	33.9 ^{※3}	
制御室建物	壁面	2013年(39年)	30.1 ^{※4}	22.1 [225kgf/cm ²]
1号機取水槽 北側壁	干満帯 ^{※5} 壁面	2011年(37年)	27.4 ^{※2}	20.6 [210kgf/cm ²]

※1：10箇所（1箇所あたりコアサンプル3本）の平均値

※2 : 1 箇所 (1 箇所あたりコアサンプル 3 本) の平均値

※3 : 6 箇所 (1 箇所あたりコアサンプル 3 本) の平均値

※4 : 2 箇所 (1 箇所あたりコアサンプル 3 本) の平均値

※5 : 気中帯、干満帯及び海中帯のうち最も低い平均圧縮強度となる箇所を選定

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、定期的 (1 回/年) に点検手順書に基づくコンクリート表面の目視点検を実施し、目視点検の結果、ひび割れ等の補修が必要となる損傷が確認された場合、即時補修が必要な場合を除き、その経過を継続的に監視しつつ、点検実施後数年以内を目途に補修を計画、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、非破壊試験等を実施し、強度に急激な経年劣化が生じていないことを確認している。

定期的 (1 回/年) な点検手順書に基づく目視点検による補修対象となつたひび割れ等の補修を計画、実施していることから、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、非破壊試験等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低下については、健全性評価結果から判断して、今後、強度低下が急激に発生する可能性は極めて小さいと判断する。

また、定期的 (1 回/年) な点検手順書に基づく目視点検による補修対象となつたひび割れ等の補修を計画、実施していることから、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 評価対象

中性子線の遮蔽能力が要求されるガンマ線遮蔽壁及び一次遮蔽壁のうち、原子炉圧力容器近傍に位置し、周辺環境からの伝達熱及び照射量の最も大きいガンマ線遮蔽壁を代表の評価対象とし、ガンマ発熱の影響が最も大きいガンマ線遮蔽壁の炉心領域部を評価点とした。

10.7.3.2 評価の方法

ガンマ線遮へい壁の最高温度について、ガンマ線遮蔽壁中のガンマ線による熱発生を、SPAN コードを用いて遮蔽壁に吸収されたガンマ線エネルギーがすべて熱に変換されるとして計算した結果と、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した結果を比較し、どちらか高い最高温度に対して「コンクリート遮蔽体設計基準」(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°C、ガンマ線遮蔽 177°C）と比較する。

10.7.3.3 評価の条件

定格出力運転時の原子炉運転温度等を入力条件としている。

10.7.3.4 健全性評価

SPAN コードを用いて算出した最高温度は 78°C、DORT コードを用いて算出した最高温度は 71.6°C、よって SPAN コードを用いて算出した最高温度と温度制限値を比較した結果、温度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判断する。

以上から、熱による遮蔽能力低下に対しては、長期健全性評価上問題とならない。なお、特定共用施設である制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室についても、この評価結果に包絡される。

10.7.3.5 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、ガンマ線遮蔽コンクリートが、鉄板でおおわれているため、ガンマ線遮蔽コンクリートに近く、他の部位より熱の影響を受けていると思われる一次遮蔽壁において構造物の健全性の観点から定期的(1回/年)に点検手順書に基づく目視点検を実施している。

また、放射線量を日常的に監視しており、異常の兆候は検知可能であることから、点検手法として適切である。

10.7.3.6 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極めて小さいと判断する。

また、仮に熱によるコンクリート構造物の遮蔽能力低下が生じた場合、放射線量が上昇するものと考えられるが、放射線量は日常的に監視しており、異常の兆候は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難い経年劣化事象であつて、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得られ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

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（ナトリウマイオンやカリウマイオン）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。制御室建物で使用している骨材のうち粗骨材については、島根2号炉建設時の1984年に、その他の各対象構造物で使用している骨材（粗骨材、細骨材）については、それぞれの建設時にモルタルバー法（ASTM C227: Standard Test Method for Potential Alkali Reactivity of Cement-Aggregate Combinations (Mortar-Bar Method) (モルタルバー法) (ASTM C227:1981) 及び日本産業規格「骨材のアルカリシリカ反応性試験方法（モルタルバー法）(JIS A 5308:1998)」) 及び化学法（日本産業規格「骨材のアルカリシリカ反応性試験方法（化学法）(JIS A 1145:2007, 2017, 2022)」）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%以下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0.068%であった。化学法による反応性試験の結果も、溶解シリカ量及びアルカリ濃度減少量が無害とする判定基準を満たしている。

また、供用開始から40年以上が経過した建物・構築物のコンクリートについては、遅延膨張性骨材（10数年以上経過してからコンクリートにひび割れを生じさせる。）による劣化の可能性を確認するため、2023年に制御室建物からコアを採取し、実体顕微鏡観察を実施した結果、コンクリート構造物の健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認した。

これに加え、アルカリ溶液浸漬法（公益社団法人日本コンクリート工学会「ASR診断の現状とあるべき姿研究委員会報告書(2014年7月)」）を実施した結果、将来の潜在膨張（急速性及び遅延性）の可能性は低いことを確認し

た。

なお、定期的に目視点検を実施しているが、アルカリ骨材反応に起因するひび割れは確認されていない。

以上から、アルカリ骨材反応による強度低下については、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

(2) 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。

島根 2 号炉の周辺地域は、一般社団法人日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5 鉄筋コンクリート工事(令和 4 年 11 月)」に示される凍害危険度の分布図によると危険性がない地域に該当している。一般社団法人日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針(案)・同解説(平成 3 年 7 月)」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ため、危険性がない地域である島根 2 号炉において凍結融解が生じる可能性は低い。また、定期的な目視確認においても、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、酸性雨、乾燥収縮、日射、風化及びたわみによる強度低下については、環境条件、部材の寸法、仕上げの状況を踏まえ想定不要と考える。また、定期的な目視確認においても、これらの経年劣化要因に起因すると判断されるひび割れ等は認められていない。

以上から、化学的侵食、酸性雨、乾燥収縮、日射、風化及びたわみによる強度低下は、高経年化対策上想定不要と判断した。

10.7.4.2 鉄骨の強度低下

(1) 腐食による強度低下

一般的に、鋼材は大気中の酸素及び水分と化学反応を起こして腐食する。腐食は、海塩粒子等により促進され、進行すると鋼材の断面欠損に至り、鉄骨の強度低下に繋がる可能性がある。

島根 2 号炉では、定期的（1 回／年）に点検手順書に基づく目視点検を行っており、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、鋼材の腐食に影響する塗膜の劣化等が認められた場合には、補修塗装を施すことによって健全性を確保している。

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) 金属疲労による強度低下

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、鉄骨の強度低下に繋がる可能性がある。

島根 2 号炉の機器・構造物のうち、風等による繰返し荷重の影響が最も大きい排気筒の鉄骨構造物を代表の評価対象とし、排気筒を直接支持している鉄塔の主柱材及び排気筒の筒身について疲労の検討を行う。

風等による繰返し荷重に対する評価は、一般社団法人日本建築学会「鋼構造設計規準－許容応力度設計法－（2005 年 9 月）」に示されている評価式により、発電所近傍の気象官署で観測された風に関する記録に基づき算定した応力範囲が、運転開始後 60 年時点においても、許容疲労強さよりも小さいことを確認し、疲労を考慮する必要はないと評価した。

また、島根 2 号炉の排気筒は鉄塔支持型であり、自立型よりも共振現象が起き難いとされている。排気筒の主要構造部材は、これまでの目視点検でも共振による疲労割れは確認されておらず、今後もこれらの共振現象による疲労が大きく変化する要因があるとは言い難い。

以上から、金属疲労による強度低下は、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

化学的腐食及び酸性雨による強度低下については、環境条件及び仕上げの状況を踏まえ想定不要と考える。また、定期的な目視確認においても、これらの経年劣化要因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、化学的腐食及び酸性雨による強度低下は、高経年化対策上想定不要と判断した。

10.7.5 特定共用施設の劣化状況の把握

特定共用施設である制御室建物については、「イ 2.1 コンクリート構造

物点検」における劣化点検及び「10.7.2 コンクリートの強度低下」から「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」における経年劣化事象の評価において、コンクリート構造物として、強度、中性化深さ及びアルカリ骨材反応については当該建物におけるコアサンプル採取による点検結果を用いた評価を実施し、遮蔽能力及び塩分浸透についてはより厳しい評価となる代表構造物の評価により当該建物の健全性を確認しており、特別点検において求められる5項目について劣化の状況を把握している。

特定共用施設であるサイトバンカ建物については、「イ 2.1 コンクリート構造物点検」における劣化点検及び「10.7.2 コンクリートの強度低下」から「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」における経年劣化事象の評価において、コンクリート構造物として、強度、遮蔽能力、中性化深さ及び塩分浸透についてはより厳しい評価となる代表構造物の評価を実施し、アルカリ骨材反応については建設時に実施した当該建物に使用した骨材に対する試験結果を用いた評価により当該建物の健全性を確認しており、特別点検において求められる5項目について劣化の状況を把握している。

特定共用施設である補助ボイラ室については、「イ 2.1 コンクリート構造物点検」における劣化点検及び「10.7.2 コンクリートの強度低下」から「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」における経年劣化事象の評価において、コンクリート構造物として、強度、中性化深さ及び塩分浸透についてはより厳しい評価となる代表構造物の評価を実施し、アルカリ骨材反応については建設時に実施した当該建物に使用した骨材に対する試験結果を用いた評価により当該建物の健全性を確認しており、特別点検において求められる4項目について劣化の状況を把握している。

なお、これらの評価において追加保全策は抽出されていない。

ただし、制御室建物及びサイトバンカ建物については、特別点検の実施時期を超過したこと、補助ボイラ室については、長期施設管理計画の始期において供用開始から38年を超えており実施期日までの期間が短いことから、長期施設管理計画の始期までに実施することができないため、改正規則附則第3条前段の規定に基づき、長期施設管理計画の期間中に特別点検を実施し、新実用炉規則第113条の3第2項の規定に基づき、その特別点検の実施に係る長期施設管理計画の変更を行う必要がある。

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

ハ(2)に示す評価対象機器等のうち、原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性維持のための材料にゴム、プラスチック等の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て、抽出した機器・部位を以下に示す。

- ・評価対象機器：核計装用、制御計測用及び低圧動力用モジュール型電気ペネトレーション（以下、「低圧用電気ペネトレーション」という。）

- ・高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション（以下、「高圧用電気ペネトレーション」という。）

- ・制御計測用モジュール型高耐熱電気ペネトレーション及び計測用モジュール型 MI 電気ペネトレーション（以下、「高耐熱電気ペネトレーション」という。）

- ・評価対象部位：シール材、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の評価に用いた規格及び評価手法を以下に示す。

- ・IEEE Std. 317 (1976, 1983)
- ・IEEE Std. 323 (1974)
- ・IEEE Std. 383 (1974)

図 10.8-1 に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示す。

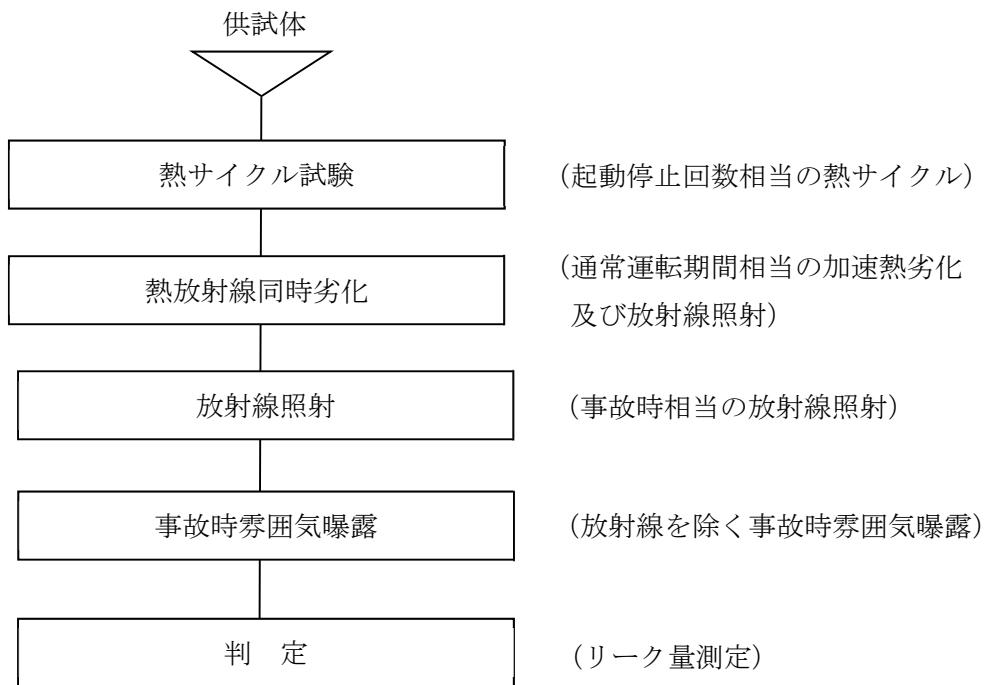


図 10.8-1 電気ペネトレーション 環境認定試験の手順及び判定方法

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。
- ・通常運転時における環境条件は、機器の設置環境付近の温度、放射線線量率についての測定結果や設計値による条件とした。
- ・事故時の条件については、設計及び工事の計画の認可申請書に基づき設定した。

10.8.4 健全性評価

表 10.8-1 に低圧用電気ペネトレーションの試験条件を、表 10.8-2 に高圧用電気ペネトレーションの試験条件を、表 10.8-3 に高耐熱電気ペネトレーションの試験条件をそれぞれ示す。シール材及びOリングについて、これらの条件は、低圧用及び高圧用電気ペネトレーションの 60 年間の通常運転及び設計基準事故、並びに 60 年間の通常運転及び重大事故等時を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡している。また、高耐熱電気ペネトレーションの 30 年間の通常運転及び設計基準事故、並びに 30 年間の通常運転及び重大事故等時を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡している。

表 10.8-4 に低圧用電気ペネトレーションの環境認定試験での漏えい量確認試験の結果を、表 10.8-5 に高圧用電気ペネトレーションの環境認定試験での漏えい量確認試験の結果を、表 10.8-6 に高耐熱電気ペネトレーションの環境認定試験での漏えい量確認試験の結果をそれぞれ示す。結果は判定基準を満足している。

代表機器以外の電気ペネトレーションについても 60 年間の通常運転及び設計基準事故、並びに 60 年間の通常運転及び重大事故等時を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡した試験条件で環境認定試験を実施し、漏えい量確認試験の結果が判定基準を満足することを確認した。

表 10.8-1 低圧用電気ペネトレーション環境認定試験の条件

試験条件	説明
熱サイクル試験 10°C↔66°C 120 サイクル	島根 2 号炉の 60 年間の起動停止に伴う熱サイクル回数を包絡する。
熱放射線同時劣化 100°C – 100Gy/h – 31 日間 (731 時間)	等価損傷簡易手法を用いて、島根 2 号炉の通常運転時間周囲環境 (50°C, 3.3×10^{-2} Gy/h ^{※1}) で評価した結果、60 年間の運転期間を包絡する試験条件となる。
事故時放射線照射 4.9×10^5 Gy	島根 2 号炉で想定される事故時線量 3.6×10^5 ^{※2} Gy を包絡する。
事故時雰囲気曝露 最高温度 : 178°C 最高圧力 : 0.854 MPa 曝露時間 : 168 時間	島根 2 号炉の重大事故等時の最高温度 (178°C ^{※2})、最高圧力 (0.853 MPa ^{※2}) を包絡する。

※1：原子炉格納容器内で電気ペネトレーションが設置されている区域の実測値

原子炉格納容器内の通常運転時における実測環境温度の最大値より設定

通常運転時線量 1.8×10^4 [Gy] $\approx 3.3 \times 10^{-2}$ [Gy/h] $\times 24$ [h] $\times 365.25$ [d] $\times 60$ [y]

※2：令和 5 年 8 月 30 日付け原規規発第 2308301 号にて認可された島根原子力発電所第 2 号機の設計及び工事の計画の認可申請書の添付書類 VI-1-1-7 「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」に記載の重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を踏まえ設定した値。なお、最高温度については、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を踏まえ、電気ペネトレーションが設置されている区域に対して解析を実施した値

表 10.8-2 高圧用電気ペネトレーション環境認定試験の条件

試験条件	説明
熱サイクル試験 10°C↔66°C 120 サイクル	島根 2 号炉の 60 年間の起動停止に伴う熱サイクル回数を包絡する。
熱放射線同時劣化 120°C – 100Gy/h – 224 日間 (5, 365 時間)	等価損傷簡易手法を用いて、島根 2 号炉の通常運転時間周囲環境 (50°C, 3.3×10^{-2} Gy/h ^{※1}) で評価した結果、60 年間の運転期間を包絡する試験条件となる。
事故時放射線照射 4.9×10^5 Gy	島根 2 号炉で想定される事故時線量 3.6×10^5 ^{※2} Gy を包絡する。
事故時雰囲気曝露 最高温度 : 178°C 最高圧力 : 0.854 MPa 曝露時間 : 168 時間	島根 2 号炉の重大事故等時の最高温度 (178°C ^{※2})、最高圧力 (0.853 MPa ^{※2}) を包絡する。

※1 : 原子炉格納容器内で電気ペネトレーションが設置されている区域の実測値

原子炉格納容器内の通常運転時における実測環境温度の最大値より設定

通常運転時線量 1.8×10^4 [Gy] $\approx 3.3 \times 10^{-2}$ [Gy/h] $\times 24$ [h] $\times 365.25$ [d] $\times 60$ [y]

※2 : 令和 5 年 8 月 30 日付け原規規発第 2308301 号にて認可された島根原子力発電所第 2 号機の設計及び工事の計画の認可申請書の添付書類 VI-1-1-7 「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」に記載の重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を踏まえ設定した値。なお、最高温度については、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を踏まえ、電気ペネトレーションが設置されている区域に対して解析を実施した値

表 10.8-3 高耐熱電気ペネトレーション環境認定試験の条件

試験条件		説明
熱サイクル試験	10°C↔66°C 175 サイクル -28°C↔66°C 5 サイクル	島根 2 号炉の 60 年間の起動停止に伴う熱サイクル回数を包絡する。
熱放射線同時劣化	130°C – 100Gy/h – 27 日間 (635 時間)	等価損傷簡易手法を用いて、島根 2 号炉の通常運転時間周囲環境 (50°C, 3.3×10^{-2} Gy/h ^{※1}) で評価した結果、30 年間の運転期間を包絡する試験条件となる。
事故時放射線照射	8.0×10^5 Gy	島根 2 号炉で想定される事故時線量 3.6×10^5 ^{※2} Gy を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 240°C 最高圧力 : 0.854 MPa 曝露時間 : 13 日間	島根 2 号炉の重大事故等時の最高温度 (178°C ^{※2})、最高圧力 (0.853 MPa ^{※2}) を包絡する。

※1：原子炉格納容器内で電気ペネトレーションが設置されている区域の実測値

原子炉格納容器内の通常運転時における実測環境温度の最大値より設定

通常運転時線量 0.9×10^4 [Gy] $\approx 3.3 \times 10^{-2}$ [Gy/h] $\times 24$ [h] $\times 365.25$ [d] $\times 30$ [y]

※2：令和 5 年 8 月 30 日付け原規規発第 2308301 号にて認可された島根原子力発電所第 2 号機の設計及び工事の計画の認可申請書の添付書類 VI-1-1-7 「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」に記載の重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を踏まえ設定した値。なお、最高温度については、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を踏まえ、電気ペネトレーションが設置されている区域に対して解析を実施した値

表 10.8-4 低圧用電気ペネトレーション環境認定試験結果

試験内容	測定値 (試験前)	測定値 (試験後)	判定基準 [※]	結果
リーク量測定	1.1×10^{-9} Pa・m ³ /s 以下	1.1×10^{-5} Pa・m ³ /s 以下	1.0×10^{-4} Pa・m ³ /s 以下	良

※：判定基準は IEEE Std. 317 (1976, 1983) に基づく

表 10.8-5 高圧用電気ペネトレーション環境認定試験結果

試験内容	測定値 (試験前)	測定値 (試験後)	判定基準 [※]	結果
リーク量測定	1.0×10^{-11} Pa・m ³ /s 以下	3.6×10^{-5} Pa・m ³ /s 以下	1.0×10^{-4} Pa・m ³ /s 以下	良

※：判定基準は IEEE Std. 317 (1976, 1983) に基づく

表 10.8-6 高耐熱電気ペネトレーション環境認定試験結果

試験内容	測定値（試験前）	測定値（試験後）	判定基準※	結果
リーク量 測定	1.1×10^{-9} Pa・m ³ /s 以下	3.8×10^{-9} Pa・m ³ /s 以下	1.0×10^{-4} Pa・m ³ /s 以下	良

※：判定基準は IEEE Std. 317 (1983) に基づく

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シール材及びOリングの原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下に対しては、定期的に原子炉格納容器漏えい率試験を実施し、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

健全性評価結果から判断して、電気ペネトレーションのシール材及びOリングの原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下の可能性はないと考える。

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により検知可能であり、点検手法として適切である。

10.9 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「10.9.1 耐震安全性評価」、「10.9.2 耐津波安全性評価」に示す。

10.9.1 耐震安全性評価

10.9.1.1 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・構造物の関係及び審査基準における耐震安全性評価についての要求事項の分類を表 10.9.1-1 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とりまとめた。代表選定理由を表 10.9.1-2 に示す。

なお、審査基準における耐震安全性評価についての要求事項は、以下の(1)から(4)に分類し、それぞれに該当する経年劣化事象又は機器・構造物を整理している。

(1) 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した経年劣化事象

該当する経年劣化事象を以下のとおり分類した。

A1：応力評価により耐震設計上の許容限界を下回る評価を行った事象

A2：疲れ累積係数評価により耐震設計上の許容限界を下回る評価を行った事象

(2) 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ることを確認した経年劣化事象

該当する経年劣化事象及び各経年劣化事象の評価に用いた破壊力学評価手法を以下のとおり分類した。

[経年劣化事象の分類]

B1：応力拡大係数評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象

B2：き裂進展力評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象

B3：応力評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象

[破壊力学評価手法の分類]

- ①：線形破壊力学評価法
- ②：弾塑性破壊力学評価法

(3) 経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であることを確認した機器

該当する機器を以下のとおり分類した。

C1：動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象が、機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であり、地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であることを確認した機器

C2：動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象（接続機器の経年劣化事象を含む）が機器の振動応答特性に影響を及ぼす可能性があり、地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であることを確認した機器

(4) 経年劣化事象を考慮した、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であるか又は、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であることを確認した機器

該当する機器を以下のとおり分類した。

D：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がなく、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であることを確認した機器

(1)から(4)の評価に際しては、一般社団法人日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601・補-1984、JEAG4601-1987、JEAG4601-1991追補版)」等に基づき、水平2方向及び鉛直方向地震の組合せの評価手法を使用する等、設計及び工事の計画の認可申請で使用している手法に従い実施した。

表 10.9.1-1 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	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象							動的機能維持評価	制御棒挿入性評価
	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	摩耗	腐食	コンクリートの強度・遮蔽能力低下		
流れ加速型腐食	全面腐食								
ポンプ	A2	—	—	B2-②	—	—	A1※2	—	C1
熱交換器	—	—	—	—	A1※3	A1	A1※2	—	—
ポンプモータ	—	—	—	—	—	—	—	C1	—
容器	A2	B1-①	—	—	—	—	A1※2	—	—
配管	A2	—	—	—	—	A1、A2	A1※2	—	—
弁	A2	—	—	B2-②	—	—	—	—	C1、C2
炉内構造物	A2	—	—	—	—	—	—	—	D
ケーブル	—	—	—	—	—	—	A1※2	—	—
タービン設備	—	—	—	—	—	—	A1※2	—	C1
コンクリート及び鉄骨構造物	—	—	—	—	—	—	—	—	—
計測制御設備	—	—	—	—	—	—	A1※2	—	C1
空調設備	—	—	—	—	—	—	A1※2	—	C1
機械設備	—	—	—	—	—	—	A1※2	—	C1
電源設備	—	—	—	—	—	—	A1※2	—	C1

※1：中性子照射による韌性低下を含む。

※2：基礎ボルト

※3：排ガス予熱器の管支持板に流れ加速型腐食による減肉を考慮した場合に発生する、管支持板と伝熱管外面の摩耗による減肉を考慮

表 10.9.1-2 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	分類	選定理由
低サイクル疲労	原子炉圧力容器給水ノズル	A2	プラントの安全上の重要性を考慮し、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能を有する機器のうち、PLM30における運転開始後60年時点の推定過渡回数を考慮した疲れ累積係数と地震動による疲れ累積係数※の合計値が最大である部位 ※地震動による疲れ累積係数は弾性設計用地震動Sd(令和3年9月15日付け原規規発第2109152号にて設置変更許可を受けた弾性設計用地震動)を考慮した値
中性子照射脆化	原子炉圧力容器円筒胴	B1-①	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	原子炉再循環ポンプ(ケーシング)	B2-②	熱時効を考慮する必要のある機器のうち、フェライト量が最大の機器かつ機器に作用する応力が最大の機器
摩耗	排ガス予熱器	A1	管支持板の腐食(流れ加速型腐食)の発生による管支持板と伝熱管外面の摩耗を考慮した耐震安全性評価が必要となる機器
腐食 (流れ加速型腐食)	原子炉ベントドレン系配管	A1, A2	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安全性評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である箇所及び疲れ累積係数が最大である箇所
	原子炉補機冷却系熱交換器	A1	Sクラスかつ伝熱管の腐食(流れ加速型腐食)を考慮した耐震安全性評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である機器
	排ガス予熱器	A1	・管支持板の腐食(流れ加速型腐食)の発生による伝熱管の支持機能の喪失を考慮した耐震安全性評価が必要となる機器
	原子炉浄化系再生熱交換器 排ガス予熱器	A1	胴の腐食(流れ加速型腐食)を考慮した耐震安全性評価が必要となる機器
腐食 (全面腐食)	1. 機器付基礎ボルト ・残留熱除去系熱交換器	A1	・過去において耐震補強実績がありかつ今回の評価において補強を前提とした評価を行った機器 ・発生応力と許容応力の比が最大である機器 ・発生応力が最大である機器
	2. 後打ちケミカルアンカ、メカニカルアンカボルト	A1	発電所構内で使用されている後打ちケミカルアンカ、メカニカルアンカボルトを抽出
動的機能維持 (腐食(流れ加速型腐食))	蒸気内側隔離弁	C1, C2	機器の応答加速度に影響を与える経年劣化事象である、配管の腐食(流れ加速型腐食)による減肉を考慮した耐震安全性評価対象かつ減肉規格2006年版に従って選定した弁の中で応答加速度と機能確認済加速度の比が最も大きい弁
制御棒挿入性	制御棒、炉内構造物、燃料集合体	D	技術評価書に記載される各評価対象機器の「機能達成に必要な項目」において、制御棒の挿入に係る項目(原子炉の緊急停止)、燃料集合体の支持等挿入経路に影響を与える項目(炉心の支持)及び制御棒挿入経路にある機器

10.9.1.2 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。

10.9.1.3 評価手法及び評価結果

10.9.1.3.1 低サイクル疲労

原子炉圧力容器給水ノズルについて、PLM30 における運転開始後 60 年までの推定過渡回数を考慮して算出した疲れ累積係数（設計・建設規格に基づく疲れ累積係数）と、基準地震動 Ss 及び弾性設計用地震動 Sd を考慮した地震時の疲れ累積係数の合計が許容値 1 以下となることから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表 10.9.1-3 に示す。

なお、低サイクル疲労の耐震安全性評価では、設計・建設規格に基づく疲れ累積係数と環境疲労評価手法に基づく疲れ累積係数のいずれか大きい方と地震時の疲れ累積係数を足し合わせている。

表 10.9.1-3 原子炉圧力容器給水ノズルの低サイクル疲労に対する耐震安全性評価結果

評価対象	運転実績回数 ^{※1} に基づく疲れ累積係数	地震動による疲れ累積係数 ^{※2}	合計 (許容値：1 を下回る)
原子炉圧力容器 給水ノズル	0.411	0.001	0.412

※1：過渡実績を踏まえ、運転開始後 60 年時点での推定過渡回数を保守的に想定（2015 年 7 月までの実績回数に基づく運転開始後 60 年時点での推定過渡回数を算出し、プラント運転中に発生していない過渡事象を保守的に 1 回発生するものとして加算）した疲れ累積係数（PLM30）

※2：基準地震動 Ss 及び弾性設計用地震動 Sd のうちいずれか大きい評価結果を示す。また、地震等価繰返し回数は設計及び工事の計画の認可申請における条件と同様、Ss については 150 回、Sd については 300 回にて評価した。

上記の耐震安全性評価のとおり、低サイクル疲労を考慮した原子炉圧力容器給水ノズルについては地震時に発生する疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界（許容応力）を下回ることを確認した。

10.9.1.3.2 中性子照射脆化

原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部）について、基準地震動 Ss による荷

重を考慮した応力拡大係数 K_I と、原子炉圧力容器の劣化が進展すると仮定した場合の運転開始後 60 年時点における破壊靱性値 K_{IC} 下限包絡曲線を評価した結果、 $K_{IC} > K_I$ を満足することから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を図 10.9.1-1 に示す（地震荷重無の結果もあわせて示す）。

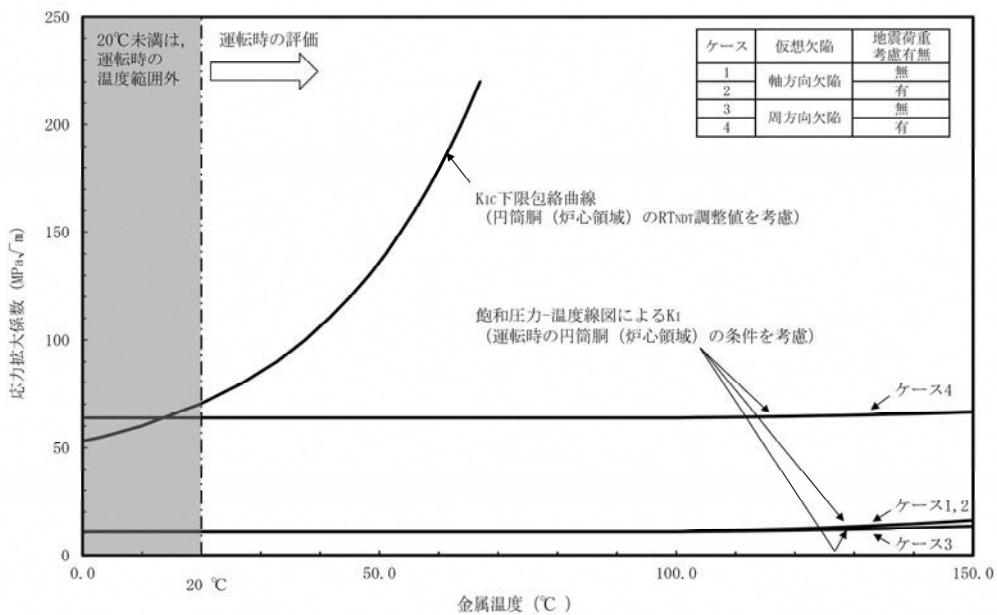


図 10.9.1-1 (1/2) 運転開始後 60 年時点の円筒胴（炉心領域部） K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線（通常運転時）

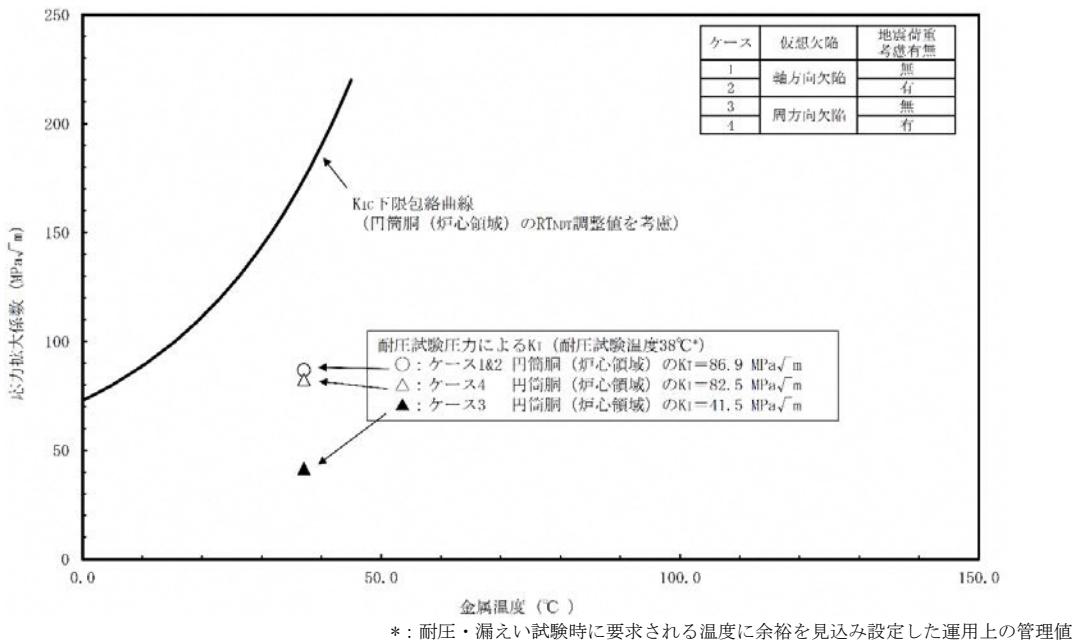


図 10.9.1-1 (2/2) 運転開始後 60 年時点の円筒胴（炉心領域部） K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線（耐圧・漏えい試験時）

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圧力容器円筒胴（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、通常運転時及び耐圧・漏えい試験時の想定き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。

10.9.1.3.3 2相ステンレス鋼の熱時効

原子炉再循環ポンプのケーシングについて、運転開始後 60 年時点での疲労進展を仮定した場合のき裂長さを貫通き裂と仮定し、評価用荷重条件としては通常運転状態で働く荷重に加え、基準地震動 S_s による荷重を考慮し評価対象機器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き裂進展抵抗 (J_{mat}) と構造系に作用する応力から算出されるき裂進展力 (J_{app}) を求めて比較を行った。図 10.9.1-2 に原子炉再循環ポンプのケーシングの延性き裂進展性評価及びき裂不安定性評価の結果を示す。

結果は、運転期間 60 年での疲労き裂を想定しても、き裂進展抵抗 (J_{mat}) とき裂進展力 (J_{app}) が交差し、き裂進展抵抗 (J_{mat}) がき裂進展力 (J_{app}) を上回るとともに、その交点においては、き裂進展抵抗 (J_{mat}) の傾きがき裂進展力 (J_{app}) の傾きを上回ることから、評価対象機器は不安定破壊することなく、耐震安全性評価上問題ない。

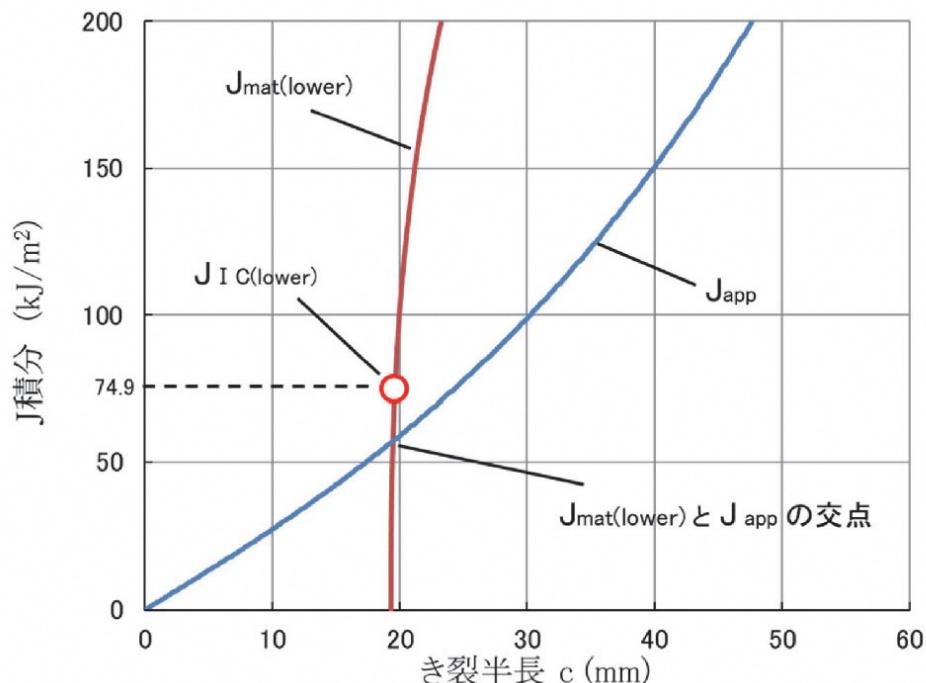


図 10.9.1-2 原子炉再循環ポンプのケーシングの延性き裂進展性評価
及びき裂不安定性評価結果

上記の耐震安全性評価のとおり、熱時効を考慮した原子炉再循環ポンプのケーシングについて地震時に発生するき裂進展力を評価した結果、想定き裂に対する破壊力学評価上の許容限界（き裂進展抵抗値）を下回ることを確認した。

10.9.1.3.4 摩耗

排ガス予熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）による管支持板と伝熱管との摩耗を考慮し、伝熱管の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、B クラス設備に適用する静的震度を用いて算出した発生応力が許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表 10.9.1-4 に示す。

表 10.9.1-4 排ガス予熱器伝熱管の摩耗に対する耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震 重要度	評価 地震力	許容 応力 状態	応力 種別	発生応力 (MPa)		許容応力 ^{※1}
						管板～ 管支持板	管支持板～ 管支持板	
排ガス予熱器 伝熱管	— ^{※2}	B	1.8Ci	B _{AS}	一次 応力	38	38	139

※1：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 6、表 8 及び表 9 より求まる値

※2：設計・建設規格にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス 3 として扱った。

上記の耐震安全性評価のとおり、管支持板と伝熱管との摩耗を考慮した排ガス予熱器伝熱管について、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。

10.9.1.3.5 腐食（流れ加速型腐食）

(1) 炭素鋼配管（原子炉ベントドレン系配管）

炭素鋼配管（原子炉ベントドレン系配管）について、配管内面に必要最小肉厚や 60 年目の想定厚さまでの周軸方向一様減肉を想定し S_s 地震時及び S_d 地震時の発生応力を評価した結果、一部の配管で耐震安全性評価が成立しない結果となった。

このため、定期的な肉厚測定結果に基づく配管取替等を実施することを前提に必要最小肉厚や 60 年目の想定厚さより大きい肉厚となる「耐震管理厚さ」を設定し管理する方針とした。「耐震管理厚さ」は、各配管の公称肉厚の 80%の厚さ（計画期間の終期における想定厚さが公称肉厚の 80%の厚さを下回る場合にあっては、当該想定厚さ）として設定し、耐震

管理厚さまでの一様減肉を想定した耐震安全性評価を実施した結果、一次応力は許容応力を超えないこと、一次＋二次応力は許容応力を超えるため疲労評価を行った結果、疲れ累積係数は 1 を下回ることを確認した。

運転開始後 60 年時点までの間に耐震管理厚さを下回る配管についてはその前に計画的に取替等を行うことにより、評価期間である運転開始後 60 年時点までの耐震安全性を確保できると判断した。

評価結果を表 10.9.1-5 に示す。

表 10.9.1-5 炭素鋼配管（原子炉ベントドレン系配管）の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 ^{※1, 2} (MPa)	許容応力 ^{※3} (MPa)
原子炉ベントドレン系配管	クラス 1	S	Ss	IV _{AS}	一次応力	166	364
					一次+二次応力	868 (疲れ累積係数 : 0.868 ^{※4, ※5})	366 (疲れ累積係数許容値 : 1 を下回る)
		S	Sd	III _{AS}	一次応力	107	274
					一次+二次応力	487 (疲れ累積係数 : 0.171 ^{※4, ※5})	366 (疲れ累積係数許容値 : 1 を下回る)

※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：耐震管理厚さ（減肉を考慮した 40 年目の想定厚さと公称肉厚の 80%を比較し、いずれか小さい値）を用いた値

※3：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 又は表 8、表 9 より求まる値

※4：基準地震動 Ss 及び弾性設計用地震動 Sd による等価繰返し回数は、一律に設定する等価繰返し回数（Ss : 150 回、Sd : 300 回）を用いた。

※5：JEAG4601 に基づき、地震動による疲れ累積係数に通常運転時の疲れ累積係数を加えて評価する。

（2）原子炉補機冷却系熱交換器伝熱管

原子炉補機冷却系熱交換器伝熱管について、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、Ss 地震時及び Sd 地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表 10.9.1-6 に示す。

表 10.9.1-6 原子炉補機冷却系熱交換器伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）に対する
耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震 重要度	評価 地震力	許容 応力 状態	応力 種別	発生応力(MPa)		許容応力 ^{※1}
						管板～ 管支持板	管支持板～ 管支持板	
原子炉補機冷却系 熱交換器 伝熱管	クラス 3	S, 重 ^{※2}	Ss	IV _A S	一次 応力	44	54	337
			Sd	III _A S		32	38	337

※1：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 6、表 8 及び表 9 より求まる値

※2：耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められていることを示す。

(3) 排ガス予熱器管支持板

排ガス予熱器管支持板について、腐食（流れ加速型腐食）による管支持板 1 箇所の伝熱管支持機能喪失を想定し地震時の発生応力を評価した結果、B クラス設備に適用する静的震度を用いて算出した発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表 10.9.1-7 に示す。

表 10.9.1-7 排ガス予熱器管支持板の腐食（流れ加速型腐食）を想定した
伝熱管の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震 重要度	評価 地震力	許容 応力 状態	応力 種別	発生応力 (MPa)		許容応力 ^{※1} (MPa)
						管板～ 管支持板	管支持板～ 管支持板	
排ガス予熱器 伝熱管	— ^{※2}	B	1.8Ci	B _{AS}	一次 応力	19	19	139

※1：許容値は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 及び表 9 より求まる値

※2：設計・建設規格にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス 3 として扱った。

(4) 原子炉浄化系再生熱交換器胴及び排ガス予熱器胴

原子炉浄化系再生熱交換器胴及び排ガス予熱器胴について、胴の腐食（流れ加速型腐食）による 60 年分の腐食量を想定し地震時の発生応力を評価した結果、B クラス設備に適用する静的震度を用いて算出した発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表 10.9.1-8 に示す。

表 10.9.1-8 原子炉浄化系再生熱交換器胴及び排ガス予熱器胴の腐食（流れ加速型腐食）
に対する耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震 重要度	評価 地震力	許容 応力 状態	応力 種別	発生応力 (MPa)	許容応力 ^{※1} (MPa)
原子炉浄化系 再生熱交換器 胴	クラス 3	B	1.8Ci	B _{AS}	一次一般膜応力	126	198
					一次応力	183	198
排ガス予熱器 胴	— ^{※2}	B	1.8Ci	B _{AS}	一次一般膜応力	34	198
					一次応力	63	198

※1：許容値は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 及び表 9 より求まる値

※2：設計・建設規格にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス 3 として扱った。

上記(1)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（原子炉ベントドレン系配管）については、地震時に発生する応力又は疲れ累積係数を評価した結果、運転開始後 40 年時点までの耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した。

また、(2)～(4)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原子炉補機冷却系熱交換器伝熱管、排ガス予熱器伝熱管、原子炉浄化系再生熱交換器胴及び排ガス予熱器胴については、地震時に発生する応力を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した。

10.9.1.3.6 全面腐食

(1) 機器付基礎ボルト（残留熱除去系熱交換器）

機器付基礎ボルト（残留熱除去系熱交換器）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、Ss 地震時及び Sd 地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表 10.9.1-9 に示す。

表 10.9.1-9 機器付基礎ボルト（残留熱除去系熱交換器）の腐食（全面腐食）に対する耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	地震の種類	応力分類	算出応力 (MPa)	許容応力 ^{※1} (MPa)
残留熱除去系熱交換器 機器付基礎ボルト	S, 重 ^{※2}	Ss	引張	436	444
			せん断	発生せず	341
		Sd	引張	232	455
			せん断	発生せず	350

※1：許容値は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 及び表 9 より求まる値

※2：耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められていることを示す。

(2) 後打ちケミカルアンカ、メカニカルアンカボルト

後打ちアンカ（後打ちケミカルアンカ、メカニカルアンカボルト）については、メーカーの後打ちアンカ使用基準に基づき設計許容荷重が定められており、この値以上の荷重がボルトに作用しないよう施工している。後打ちアンカについて、機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価と同様、コンクリート直上部の全周に運転開始後 60 年時点での腐食量 (0.3 mm) を仮定し、保守的に設計許容荷重が作用した場合においても、

Ss 地震時及び Sd 地震時の発生応力は許容応力を超えないことを確認していることから、耐震安全性評価上問題ない。

上記(1)及び(2)の耐震安全性評価のとおり、全面腐食を考慮した機器付基礎ボルト及び後打ちアンカについて、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。

10.9.1.3.7 動的機能維持に係る耐震安全性評価

蒸気内側隔離弁について、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、接続する配管内面の減肉管理部位を耐震管理厚さまでの周軸方向一様減肉モデルを用いた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機能維持評価用加速度として評価した結果、機能維持評価用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。動的機能維持評価の結果を表 10.9.1-10 に示す。

表 10.9.1-10 蒸気内側隔離弁の動的機能維持評価結果

地震力		蒸気内側隔離弁	
		機能維持評価用加速度 ^{※1} ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	機能確認済加速度 ^{※2} ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)
Ss	水平	3.2	6.0
	鉛直	3.8	6.0

※1：令和 5 年 8 月 30 日付け原規規発第 2308301 号にて認可された設計及び工事の計画の添付書類「VI-2-5-6-1-3 管の耐震性についての計算書（原子炉隔離時冷却系）」で使用した評価手法により算出した値

※2：令和 5 年 8 月 30 日付け原規規発第 2308301 号にて認可された設計及び工事の計画の添付書類「VI-2-5-6-1-3 管の耐震性についての計算書（原子炉隔離時冷却系）」で確認した値

上記の耐震安全性評価のとおり、蒸気内側隔離弁について、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、機能維持評価用加速度が機能確認済加速度以下となることを確認した。

10.9.1.3.12 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価

PLM30 における「機能達成に必要な項目」において、制御棒の挿入に係る項目（原子炉の緊急停止）、燃料集合体の支持等挿入経路に影響を与える項目（炉心の支持）及び制御棒の挿入経路にある機器を抽出した。

抽出した結果、制御棒、炉内構造物および燃料集合体を制御棒挿入性に係る評価対象機器として、制御棒、炉内構造物、燃料集合体を評価対象機器とした。

評価対象機器のうち、制御棒及び炉内構造物（燃料支持金具、制御棒案内管）については、想定している制御棒の挿入性に影響を与える可能性のある主な経年劣化事象は、PLM30 の技術評価書に示すとおり照射スウェーリングが挙げられるが、BWR の温度環境（約 280°C）や照射量では発生の可能性は小さいこと、また燃料集合体については機器単位で定期的に取替を行う機器であること等から、制御棒挿入性に影響を与える経年劣化事象はなく、Ss 地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、燃料集合体の相対変位は機能確認済相対変位以内であり耐震安全性評価上問題ない。評価結果を表 10.9.1-11 に示す。

表 10.9.1-11 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価結果

燃料集合体相対変位	機能確認済相対変位
35.0mm	約 40mm

上記の耐震安全性評価のとおり、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、基準地震動 Ss における燃料集合体の相対変位が、機能確認済相対変位以内であることを確認した。

10.9.1.4 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「10.8 電気ペネトレーションの気密性の低下」の現状の施設管理に対する評価において示した保全により各劣化事象は検知可能であり、現状の施設管理に耐震安全性の観点から変更すべきものはないが、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価について、運転開始後 40 年時点までの耐震安全性評価上は問題ないことを確認しているものの、今後、施設管理の中で対象配管の肉厚測定を継続的に実施し、その結果を踏まえて以下のとおり対応することで、運転開始後 60 年間の健全性を確認する必要がある。

- ・運転開始後 40 年時点までに耐震管理厚さを下回るおそれがある場合は、

寿命到達前に配管取替等を実施する。

- ・運転開始後 40 年時点までに、最新の実測データを用いた運転開始後 60 年時点の想定厚さにて耐震安全性評価を再度実施（必要に応じサポート補強等を反映）する。評価の結果、成立性が確認できたものは、運転開始後 40 年目以降に耐震管理厚さを運転開始後 60 年時点の想定厚さへ見直し、成立性が確認できなかったものは寿命到達までに配管取替等を実施することにより、配管肉厚が耐震管理厚さを下回ることがないよう管理する。

10.9.2 耐津波安全性評価

10.9.2.1 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施設とし、「7.6.2 耐津波安全性評価上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出」により抽出した経年劣化事象との関係を表 10.9.2-1 に示す。

表 10.9.2-1 評価対象施設と耐津波安全上考慮すべき必要のある経年劣化事象の抽出結果

浸水防護施設			想定される劣化事象						
			摩耗	(孔食・隙間腐食)	腐食(全面腐食)	樹脂の劣化	中性化による強度低下	塩分浸透による強度低下	鉄骨の腐食による強度低下
浸水防止設備	ターボポンプ	循環水ポンプ	■	■	■	—	—	—	—
		タービン補機海水ポンプ	■	■	■	—	—	—	—
浸水防止設備	炭素鋼配管	循環水系配管	—	—	■	—	—	—	—
		タービン補機海水系配管	—	—	■	—	—	—	—
		原子炉補機海水系配管	—	—	■	—	—	—	—
		高圧炉心スプレイ補機海水系配管	—	—	■	—	—	—	—
		液体廃棄物処理系配管	—	—	■	—	—	—	—
浸水防止設備	逆止弁	タービン補機海水系逆止弁	■	—	■	—	—	—	—
		液体廃棄物処理系逆止弁	■	—	■	■	—	—	—
		津波防止設備系逆止弁	—	—	—	—	—	—	—
	バタフライ弁	タービン補機海水ポンプ出口弁	—	—	■	—	—	—	—
津波防護施設	コンクリート構造物	防波壁	—	—	—	—	—	—	—
		防波壁通路防波扉	—	—	—	—	—	—	■
浸水防止設備	鉄骨構造物	屋外排水路逆止弁	—	—	—	—	—	—	■
津波防護施設		1号機取水槽流路縮小工	—	—	—	—	—	—	■
浸水防止設備		防水壁	—	—	—	—	—	—	■
漂流防止装置		水密扉	—	—	—	—	—	—	■
漂流防止装置		漂流防止装置(係船柱)	—	—	—	—	—	—	■
計測制御設備	計測装置	取水槽水位計	—	—	◎	—	—	—	—

◎ : 耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象

■ : 評価対象から除外(現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないが、構造・強度上及び止水性上「軽微若しくは無視」できる事象)

— : 評価対象から除外(現在発生しておらず今後発生の可能性がない、又は小さい事象、又は経年劣化事象が想定されない)

10.9.2.2 耐津波安全性評価に用いる津波

耐津波安全性評価は、令和3年9月15日原規規発第2109152号にて設置許可を受けた基準津波を用いる。

10.9.2.3 評価手法及び評価の結果

10.9.2.3.1 腐食（全面腐食）

取水槽水位計の基礎ボルトについて、運転開始後60年時点での減肉を想定した津波時の発生応力を設計及び工事の計画の認可で使用している方法に従い評価した結果、津波時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐津波安全性評価上問題ない。

評価結果を表10.9.2-2に示す。

表10.9.2-2 基礎ボルト（取水槽水位計）の腐食（全面腐食）に対する
耐津波安全性評価結果

機種	機器名	評価部位	荷重種別	発生応力	許容応力
計測制御 設備	取水槽水位計	基礎ボルト	引張応力	13	180
			せん断応力	3	139

10.9.2.4 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「10.8 電気ペネトレーションの気密性の低下」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、耐津波安全上着目すべき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津波安全性の観点から追加すべきものはない。

10.10 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

「10.2 低サイクル疲労」から「10.9 耐震安全性評価・耐津波安全性評価の評価結果」までに示すとおり、技術評価の結果から、評価期間において、一部の機器・構造物において追加保全策を講じることで、評価対象事象ごとの判定基準を満足することを確認した。

また、日常的な保全の有効性評価の手法として、プラントレベル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、至近における指標のカウント実績※は下記のとおりである。

※：技術評価実施時点の直前の保全サイクルである第 16 回保全サイクルの保全の有効性評価（評価期間：2010 年 3 月 18 日～2011 年 9 月 26 日）の結果カウントされたものを、至近における指標のカウント実績とした。

(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「7000 臨界時間あたりの計画外原子炉自動・手動スクラム回数」、「7000 臨界時間あたりの計画外出力変動回数」及び「工学的安全施設の計画外作動回数」を設定した。第 16 回保全サイクルにおいて、各指標に対してカウントされた実績がないことから、すべての実績値が目標値を満足しており、保全は有効に機能していると評価した。

なお、第 16 回保全サイクル以降も定期的に監視しているが、技術評価実施時点において、カウントされた実績がないことを確認している。

(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、保全重要度の高い系統※¹ 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「予防可能故障(MPFF※²)回数」及び「非待機(UA)時間※³」を設定した。第 16 回保全サイクルにおいて、保安規定第 73 条（予防保全を目的とした点検・保修を実施する場合）※⁴に該当する 2 件（原子炉隔離時冷却系タービン制御装置の取替え、原子炉補機海水系ポンプ出口逆止弁の点検）の非待機時間をカウントしたが、いずれも保安規定に基づく点検であり、機器の故障ではなく、すべての指標で目標値を満足していることから、保全は有効に機能していると評価した。

なお、第16回保全サイクル以降も定期的に監視しているが、技術評価実施時点において、カウントされた実績がないことを確認している。

※1：原子炉施設の安全性を確保するため重要度分類指針の重要度に基づき、PRA（確率論的リスク評価）から得られるリスク情報等を考慮して設定する。

※2：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

※3：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

※4：発生当時の保安規定の該当条文の名称。

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PDCAを廻して改善が図られ、高経年プラントに対する的確な劣化管理に資するものであり、今後も日常点検を継続することで健全性を維持することが可能であると考える。

以上の技術評価の結果及び保全の有効性評価の結果から、現状の施設管理が妥当であると判断した。

13. 追加保全策

「10.2 低サイクル疲労」から「10.10 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」を踏まえて、追加保全策として、劣化の進展を監視していくため等の更なる対応として以下の(1)から(4)に掲げる項目をそれぞれ実施する。

なお、特定共用施設である制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室については、「10.7.5 特定共用施設の劣化状況の把握」に示すとおり、コンクリート構造物として、当該建物におけるコアサンプル採取による点検結果を用いた評価又はより厳しい評価となる代表構造物の評価により当該建物の健全性を確認していることから、追加保全策は抽出されていない。

(1) 原子炉圧力容器等の疲労割れ

原子炉圧力容器等の疲労割れについては、疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られており、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する。

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実績にあわせて、各運転サイクルの実績過渡回数の確認を実施するとともに、年平均過渡回数に対して 1.5 倍の裕度を考慮した運転開始後 60 年時点の推定過渡回数を用いた評価を 2026 年度までに実施した上で、その推定過渡回数を上回らないことを確認する。

(2) 原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化

原子炉圧力容器円筒胴（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、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、以下に示す実施時期及び実施方法に従い、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して、原子炉圧力容器円筒胴（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、運転が見込まれる期間における適切な時期に監視試験を実施する。

実施時期については、JEAC4201 に基づき設定する。

具体的には、24EFPY を超えない時期までに 1 回、さらに相当運転期間（32EFPY）を超えない時期までに 1 回、監視試験を実施していくこととし、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して、第 3 回監視試験の実施計画を策定する。

実施方法については、JEAC4201 及び JEAC4206 に基づき、シャルピー衝撃試験を実施する。こ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を基に、JEAC4201 及び JEAC4206 に従い、関連温度評価、上部棚吸収エネルギー評価及び原子炉冷却材温度制限値の評価を実施する。

(3) 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）

炭素鋼配管^{※1}の腐食（流れ加速型腐食）に係る耐震安全性について、耐震管理厚さ^{※2}を用いた耐震安全性評価を実施した結果、耐震安全性に問題がないことを確認したが、評価結果が肉厚測定結果に依存することから、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する技術評価の適切性を確認できるよう対象配管の肉厚測定を継続的に実施し、耐震管理厚さを下回るおそれのある場合は、寿命到達前に配管取替等^{※3}を計画的に実施することにより、運転開始後 60 年間の健全性を確保する。

※1：給水系、復水系、原子炉ベントドレン系、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系、タービングランド蒸気系、補助蒸気系、主蒸気系、タービンバイパス系

※2：耐震管理厚さ＝min（40年目の想定厚さ、公称板厚の80%の厚さ）

※3：配管取替又は内面肉盛溶接による補修

(4) 難燃 CV ケーブルの絶縁低下

設計基準事故時に機能要求のある原子炉浄化系熱交換器室に布設されている難燃 CV ケーブルの絶縁低下について、環境認定試験による健全性評価を実施した結果、使用開始から 47 年間の通常運転及びその後の設計基準事故時において、有意な絶縁低下が生じないことを確認したことから、運転開始後 47 年時点までに取替えを実施することにより運転開始後 60 年間の健全性を確保する。

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

組織（「島根原子力発電所原子炉施設保安規定第4条（保安に関する組織）」に示す部門（第4条に規定する組織の最小単位をいう。）すべてをいう。以下同じ。）は、「島根原子力発電所原子炉施設保安規定第106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「7. 2 設計および工事の計画の策定」又は「7. 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「11. 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）原子炉圧力容器等の疲労割れ

組織は、原子炉圧力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。

また、今後の運転状況の不確実性の観点から更なる保守性を考慮し、年平均過渡回数に対して1.5倍の裕度を考慮した運転開始後60年時点の推定過渡回数を用いた評価を実施する。

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、今後の原子炉の運転実績にあわせて、各運転サイクルの実績過渡回数の確認を実施するとともに、年平均過渡回数に対して1.5倍の裕度を考慮した運転開始後60年時点の推定過渡回数を用いた評価を2026年度までに実施した上で、その推定過渡回数を上回らないことを確認する。

また、上記の評価に基づき、2026 年度中に長期施設管理計画の変更の認可申請を行う。

上記の確認について、組織は、施設管理計画に基づく「7. 2 設計および工事の計画の策定」又は「7. 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並びに評価計画を策定し、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「11. 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) 原子炉圧力容器円筒胴の中性子照射脆化

組織は、原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化に関して、原子炉圧力容器円筒胴（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おける適切な時期に監視試験を実施する。

実施時期については、一般社団法人日本電気協会「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。）に基づき設定する。

具体的には、24EFPY を超えない時期までに 1 回、さらに相当運転期間 (32EFPY) を超えない時期までに 1 回、監視試験を実施していくこととし、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して、第 3 回監視試験の実施計画を策定する。

実施方法については、JEAC4201 及び一般社団法人日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)」（以下、「JEAC4206」という。）に基づき、シャルピー衝撃試験を実施する。こ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を基に、JEAC4201 及び JEAC4206 に従い、関連温度評価、上部棚吸収エネルギー評価及び原子炉冷却材温度制限値の評価を実施する。

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、今後の原子炉の運転サイクル及び照射量を勘案し運転開始後 40 年までに原子炉圧力容器の監視試験を含む第 3 回監視試験の実施計画を策定する。

上記の第 3 回監視試験の実施計画について、組織は、施設管理計画に基づく「7. 2 設計および工事の計画の策定」又は「7. 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策定する。

また、組織は、施設管理計画に基づく「11. 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、保全が適切に策定され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。

(3) 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）

組織は、炭素鋼配管^{※1}の腐食（流れ加速型腐食）に係る耐震安全性について、評価結

果が肉厚測定結果に依存することから、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する技術評価の適切性を確認できるよう、対象配管の肉厚測定を継続的に実施し、耐震管理厚さ^{※2}を下回るおそれのある場合は、寿命到達前に配管取替等^{※3}を計画的に実施する。

※1：給水系、復水系、原子炉ベントドレン系、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系、タービングランド蒸気系、補助蒸気系、主蒸気系、タービンバイパス系

※2：耐震管理厚さ=min（40年目の想定厚さ、公称板厚の80%の厚さ）

※3：配管取替又は内面肉盛溶接による補修

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、対象配管の肉厚測定の結果、運転開始後40年時点までに耐震管理厚さを下回るおそれがある場合は、配管取替等を実施する。

上記の保全について、組織は、施設管理計画に基づく「7.2 設計および工事の計画の策定」又は「7.3 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、肉厚測定計画、配管取替計画及び評価計画を策定し、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「11. 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。

(4) 難燃CVケーブルの絶縁低下

組織は、難燃CVケーブルの絶縁低下に関して、設計基準事故時に機能要求のある原子炉浄化系熱交換器室に布設されている難燃CVケーブルについて、現状の施設管理として実施している絶縁低下の状況の傾向把握等に加えて、健全性が確認された期間内に取替えを実施することで、有意な絶縁低下が生じないと評価しているため、当該期間内に取替えを実施する。

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、原子炉浄化系熱交換器室に布設されている難燃CVケーブルのうち、長期施設管理計画の期間中に取替えが必要なケーブルはないため、実施する措置はない。なお、現状の施設管理として実施している絶縁低下の状況の傾向把握等は継続して実施する。

3. 特定共用施設の特別点検

組織は、長期施設管理計画に基づく期間に、以下の特定共用施設の特別点検について、施設管理計画の一部として実施する。

(1) 制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室の特別点検

制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室については、コンクリート構造物に係る特別点検を実施しておらず、令和6年度第38回原子力規制委員会（令和6年10月16日）において共用設備の特別点検の取扱いの明確化に係る方針が決定された時点で、

制御室建物及びサイトバンカ建物については、既に初回の特別点検の実施時期である供用開始日から起算して 40 年を経過しており、補助ボイラ室については、初回の特別点検の実施時期である供用開始日から起算して長期施設管理計画の始期において 38 年を超えており 40 年までの期間が短いことから、「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）（以下、「改正規則」という。）附則第 3 条に規定する正当な事由により、「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 1 条第 4 号施行日までに特別点検を実施することができない。そのため、評価対象設備等のうち、島根原子力発電所 1 号炉と共に用する附属施設であって、改正規則第 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 77 号）（以下、「新実用炉規則」という。）第 113 条第 3 項に規定する特定共用施設に該当する制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室について、改正規則附則第 3 条の規定に基づき、長期施設管理計画の期間中に初回の特別点検を実施する。

なお、制御室建物について、特別点検の 5 項目のうち、強度、中性化深さ及びアルカリ骨材反応については、令和 6 年 4 月 24 日原規規発第 2404241 号にて認可を受けた「島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書」添付 2 の島根原子力発電所 2 号炉高経年化技術評価書（以下、「PLM30」という。）の技術評価にあたり点検を実施しており、当該点検結果に基づき、長期施設管理計画の期間を含む評価期間である運転開始日から起算して 60 年までの期間における健全性を確認している。また、特別点検の点検項目のうち遮蔽能力及び塩分浸透については、最も厳しい熱の影響を受けるガンマ線遮蔽壁、海水が直接接触する 1 号機取水槽北側壁を代表構造物とした評価結果に包絡されることから、運転開始日から起算して 60 年までの期間における健全性を確認している。これらの評価において、追加保全策は抽出されていない。

また、サイトバンカ建物について、特別点検の 5 項目のうち強度、中性化深さ、遮蔽能力及び塩分浸透については、最も厳しい熱並びに中性子照射量及びガンマ線照射量の影響を受ける一次遮蔽壁、環境条件の中性化に及ぼす影響が比較的大きいと考えられる原子炉建物、タービン建物及び制御室建物の内壁並びに屋外の仕上げが施されていない部位がある 1 号機取水槽北側壁、最も厳しい熱の影響を受けるガンマ線遮蔽壁、海水が直接接触する 1 号機取水槽北側壁を代表構造物とした評価結果に包絡されることから、運転開始日から起算して 60 年までの期間における健全性を確認している。特別点検の 5 項目のうちアルカリ骨材反応については、建設時に実施した当該建物に使用した骨材に対する試験による評価結果から運転開始日から起算して 60 年までの期間における健全性を確認している。これらの評価において、追加保全策は抽出されていない。

さらに、補助ボイラ室について、特別点検の 4 項目である強度、中性化深さ及び塩分

浸透については、最も厳しい熱並びに中性子照射量及びガンマ線照射量の影響を受ける一次遮蔽壁、環境条件の中性化に及ぼす影響が比較的大きいと考えられる原子炉建物、タービン建物及び制御室建物の内壁並びに屋外の仕上げが施されていない部位がある 1 号機取水槽北側壁、海水が直接接触する 1 号機取水槽北側壁を代表構造物とした評価結果に包絡されることから、運転開始日から起算して 60 年までの期間における健全性を確認している。特別点検の 4 項目のうちアルカリ骨材反応については、建設時に実施した当該建物に使用した骨材に対する試験による評価結果から運転開始日から起算して 60 年までの期間における健全性を確認している。これらの評価において、追加保全策は抽出されていない。

組織は、評価対象設備等のうち、島根原子力発電所 1 号炉と共に用する附属施設であつて、新実用炉規則第 113 条第 3 項に規定する特定共用施設に該当する制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室について、長期施設管理計画の期間中に初回の特別点検を実施する。制御室建物及びサイトバンカ建物の特別点検については、コンクリート構造物として、強度、遮蔽能力、中性化深さ、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の 5 項目について確認を行う。補助ボイラ室の特別点検については、コンクリート構造物として、強度、中性化深さ、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の 4 項目について確認を行う。

具体的には、強度については、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」に基づき試験を実施し、圧縮強度を確認する。遮蔽能力については、一般社団法人日本建築学会「コンクリートの乾燥単位容積質量試験方法 (JASS 5N T-601 : 2013)」に準じた方法により試験を実施し、乾燥単位容積質量を確認する。中性化深さについては、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)」に基づき測定を実施し、中性化深さを確認する。塩分浸透については、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)」に基づき試験を実施し、塩化物イオン濃度を確認する。アルカリ骨材反応については、「安全研究成果報告運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究 [RREP-2018-1004、平成 30 年 11 月]」に準じたコアサンプルの実体顕微鏡観察を実施し、コンクリートの健全性に影響を与えるようなアルカリ骨材反応がないことを確認する。

制御室建物における 5 項目の確認については、PLM30 技術評価にあたり点検を実施している強度、中性化深さ及びアルカリ骨材反応の点検結果並びに自主点検を実施している遮蔽能力及び塩分浸透の点検結果を基に確認を行う。なお、遮蔽能力及び塩分浸透については、特別点検として実施する自主的な点検結果の確認において新たにコアサンプル採取による点検が必要と判断した場合は、コアサンプル採取による点検を実施し、その点検結果を基に確認を行う。

サイトバンカ建物における 5 項目及び補助ボイラ室における 4 項目の確認については、今後新たに実施するコアサンプル採取による点検結果を基に確認を行う。

また、上記の特別点検で得られた結果に基づき、当該 3 建物の技術評価を実施し、長期施設管理計画の変更を行う。

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、当該 3 建物のコアサンプル採取及び試験を 2026 年度上期までに実施し、2026 年度中に長期施設管理計画の変更の認可申請を行う。

上記の確認について、組織は、施設管理計画に基づく「7. 2 設計および工事の計画の策定」又は「7. 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施する。

また、組織は、施設管理計画に基づく「11. 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、「島根原子力発電所原子炉施設保安規定第106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。

また、「11. 施設管理の有効性評価（製造中止品管理の有効性評価）」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。

(2) 所長は、「監視測定および分析基本要領」で定めた手順により、社達で周知された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（「島根原子力発電所原子炉施設保安規定第4条（保安に関する組織）」に示す部門（第4条に規定する組織の最小単位をいう。）すべてをいう。以下同じ。）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. 保全対象範囲の設定（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「4. 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について、施設管理計画「5. 施設管理の重要度の設定」に従い設定する。

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。

- (a) 7000 臨界時間あたりの計画外自動・手動スクラム回数
- (b) 7000 臨界時間あたりの計画外出力変動回数
- (c) 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。

- (a) 予防可能故障（M P F F）回数
- (b) 非待機（U A）時間*

*：非待機（U A）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

- (a) 予防可能故障（M P F F）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。
- (b) 非待機（U A）時間の目標値は、点検実績及び「島根原子力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74条の第3項」で定める要求される措置の完了時間を参考して設定する。

(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. 点検の計画（施設管理計画「7. 1 点検の計画策定」及び「6.1 点検の計画策定（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「7. 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「7. 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、BWRプラントメーカー等と連携し、BWR事業者協議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し、製造中止品情報まとめリストに登録する。なお、特定にあたっては、入手した情報が構造物、系統及び機器の構成品や付属品の一部の物品や役務の場合、構造物及び機器本体並びに系統全体への影響を考慮し、その機能を維持する必要がある構造物、系統及び機器を特定する。また、製造中止品情報には、調達先が製造中止を検討している段階の情報に加え、調達先の原子力事業撤廃・技術指導員の技術力低下等のリスクを踏まえて調達に著しい支障が生じることを未然に防止する観点から、組織が自ら登録するものを含む。

- 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み合わせて定める。
- (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 点検の計画策定（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「7.1 点検の計画策定」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「7.2 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「7.3 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「8. 保全の実施」に従って保全を実施する。この場合において、施設管理計画「8. 保全の実施」に記載している「7. 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「9. 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「10. 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み合わせて行う。

- 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. 社内他プラントの不具合の反映状況
- d. 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）」で定めた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「13. 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、保全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、BWR事業者協議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

「島根原子力発電所原子炉施設保安規定第106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期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（「島根原子力発電所原子炉施設保安規定第4条（保安に関する組織）」に示す部門（第4条に規定する組織の最小単位をいう。）すべてをいう。以下同じ。）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「7.1 点検の計画策定」又は「7.3 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「11. 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位置づける。

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「7.2 設計および工事の計画の策定」又は「7.3 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「11. 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圧力容器の監視試験は、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。

特定共用施設である制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室を除く発電用原子炉施設の初回の特別点検については、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、施設管理計画にて策定する保全計画に追加して実施し、結果を技術評価に用いる。

なお、制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室の特別点検については、「2.3.1 制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室の特別点検」に示す基本的な方針及び目標に基づき実施する。

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

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有無若しくは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、特定共用施設である制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室を除く発電用原子炉施設の初回の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「7.2 設計および工事の計画の策定」又は「7.3 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「11. 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、島根原子力発電所原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）第3条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

保安規定第3条品質マネジメントシステム計画に従い、社内規程とし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、社内規程として長期施設管理計画の作成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

技術評価の実施にあたっては、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、保安規定第3条品質マネジメントシステム計画に基づき、社内規程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、社内規程で定める保管期間及び所管箇所に基づき、

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

2.2.1 劣化の進展を監視していくためなどの更なる対応

(1) 基本的な方針

原子炉圧力容器等の疲労割れに対する追加保全策として、今後の原子炉の運転実績にあわせて、各運転サイクルの実績過渡回数の確認を定期事業者検査時に実施するとともに、年平均過渡回数に対して1.5倍の裕度を考慮した運転開始後60年時点の推定過渡回数を用いた評価を2026年度までに実施した上で、その推定過渡回数を上回らないことを施設管理計画の一部として確認する。また、上記の評価結果に基づき、2026年度中に長期施設管理計画の変更の認可申請を行う。

原子炉圧力容器円筒胴（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、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して、原子炉圧力容器円筒胴（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、運転開始後40年時点までに第3回監視試験の実施計画を施設管理計画の一部として策定する。

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）に係る耐震安全性に対する追加保全策として、対象配管の肉厚測定の結果、運転開始後40年時点までに耐震管理厚さを下回るおそれがある場合は、配管取替等を施設管理計画の一部として実施する。また、最新の実測データを用いた、運転開始後60年時点の想定厚さによる耐震安全性評価を施設管理計画の一部として実施する。

設計基準事故時に機能要求のある原子炉浄化系熱交換器室に布設されている難燃CVケーブルの絶縁低下に対する追加保全策として、運転開始後47年時点までに取替えを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

年平均過渡回数に対して1.5倍の裕度を考慮した運転開始後60年時点の推定過渡回数を用いた評価を実施した上で、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、原子炉圧力容器等の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。

原子炉圧力容器の監視試験を計画することにより、中性子照射脆化による原子炉圧力容器円筒胴（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。

配管の肉厚測定結果を踏まえた配管取替等の対策や耐震安全性評価の実施により、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する機器の健全性を確認し、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。

難燃CVケーブルについて、有意な絶縁低下が生じないことを確認した期間内に取替えを行うことにより、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。

2.3 特定共用施設の特別点検

2.3.1 制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室の特別点検

(1) 基本的な方針

制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室の特別点検について、コンクリ

一トの強度低下及び遮蔽能力低下に対する追加保全策として、「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）附則第3条前段の規定に基づき、長期施設管理計画の期間中に、初回の特別点検を施設管理の一部として実施する。また、上記の特別点検で得られた結果に基づき、当該3建物の技術評価を実施し、長期施設管理計画の変更を行う。

(2) 目標

制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室の特別点検を実施することにより、強度、遮蔽能力、中性化深さ、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の5項目（補助ボイラ室は遮蔽能力を除く4項目）について、長期間の運転に伴って生じるおそれがある当該3建物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ことに資する。

また、当該3建物の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、当該3建物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とともに、技術評価の結果として追加保全策を抽出する。

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、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。

なお、原子炉圧力容器等の疲労割れについて、年平均過渡回数に対して1.5倍の裕度を考慮した運転開始後60年時点の推定過渡回数を用いた評価を実施し、2026年度中に長期施設管理計画の変更の認可の申請を行う。

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. 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、制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室の特別点検について、初回の特別点検で得られた結果に基づく技術評価により運転開始後60年時点までの健全性を確認し、2026年度中に長期施設管理計画の変更の認可の申請を行う。

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

島根原子力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、「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、「島根原子力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。

別添2-1

添付書類二

劣化評価の方法及びその結果に関する説明書

第五号イからハまでに掲げる劣化評価の方法及びその結果に関する説明書として、添付書類二是以下の構成とした。

- (1) 通常点検、劣化点検及び特別点検（追加点検含む。）の方法及びその結果の詳細に関する説明書
- (2) 技術的な評価の方法及びその結果の詳細に関する説明書

(1) 通常点検、劣化点検及び特別点検（追加点検含む。）の方法及び
その結果の詳細に関する説明書

本資料は、通常点検、劣化点検の方法及びその結果の詳細を説明するものであり、以下の構成とした。なお、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) (以下、「改正規則」という。) 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した。

また、評価対象機器等に新実用炉規則第113条第3項に規定される特定共用施設としてコンクリート構造物である制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室が含まれるが、初回の特別点検の実施時期を超過した、又は初回の特別点検の実施時期までの期間が短いことにより「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1条第4号施行日までにその特別点検を実施することができないことから、改正規則附則第3条前段の規定に基づき、長期施設管理計画の期間中に制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室について初回の特別点検を実施する。したがって、新実用炉規則第113条第3項の申請書記載事項の除外規定におけるただし書の規定は適用していない。

- ・通常点検の方法及びその結果の詳細に関する説明書（別紙1）
- ・劣化点検の方法及びその結果の詳細に関する説明書（別紙2）

別紙 1

通常点検の方法及びその結果の詳細に関する説明書

1. 通常点検の方法及びその結果の詳細に関する説明

長期施設管理計画においては、通常点検を以下のとおり定義している。

・通常点検

「島根原子力発電所原子炉施設保安規定第106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。

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、新規制基準の施行による長期停止に伴い、第17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ではなく、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（2）2. の評価対象機器等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。

○第17保全サイクルの報告実績

- ・2024年12月 3日電原設第31号：定期事業者検査報告書（原子炉を起動するために必要な検査開始時）
- ・2025年 1月16日電原設第41号：定期事業者検査報告書（定期事業者検査終了時）
(原子炉等規制法改正前の規定に基づき、以下のとおり定期検査申請書等を提出
 - ・平成23年12月26日電原設第104号：定期検査申請書
 - ・平成26年 9月19日電原設第 27号：施設定期検査申請内容の変更について
 - ・平成28年 4月 8日電原設第 2号：施設定期検査申請内容の変更について
 - ・平成29年 4月20日電原設第 1号：施設定期検査申請内容の変更について
 - ・平成29年 5月16日電原設第 17号：施設定期検査申請内容の変更について)

劣化点検の方法及びその結果の詳細に関する説明書

1. 劣化点検の方法及びその結果の詳細に関する説明

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る。

島根原子力発電所2号炉の劣化点検については、コンクリート構造物点検及び監視試験を実施しており、コンクリート構造物点検については各項目1回の点検を、監視試験については、これまでに照射前の試験に加え2回（加速試験を含む。）の試験を実施した。

劣化点検の実施体制及び実施手順を以下に示す。

なお、実施手順及び実施体制については、至近に実施した劣化点検の実績を示す。

1.1 劣化点検の実施体制及び実施手順

劣化点検のうち、コンクリート構造物点検に関する業務は島根原子力発電所の保安活動と同様「島根原子力発電所原子炉施設保安規定」（以下、「保安規定」という。）第3条品質マネジメントシステム計画のもと、当社の品質マネジメントシステムに基づき以下のとおり適切に実施した。

なお、至近の監視試験は品質マネジメントシステム制定以前の1995年に実施している。

1.1.1 劣化点検を実施するための組織

島根原子力発電所保修部（土木）及び保修部（建築）は、コンクリート構造物点検を実施した。コンクリート構造物点検については、コンクリートの強度低下に対する技術評価のための中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応を確認する点検及び現状のコンクリートの強度を確認する試験を実施した。試験の実施にあたって、島根原子力発電所保修部（土木）及び保修部（建築）は調達先へコンクリート構造物点検の実施に係る役務の調達を行った。

島根原子力発電所技術課（組織改編前の体制であり、現在の体制においては「技術部（燃料技術）」が当該業務を実施している。以下同じ。）は、監視試験を実施するにあたり一般社団法人日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-1991）」（以下「JEAC4201-1991」という。）に基づき、監視試験片の取出し時期を設定した。

島根原子力発電所技術課は、監視試験を実施した。監視試験はJEAC4201-1991に基づき実施した。試験の実施にあたって、島根原子力発電所技術課は調達先へ監視試験の実施に係る役務の調達を行った。

1.1.2 劣化点検の方法

島根原子力発電所保修部（土木）及び保修部（建築）は、点検手順として、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 1152:2002、2011）」に基づき中性化深さの点検を、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 1154:2003）」に基づき塩分浸透の点検を、「安全研究成果報告運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究〔RREP-2018-1004、平成30年11月〕」に準じた実体顕微鏡観察に基づきアルカリ骨材反応の点検を、日本産業規格「コンクリートの圧縮強度試験方法（JIS A 1108:2006）」に基づき強度試験を実施することを調達上の要求事項として社内文書に定めた上で、調達先へコンクリート構造物点検の実施に係る役務の調達を行った。調達先は、調達文書の要求事項を満足するようコンクリート構造物点検を行った。

島根原子力発電所技術課は、監視試験の実施にあたり、JEAC4201-1991に基づき、試験等に要する期間を考慮した上で、点検計画として第2回監視試験片の取り出し時期を設定し、社内文書に定めた。

島根原子力発電所技術課は、調達先が点検手順としてJEAC4201-1991に基づき監視試験を実施することを調達先から提出される試験計画書にて確認したうえで、監視試験の実施に係る役務の調達を行った。調達先は、調達文書の要求事項を満足するよう監視試験を行った。

具体的なコンクリート構造物点検、監視試験の実施方法については、「2.2 劣化点検の個別の点検方法及び結果」において、それぞれ点検方法、実施時期及び点検結果をとりまとめている。

1.1.3 劣化点検に係る工程の管理に関する事項

「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。）、「実用発電用原子炉施設における高経年

化対策実施ガイド」、JEAC4201等に基づき、コンクリート構造物点検の結果を踏まえた経年劣化に関する技術的な評価を実施し、運転開始後30年の期間を満了する日から起算して1年前の日までに保安規定変更認可申請を行うべく、島根原子力発電所保修部（土木）及び保修部（建築）はコンクリート構造物点検についての工程管理を行った。

島根原子力発電所技術課にて計画した工程に従い、JEAC4201-1991等に基づいた監視試験の結果を踏まえた経年劣化に関する技術的な評価を遅滞なく実施するため、島根原子力発電所技術課は監視試験についての工程管理を行った。

1.1.4 劣化点検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

島根原子力発電所保修部（土木）及び保修部（建築）はコンクリート構造物点検の実施にあたり、保安規定第3条品質マネジメントシステム計画に従い、社内規程に定める調達物品等に係る要求事項に適合するよう調達管理を実施した。

島根原子力発電所技術課は監視試験の実施にあたり、社内規程に定める調達物等に係る要求事項に適合するよう調達管理を実施した。

1.1.5 劣化点検の記録の管理に関する事項

島根原子力発電所保修部（土木）、保修部（建築）及び島根原子力発電所技術課は、社内規程に基づきコンクリート構造物点検及び監視試験に係る文書・記録を管理している。

劣化点検に係る主な記録について表1に示す。

表1 劣化点検に係る主な記録の管理

名称	分類	主管箇所	保管期間
コンクリート構造物点検に関する委託記録	記録	保修部（土木） 及び 保修部（建築）	設備廃棄後5年
監視試験に関する委託記録	記録	技術部（燃料技術）	永久

1.1.6 劣化点検に係る教育訓練に関する事項

島根原子力発電所保修部（土木）、保修部（建築）及び島根原子力発電所技術課は、OJT等による教育訓練を実施している。それらを通じて、島根原子力発電所保修部（土木）及び保修部（建築）はコンクリート構造物点検の保全に係る業務を、島根原子力発電所技術課は監視試験に係る業務を、それぞれ実施する力量の維持向上を図っている。また、島根原子力発電所保修部（土木）、保修部（建築）及び島根原子力発電所技術課は、それを踏まえた力量管理を実施している。

島根原子力発電所保修部（土木）、保修部（建築）及び島根原子力発電所技術課は、調達先が役務を実施するに当たり十分な力量を有していることを確認したうえで調達を行った。コンクリート構造物点検における試験責任者の力量については、建築士（一級建築士又は構造設計一級建築士）、施工管理技士（1級土木施工管理技士、1級建築施工管理技士）、公益社団法人日本コンクリート工学会認定資格（コンクリート主任技士、コンクリート診断士）のうち、いずれかの資格を有する者としている。

1.1.7 劣化点検に係る測定機器の管理に関する事項

島根原子力発電所保修部（土木）及び保修部（建築）は、調達先がコンクリート構造物点検に必要となる測定機器の管理を実施していることを委託要領書により確認した。

島根原子力発電所技術課は、調達先が監視試験に必要となる測定機器の管理を実施していることを試験機の検査記録により確認した。

2. 劣化点検の個別の点検方法及び結果

劣化点検の点検方法、実施時期及び点検結果等の詳細を別紙に示す。

- ・コンクリート構造物点検（別紙2-1）

- ・監視試験（別紙2-2）

別紙2-1

劣化点検（コンクリート構造物点検）

コンクリートの強度低下に対する技術評価のための中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応を確認する点検方法及び現状のコンクリート強度を確認する試験の点検方法及びその結果等の詳細を示す。

1. 対象構造物

- ・コンクリート構造物（原子炉建物、タービン建物、制御室建物、1号機取水槽北側壁）

2. 実施体制

「島根原子力発電所原子炉施設保安規定」第3条品質マネジメントシステム計画及び第106条施設管理計画に従い、施設管理計画に基づく「7. 2 設計および工事の計画の策定」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を策定し、その計画に従って点検を実施した。

3. 点検方法

点検方法は、コンクリートの強度低下に対し、点検項目ごとに以下のとおりである。

(1) 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 1152:2002、2011）」に基づき測定を実施した。

(2) 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 1154:2003）」に基づき試験を実施した。

(3) アルカリ骨材反応

「安全研究成果報告運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究〔RREP-2018-1004、平成30年11月〕」に準じた実体顕微鏡観察を実施した。

(4) 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 1108:2006）」に基づき試験を実

施した。

4. 実施時期

2011 年、2013 年、2016 年、2017 年及び 2023 年に実施した。

5. 点検結果（実施時期含む。）

点検結果（実施時期を含む。）を表 1 から表 4 に示す。

表1 コンクリートの中性化深さの点検結果

評価点		中性化深さ (cm) ※	実施時期
屋内	原子炉建物 3 階内壁	0.65	2016 年
	タービン建物 3 階内壁	0.36	2016 年
	制御室建物 1 階内壁	0.00	2013 年
屋外	1 号機取水槽 北側壁 気中帶	3.05	2011 年

※：測定点近傍の3箇所の平均値

表2 コンクリートの塩分浸透の点検結果

対象の コンクリート構造物	表面からの深さ (mm)	平均塩化物イオン量 (kg/m ³) ※		
		気中帶	干満帶	海中帶
1号機取水槽 北側壁	0~10	5.18	6.41	4.15
	10~20	5.27	4.18	5.90
	20~30	6.35	2.05	3.87
	30~40	6.82	1.20	2.87
	40~50	6.01	0.85	1.90
	50~60	4.58	0.54	1.36
	60~70	3.14	0.41	0.92
	70~80	2.21	0.27	0.66
	80~90	1.57	0.22	0.64
	90~100	1.02	0.17	0.32
	100~120	0.52	0.26	0.21
	120~140	0.28	0.10	0.08
	140~160	0.19	0.07	0.04
実施時期		2011年	2011年	2011年

※：1号機取水槽におけるコアサンプル3本の平均値

表3 コンクリートのアルカリ骨材反応の点検結果

対象構造物	点検結果		実施時期
制御室建物	実体顕微鏡観察	反応性なし	2023年
1号機取水槽北側壁	実体顕微鏡観察	反応性なし	2023年
漂流防止装置基礎 (荷揚護岸)	実体顕微鏡観察	反応性なし	2023年

表4 コンクリートの圧縮強度試験結果

代表構造物	部位	平均圧縮強度 (N/mm ²)	実施時期
原子炉建物	壁面	37.4 ^{※1}	2016年～2017年
タービン建物	タービン発電機架台	45.5 ^{※2}	2016年
	壁面	33.9 ^{※3}	2016年～2017年
制御室建物	壁面	30.1 ^{※4}	2013年
1号機取水槽北側壁	干満帯 ^{※5} 壁面	27.4 ^{※2}	2011年

※1：10箇所（1箇所あたりコアサンプル3本）の平均値

※2：1箇所（1箇所あたりコアサンプル3本）の平均値

※3：6箇所（1箇所あたりコアサンプル3本）の平均値

※4：2箇所（1箇所あたりコアサンプル3本）の平均値

※5：気中帯、干満帯及び海中帯のうち最も低い平均圧縮強度となる箇所を選定

別紙2-2

劣化点検（監視試験）

原子炉圧力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の点検方法及びその結果等の詳細を示す。技術評価においては、照射前の試験から第2回監視試験の結果を使用していることから、第2回の結果に加えて照射前試験から第1回監視試験（加速試験）の結果についても記載した。

1. 対象機器

- ・原子炉圧力容器

2. 実施体制

点検の具体的な方法、実施時期等を定めた計画を策定し、その計画に従って点検を実施した。

3. 点検方法

JEAC4201-1991に基づき、シャルピー衝撃試験を実施し、関連温度及び上部棚吸収エネルギーを求めた。その後、島根原子力発電所2号炉高経年化技術評価書において、一般社団法人日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007 [2013追補版]）」に基づき、技術評価を実施した。

なお、沸騰水型原子炉（BWR-5）である島根2号炉は加圧熱衝撃（PTS）により原子炉圧力容器が損傷するおそれはないため、破壊非性試験を実施していない。

4. 実施時期

1995年に原子炉圧力容器内に装荷されている試験片を取り出し、第2回監視試験を実施した。

また、第1回の監視試験として、1992年に原子炉圧力容器内に装荷されている試験片を取り出し、試験を実施した。なお、初回の監視試験は、運転開始日（1989年2月10日）よりも前に試験を実施した。

5. 点検結果

監視試験結果を表1に示す。

表1 監視試験結果

監視 試験	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{17}$ n/cm ² , E > 1 MeV)	T _{r30} (°C) ^{※3}			上部棚吸収エネルギー (J)		
			母材	溶接 金属	熱影 響部	母材	溶接 金属	熱影 響部
関連温度 初期値	—	0	-61	-58	-95	212	207	219
第1回 (加速)	1992年 9月	10.6 (約 22EFPY ^{※1, 2})	-64	-64	-79	228	210	211
第2回 (炉壁1)	1995年 5月	2.6 (約 5.5EFPY ^{※1})	-72	-66	-98	227	209	223

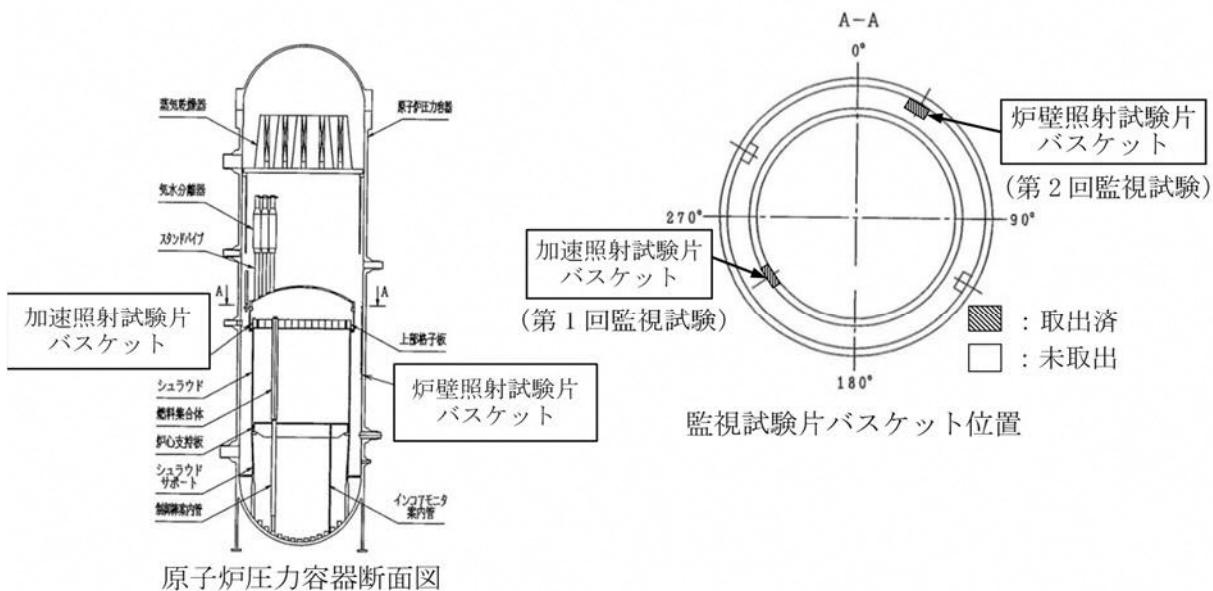
※1: 監視試験片位置の中性子束から、設備利用率100%として原子炉圧力容器内表面に換算した場合のEFPY

EFPYとは、定格負荷相当年数であり、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数を示す。

※2: PLM30の評価条件（2018年7月1日に運転再開し、設備利用率を90%と仮定）に当てはめると、22EFPYは運転開始後約33年に相当する。（なお、長期停止するまでの実績は19.1EFPYであることから、運転再開後約3年に相当する。）

※3: シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが41Jとなる温度。関連温度はT_{r30}の移行量と関連温度初期値（母材：-40°C、溶接金属：-53°C、熱影響部：-40°C）から算出する。

(参考: 監視試験片位置図)



(2) 技術的な評価の方法及びその結果の詳細に関する説明書

本資料は、経年劣化に関する技術的な評価（技術評価）の方法及びその結果の詳細を説明するものである。

1. 評価期間

「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。）の運転が見込まれる期間として、令和6年4月24日原規規発第2404241号にて認可された「島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書」添付2の「島根原子力発電所2号炉高経年化技術評価書」（以下、「PLM30」という。）における評価期間を考慮して、運転開始日（1989年2月10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・構造物の抽出にあたっては、系統図（P&ID）、設計及び工事の計画の認可申請書、展開接続図（ECWD）等を基に抽出した。なお、選定された評価対象機器等には、「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）（以下、「改正規則」という。）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項に規定される特定共用施設としてコンクリート構造物である制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室が含まれている。

その結果、PLM30の評価対象機器等が抽出され、その他に新たな評価対象機器等がないことを確認した。

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えを前提としている

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、また、設計時に機器の耐用期間内に計画的に取り替えることを前提としている部品等であって、その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程により定められているものは定期取替品として、それぞれ評価対象機器等から除外した。

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「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。）に定める基準に適合する見込みに基づき、表2-1に示す新規制基準以降の設計及び工事の計画の認可申請及び届出の手続したものすべてを対象とし、長期施設管理計画の始期までに供用を開始する見込みのない機器・構造物については評価対象機器等から除外する。なお、表2-1の供用の状態欄及び備考欄に示すとおり、抽出された設備については、すべてPLM30で考慮済み又は2025年6月6日までに供用開始見込みがないことを確認した。

また、技術評価においては、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いて適用される原子炉等規制法等、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項もしくは第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。）の手続きがなされていることを表2-1に示すとおり確認した。

表 2-1 設計及び工事の計画の認可（届出含む。）申請手続の確認結果

内容	認可番号	技術評価への影響有無※1	供用の状態※2	備考
230V系蓄電池及びB-115V系蓄電池の設備更新	原管B発第1306064号	有	○	全交流電源喪失に対する非常用直流電源の強化を目的に設備更新を実施するものだが、PLM30において申請内容を反映して評価実施済みであるため反映不要。
原子炉補機海水ポンプの長尺化	原管B発第1306065号	有	○	津波対策（引き波対策）として、ポンプ全長を延長するものだが、PLM30において申請内容を反映して評価実施済みであるため反映不要。
排気筒の耐震裕度向上	届出 (2013年5月30日届出、2013年6月14日補正)	有	○	耐震上の裕度向上を目的として、排気筒を制震装置付の構造に変更するものだが、PLM30において届出内容を反映して評価実施済みであるため反映不要。
新規制基準対応	原規規発第2308301号	有	○	新規制基準適合性に係る一括申請※3だが、PLM30において申請内容を反映して評価実施済みであるため反映不要。
蒸気タービンの改造	届出 (2015年2月25日届出、2015年3月24日補正)	有	○	低圧タービンの応力腐食割れ対策及び高圧タービンの改造を実施するものだが、PLM30において届出内容を反映して評価実施済みであるため反映不要。
濃縮廃液等の固化処理に使用するドラム詰装置をプラスチック固化式からセメント固化式に変更	原規規発第2405101号	有	×	2026年度工事完了予定であり、2025年6月6日以降に供用開始予定のため、今回申請への反映不要。
既認可済みの設計及び工事の計画の一部記載の適正化	届出 (2024年4月10日届出) (2024年8月28日届出)	無	—	原規規発第2308301号にて認可された設計及び工事の計画の一部記載の適正化を実施したのみであるため、技術評価の内容に変更は生じないことを確認した。

※1：技術評価に影響を与える（「評価対象機器の追加・撤去」又は「使用材料、使用環境、評価条件の変更」）申請内容か。

※2：2025年6月6日時点で供用開始される予定であるか。（○：供用済み、△：供用見込みあり、×：供用見込みなし、—：評価対象機器の追加・撤去に該当しない）

※3：認可時点（2023年8月30日）までのバックフィット案件（高エネルギーアーク損傷対策、火災感知器の設置要件の明確化に係る対応等）を含む。

3. 技術評価の実施体制

技術評価の実施にあたって、「島根原子力発電所原子炉施設保安規定」（以下、「保安規定」という。）第3条品質マネジメントシステム計画に従い、社内規程により実施体制を構築し、実施手順を確立した。

3. 1 技術評価を実施するための組織

保安規定第3条品質マネジメントシステム計画に従い、社内規程で定めた「長期施設管理計画の作成計画書」により評価の実施体制を構築している。

長期施設管理計画（技術評価含む。）作成に係る体制を図3-1に示す。

電源事業本部（原子力設備）では、発電所が実施する技術評価に関する実施計画、実施手順の策定、最新知見などの情報提供を行うとともに、評価結果の方法・結果の確認等、長期施設管理計画全体のとりまとめ等の全体調整を行った。

発電所では、保修部（保修技術）が運転経験、最新知見の調査・分析等を行い、技術評価のとりまとめを行った。なお、策定した実施手順に基づく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」に示す。

保修部（土木）及び保修部（建築）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。

技術部（燃料技術）は、監視試験の実施結果に基づく原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する技術評価を行った。

また、技術評価は、その他の各設備主管箇所及び社内関係箇所と協力して技術評価を実施した。

3. 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。）及び一般社団法人日本原子力学会「日本原子力学会標準 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「長期施設管理計画の作成計画書」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、「5. 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にとりまとめている。

3. 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申請を行うべく工程管理を実施した。

具体的には、図3-2に示すように、2024年6月18日に長期施設管理計画の作成計画書を策定し、作成計画書に基づき、長期施設管理計画の作成を開始した。2024年7月18日に技術評価に関する妥当性確認及び作成プロセスの確認を完了した。

その後、審査結果や特別点検に係る今後の方針等を反映した長期施設管理計画の一部補正について、2025年4月25日に作成プロセスの確認を完了した。

3. 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

保安規定第3条品質マネジメントシステム計画に従い、社内規程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、株式会社原子力エンジニアリングに国内外運転経験の整理等を委託した。

3. 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、保管期間及び所管箇所は社内規程に定めている。

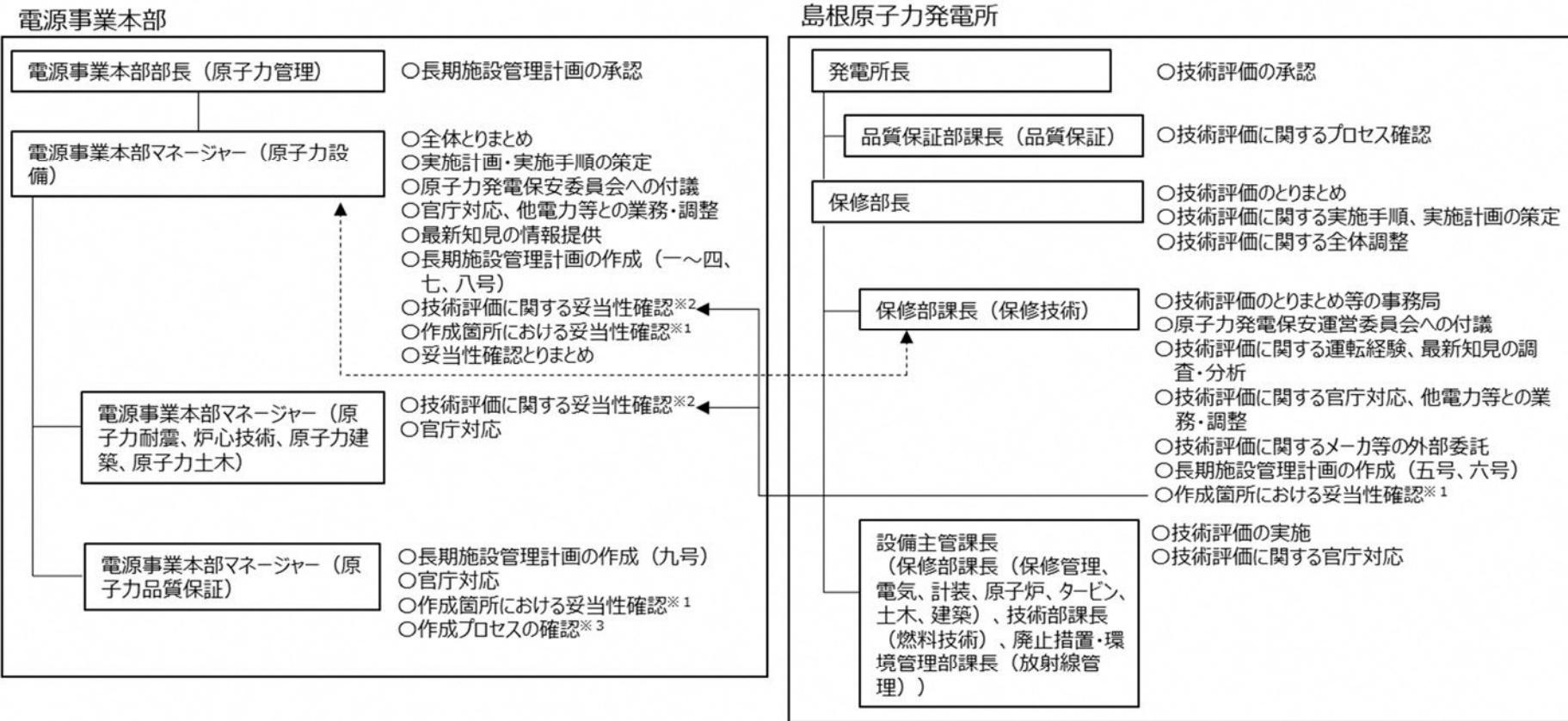
長期施設管理計画（技術評価を含む。）の主な記録の管理について表3-1に示す。

表3-1 長期施設管理計画（技術評価を含む。）の記録の管理

文書・記録の名称	保管期間	所管箇所
長期施設管理計画の作成計画書	原子炉ごとに廃止措置が終了し、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	
長期施設管理計画		電源事業本部 (原子力設備)
長期施設管理計画書妥当性確認 チェックシート		

3. 6 技術評価に係る教育訓練に関する事項

社内規程に基づき、技術評価を実施する力量を設定し、力量管理を実施するとともに、育成計画を定めて長期施設管理計画作成時のOJT等により資質向上を図っている。



原子力発電保安委員会

電源事業本部部長（原子力管理）を委員長とし、発電所長、各電源事業本部部長、各電源事業本部マネージャー等から構成され、原子炉施設の保安に関する重要事項について、審議し、確認する。

※1：長期施設管理計画の作成箇所は、作成した長期施設管理計画の記載内容等の妥当性確認を実施する。

※2：長期施設管理計画のうち、技術評価に関する内容について、技術評価の方法・結果の妥当性確認を実施する。

※3：上記※1、2の妥当性確認について、規定した手順に基づき実施されていることを確認する。

原子力発電保安運営委員会

発電所長を委員長とし、発電所副所長、各主任技術者、各部長等から構成され、原子炉施設の保安運営に関する事項を審議し、確認する。

図3-1 長期施設管理計画（技術評価含む。）作成に係る実施体制

項目	年月	2024										2025			
		3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4
PLM30 及び長期施設管理計画の申請・認可等		▼補正 (3/29) (PLM30)	▼認可 (4/24) (PLM30)			▼申請 (7/30) (長期施設管理計)									
作成手順書及び作成計画書の制定					▼制定 (6/18)										
長期施設管理計画（技術評価を含む。）の作成及び確認						▼完了 (7/18)									▼完了 (4/25)
技術評価に関する妥当性確認						▼完了 (7/18)						▼完了 (4/25)			
作成プロセスの確認						▼完了 (7/18)									▼完了 (4/25)
原子力発電保安運営委員会（審議）						▼付議 (7/19)									▼完了 (4/28)
原子力発電保安委員会（審議）						▼付議 (7/23)									▼完了 (4/28)

図3-2 長期施設管理計画作成の実施工程

4. 技術評価の実施年月日

2025年4月25日

5. 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あたり、技術評価フローを図5-1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。

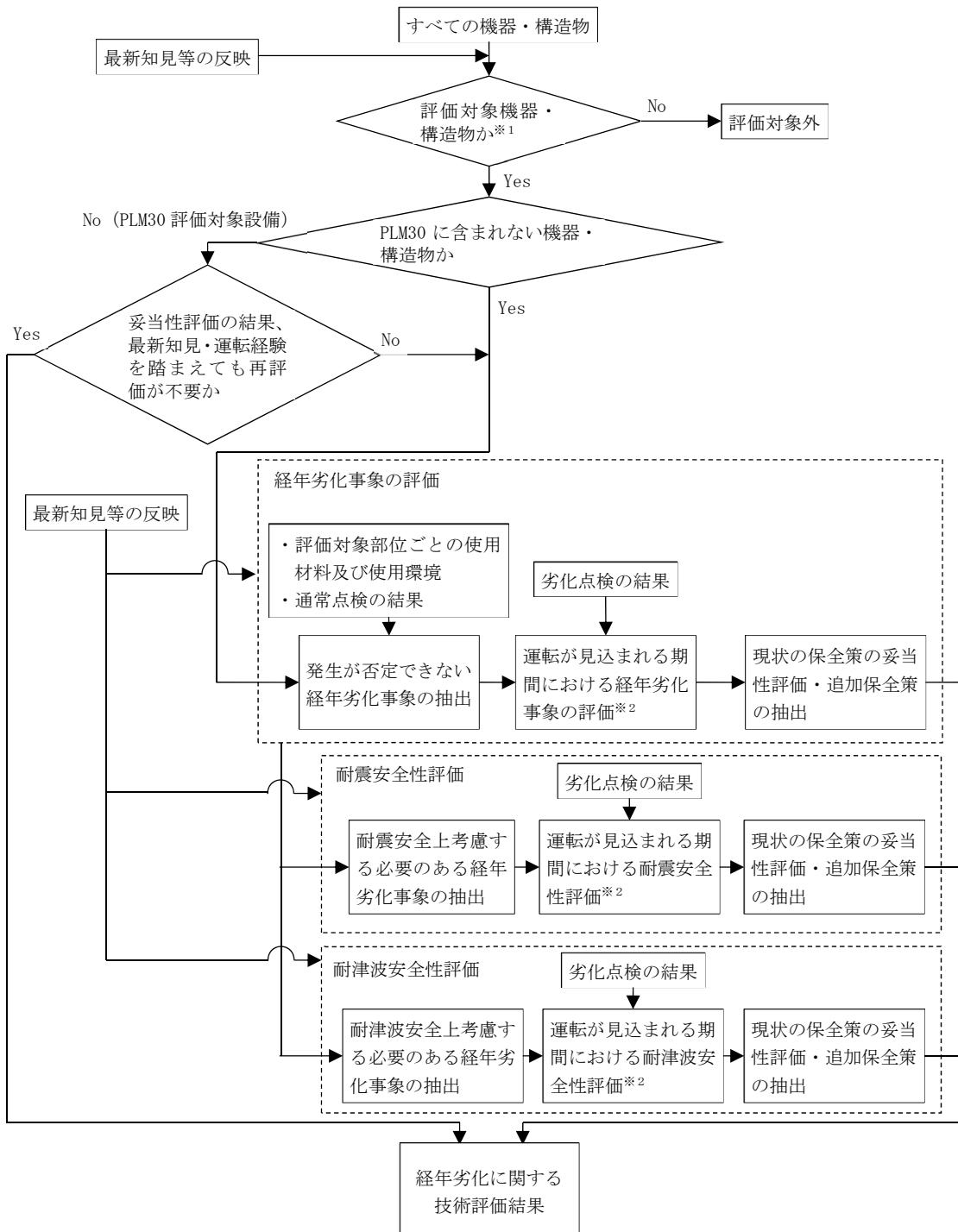
なお、本技術評価は、改正法附則第4条第1項の規定に基づき、改正法の本格施行（2025年6月6日）までの経過措置期間中に、現行制度^{※1, 2}のもとで経年劣化に関する技術的内容について原子力規制委員会により既に確認を受けた期間を超えない期間における長期施設管理計画を作成するものである。

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経年劣化に関する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PLM30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PLM30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PLM30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、PLM30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。

- ・重要度分類審査指針で定義されるクラス1、2及び3の機能を有する構造物、系統及び機器
- ・実用炉規則別表第二において規定される浸水防護施設に属する機器及び構造物
- ・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：停止状態の維持を前提とした場合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する（停止状態の維持を前提とした評価）。

図5-1 技術評価フロー

5. 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5-1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5-1に示すとおり抽出した。

抽出した事項について、「7. 国内外の新たな運転経験及び最新知見の反映」に示す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、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 5-1 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、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の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 Ss 及び弹性設計用地震動 Sd を含む。）
⑨	・現状の施設管理（劣化監視を含む。）
耐津波安全性評価	
⑩	・耐津波安全上考慮する必要の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
⑪	・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。）
⑫	・現状の施設管理（劣化監視を含む。）

No.	長期施設管理計画の技術評価に必要な事項
その他	
⑬	・地震、津波その他の自然現象により受けた影響の考慮
⑭	・最新の科学的及び技術的知見等の反映

5. 2 機器・構造物のグループ化及び代表機器の選定

技術評価にあたっては、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、タービン設備、コンクリート及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備に分類（カテゴリ化）し機種ごとに評価した。

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」の「経年劣化メカニズムまとめ表」等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。

5. 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

5. 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）「経年劣化メカニズムまとめ表に基づく経年劣化管理」の「経年劣化メカニズムまとめ表」等を参考に、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5-2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※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、定めた点検計画に従って点検を実施している。

※：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難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：今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

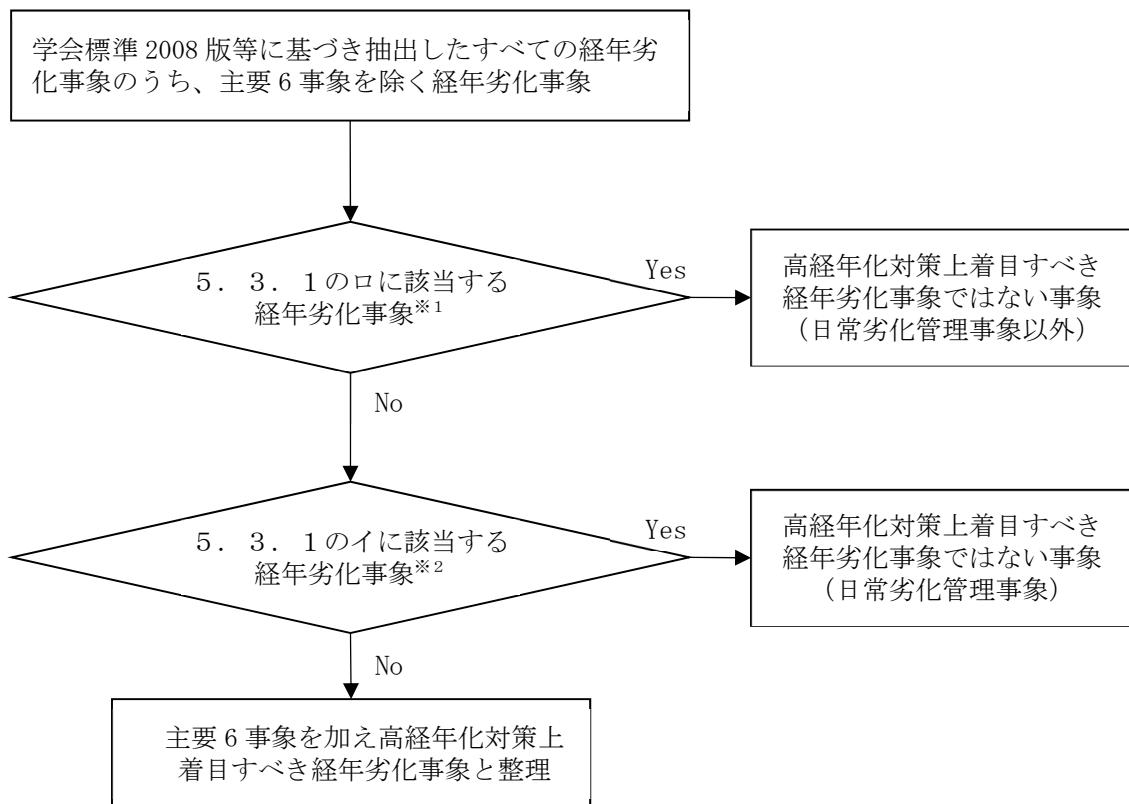
5. 3. 2 機器・構造物ごとに発生が否定できない経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出の結果

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

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、原子炉再循環系配管の高サイクル熱疲労割れ等が、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、熱交換器胴等の腐食（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：口に該当するが保全活動によりその傾向が維持できていることを確認しているものを含む。

図 5-2 経年劣化事象の分類

5. 4 経年劣化事象の評価の実施手順

「5. 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、「5. 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。

5. 4. 1 健全性評価

機器・構造物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。

5. 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・取替え等の現状の保全策の内容について整理する。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・取替え等の現状の保全策の内容が、技術評価実施時点において、施設管理計画に従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。なお、新規制基準適合に向けて新たに設置した機器等で、技術評価実施時点で点検計画未策定の機器については、策定中の点検計画の内容を対象とする。

5. 4. 3 総合的な評価

「5. 4. 1 健全性評価」及び「5. 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とれた点検等が、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。

5. 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、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。

5. 5 耐震安全性評価の実施手順

「5. 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・構造物ごとに耐震安全性評価を実施する。

5. 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。

5. 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

「5. 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。

5. 5. 3 経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価

「5. 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、評価用地震力は一般社団法人日本電気協会「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等に応じて表5-2のとおり選定し、それを用いる。

- ① 機器・構造物の耐震クラス
- ② 機器・構造物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5-2 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

耐震重要度等	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 クラス設備に適用される静的地震力のいずれか大きい方
常設重大事故等対処設備	S_s 地震力
B クラス	B クラスの機器に適用される静的地震力 ^{※3、※4}
C クラス	C クラスの機器に適用される静的地震力 ^{※4}

※1：令和 3 年 9 月 15 日付け原規規発第 2109152 号にて設置変更許可を受けた基準地震動（「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）」に基づき策定した、震源を特定して策定する地震動のうち、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 -D）及び断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価結果による基準地震動（ S_s -F1、F2）並びに震源を特定せず策定する基準地震動（ S_s -N1、N2））

※2：令和 3 年 9 月 15 日付け原規規発第 2109152 号にて設置変更許可を受けた弾性設計用地震動（弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s との応答スペクトルの比率が目安として 0.5 を下回らないよう基準地震動 S_s に係数 0.5 を乗じて設定している。さらに、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」における基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮した地震動も弾性設計用地震動 S_d として設定している。）

※3：支持構造物の振動と共振のあるものについては、弾性設計用地震動 S_d による地震力の 1/2 についても考慮する。

※4：S クラス設備又は常設重大事故等対処設備へ波及的影響を及ぼす可能性のある B クラス設備及び C クラス設備並びに溢水源としない B、C クラス設備の設計用地震力は S_s 地震力を適用する。

5. 5. 4 現状の施設管理に関する評価

「5. 4. 2 現状の施設管理に関する評価」にて抽出及び評価済みの保全を前提に、「5. 5. 3 経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価」の評価結果を踏まえ、耐震安全性の観点で現状の施設管理の内容を評価する。

5. 5. 5 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、耐震安全性の観点から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。

5. 6 耐津波安全性評価の実施手順

「5. 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・構造物ごとに耐津波安全性評価を実施する。

5. 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。

5. 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

「5. 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。

5. 6. 3 経年劣化事象を考慮した耐津波安全性評価

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

なお、評価には、長期施設管理計画の始期に適用される技術基準規則への適合の確認に用いる基準津波である令和3年9月15日原規規発第2109152号にて設置変更許可を受けた基準津波を用いる。

5. 6. 4 現状の施設管理に関する評価

「5. 4. 2 現状の施設管理に関する評価」にて抽出及び評価済みの保全を前提に、「5. 6. 3 経年劣化事象を考慮した耐津波安全性評価」の評価結果を踏まえ、耐津波安全性の観点で現状の施設管理の内容を評価する。

5. 6. 5 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、耐津波安全性の観点から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。

5. 7 停止状態の維持を前提とした評価の実施手順

「5. 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「5. 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。

5. 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。

5. 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

「5. 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。

5. 7. 3 停止状態を踏まえた再評価

「5. 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、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は抽出されなかつたことから、停止状態を踏まえた経年劣化事象に対する技術評価の結果、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。

6. 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、発電所構内で弾性設計用地震動(Sd)の加速度レベルに余裕をもたせた値として設定している保安規定第27条に記載の原子炉自動停止設定値より大きな地震を観測した実績はなく、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、発電所構内で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、敷地周辺において、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・土石流も発生していない。

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。

6. 1 地震、津波その他の自然現象により受けた影響の確認方法

技術評価に関する事項のうち、地震、津波その他の自然現象により受けた影響については、保安規定に基づく、地震、津波その他自然現象発生時における対応を社内規定文書に定めており、定められた自然現象ごとの対応実績を基に個別に確認している。

6. 1. 1 地震

発電所構内における地震の実績を確認した結果、原子炉自動スクラム設定値^{※1}を超える地震はなかつた。

※1：令和3年9月15日原規規発第2109152号にて設置変更許可を受けた弾性設計用地震動 (Sd) の加速度レベルに余裕をもたせた値として設定
(水平方向)
・原子炉建物地下2階床：140 (Gal)

・原子炉建物3階床 : 350 (Gal)

(鉛直方向)

・原子炉建物地下2階床 : 70 (Gal)

6. 1. 2 津波

発電所構内における潮位の実績を確認した結果、EL. +11.9 (m) ^{※2}を超える津波はなかった。

※2 : 令和3年9月15日原規規発第2109152号にて設置変更許可を受けた基準津波の施設護岸及び防波壁における最高水位

6. 1. 3 龍巻

発電所構内における龍巻の実績を確認した結果、風速92 (m/s) ^{※3}を超えるものを含め龍巻はなかった。

※3 : 令和3年9月15日原規規発第2109152号にて設置変更許可を受けた設計龍巻の最大風速

6. 1. 4 風 (台風)

発電所構内における風 (台風) の実績を確認した結果、風速30 (m/s) ^{※4}を超える風 (台風) はなかった。

※4 : 令和3年9月15日原規規発第2109152号にて設置変更許可を受けた建築基準法施行令に基づく基準風速。

6. 1. 5 火山活動

発電所構内における降下火砕物の実績を確認した結果、層厚56 (cm) ^{※5}を超える降下火砕物はなかった。

※5 : 令和3年9月15日原規規発第2109152号にて設置変更許可を受けた発電所の安全機能に影響を及ぼし得る降下火砕物の最大層厚

6. 1. 6 積雪

発電所構内における積雪の実績を確認した結果、100 (cm) ^{※6}を超える垂直積雪はな

かつた。

※6：令和3年9月15日原規規発第2109152号にて設置変更許可を受けた設計基準積雪量。松江市建築基準法施行細則における松江市鹿島町（発電所の安全施設が設置されている地盤レベル）の設計積雪量は70（cm）～85（cm）、発電所周辺で観測された最大の月最深積雪は100（cm）であり、この観測記録を考慮した積雪量

6. 1. 7 高潮

発電所構内における潮位の実績を確認した結果、EL. +1.36（m）※7を超える高潮はなかつた。

※7：令和3年9月15日原規規発第2109152号にて設置変更許可を受けた潮位。1995年～2019年における発電所構内（輪谷湾）の最高潮位（EL. +1.12（m））より保守的な潮位

6. 1. 8 森林火災

発電所構内における森林火災の実績を確認した結果、該当するものはなかつた。

6. 1. 9 地滑り・土石流

発電所構内における地滑りの実績を確認した結果、該当するものはなかつた。

7. 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並びに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。

7. 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

社内で実施している未然防止処置検討会等の結果を活用することとし、2023年4月※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。

※：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運転経験を抽出する。

- ・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（通達）、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（NUREG等）
- ・社内外の組織（国内外のプラントメーカー等）の入手情報
- ・プラントの運用変更・改造工事情報
- ・設計及び工事の計画の変更認可申請及び届出
- ・保全の有効性評価に関する情報

7. 2 国内外の原子力プラントの最新知見等の調査結果

「7. 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7-1のフローに従って選定した結果、技術評価に反映するものはないことを確認した。

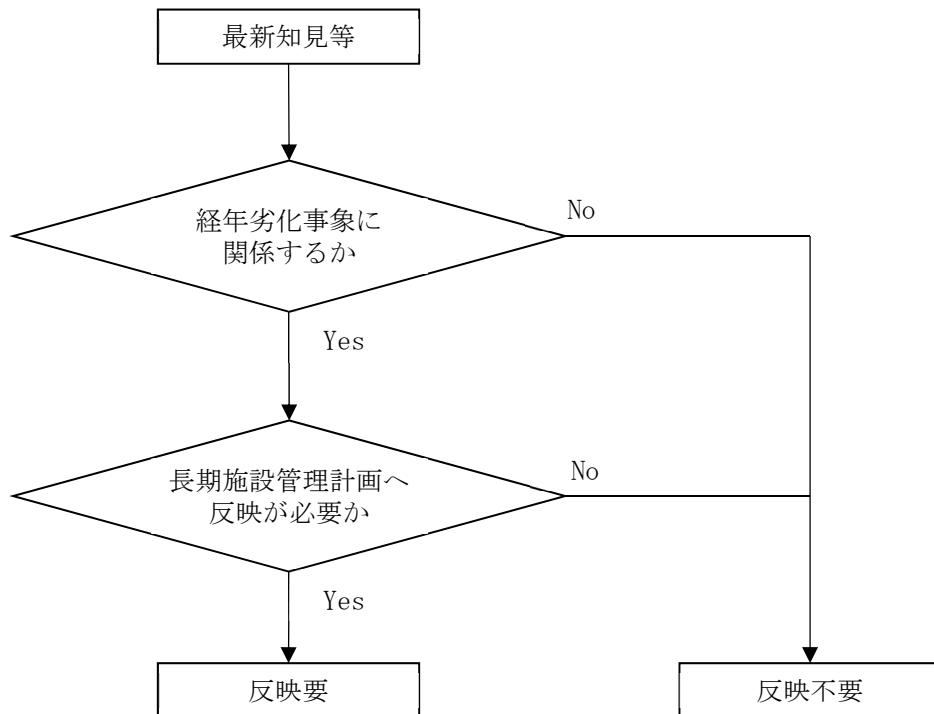


図 7-1 長期施設管理計画への反映が必要な最新知見等の抽出フロー

7. 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、(1) 別紙1 1. 通常点検の方法及びその結果の詳細に関する説明において、劣化点検については、本文「ハ(3) 10.3 中性子照射脆化」及び本文「ハ(3) 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。

7. 4 PLM30の有効性評価

PLM30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、別紙1 2. の妥当性評価の結果より、長期施設管理計画の作成にあ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、PLM30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、第17保全サイクルにおける保全の有効性評価を確認した結果、施設管理計画に基づく点検において、健全性評価の見直しが必要となる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PLM30の技術評価は有効であると判断した。

なお、PLM30の結果として抽出した追加保全策4件については、保安規定「添付8 長期施設管理方針（第106条の6関連）」に従い実施する。以下に、長期施設管理方針と島根原子力発電所2号炉の長期施設管理方針の始期である2024年4月25日から「四 長期施設管理計画の期間」に定める長期施設管理計画の始期である2025年6月6日を経過する日までの期間（以下、「長期施設管理方針の適用期間」という。）に実施する措置を示す。当該長期施設管理方針について、長期施設管理計画の始期である2025年6月6日以降においては、長期施設管理方針の適用期間中に完了したものを受け長期施設管理計画に基づき追加保全策として実施する。

（1）難燃PNケーブルの絶縁低下

a. 長期施設管理方針

事故時雰囲気内で機能要求される原子炉格納容器内の難燃PNケーブルの絶縁特性低下については、長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前までに同仕様の難燃PNケーブルに取替を実施する。

b. 長期施設管理方針の適用期間に実施する措置

運転開始から37年を経過する前に対象の難燃PNケーブルの取替えを行うこととしており、2022年11月から2024年7月に取替えを実施した。これにより、有意な絶縁低下に至る時期は運転開始後60年以降となる。

（2）原子力圧力容器等の疲労割れ

a. 長期施設管理方針

原子炉圧力容器等※の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

※：疲れ累積係数による低サイクル疲労の評価を実施した全ての機器

b. 長期施設管理方針の適用期間に実施する措置

プラント運転実績を継続的に把握する。

(3) 原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化

a. 長期施設管理方針

原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第3回監視試験の実施計画を策定する。

b. 長期施設管理方針の適用期間に実施する措置

今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して次回運転サイクルにおける監視試験実施要否を判断し計画を策定する。

(4) 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）

a. 長期施設管理方針

肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管^{※1}の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の肉厚測定の結果、運転開始後40年時点までに耐震管理厚さ^{※2}を下回るおそれがある場合は、配管取替等^{※3}を実施する。また、最新の実測データを用いた60年目の想定厚さにて耐震安全性評価を再度実施する。

※1：給水系、復水系、原子炉ベントドレン系、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系、タービングランド蒸気系、補助蒸気系、主蒸気系、タービンバイパス系

※2：耐震管理厚さ＝min（40年目の想定厚さ、公称板厚の80%の厚さ）

※3：配管取替又は内面肉盛溶接による補修

b. 長期施設管理方針の適用期間に実施する措置

炭素鋼配管の肉厚測定を計画的に実施し、配管減肉を管理する。

8. 技術評価の結果

技術評価の結果の詳細に関する説明については、最新知見、運転経験を踏まえて実施した妥当性評価の結果を長期施設管理計画に係る妥当性評価の結果として別紙1に取りまとめた。また、妥当性評価の結果に基づき使用することとしたPLM30の技術的内容を長期施設管理計画に係る

技術評価書（30年目の高経年化技術評価書）として別紙2にとりまとめた。

- ・長期施設管理計画に係る妥当性評価の結果（別紙1）
- ・長期施設管理計画に係る技術評価書（30年目の高経年化技術評価書）（別紙2）

長期施設管理計画に係る
妥当性評価の結果

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、令和6年4月24日原規規発第2404241号にて認可を受けた「島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書」添付2の島根原子力発電所2号炉高経年化技術評価書（以下、「PLM30」という。）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。

本文「ハ（3）図7-1 技術評価フロー」、「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。）及び「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。）を基に、長期施設管理計画の技術評価に必要な事項を抽出し、抽出した事項について、本文「ハ（3）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した。

2. 妥当性評価の結果

技術評価に関する評価結果として、PLM30を使用することについての妥当性評価を行った結果、表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。

低サイクル疲労については、PLM30では実績に基づく過渡回数に対して再稼働時期を実際よりも早めに設定し、今後の運転想定期間を長く見積もることで運転開始後60年時点の推定過渡回数に裕度（年平均過渡回数に対して1.3倍程度）を考慮した評価を実施していたが、妥当性評価の結果、今後の運転状況の不確実性の観点から更なる保守性を考慮し、年平均過渡回数に対して1.5倍の裕度を考慮した推定過渡回数を用いた評価を行うこととする。

その他の劣化事象については、表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あ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は変更はない。 ・新たに追加すべき評価対象機器はない。
③	・使用材料、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・停止時等の過渡時の温度・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は変更はない。
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は変更はない。
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。 ・低サイクル疲労等の評価に用いた推定過渡回数については、再稼働時期を実際よりも早めに設定し、今後の運転想定期間を長く見積もることで裕度を考慮した評価を実施していたが、今後の運転状況の不確実性の観点から更なる保守性を考慮し、年平均過渡回数に対して1.5倍の裕度を考慮した推定過渡回数による評価を行う。 ・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の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の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は変更はない。
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 Ss 及び弾性設計用地震動 Sd 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。
⑨	・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。

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
耐津波安全性評価		
⑩	・耐津波安全上考慮する必要の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の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は変更はない。
⑪	・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。）	・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。
⑫	・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。
その他		
⑬	・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はない。
⑭	・最新の科学的及び技術的知見等の反映	・本文「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。

※：定格負荷相当年数のことで、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数

健全性評価、耐震安全性評価及び耐津波安全性評価の妥当性評価結果を表 2～表 10 に示す。

また、表 2～表 10 で用いた略語を表 11 に示す。

表2 低サイクル疲労の妥当性評価結果

項目	PLM30 の内容	確認結果
評価対象	低サイクル疲労の評価対象機器・部位については、学会標準に基づき、プラントの起動・停止時等の過渡時に温度、圧力及び流量変化の影響を受ける機器及び部位として、原子炉圧力容器等を抽出している。	学会標準については、改定されているが、低サイクル疲労の評価対象の抽出の考え方方に変更はない。 また、プラントの起動・停止時等の過渡時の温度、圧力及び流量変化に変更はない。
評価の方法	①低サイクル疲労が想定される評価対象機器・部位に対して、疲労評価の具体的な方法が規定されている設計・建設規格に基づき、部位に作用する荷重を考慮した応力、運転開始後 60 年時点での推定過渡回数を用いて、疲れ累積係数を算出している。	設計・建設規格については、改定されているが、技術基準規則で参照されている年版を使用していることから、評価手法の変更はない。
	②接液部に対しては、環境疲労評価手法により、環境効果補正係数を算出し、①で求めた疲れ累積係数に環境疲労係数を掛け合わせ接液環境を考慮した疲れ累積係数を算出している。	環境疲労評価手法については、2009 年版以降の改定はない。
	③①②で求めた疲れ累積係数が 1 を下回ることを確認し、判定基準を満足することを確認している。	評価に用いている判定基準は、審査基準表 2 の判定基準と差異のないことを確認した。
評価の条件	運転開始後 60 年時点の推定過渡回数は、実績過渡回数に加え、長期停止期間中の 2015 年 8 月 1 日から運転開始後 60 年時点までの期間を想定運転期間とし、余裕をもたせて算出している。	再稼働時期を実際よりも早めに設定し、今後の運転想定期間を長く見積もることで裕度を考慮した評価を実施していたが、今後の運転状況の不確実性の観点から更なる保守性を考慮し、年平均過渡回数に対して 1.5 倍の裕度を考慮した推定過渡回数による評価を行う。
現状の施設管理	通常点検として定期的に非破壊検査等により有意な欠陥がないことを確認している。	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。

表 3 中性子照射脆化の妥当性評価結果

項目	PLM30 の内容	確認結果
評価対象	中性子照射脆化の評価対象機器・部位については、JEAC4201に基づき、健全性評価上厳しい部位として、原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部）を抽出している。	JEAC4201については、改定はない。
評価の方法	<p>JEAC4201 及び JEAC4206 に基づき、評価を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転開始後 60 年時点での国内脆化予測法による関連温度を評価し、脆化の傾向を確認している。 ・上部棚吸収エネルギーの予測式による上部棚吸収エネルギー評価を行い、68J 以上であることを確認している。 ・BWR の原子炉の特性上及び設計上の考慮事項を踏まえ加圧熱衝撃事象は発生しないと評価している。なお、設計基準事故時において原子炉圧力容器の温度低下率が最も厳しい「原子炉冷却材喪失事故」に対する破壊靭性評価で十分余裕があることを文献により確認しており、重大事故等時の温度低下率についてもこの評価条件に包絡されることを確認している。 ・運転開始後 60 年時点での関連温度を想定し、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ている。 	<p>JEAC4201については、改定はない。</p> <p>JEAC4206については、改定されているが、技術基準規則で参照されている年版を使用していることから、評価手法の変更はない。</p> <p>評価に用いている判定基準は、審査基準表 2 の判定基準と差異のないことを確認した。</p>
評価の条件	運転開始後 60 年時点のEFPYについて、2015 年 7 月末時点の実績に、2018 年 7 月～運転開始後 60 年時点までを保守的に設備利用率 90% と想定したものを加えて算出している。（審査基準：設備利用率 80%以上）	PLM30 以降、2025 年 1 月 10 日に運転を再開しているが、それまでの設備利用率の実績は約 64%（2018 年 7 月 1 日まで）であり、評価条件は十分保守的に設定されている。
現状の施設管理	<p>原子炉圧力容器に対しては、定期的に円筒胴（炉心領域部）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。</p> <p>JEAC4201に基づいて、計画的に監視試験を実施し、破壊靭性の変化の傾向を把握している。</p> <p>監視試験結果から、JEAC4206 に基づき、標準監視試験計画の期間における運転管理上の制限として耐圧漏えい試験時の冷却材温度の制限値を設けている。</p>	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。

表4 照射誘起型応力腐食割れの妥当性評価結果

項目	PLM30 の内容	確認結果
評価対象	照射誘起型応力腐食割れの評価対象機器・部位については、しきい照射量 (SUS304において中性子照射量 $5 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ [E > 1MeV]、SUS316において $1 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ [E > 1MeV]) 以上 (運転開始後 60 年時点) を受けると予想される炉内構造物及び制御棒を抽出している。	使用材料や環境条件 (中性子照射量レベル、応力レベル及び温度) に変更はない。
評価の方法	評価対象 (炉内構造物及び制御棒) に対して、各部位の中性子照射量、応力、温度の観点から、照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性を評価している	評価に用いている判定基準は、審査基準表2 の判定基準と差異のないことを確認した。
	評価の結果、照射誘起型応力腐食割れの発生が否定できない場合は、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提とした評価を実施している。	
評価の条件	運転開始後 60 年時点の EFPY について、2015 年 7 月末時点の実績に、2018 年 7 月～運転開始後 60 年時点までを保守的に設備利用率 90% と想定したものを加えて算出している。(審査基準: 設備利用率 80% 以上)	PLM30 以降、2025 年 1 月 10 日に運転を再開しているが、それまでの設備利用率の実績は約 64% (2018 年 7 月 1 日まで) であり、評価条件は十分保守的に設定されている。
現状の施設管理	炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れに対しては、定期的に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の確認に加え、上部格子板 (グリットプレート) への自主検査による目視点検 (MVT-1) を実施しており、有意な欠陥がないことを確認している。	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。
	制御棒の照射誘起型応力腐食割れに対しては、運用基準に従い、計画的に制御棒の取替えを実施している。また、制御棒の制御能力及び動作性に問題が生じていないことを、停止余裕検査及び制御棒駆動機構の機能確認により確認している。加えて、取り出した制御棒について、点検計画に基づき外観点検を行い異常のないことを確認している。	

表 5 2相ステンレス鋼の熱時効の妥当性評価結果

項目	PLM30 の内容	確認結果
評価対象	熱時効の評価対象機器・部位については、学会標準に基づき、使用温度が 250°C 以上、使用材料が 2 相ステンレス鉄鋼でき裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される部位として、原子炉再循環ポンプ等を抽出している。	学会標準については、改定されているが、熱時効の評価対象の抽出の考え方には変更はない。 また、使用温度や使用材料、想定される経年劣化事象に変更はない。
評価の方法	熱時効が想定される機器・部位に対して、学会標準に基づき、安全側に評価用き裂を想定し、機器・部位に負荷される荷重により評価用き裂に生じるき裂進展力（以下、 J_{app} ）と材料のき裂進展抵抗（以下、 J_{mat} ）を比較して延性不安定破壊を生じないことを確認（延性き裂進展性評価及びき裂不安定性評価）している。 ① 評価用き裂の設定 JEAG4613 に基づく評価用初期欠陥を、運転開始後 60 年時点の推定過渡回数によりき裂を周方向に進展させ、さらにそのき裂を板厚方向に貫通させている。 ② 延性き裂進展性評価及びき裂不安定性評価 J_{app} は、一次応力（自重+内圧+基準地震動 Ss の地震力）に、二次応力（熱膨張荷重）を加えて算出している。 また、 J_{mat} は、「ASME PVP 2005-71528」にて公開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。）を用い評価部位のフェライト量を基に完全時効後の飽和値の下限値を用いて算出している。 J_{app} と J_{mat} の比較により延性不安定破壊しないことを確認している。	JEAG4613 については、改定はない。 J_{app} 算出には基準地震動 Ss による地震力を用いているが、基準地震動 Ss の変更はない。 J_{mat} 算出には「H3T モデル」を用いているが、「H3T モデル」の変更はない。
評価の条件	規格・基準類を用いて、評価部位にき裂を想定した上で J_{app} と J_{mat} を算出し、 J_{mat} が J_{app} を上回るとともに、両者の交点において J_{mat} の傾きが J_{app} の傾きを上回り、延性不安定破壊しないことを確認している。	評価に用いている判定基準は、審査基準表 2 の判定基準と差異のないことを確認した。
評価の条件	運転開始後 60 年時点の推定過渡回数は、実績過渡回数に加え、長期停止期間中の 2015 年 8 月 1 日から運転開始後 60 年時点までの期間を想定運転期間とし、余裕をもたせて算出している。	2025 年 1 月 10 日に運転を再開しており、評価条件は十分保守的に設定されている。

項目	PLM30 の内容	確認結果
現状の施設管理	通常点検として定期的に非破壊検査等により有意な欠陥がないことを確認している。	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。

表 6 電気・計装品の絶縁低下の妥当性評価結果

項目	PLM30 の内容	確認結果
評価対象	電気・計装品の絶縁低下の評価対象機器・部位については、学会標準に基づき、使用材料、使用環境を考慮して、評価対象機器のうち絶縁低下の要因となる部位を抽出している。	学会標準については、改定されているが、電気・計装品の絶縁低下の評価対象抽出の考え方には変更はない。 また、使用材料、使用環境に変更はない。
評価の方法	電気ペネトレーションの絶縁低下は、IEEE Std. 317、IEEE Std. 323 及び IEEE Std. 383 に基づき、通常運転及び事故時環境を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡した試験条件で長期健全性試験を実施している。また、この結果に基づき、設置環境付近の環境条件（温度・放射線）で換算し絶縁機能を維持できる期間を求める、運転開始後 60 年時点においても有意な絶縁低下が生じないことを確認している。	IEEE Std. 317、IEEE Std. 323 及び IEEE Std. 383 については、改定されているが、試験手法に関して影響のある改定ではない。
	高圧ケーブル、低圧ケーブル、同軸ケーブルの絶縁低下は、電気学会推奨案に基づき、通常運転及び事故時環境を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡した試験条件で長期健全性試験を実施している。また、この結果に基づき、設置環境付近の環境条件（温度・放射線）で換算し絶縁機能を維持できる期間を求める、運転開始後 60 年時点においても有意な絶縁低下が生じないことを確認している。	電気学会推奨案については、改定はない。
	低圧ケーブル、同軸ケーブルの絶縁低下は、ACA ガイドに基づき、通常運転及び事故時環境を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡した試験条件で長期健全性試験を実施している。また、この結果に基づき、設置環境付近の環境条件（温度・放射線）で換算し絶縁機能を維持できる期間を求める、運転開始後 60 年時点（難燃 PN ケーブルについては、37 年時点、難燃 CV ケーブルについては、47 年時点）においても有意な絶縁低下が生じないことを確認している。	ACA ガイドについては、改定はない。

項目	PLM30 の内容	確認結果
評価の方法	弁（電動弁用駆動部）の絶縁低下は、IEEE Std. 323 及び IEEE Std. 382 に基づき、通常運転及び事故時環境を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡した試験条件で長期健全性試験を実施している。また、この結果に基づき、設置環境付近の環境条件（温度・放射線）で換算し絶縁機能を維持できる期間を求め、運転開始後 60 年時点においても有意な絶縁低下が生じないことを確認している。	IEEE Std. 323 及び IEEE Std. 382 については、改定されているが、試験手法に関して影響のある改定ではない。
	ケーブル接続部の絶縁低下は、IEEE Std. 323、IEEE Std. 382 及び IEEE Std. 383 に基づき、通常運転及び事故時環境を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡した試験条件で長期健全性試験を実施している。また、この結果に基づき、設置環境付近の環境条件（温度・放射線）で換算し絶縁機能を維持できる期間を求め、運転開始後 60 年時点においても有意な絶縁低下が生じないことを確認している。	IEEE Std. 323、IEEE Std. 382 及び IEEE Std. 383 については、改定されているが、試験手法に関して影響のある改定ではない。
	高圧ポンプモータの絶縁低下は、IEEE Std. 323 及び IEEE Std. 334 に基づき、通常運転及び事故時環境を想定した熱による劣化条件を包絡した試験条件で長期健全性試験を実施している。また、この結果に基づき、設置環境付近の環境条件（温度）で換算し絶縁機能を維持できる期間を求め、運転開始後 60 年時点においても有意な絶縁低下が生じないことを確認している。	IEEE Std. 323 及び IEEE Std. 334 については、改定されているが、試験手法に関して影響のある改定ではない。
	機械設備（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置）の絶縁低下は、IEEE Std. 323 及び IEEE Std. 382 に基づき、通常運転及び事故時環境を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡した試験条件で長期健全性試験を実施している。また、この結果に基づき、設置環境付近の環境条件（温度・放射線）で換算し絶縁機能を維持できる期間を求め、運転開始後 60 年時点においても有意な絶縁低下が生じないことを確認している。	IEEE Std. 323 については、改定されていない。IEEE Std. 382 については、改定されているが、試験手法に関して影響のある改定ではない。
	低圧ケーブルは、長期健全性試験の判定において、JIS C 3005 の耐電圧試験により試験結果を判定している。	JIS C 3005 については、改定されているが、試験手法に関して影響のある改定ではない。

項目	PLM30 の内容	確認結果
評価の方法	<p>高圧閉鎖配電盤、低圧閉鎖配電盤、ディーゼル発電設備の保護継電器（機械式）の特性変化は、JEC-2500 に基づき、運転期間中の動作回数程度では、回転軸及び軸受の摩耗による特性が変化する可能性が小さいことを確認している。</p> <p>低圧ケーブルは、長期健全性試験の判定において、JIS C 3621 の耐電圧試験条件により試験結果を判定している。</p>	JEC-2500 については、改定されているが、試験手法に影響のある改定ではない。 JIS C 3621 については、改定はない。
評価の条件	<p>設計基準事故時等の事故時雰囲気内で機能要求のある高圧ポンプモータ、電気ペネットレーション、弁（電動弁用駆動部）、ケーブル、計測制御設備（計測装置）及び機械設備（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置）は、運転開始後 60 年間の通常運転を想定した条件で評価している。</p> <p>設計基準事故時等の事故時雰囲気内で機能要求のある高圧ポンプモータ、電気ペネットレーション、弁（電動弁用駆動部）、ケーブル、計測制御設備（計測装置）及び機械設備（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置）に係る環境条件は、設置環境付近の温度、放射線線量率について測定結果や設計値から設定している。</p>	運転状態（起動・停止）にかかわらず稼働率 100% として評価しており、評価条件は十分に保守的に設定されている。 事故時に機能要求のある機器の設置環境が著しく変化するような改造工事等を行った場合は必要に応じ測定を実施することとしている。 PLM30 以降において設置環境が著しく変化するような改造はない。
現状の施設管理	電気・計装品の絶縁低下に対しては、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を実施し、有意な絶縁低下のないことを確認している。	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。

表7 コンクリート構造物に係る強度低下及び
遮蔽能力低下の妥当性評価結果

項目	PLM30 の内容	確認結果
評価対象	熱によるコンクリートの強度低下 評価対象については、学会標準に基づき、運転時に最も高温となる一次遮蔽壁を抽出している。	学会標準については、改定されているが、評価対象の抽出の考え方には変更はない。また、評価に影響する設置環境の変化等はない。
	放射線照射によるコンクリートの強度低下 評価対象については、学会標準に基づき、運転時に中性子照射量及びガンマ線照射量が最も大きくなる一次遮蔽壁を抽出している。	学会標準については、改定されているが、評価対象の抽出の考え方には変更はない。また、評価に影響する設置環境の変化等はない。
	中性化によるコンクリートの強度低下 評価対象については、学会標準に基づき、環境条件、仕上げの有無に着目し原子炉建物、タービン建物、制御室建物及び1号機取水槽北側壁を抽出している。	学会標準については、改定されているが、評価対象の抽出の考え方には変更はない。また、評価に影響する設置環境の変化等はない。
	塩分浸透によるコンクリートの強度低下 評価対象については、学会標準に基づき、塩分浸透環境、仕上げの有無に着目し1号機取水槽北側壁を抽出している。	学会標準については、改定されているが、評価対象の抽出の考え方には変更はない。また、評価に影響する設置環境の変化等はない。
	機械振動によるコンクリートの強度低下 評価対象については、学会標準に基づき、大きな振動を受けるタービン発電機架台を抽出している。	学会標準については、改定されているが、評価対象の抽出の考え方には変更はない。また、評価に影響する設置環境の変化等はない。
	熱によるコンクリートの遮蔽能力低下 評価対象については、学会標準に基づき、運転時に最も高温となるガンマ線遮蔽壁を抽出している。	学会標準については、改定されているが、評価対象の抽出の考え方には変更はない。また、評価に影響する設置環境の変化等はない。
評価の方法	熱によるコンクリートの強度低下 一次遮蔽壁に対して温度条件の厳しくなる原子炉格納容器内の雰囲気温度の最高温度が原子炉建屋構造設計指針・同解説に基づく温度制限値（局部90°C、一般部分65°C）を超えていないことを確認している。	原子炉建屋構造設計指針・同解説については、改定はない。
	放射線照射によるコンクリートの強度低下 評価点における中性子照射量($E > 0.1\text{MeV}$)及びガンマ線照射量を算出し、基準値を超えていないことを確認している。基準とする値は、中性子照射量は、小嶋他の文献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他の文献を踏まえた $2 \times 10^8\text{Gy} (2 \times 10^{10}\text{rad})$ としている。	小嶋他、Hilsdorf他の文献を用いた評価手法を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。

項目	PLM30 の内容	確認結果
評価の方法	中性化によるコンクリートの強度低下 岸谷式、森永式及び Γ_t 式を用いて、運転開始後 60 年経過時点の中性化深さを推定し、 鉄筋が腐食し始めるときの深さまで進行していないことを確認している。 鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さは、 鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説を踏まえ、屋外の雨掛け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している。	岸谷式、森永式及び Γ_t 式を用いた評価手法を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。 コンクリート標準示方書 維持管理編については、改定されているが、参照箇所に内容の変更はない。 鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説については、改定はない。
	塩分浸透によるコンクリートの強度低下 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を超えていないことを確認している。	森永式を用いた評価手法を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。
	機械振動によるコンクリートの強度低下 機器支持部表面の定期的な目視確認により、コンクリート表面において強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認している。	評価手法を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。
	熱によるコンクリートの遮蔽能力低下 ガンマ線遮蔽壁の炉心領域部について、解析により温度分布を算出し、最高温度がコンクリート遮蔽体設計基準に基づく温度制限値(中性子遮蔽 88°C、ガンマ線遮蔽 177°C)を超えていないことを確認している。	コンクリート遮蔽体設計基準については、改定はない。
評価の条件	熱によるコンクリートの強度低下 一次遮蔽壁に対して温度条件の厳しくなる原子炉格納容器内の雰囲気温度としている。	運転期間中の実測値の最高温度を用いており、評価を見直す必要はない。
	放射線照射によるコンクリートの強度低下 運転開始後 60 年時点の EFPY について、2015 年 7 月末時点の運転実績に加え、停止期間を保守的に 2015 年 8 月 1 日から 2018 年 6 月 30 日までと設定し、2018 年 7 月 1 日～運転開始後 60 年時点までを保守的に設備利用率 90% と想定したものを加えて算出している。	2025 年 1 月 10 日に運転を再開しており、評価条件は十分保守的に設定されている。

項目	PLM30 の内容	確認結果
評価の条件	中性化によるコンクリートの強度低下 岸谷式及び森永式については、環境調査結果を用いている。 \sqrt{t} 式については、中性化深さの実測値を用いている。	環境条件が大きく変わらないため、岸谷式及び森永式による評価を見直す必要はない。 また、環境条件が大きく変わらないため、現状の中性化深さは予測の範囲から大きく変わらないと考えられ、 \sqrt{t} 式による評価を見直す必要はない。
	塩分浸透によるコンクリートの強度低下 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。	環境条件が大きく変わらないため、現状の塩化物イオン濃度は予測の範囲から大きく変わらないと考えられ、評価を見直す必要はない。
	機械振動によるコンクリートの強度低下 タービン発電機架台等における定期的な目視点検結果を用いている。	現状の保全策において、機械振動に起因すると判断されるひび割れ等が認められないことから、評価を見直す必要はない。
	熱によるコンクリートの遮蔽能力低下 定格出力運転時の原子炉運転温度等を入力条件としている。	評価条件は設計値を用いており、評価を見直す必要はない。
現状の施設管理	コンクリート構造物の強度低下については、定期的（1回/年）に点検手順書に基づくコンクリート表面の目視点検を実施し、目視点検の結果、ひび割れ等の補修が必要となる損傷が確認された場合、即時補修が必要な場合を除き、その経過を継続的に監視しつつ、点検実施後数年以内を目途に補修を計画、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、非破壊試験等を実施し、強度に急激な経年劣化が生じていないことを確認している。	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。
	コンクリート構造物の遮蔽能力低下については、ガンマ線遮蔽コンクリートが、鉄板でおおわれているため、ガンマ線遮蔽コンクリートに近く、他の部位より熱の影響を受けていると思われる一次遮蔽壁において構造物の健全性の観点から定期的（1回/年）に点検手順書に基づく目視点検を実施している。 また、放射線量を日常的に監視しており、異常の兆候は検知可能である。	

表8 電気ペネトレーションの気密性の低下の妥当性評価結果

項目	PLM30 の内容	確認結果
評価対象	電気ペネトレーションの気密性低下の対象機器・部位については、学会標準の考え方に基づき、使用材料、使用環境を考慮して、評価対象機器のうち気密性低下の要因となる部位を抽出している。	学会標準については、改定されているが、評価対象抽出の考え方には変更はない。また、使用材料、使用環境に変更はない。
評価の方法	電気ペネトレーションの気密性低下は、IEEE Std. 317、IEEE Std. 323 及び IEEE Std. 383 に基づき、通常運転並びに事故時環境を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡した試験条件で長期健全性試験を実施している。また、この結果に基づき、設置環境付近の環境条件（温度・放射線）で換算し気密性能を維持できる期間を求める、運転開始後 60 年時点においても有意な気密性低下がないことを確認している。	IEEE Std. 317、IEEE Std. 323 及び IEEE Std. 383 については、改定されているが、試験手法に関して影響のある改定ではない。
評価の条件	設計基準事故時等の事故時雰囲気内で機能要求のある電気ペネトレーションは、運転開始後 60 年間（高耐熱電気ペネトレーションは 30 年間）の運転期間を想定した条件で評価している。	運転状態（起動・停止）にかかわらず稼働率 100% として評価しており、評価条件は十分保守的に設定されている。
現状の施設管理	設計基準事故時等の事故時雰囲気内で機能要求のある電気ペネトレーションに係る環境条件は、設置環境付近の温度、放射線線量率の測定結果や事故時雰囲気の解析結果から設定している。	事故時に機能要求のある機器の設置環境が著しく変化するような改造工事等を行った場合は必要に応じ測定を実施することとしている。 PLM30 以降において設置環境が著しく変化するような改造はない。
	電気ペネトレーションの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検査、及び局部漏えい試験として漏えいの可能性のある箇所（シール部、貫通部、隔離弁）に対して漏えいの有無の確認を実施し、漏えいがないことを確認している。	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。

表 9-1 耐震安全性評価（評価対象）の妥当性評価結果

No.	PLM30 の内容		確認結果
1	低サイクル疲労	原子炉圧力容器給水ノズル※2	表 2 に示すとおり、変更はない。
2	中性子照射脆化	原子炉圧力容器円筒胴	表 3 に示すとおり、変更はない。
3	2相ステンレス鋼の熱時効	原子炉再循環ポンプ※3 (ケーシング)	表 5 に示すとおり、変更はない。
4	摩耗※1	排ガス予熱器※4	評価対象、想定される経年劣化事象の抽出の考え方には変更はない。
5	腐食（流れ加速型腐食）※1	原子炉ベントドレン系配管	
		原子炉補機冷却系熱交換器※5	
		排ガス予熱器	
		原子炉浄化系再生熱交換器 排ガス予熱器	
6	腐食（全面腐食）※1	1. 機器付基礎ボルト ・残留熱除去系熱交換器 2. 後打ちケミカルアンカ、 メカニカルアンカボルト	
7	動的機能維持※1 (腐食（流れ加速型腐食）)	蒸気内側隔離弁	
8	制御棒挿入性※1	制御棒、炉内構造物、燃料集合体	

※1：想定される経年劣化事象が、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（表 2～表 8）以外であっても、「現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できない事象」であって、その経年劣化事象が生じた場合、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

※2：耐震安全性評価対象機器が複数存在するが、プラントの安全上の重要性を考慮し、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能を有する機器のうち、疲れ累積係数が最大である部位を選定

※3：耐震安全性評価対象機器が複数存在するが、フェライト量が最大の機器かつ機器に作用する応力が最大の機器を代表して記載

※4：PLM30において「腐食（流れ加速型腐食）」にまとめて記載していたが、伝熱管減肉の直接の事象である摩耗にて記載するよう評価を分割（評価内容は PLM30 と同一）

※5：同一の経年劣化事象に対して複数存在する耐震安全性評価対象機器のうち、地震による疲れ累積係数が最も大きい機器、又は発生応力と許容値の比が最も大きい機器を代表して記載

表 9-2 耐震安全性評価（評価の方法）の妥当性評価結果

No.	PLM30 の内容		確認結果
1	共通	耐震安全性評価の方法の基本的事項である、作用する荷重の算定、機器のモデル化、応答解析、内圧等の他荷重との組合せ、許容値の設定と発生値との比較等の方法は、技術基準規則で参照されている JEAG4601 等に基づき実施しているが、さらに、水平 2 方向及び鉛直方向地震の組合せの評価手法等、設計及び工事の計画の認可申請で使用している手法も取り入れている。	基本的事項について、評価手法を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。
2	共通	経年劣化を考慮した耐震安全性評価の基本的な方法を定めた学会標準に基づき実施している。	学会標準については改定されているが、経年劣化事象の想定の考え方には変更はない。
3	低サイクル疲労	・原子炉圧力容器給水ノズル 運転開始後 60 年時点の推定過渡回数を考慮した疲れ累積係数*と地震時の疲れ累積係数の合計値が許容値 1 以下となることを確認している。	本表 No. 1、2 に記載のとおり、評価手法を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。
4	中性子照射脆化	・原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部） 線形破壊力学評価を行い、想定欠陥に対し、当該部位における基準地震動 Ss による荷重を考慮した応力拡大係数を算出し、運転開始後 60 年時点の中性子照射を受けた材料の破壊非性値を下回ることを確認している。	表 3 及び、本表 No. 1、2 に記載のとおり、評価手法を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。
5	2 相ステンレス 鋼の熱時効	・原子炉再循環ポンプケーシング 弾塑性破壊力学評価を行い、想定き裂に対し、当該部位における地震時のき裂進展力を算出し、熱時効を考慮した材料のき裂進展抵抗と交差し、その交点において、き裂進展抵抗の傾きがき裂進展力の傾きを上回っていることを確認している。	表 5 及び、本表 No. 1、2 に記載のとおり、評価手法を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。
6	摩耗	・排ガス予熱器伝熱管 伝熱管の施栓基準肉厚まで一様減肉することを考慮して、B クラス設備に適用する静的震度を用いて算出した発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認している。	本表 No. 1、2 に記載のとおり、評価手法を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。
7	腐食（流れ加速 型腐食）	・炭素鋼配管（原子炉ベントドレン系配管） 耐震管理厚さ（=min（40 年目の想定厚さ、公称板厚の 80%の厚さ））までの周軸方向一様減肉を考慮して Ss 地震時及び Sd 地震時の発生応力又は疲れ累積係数を算出し、許容値を超えないことを確認している。	

No.	PLM30 の内容	確認結果
7	<p>腐食（流れ加速型腐食） (続き)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系熱交換器伝熱管 伝熱管の施栓基準肉厚まで一様減肉することを考慮して、Ss 地震時及び Sd 地震時の発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認している。 排ガス予熱器伝熱管 管支持板 1 箇所の伝熱管支持機能喪失を考慮して、B クラス設備に適用する静的震度を用いて算出した発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認している。 原子炉浄化系再生熱交換器胴及び排ガス予熱器胴 運転開始後 60 年時点の腐食量を想定した胴の減肉を仮定して、B クラス設備に適用する静的震度を用いて算出した発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認している。 	本表 No. 1、2 に記載のとおり、評価手法を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。
8	<p>腐食（全面腐食）</p> <ul style="list-style-type: none"> 機器付基礎ボルト（残留熱除去系熱交換器） 運転開始後 60 年時点の腐食量の一様減肉を仮定し、当該部位における Ss 地震時及び Sd 地震時の発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認している。 後打ちケミカルアンカ、メカニカルアンカボルト 運転開始後 60 年時点の腐食量の一様減肉を仮定し、メーカの後打ちアンカ使用基準に基づき定められた設計許容荷重が作用した場合の発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認している。 	
9	<p>動的機能維持 (流れ加速型腐食)</p> <ul style="list-style-type: none"> 蒸気内側隔離弁 弁が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、接続する配管内面の減肉管理部位を耐震管理厚さまでの周軸方向一様減肉モデルを用いたスペクトルモデル解析により算出される地震時の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機能維持評価用加速度として評価し、機能確認済加速度を上回らないことを確認している。 	
10	<p>制御棒挿入性</p> <ul style="list-style-type: none"> 制御棒、炉内構造物、燃料集合体 制御棒挿入性に影響を与える経年劣化事象はなく、Ss 地震時の燃料集合体の変位が許容値以下であることを確認している。 	

※：低サイクル疲労の疲れ累積係数に対する耐震安全性評価では、設計・建設規格に基づく疲れ累積係数と環境疲労評価手法に基づく疲れ累積係数のいずれか大きい方と地震時の疲れ累積係数を足し合わせている。

表 9-3 耐震安全性評価（評価の条件）の妥当性評価結果

No.	PLM30 の内容		確認結果
1	共通	・耐震安全性評価に用いる地震動 評価用地震動は、令和 3 年 9 月 15 日原規規発第 2109152 号にて設置変更許可を受けた基準地震動 Ss、弹性設計用地震動 Sd を用いている。	評価用地震動（基準地震動 Ss、弹性設計用地震動 Sd）に変更がなく、評価条件を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。
2	低サイクル疲労	・原子炉圧力容器給水ノズル 運転開始後 60 年時点の推定過渡回数を用いている。	表 2 に記載のとおり、再稼働時期を実際よりも早めに設定し、今後の運転想定期間を長く見積もることで裕度を考慮した評価を実施していたが、今後の運転状況の不確実性の観点から更なる保守性を考慮し、年平均過渡回数に対して 1.5 倍の裕度を考慮した推定過渡回数による評価を行う。
3	中性子照射脆化	・原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部） 円筒胴の最小肉厚 t に対して、深さ $a = t/4$ 、長さ $l = 1.5 \times t$ の半楕円表面欠陥を想定	本表 No. 1 及び表 3 に記載のとおり、評価条件を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。
4	2 相ステンレス鋼の熱時効	・原子炉再循環ポンプケーシング 運転開始後 60 年時点の想定き裂を貫通き裂に置き換え	本表 No. 1 及び表 5 に記載のとおり、評価条件を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。
5	摩耗	・排ガス予熱器伝熱管 伝熱管の施栓基準肉厚までの摩耗を想定	本表 No. 1 及び、評価条件を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。
6	腐食（流れ加速型腐食）	・炭素鋼配管（原子炉ベントドレン系配管） JSME 減肉規格に基づき、配管内面の減肉管理箇所に耐震管理厚さ（=min（40 年目の想定厚さ、公称板厚の 80% の厚さ））までの周軸方向一様減肉を想定	評価に用いる地震動は、本表 No. 1 のとおり。 JSME 減肉規格については、改定されているが、評価条件に対して影響のある改訂ではない。
		・原子炉補機冷却系熱交換器伝熱管 伝熱管の施栓基準まで、伝熱管の管内面に一様減肉を想定	評価に用いる地震動は、本表 No. 1 のとおり。 減肉の想定条件（伝熱管の施栓基準）を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。
		・排ガス予熱器伝熱管 管支持板 1 箇所の伝熱管支持機能喪失を考慮	評価に用いる地震動は、本表 No. 1 のとおり。

No.	PLM30 の内容		確認結果
	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉浄化系再生熱交換器胴及び排ガス予熱器胴 <p>運転開始後 60 年時点の胴の推定腐食量を算出</p>		<p>評価に用いる地震動は、本表 No. 1 のとおり。</p> <p>減肉（腐食量）の想定条件を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。</p>
7	腐食（全面腐食）	<ul style="list-style-type: none"> 機器付基礎ボルト（残留熱除去系熱交換器） <p>運転開始後 60 年時点の推定減肉量を想定</p>	<p>評価に用いる地震動は、本表 No. 1 のとおり。</p> <p>減肉の想定条件を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。</p>
		<ul style="list-style-type: none"> 後打ちケミカルアンカ、メカニカルアンカボルト <p>運転開始後 60 年時点の推定減肉量を想定</p>	<p>評価に用いる地震動は、本表 No. 1 のとおり。</p> <p>減肉の想定条件を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。</p>
8	動的機能維持（流れ加速型腐食）	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気内側隔離弁 <p>JSME 減肉規格に基づき、弁が接続する配管内面の減肉管理箇所に、耐震管理厚さ（=min（40 年目の想定厚さ、公称板厚の 80% の厚さ））までの周軸方向一様減肉を想定</p>	<p>評価に用いる地震動は、本表 No. 1 のとおり。</p> <p>JSME 減肉規格については、改定されているが、評価条件に対して影響のある改訂ではない。</p>
9	制御棒挿入性	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒、炉内構造物、燃料集合体 <p>制御棒挿入性に影響を与える経年劣化事象はない</p>	<p>評価に用いる地震動は、本表 No. 1 のとおり。</p> <p>経年劣化事象の想定を見直す必要がある新たな知見は確認されなかった。</p>

表 9-4 耐震安全性評価（現状の施設管理）の妥当性評価結果

No.	PLM30 の内容		確認結果
1	低サイクル疲労	原子炉圧力容器給水ノズル ・表 2 に記載のとおり	
2	中性子照射脆化	原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部） ・表 3 に記載のとおり	
3	2相ステンレス鋼の熱時効	原子炉再循環ポンプケーシング ・表 5 に記載のとおり	
4	摩耗	排ガス予熱器伝熱管 ・目視確認及び渦流探傷試験	
5	腐食（流れ加速型腐食）	炭素鋼配管（原子炉ベントドレン系配管） ・超音波を用いた肉厚測定による減肉管理 原子炉補機冷却系熱交換器伝熱管 ・渦流探傷試験 排ガス予熱器伝熱管 ・目視確認及び渦流探傷試験 原子炉浄化系再生熱交換器胴及び排ガス予熱器胴 ・漏えい確認	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。
6	腐食（全面腐食）	機器付基礎ボルト（残留熱除去系熱交換器） ・目視確認 後打ちケミカルアンカ、メカニカルアンカボルト ・目視確認	
7	動的機能維持（流れ加速型腐食）	蒸気内側隔離弁 ・超音波を用いた肉厚測定による減肉管理	
8	制御棒挿入性	制御棒、炉内構造物、燃料集合体 — (制御棒挿入性に影響を与える劣化事象が想定されない)	

表 10 耐津波安全性評価の妥当性評価結果

項目	PLM30 の内容	確認結果
評価対象	<p>津波の影響を受ける浸水防護施設として、循環水ポンプ、タービン補機海水ポンプ、循環水系配管、タービン補機海水系配管、原子炉補機海水系配管、高圧炉心スプレイ補機海水系配管、液体廃棄物処理系配管、タービン補機海水系逆止弁、液体廃棄物処理系逆止弁、津波防護設備系逆止弁、タービン補機海水ポンプ出口弁、防波壁、防波壁通路防波扉、屋外排水路逆止弁、1号機取水槽流路縮小工、取水槽除じん機エリア防水壁、復水器エリア防水壁、取水槽除じん機エリア水密扉、復水器エリア水密扉、漂流防止装置（係船柱）及び取水槽水位計を評価対象としている。</p> <p>そのうち、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象として基礎ボルト（取水槽水位計）の全面腐食が抽出された。</p>	評価対象、想定される経年劣化事象の抽出の考え方には変更はない。なお、津波の影響を受ける浸水防護施設の追加はなかった。
評価の方法	<p>経年劣化を考慮した耐津波安全性評価の基本的な方法を定めた学会標準に基づき実施している。</p> <p>・基礎ボルト（取水槽水位計） 運転開始後 60 年時点の腐食量の一様減肉を想定し、当該部位における津波時の発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認している。</p>	学会標準については改定されているが、経年劣化事象の想定の考え方には変更はない。
評価の条件	<p>令和 3 年 9 月 15 日原規規発第 2109152 号にて設置許可を受けた基準津波を用いている。</p> <p>・基礎ボルト（取水槽水位計） 運転開始後 60 年時点の推定減肉量を想定している。</p>	設置許可について、当該許可以降変更はない。
現状の施設管理	取水槽水位計の基礎ボルトについては、定期的に目視確認することとしている。	類似機器の点検結果から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。

表 11 略語リスト

No.	略語	規格・基準等
1	学会標準	<ul style="list-style-type: none"> 一般社団法人日本原子力学会「原子力発電所の高経年対策実施基準：2008(AESJ-SC-P005 : 2008)」 一般社団法人日本原子力学会「原子力発電所の高経年対策実施基準：2022（追補 2）(AESJ-SC-P005 : 2022(Amd. 2))」 一般社団法人日本原子力学会「原子力発電所の高経年対策実施基準：2023（追補 2）(AESJ-SC-P005 : 2023(Amd. 3))」
2	設計・建設規格	<ul style="list-style-type: none"> 一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007)」 一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012)」
3	環境疲労評価手法	<ul style="list-style-type: none"> 一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)」
4	審査基準	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制委員会「実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準」
5	JEAC4201	<ul style="list-style-type: none"> 一般社団法人日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007[2013年追補版])」
6	JEAC4206	<ul style="list-style-type: none"> 一般社団法人日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法(JEAC4206-2007)」 「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 別記－1 日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法(JEAC4206-2007)」の適用に当たって」
7	JEAG4613	<ul style="list-style-type: none"> 一般社団法人日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針(JEAG4613-1998)」
8	IEEE Std. 317	<ul style="list-style-type: none"> IEEE Std. 317-1976, 1983 「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」
9	電気学会推奨案	<ul style="list-style-type: none"> 一般社団法人電気学会「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並びに耐延焼性試験方法に関する推奨案※1」 <p>※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。</p>
10	ACA ガイド	<ul style="list-style-type: none"> 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)」
11	IEEE Std. 382	<ul style="list-style-type: none"> IEEE Std. 382-1972, 1996 「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power- Operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power Plants」
12	IEEE Std. 323	<ul style="list-style-type: none"> IEEE Std. 323-1974, 1983, 2016 「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」

No.	略語	規格・基準等
13	IEEE Std. 383	・ IEEE Std. 383-1974 「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」
14	IEEE Std. 334	・ IEEE 334-1974 「IEEE Standard for Type Tests of Continuous Duty Class 1E Motors for Nuclear Power Generating Stations」
15	JIS C 3005	・ 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)」
16	JIS C 3621	・ 日本産業規格「600V EP ゴム絶縁ケーブル (JIS C 3621:2000)」
17	JEC-2500	・ 一般社団法人電気学会「電気規格調査会標準規格 電力用保護継電器 (JEC-2500-1987)」
18	原子炉建屋構造設計指針・同解説	・ 一般社団法人日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説(1988年10月)」
19	小嶋他の文献	・ 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)」
20	Hilsdorf 他の文献	・ Hilsdorf 他「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete(1978)」
21	岸谷式	・ 一般社団法人日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針(案)・同解説(1991)」
22	森永式	・ 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)」)
23	\sqrt{t} 式	・ 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(2013)」)
24	コンクリート標準示方書 維持管理編	・ 公益社団法人土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編(平成30年10月)」
25	鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説	・ 一般社団法人日本建築学会「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)」
26	コンクリート遮蔽体設計基準	・ 「コンクリート遮蔽体設計基準」(R. G. Jaeger et al. 「Engineering Compendium on Radiation Shielding (ECRS) VOL. 2(1975)」)
27	JEAG4601	・ 一般社団法人日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601・補-1984)」 ・ 一般社団法人日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987)」 ・ 一般社団法人日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1991 追補版)」
28	JSME 減肉規格	・ 一般社団法人日本機械学会「沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格(JSME S NH1-2006)」 ・ 一般社団法人日本機械学会「沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格(JSME S NH1-2016)」 ・ 一般社団法人日本機械学会「沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格(JSME S NH1-2022)」

No.	略語	規格・基準等
29	技術基準規則	・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

別添2-2

添付書類三-1

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関する

説明書

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詳細を以下に示す。

1. 劣化を管理するために必要な保全

設備主管課は、「島根原子力発電所原子炉施設保安規定第106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。

設備主管課は、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「7. 2 設計および工事の計画の策定」又は「7. 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、設備主管課は、施設管理計画に基づく「11. 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。

劣化を管理するために必要な保全には、タービンの取替えや高温ステンレス配管の点検、予防保全としての機器の取替え（配管、ポンプ、弁の取替え、ポンプの羽根車や弁の弁体の溶接補修等を含む。）、不適合に伴い実施する機器等の補修、取替え（点検計画に定められていない保全活動）が該当する。

2. 技術評価で抽出された追加保全策

設備主管課は、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）原子炉圧力容器等の疲労割れ

保修部（保修技術）は、原子炉圧力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。

また、今後の運転状況の不確実性の観点から更なる保守性を考慮し、年平均過渡回数に対して1.5倍の裕度を考慮した運転開始後60年時点の推定過渡回数を用いた評価を実施する。

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、今後の原子炉の運転実績にあわせて、各運転サイクルの実績過渡回数の確認を実施するとともに、年平均過渡回数に対して1.5倍の裕度を考慮した運転開始後60年時点の推定過渡回数を用いた評

価を 2026 年度までに実施した上で、その推定過渡回数を上回らないことを確認する。

また、上記の評価に基づき、2026 年度中に長期施設管理計画の変更の認可申請を行う。

上記の確認について、保修部（保修技術）は、施設管理計画に基づく「7. 2 設計および工事の計画の策定」又は「7. 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並びに評価計画を策定し、施設管理計画の一部として実施する。

また、保修部（保修技術）は、施設管理計画に基づく「11. 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) 原子炉圧力容器円筒胴の中性子照射脆化

技術部（燃料技術）は、原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化について、原子炉圧力容器円筒胴（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おける適切な時期に監視試験を実施する。

実施時期については、一般社団法人日本電気協会「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。）に基づき設定する。

具体的には、24EFPY を超えない時期までに 1 回、さらに相当運転期間（32EFPY）を超えない時期までに 1 回、監視試験を実施していくこととし、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して、第 3 回監視試験の実施計画を策定する。

実施方法については、JEAC4201 及び一般社団法人日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（JEAC4206-2007）」（以下、「JEAC4206」という。）に基づき、シャルピー衝撃試験を実施する。こ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を基に、JEAC4201 及び JEAC4206 に従い、関連温度評価、上部棚吸収エネルギー評価及び原子炉冷却材温度制限値の評価を実施する。

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、今後の原子炉の運転サイクル及び照射量を勘案し運転開始後 40 年までに原子炉圧力容器の監視試験を含む第 3 回監視試験の実施計画を策定する。

上記の第 3 回監視試験の実施計画について、技術部（燃料技術）は、施設管理計画に基づく「7. 2 設計および工事の計画の策定」又は「7. 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策定する。

また、技術部（燃料技術）は、施設管理計画に基づく「11. 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、保全が適切に策定

され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。

(3) 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）

保修部（タービン）は、炭素鋼配管^{※1}の腐食（流れ加速型腐食）に係る耐震安全性に関する、評価結果が肉厚測定結果に依存することから、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する技術評価の適切性を確認できるよう、対象配管の肉厚測定を継続的に実施し、耐震管理厚さ^{※2}を下回るおそれのある場合は、寿命到達前に配管取替等^{※3}を計画的に実施する。

※1：給水系、復水系、原子炉ベントドレン系、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系、タービングランド蒸気系、補助蒸気系、主蒸気系、タービンバイパス系

※2：耐震管理厚さ＝min（40年目の想定厚さ、公称板厚の80%の厚さ）

※3：配管取替又は内面肉盛溶接による補修

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、対象配管の肉厚測定の結果、運転開始後40年時点までに耐震管理厚さを下回るおそれのある場合は、配管取替等を実施する。

上記の保全について、保修部（タービン）は、施設管理計画に基づく「7. 2 設計および工事の計画の策定」又は「7. 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、肉厚測定計画、配管取替計画及び評価計画を策定し、施設管理計画の一部として実施する。

また、保修部（タービン）は、施設管理計画に基づく「11. 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。

(4) 難燃CVケーブルの絶縁低下

保修部（電気）は、難燃CVケーブルの絶縁低下に関して、設計基準事故時に機能要求のある原子炉浄化系熱交換器室に布設されている難燃CVケーブルについて、現状の施設管理として実施している絶縁低下の状況の傾向把握等に加えて、健全性が確認された期間内に取替えを実施することで、有意な絶縁低下が生じないと評価しているため、当該期間内に取替えを実施する。

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、原子炉浄化系熱交換器室に布設されている難燃CVケーブルのうち、長期施設管理計画の期間中に取替えが必要なケーブルはないため、実施する措置はない。なお、現状の施設管理として実施している絶縁低下の状況の傾向把握等は継続して実施する。

3. 特定共用施設の特別点検

保修部（建築）は、長期施設管理計画に基づく期間に、以下の特定共用施設の特別点検について、施設管理計画の一部として実施する。

(1) 制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室の特別点検

制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室については、コンクリート構造物に係る特別点検を実施しておらず、令和6年度第38回原子力規制委員会（令和6年10月16日）において共用設備の特別点検の取扱いの明確化に係る方針が決定された時点で、制御室建物及びサイトバンカ建物については、既に初回の特別点検の実施時期である供用開始日から起算して40年を経過しており、補助ボイラ室については、初回の特別点検の実施時期である供用開始日から起算して長期施設管理計画の始期において38年を超えており40年までの期間が短いことから、「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）（以下、「改正規則」という。）附則第3条に規定する正当な事由により、「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1条第4号施行日までに特別点検を実施することができない。そのため、評価対象設備等のうち、島根原子力発電所1号炉と共に用する附属施設であって、改正規則第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77号）（以下、「新実用炉規則」という。）第113条第3項に規定する特定共用施設に該当する制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室について、改正規則附則第3条の規定に基づき、長期施設管理計画の期間中に初回の特別点検を実施する。

なお、制御室建物について、特別点検の5項目のうち、強度、中性化深さ及びアルカリ骨材反応については、令和6年4月24日原規規発第2404241号にて認可を受けた「島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書」添付2の島根原子力発電所2号炉高経年化技術評価書（以下、「PLM30」という。）の技術評価にあたり点検を実施しており、当該点検結果に基づき、長期施設管理計画の期間を含む評価期間である運転開始日から起算して60年までの期間における健全性を確認している。また、特別点検の点検項目のうち遮蔽能力及び塩分浸透については、最も厳しい熱の影響を受けるガンマ線遮蔽壁、海水が直接接触する1号機取水槽北側壁を代表構造物とした評価結果に包絡されることから、運転開始日から起算して60年までの期間における健全性を確認している。これらの評価において、追加保全策は抽出されていない。

また、サイトバンカ建物について、特別点検の5項目のうち強度、中性化深さ、遮蔽能力及び塩分浸透については、最も厳しい熱並びに中性子照射量及びガンマ線照射量の影響を受ける一次遮蔽壁、環境条件の中性化に及ぼす影響が比較的大きいと考えら

れる原子炉建物、タービン建物及び制御室建物の内壁並びに屋外の仕上げが施されていない部位がある 1 号機取水槽北側壁、最も厳しい熱の影響を受けるガンマ線遮蔽壁、海水が直接接触する 1 号機取水槽北側壁を代表構造物とした評価結果に包絡されることから、運転開始日から起算して 60 年までの期間における健全性を確認している。特別点検の 5 項目のうちアルカリ骨材反応については、建設時に実施した当該建物に使用した骨材に対する試験による評価結果から運転開始日から起算して 60 年までの期間における健全性を確認している。これらの評価において、追加保全策は抽出されていない。

さらに、補助ボイラ室について、特別点検の 4 項目である強度、中性化深さ及び塩分浸透については、最も厳しい熱並びに中性子照射量及びガンマ線照射量の影響を受ける一次遮蔽壁、環境条件の中性化に及ぼす影響が比較的大きいと考えられる原子炉建物、タービン建物及び制御室建物の内壁並びに屋外の仕上げが施されていない部位がある 1 号機取水槽北側壁、海水が直接接触する 1 号機取水槽北側壁を代表構造物とした評価結果に包絡されることから、運転開始日から起算して 60 年までの期間における健全性を確認している。特別点検の 4 項目のうちアルカリ骨材反応については、建設時に実施した当該建物に使用した骨材に対する試験による評価結果から運転開始日から起算して 60 年までの期間における健全性を確認している。これらの評価において、追加保全策は抽出されていない。

保修部（建築）は、評価対象設備等のうち、島根原子力発電所 1 号炉と共に用する附属施設であって、新実用炉規則第 113 条第 3 項に規定する特定共用施設に該当する制御室建物、サイトバンカ建物及び補助ボイラ室について、長期施設管理計画の期間中に初回の特別点検を実施する。制御室建物及びサイトバンカ建物の特別点検については、コンクリート構造物として、強度、遮蔽能力、中性化深さ、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の 5 項目について確認を行う。補助ボイラ室の特別点検については、コンクリート構造物として、強度、中性化深さ、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の 4 項目について確認を行う。

具体的には、強度については、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」に基づき試験を実施し、圧縮強度を確認する。遮蔽能力については、一般社団法人日本建築学会「コンクリートの乾燥単位容積質量試験方法 (JASS 5N T-601 : 2013)」に準じた方法により試験を実施し、乾燥単位容積質量を確認する。中性化深さについては、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)」に基づき測定を実施し、中性化深さを確認する。塩分浸透については、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)」に基づき試験を実施し、塩化物イオン濃度を確認する。アルカリ骨材反応については、「安全研究成果報告運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の

整備に関する研究〔RREP-2018-1004、平成30年11月〕」に準じたコアサンプルの実体顕微鏡観察を実施し、コンクリートの健全性に影響を与えるようなアルカリ骨材反応がないことを確認する。

制御室建物における5項目の確認については、PLM30技術評価にあたり点検を実施している強度、中性化深さ及びアルカリ骨材反応の点検結果並びに自主点検を実施している遮蔽能力及び塩分浸透の点検結果を基に確認を行う。なお、遮蔽能力及び塩分浸透については、特別点検として実施する自主的な点検結果の確認において新たにコアサンプル採取による点検が必要と判断した場合は、コアサンプル採取による点検を実施し、その点検結果を基に確認を行う。

サイトバンカ建物における5項目及び補助ボイラ室における4項目の確認については、今後新たに実施するコアサンプル採取による点検結果を基に確認を行う。

また、上記の特別点検で得られた結果に基づき、当該3建物の技術評価を実施し、長期施設管理計画の変更を行う。

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、当該3建物のコアサンプル採取及び試験を2026年度上期までに実施し、2026年度中に長期施設管理計画の変更の認可申請を行う。

上記の確認について、保修部（建築）は、施設管理計画に基づく「7.2 設計および工事の計画の策定」又は「7.3 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施する。

また、保修部（建築）は、施設管理計画に基づく「11. 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。

別添2-3

添付書類三-二

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関する説明書

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、「島根原子力発電所原子炉施設保安規定第106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。

また、製造中止品管理は、原子力エネルギー協議会「製造中止品管理ガイドライン」に基づいて実施する。

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。

製造中止品管理を実行していくための役割分担は、以下のとおりとする。

- (1) 当社
 - a. 電源事業本部
 - (a) 電源事業本部（原子力設備）
 - ・BWR電力事業者との連携体制を構築する。
 - b. 発電所
 - (a) 設備主管課
 - ・各課が所管する設備に対して、製造中止品の情報入手、対応の検討等の製造中止品管理に係る業務を行う。
 - ・保全の有効性評価、施設管理の有効性評価を行う。
 - (b) 保修部（保修管理）
 - ・製造中止品の運用について管理する。
 - ・BWRプラントメーカ、サプライヤー、関係協力会社との連携体制を構築する。
 - ・製造中止品の情報入手を行う。
 - ・製造中止品に係る対応を電源事業本部（原子力設備）と共有し、BWR電力事業者と連携する。
 - ・施設管理の有効性評価のとりまとめを行う。
 - (c) 保修部（保修技術）
 - 発電所の保全の有効性評価のとりまとめを行う。
 - (d) 品質保証部（品質保証）

発電所の品質保証活動の統括（不適合管理、是正処置プロセスの管理等）に関する業務を行う。

(e) 技術部（技術）

発電所の技術関係事項の統括（未然防止処置プロセスの管理等）に関する業務を行う。

(2) BWRプラントメーカー及びサプライヤー

BWRプラントメーカー社内、サプライヤー等から製造中止品に関する情報を収集し、情報提供（製造中止品に係る対応の提案を含む。）を行う。

(3) 関係協力会社

サプライヤー等から製造中止品に関する情報を収集し、情報提供（製造中止品に係る対応の提案を含む。）を行う。

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。

また、「11. 施設管理の有効性評価（製造中止品管理の有効性評価）」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。

(2) 所長は、「監視測定および分析基本要領」で定めた手順により、社達で周知された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。この際、必要に応じてこれらを管理するための定量的な目標値を設定する。

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）

保修部（保修管理）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。製造中止品管理のプロセスを図1に示す。

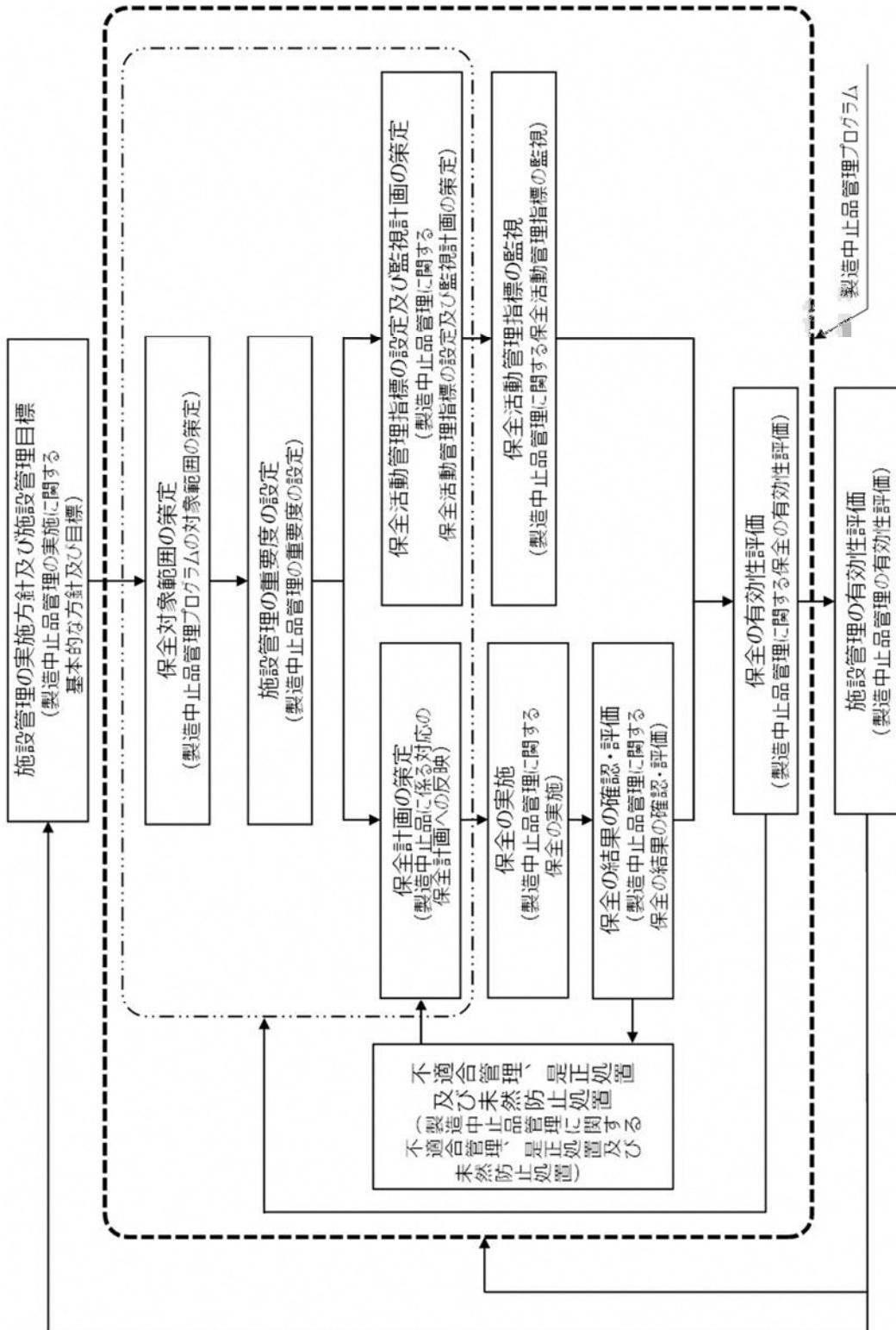


図1 製造中止品管理のプロセス

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）

課長（保修技術）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「4. 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

（参考）

施設管理計画「4. 保全対象範囲の策定」

組織は、原子炉施設の中から、各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。

- (1) 重要度分類指針において、一般の産業施設よりも更に高度な信頼性の確保および維持が要求される機能を有する設備
- (2) 重要度分類指針において、一般の産業施設と同等以上の信頼性の確保および維持が要求される機能を有する設備
- (3) 原子炉設置（変更）許可申請書および設計及び工事計画（変更）認可申請書で保管または設置要求があり、許可または認可を得た設備
- (4) 自主対策設備※¹（2号炉）
- (5) 炉心損傷または格納容器機能喪失を防止するために必要な機能を有する設備
- (6) その他、自ら定める設備

※1：自主対策設備とは、技術基準規則の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備をいう。

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）

課長（保修技術）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について、施設管理計画「5. 施設管理の重要度の設定」に従い設定する。

（参考）

施設管理計画「5. 施設管理の重要度の設定」

組織は、4. の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統および機器の施設管理の重要度として点検に用いる重要度（以下「保全重要度」という。）と設計および工事の重要度を設定する。

- (1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため重大事故等対処設備（2号炉）に該当することおよび重要度分類指針の重要度に基づき、確率論的リスク評価から得られるリスク情報を考慮して設定する。
- (2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響、確率論的リスク評価から得られるリスク情報、運転経験等を考慮することができる。
- (3) 構築物の保全重要度は、(1) または (2) に基づき設定する。
- (4) 設計および工事に用いる重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、重大事故等対処設備（2号炉）の該当有無、重要度分類指針の重要度等を組み合わせて設定する。
- (5) 次項以降の保全活動は重要度に応じた管理を行う。
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) 課長（保修技術）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 「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。
- (a) 7000 臨界時間あたりの計画外自動・手動スクラン回数
(b) 7000 臨界時間あたりの計画外出力変動回数
(c) 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。
- (a) 予防可能故障（M P F F）回数
(b) 非待機（U A）時間※
- ※：非待機（U A）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) 課長（保修技術）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

(a) 予防可能故障 (M P F F) 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。

(b) 非待機 (U A) 時間の目標値は、点検実績及び「島根原子力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74条の第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) 課長（保修技術）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) 課長（保修技術）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) 設備主管課は、「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. 点検の計画（施設管理計画「7. 1 点検の計画策定」及び「6.1 点検の計画策定（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「7. 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「7. 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) 保修部（保修管理）及び設備主管課は、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、BWRプラントメーカ、サプライヤー、関係協力会社及びBWR電力事業者と連携し、情報収集等の活動を行う。

情報収集等のための活動は、以下のとおりである。

a. BWR事業者協議会

BWR事業者協議会は、BWR電力事業者7社^{※1}、BWRプラントメーカ2社^{※2}と連携し、共通案件に関する技術検討の実施や会員間の技術情報の一層の共有を図ることにより、BWRプラントの安全安定運転、総合的な技術力向上を推進するための会議体である。定期的に点検資機材／予備品ワーキンググループが開催され、電源事業本部（原子力設備）が製造中止品情報を能動的に入手、共有している。また、緊急性を要する事案が発生した場合は、定期的な会合にかかわらず速やかに情報交換を行うこととしている。

※1：東北電力株式会社、東京電力ホールディングス株式会社、中部電力株式会社、北陸電力株式会社、中国電力株式会社、日本原子力発電株式会社、電源開発株式会社

※2：東芝エネルギーシステムズ株式会社、日立G Eニュークリア・エナジー株式会社

b. 定期的な確認依頼

保修部（保修管理）は、設備主管課から関係協力会社等の情報を入手し、定期的（1回／年）に関係協力会社等に製造中止品情報の提示依頼を実施し、各関係協力会社等から製造中止品情報を入手する。

c. 恒常的な施設管理業務

恒常的な施設管理業務を通じて、BWRプラントメーカ及び関係協力会社に対して点検計画を開示し、また、製造中止品情報を入手する。

(3) 保修部（保修管理）及び設備主管課は、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し、製造中止品情報まとめリストに登録する。なお、特定にあたっては、入手した情報が構造物、系統及び機器の構成品や付属品の一部の物品や役務の場合、構造物及び機器本体並びに系統全体への影響を考慮し、その機能を維持する必要がある構造物、系統及び機器を特定する。また、製造中止品情報には、調達先が製造中止を検討している段階の情報に加え、調達先の原子力事業撤廃・技術指導員の技術力低下等のリスクを踏まえて調達に著しい支障が生じることを未然に防止する観点から、保修部（保修管理）及び設備主管箇所が自ら登録するものを含む。

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

a. 電源事業本部（原子力設備）は、BWR事業者協議会に参加し、入手した製造中止品情報を保修部（保修管理）に情報提供する。保修部（保修管理）及び設備主管課は、製造中止品情報をBWRプラントメーカ、関係協力会社等から入手し、製造中止品情報まとめリストに登録して一元管理する。なお、「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）」で定めた保全対象範囲に限らず幅広く入手し、製造中止を検討している段階の情報も製造中止品情報まとめリストに登録する。

また、製造中止品情報まとめリストに登録する情報は以下を基本とする。

- ① 製造中止品の名称
- ② 情報提供元
- ③ 情報入手時期
- ④ 対象構造物、系統及び機器の名称
- ⑤ 対象ユニット
- ⑥ サプライヤー
- ⑦ 仕様
- ⑧ 供給期限
- ⑨ 代替品の有無
- ⑩ 互換性の有無
- ⑪ 対応要否
- ⑫ 検討期限
- ⑬ 対応箇所

b. 保修部（保修管理）及び設備主管課は、BWRプラントメーカ、関係協力会社等からの情報に不足があれば、互換性や代替品の有無、保全における使用見込み等の調査を行い、製造中止品情報まとめリストに反映する。

c. 保修部（保修管理）及び設備主管課は、入手した製造中止品情報を登録する際に、対応の検討期限を設定する。検討期限は、供給期限や保全における使用見込み等を考慮して設定する。さらに、保修部（保修管理）が定期的に検討期限までに検討が完了していないものがないか確認を行う。

(4) 設備主管課は、(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、統合型保全システム（EAM）に登録し、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

市場に流通する在庫及び他の原子炉設置者・BWRプラントメーカー・関係協力会社等で融通可能な保有在庫等を確保する。

(b) 特別生産

個別にBWRプラントメーカー やサプライヤー等と生産や供給契約を締結することにより、特別に生産・製造を継続することで機器、部品を確保する。

(c) 設備更新／修理

従来品の仕様を満足し、原子力の品質管理要求を満足する後継機種を代替品として使用することで、機器全体の取替え、若しくは機器を構成する部品レベルの取替えを行う。又はBWRプラントメーカー やサプライヤーが後継機種に指定していないものの技術的要 求仕様や品質管理、保守管理面で使用に支障がないと評価された同等品を代替品として取り替える。

なお、このような設備更新／修理では、既設機器又は系統全体の設計条件を満足しうるかについての評価を実施するものであり、元々の機器又は系統全体の設計条件の見直しは行わない。

(d) 他の機器部品の活用

機器を継続使用するために必要な部品又は機器一式を、通常は使用されていない同一の部品を他の機器から取り出して使用する。これら活用元の設備には廃止措置にて保守管理不要となった設備も含まれる。

(e) リバースエンジニアリング

製品を入手して分解・解析等を行い、その動作原理や製造方法、設計や構造、仕様の詳細、構成要素等を明らかにする手法のことで、同様の働きをする製品を独自に検討し再製造等することで代替品として使用する。

(f) 設計変更に伴う設備更新

設計条件を確認した上で、機器又は当該機器が属する系統全体の設計条件の変更が必要となる設備更新を行う。

(g) 保守サービス契約

BWRプラントメーカー・サプライヤー等と設備ごとの保全ニーズにあわせて保守サービス契約を結ぶ。

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み合わせて定

める。

(a) 施設管理の重要度

機能喪失が原子力安全へ与える影響の大きいもの等、施設管理の重要度が高いものを優先する。

(b) 予備機の有無

安全系機器については、運転上の制限設定台数に対して、予備機がないものを優先する。非安全系機器については、運用上の必要台数に対して、予備機がないものを優先する。

(c) 使用環境及び設置環境による劣化傾向

劣化進展が早く、使用見込みが高いものは、予備品の枯渇等が発生する時期を考慮する。

(d) 予備品の保有数量及び使用見込み

予備品の保有数量と使用見込みの関係から、保有数量が十分でない場合は、推定される枯渇時期を考慮する。

(e) 特殊性（汎用的ではない技術を用いた機器等）

代替品の選定に時間がかかる場合や、検証試験が必要な場合等があるため、これらの時間を考慮する。

(5) 設備主管課は、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。

(参考)

施設管理計画「7. 1 点検の計画策定」

(1) 組織は、原子炉停止中または運転中に点検を実施する場合、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた点検計画を策定する。

(2) 組織は、構築物、系統および機器の適切な単位ごとに、予防保全を基本として、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。

a. 予防保全

(a) 時間基準保全

(b) 状態基準保全

b. 事後保全

(3) 組織は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。

a. 時間基準保全

点検を実施する時期までに、次の事項を定める。

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

なお, 時間基準保全を選定した機器に対して, 運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取, 巡視点検または定例試験の状態監視を実施する場合, 状態監視の内容に応じて, 状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。
- b. 状態基準保全
- (a) 設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに, 次の事項を定める。
 - ① 状態監視データの具体的採取方法
 - ② 機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目, 評価方法および必要な対応を適切に判断するための管理基準
 - ③ 状態監視データ採取頻度
 - ④ 実施時期
 - ⑤ 機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

(b) 巡視点検を実施する時期までに、次の事項を定める。

- ① 巡視点検の具体的方法
- ② 構築物、系統および機器の状態を監視するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準
- ③ 実施頻度
- ④ 実施時期
- ⑤ 機器の状態が管理基準に達するかまたは故障の兆候を発見した場合の対応方法

(c) 定例試験を実施する時期までに、次の事項を定める。

- ① 定例試験の具体的方法
- ② 構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準
- ③ 実施頻度
- ④ 実施時期
- ⑤ 機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

c. 事後保全

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

(4) 組織は、点検を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査^{※3}により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。

- a. 事業者検査の具体的方法
- b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な事業者検査の項目、評価方法および管理基準
- c. 事業者検査の実施時期

※3：事業者検査とは、点検および工事に伴うリリースのため、点検および工事とは別に、要求事項への適合を確認する合否判定行為であり、第106条の4による使用前事業者検査および第106条の5による定期事業者検査をいう（以下、本条において同じ。）。

施設管理計画「7. 2 設計および工事の計画の策定」

(1) 組織は、設計および工事を実施する場合、あらかじめその方法および実施時期を定めた設計および工事の計画を策定する。また、安全上重要な機器の工事を実施する場合は、その計画段階において、法令に基づく必要な手続き^{※4}の要否について確認を行い、法令に基づく必要な手続きの要否およびその内容（手続きが不要と判断した場合、その理由を含む。）を記録する。

(2) 組織は、原子炉施設に対する使用前点検を行う場合は、使用前点検の方法ならびに

それらの実施頻度および実施時期を定めた使用前点検の計画を策定する。

(3) 組織は、工事を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを、事業者検査ならびに事業者検査以外の検査および試験（以下「試験等」という。）により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。

- a. 事業者検査および試験等の具体的方法
- b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な事業者検査および試験等の項目、評価方法および管理基準
- c. 事業者検査および試験等の実施時期

※4：法令に基づく必要な手続きとは、「原子炉等規制法」の第43条の3の8（変更の許可及び届出等）、第43条の3の9（設計及び工事の計画の認可）、第43条の3の10（設計及び工事の計画の届出）および第43条の3の11第3項（使用前事業者検査の確認申請）ならびに「電気事業法」の第47条・第48条（工事計画）および第49条・第50条（使用前検査）に係る手続きをいう。なお、手続きが不要と判断した場合にも、その理由を併せて記録する。（以下、第119条（記録）において同じ。）

施設管理計画「7. 3 特別な保全計画の策定」

(1) 組織は、地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法および実施時期を定めた計画を策定する。

(2) 組織は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを点検により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。

- a. 点検の具体的方法
- b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な点検の項目、評価方法および管理基準
- c. 点検の実施時期

6.1 点検の計画策定（製造中止品に係る対応の点検計画への反映）

設備主管課は、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「7. 1 点検の計画策定」に従い策定する点検計画に反映する。

具体的には、製造中止品となったパッキン等のシール部材を点検計画に基づき代替品に取り替える等、製造中止品に係る対応を点検計画の点検の方法、実施時期等に反映する。その際、点検計画の点検の方法、実施時期等を統合型保全システム（E AM）に登録する。

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）

設備主管課は、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「7. 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。

具体的には、保守が終了したポンプや継電器を一式で取り替える等、製造中止品に係る対応を設計及び工事の計画の方法、実施時期等に反映する。その際、設計及び工事の計画の方法、実施時期等を統合型保全システム（E AM）に登録する。

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）

設備主管課は、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「7. 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。

具体的には、「6.1 点検の計画策定（製造中止品に係る対応の点検計画への反映）」、「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）」と同様に特別な保全計画の方法、実施時期等に反映する。

その際、特別な保全計画の点検の方法、実施時期等を統合型保全システム（E AM）に登録する。

7. 保全の実施（製造中止品管理に関する保全の実施）

設備主管課は、施設管理計画「8. 保全の実施」に従って保全を実施する。この場合において、施設管理計画「8. 保全の実施」に記載している「7. 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。

また、保全計画に定めた実施時期を超過することにより保全に支障が生じないように進捗管理を行う。

さらに、保修部（保修管理）が定期的に計画された実施時期までに完了していないものがないか確認を行う。

（参考）

施設管理計画「8. 保全の実施」

（1）組織は、7. で定めた保全計画に従って保全を実施する。

（2）組織は、保全の実施にあたって、第106条の2による設計管理および第106条の3による作業管理を実施する。

（3）組織は、保全の結果について記録する。

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）

設備主管課は、施設管理計画「9. 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。

具体的には、代替品に設備更新したポンプに対してポンプの運転状態や圧力・電流値等の各種パラメータを確認する等、保全を実施した構造物、系統及び機器に対して所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価する。

(参考)

施設管理計画「9. 保全の結果の確認・評価」

- (1) 組織は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統および機器の保全の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時期※⁵までに確認・評価し、記録する。
- (2) 組織は、原子炉施設の使用を開始するために、所定の機能を発揮しうる状態にあることを検証するため、事業者検査を実施する。
- (3) 組織は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることを、所定の時期※⁵までに確認・評価し、記録する。

※5：所定の時期とは、所定の機能が要求される時またはあらかじめ計画された保全の完了時をいう。

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）

設備主管課は、施設管理計画「10. 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。

以下に示す判断基準のうち、いずれかを満たさない場合には、不適合管理を行った上で、是正処置を講じる。

- (1) 製造中止品が構造物、系統及び機器へ与える影響の特定と対応策の実行がなされていること
- (2) 製造中止品が入手できなくとも、運転が見込まれる期間における想定需要に対する供給が可能であること
- (3) 製造中止品が発電用原子炉施設の安全性に影響を与えないこと
- (4) 製造中止品が発電用原子炉施設の運転継続性に影響を与えないこと
- (5) 製造中止品が点検計画に基づく保全の実施に影響を与えないこと

(参考)

施設管理計画「10. 不適合管理、是正処置および未然防止処置」

- (1) 組織は、施設管理の対象となる施設およびプロセスを監視し、以下の a. および b. の状態に至らないよう通常と異なる状態を監視・検知し、必要な是正処置を講じるとともに、以下の a. および b. に至った場合には、不適合管理を行った上で是正処置

を講じる。

a. 保全を実施した構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合。

b. 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあって、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることが確認・評価できない場合。

(2) 組織は、他の原子力施設の運転経験等の知見を基に、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らし、適切な未然防止処置を講じる。

(3) 組織は、(1) および (2) の活動を第3条に基づき実施する。

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）

設備主管課は、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) 設備主管課は、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み合わせて行う。

a. 保全活動管理指標の監視結果

7000 臨界時間あたりの計画外自動・手動スクラム回数 等

b. 製造中止品に関する課題の解決状況

製造中止品に係る対応が適切に行われないことにより、中止又は延期した保全活動がないか、これに伴い、構造物、系統及び機器の故障が発生していないか 等

c. 社内他プラントの不具合の反映状況

他プラントにて発生した製造中止品に関する不具合に対して、保全計画に反映した対策が実施されているか 等

d. 技術開発等の最新知見の反映状況

実施した保全内容が技術開発等の最新知見を反映したものになっているか 等

(2) 設備主管課は、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) 設備主管課は、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（製造中止品管理の有効性評価）

(1) 設備主管課は、「10. 保全の有効性評価（製造中止品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）」で定めた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。製造中止品管理プログラムの有効性を評価する際には、製造中止品管理に係る指標を用いる。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
他の事業者との情報交換又は共同取り組み等は実施されているか 等
- 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
規制要件や原子力エネルギー協議会「製造中止品管理ガイドライン」の変更があった場合の反映要否は適切か 等

(2) 設備主管課は、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）

設備主管課は、施設管理計画「13. 構成管理」に従って構成管理を実施する。

具体的には、製造中止品に係る対応として、設備更新等を実施する場合に、新たな設計又は過去に実施した設計結果の変更に該当するかどうかの判断及び保全後の設備図面等の整備等を実施し、設計に対する要求事項、図書等の施設構成情報及び物理的構成の均衡を維持する。

(参考)

施設管理計画「13. 構成管理」

組織は、施設管理を通じ以下の要素間の均衡を維持する。

- (1) 設計要件（第3条7.2.1に示す業務・原子炉施設に対する要求事項のうち、「構築物、系統および機器がどのようなものでなければならないか」という要件を含む第106条の2の設計に対する要求事項をいう。）
- (2) 施設構成情報（第3条4.2.1に示す文書のうち、「構築物、系統および機器がどのようなものかを示す図書、情報」をいう。）
- (3) 物理的構成（実際の構築物、系統および機器をいう。）

13. 情報共有（製造中止品管理に関する情報共有）

(1) 設備主管課は、製造中止品管理の向上に資するために製造中止品に係る対応の実施

状況や製造中止品に関する不適合事例等を、組織内で情報共有する。

- (2) 電源事業本部(原子力設備)は、製造中止品情報や製造中止品に係る対応等の情報を、BWR事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と情報共有を行う。

14. 製造中止品管理の実績

参考として、これまでの製造中止品管理の実績を別紙として添付する。

別紙

製造中止品管理の実績

製造中止品に対しては、「製造中止品ガイドライン（原子力エネルギー協議会）」を踏まえ、原子力発電所における機器等の製造中止情報を入手し、情報共有化を図るとともに、製造中止情報に対する処置を実施している。

2021年3月より、社内マニュアル（製造中止品情報管理に関するガイドライン）を用いた管理を実施しており、2024年3月までの製造中止品管理の実績を以下に示す。

今後、製造中止品に対し、長期施設管理計画に基づく製造中止品管理を実施することで、発電用原子炉施設の信頼性に対する悪影響を回避していく。

1. 適用範囲

製造中止品管理は保全対象設備、それらの構成部品及び技術指導員等の保守サービスを対象としている。ただし、需要急増等による一時的な製品、サービスの供給不足は対象外としている。

2. 製造中止品に係る対応

製造中止品に係る対応は、図1に示す製造中止情報管理フローに基づき、以下の項目について実施している。

2.1 情報入手

BWRプラントメーカや関係協力会社等から製造中止品に関する情報を入手している。情報入手の具体的手段、方法は以下のとおりであり、これらは会議体等を通じて、定期的若しくは不定期に入手している。

(1) BWR事業者協議会

(2) 電力による各設計メーカ、代理店等の取引先からの定期的な情報収集

(3) 各設計メーカ等による自発提供

(4) 電力による調達時における情報入手

入手した製造中止品に対して以下を必須情報として入手する運用としている。

a. 製造中止品名称（技術指導員派遣等のサービス停止であればサービス名。）

b. 製造中止品の仕様（型式、部品番号等）

c. 製造メーカ

d. 供給期限

e. 代替品情報（必要により）

2.2 製造中止品に係る対応の検討

入手した情報を基に、設備主管課へ影響有無、影響設備特定及び処置方針の検討を依頼する。処置方針については以下の具体的対策案を参考に検討する。

[具体的対策案]

- ・市中 在庫等の確保
市場に流通する在庫及び他の事業者・プラントメーカー・関係協力会社等で融通可能な保有在庫等を確保する。
- ・特別生産
個別にプラントメーカー等と生産や供給契約を締結することにより、特別に生産・製造を継続することで機器、部品を確保する。
- ・設備更新／修理
従来品の使用を満足し、原子力の品質管理要求を満足する後継機種又は技術的要求仕様や品質管理、保守管理面で使用に支障がないと評価された同等品に取替える。
- ・他の機器部品の活用
機器を継続使用するために必要な部品又は機器一式を通常は使用されていない同一の部品を他の機器から取り出して使用する。
- ・リバースエンジニアリング
製品を入手して分解・解析等を行い、その動作原理や製造方法、設計や構造、仕様の詳細、構成要素等を明らかにし、著作権・企業秘密保護に違反しないように、同様の働きをする製品を独自に検討し再製造等する。
- ・設計変更を伴う設備更新
設計条件を確認した上で、機器又は当該機器が属する系統全体の設計条件の変更が必要となる設備更新を行う。

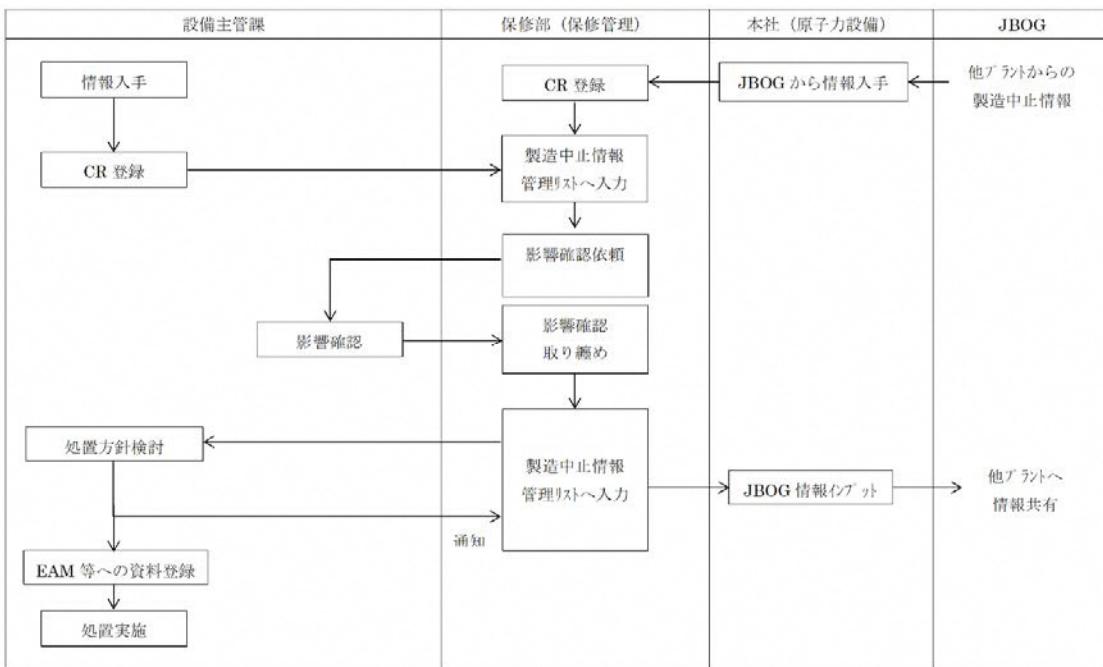
2.3 製造中止品管理に関する保全の実施

処置方針を検討した設備主管課は、製造中止品に対する処置方針を保全計画に取り込む。

製造中止品管理に関する保全計画例について表2に示す。

表2 製造中止品管理に関する保全計画例

製造中止品名	対策内容
ディーゼル設備 給・排気弁棒	代理店が選定した製作メーカーへ変更
スクリューポンプ	対象となる設備のメーカーが選定する代替品へ変更



入手した製造中止品情報については、統合型保全システム（EAM）にて入手した情報について設備主管課へ影響確認を適切に行うよう管理し、製造中止品情報管理リストにて製造中止品に対して設備主管課の影響確認結果、対応方針内容について確認できる様式としている。

図1 製造中止情報基本管理フロー

3. 製造中止品管理の運用の実績

3.1 統合型保全システム（EAM）の登録状況

2021年3月より運用を開始した、社内マニュアル（製造中止品情報管理に関するガイドライン）にて、製造中止品情報入手時は統合型保全システム（EAM）へ登録する運用としているため、登録状況を表3に示す。

なお、統合型保全システム（EAM）での管理は設備主管課にて製造中止品に対する対応方針の策定までとしている。

表3 EAMの登録件数

年度	登録件数
2021年度	36件
2022年度	17件
2023年度	20件

3.2 製造中止品管理プログラムの有効性評価

製造中止品管理プログラムにおいては、製造中止品管理が原因で保全活動の停滞や対策の遅延が発生し、発電所の信頼性に影響を及ぼすことがないよう、保修部（保修管理）にて定期的にデータベースの登録状況を確認の上、確認結果を関係者に通知し、処置遅れが発生していないことを確認している。

保全の有効性評価において、製造中止品情報に対して設定した対応の検討期限を超過しているものではなく、適切に処置されていることから、製造中止品管理プログラムは有効に機能していると評価しており、改善事項は抽出されていない。

別添 2-4

添付書類三-三

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に関する説明書

1. 概要

本添付書類は、「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。) 第 113 条第 2 項第 3 号に基づき、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を説明するものであり、代表者によるトップマネジメントを含む品質マネジメントシステムについて「2. 品質マネジメントシステム」に、長期施設管理に関する計画、実施、評価及び改善の一連のプロセスについて「3. 長期施設管理に関するプロセス」に、品質マネジメントシステムのもとでの劣化の管理に係る業務の実施について「4. 劣化の管理に係る業務」に記載する。

2. 品質マネジメントシステム

代表者によるトップマネジメントを含む品質マネジメントシステムについては、「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、「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構築し、「島根原子力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。

保安規定第 3 条を別紙に示す。

3. 長期施設管理に関するプロセス

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については、本文「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」に記載したプロセスに従い運用する。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については、本文「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」に記載したプロセスに従い運用する。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については、本文「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」に記載したプロセスに従い運用する。

これらの長期施設管理に関する計画、実施、評価及び改善の一連のプロセスについては、「2. 品質マネジメントシステム」に示した品質マネジメントシステムのもと運用する。

長期施設管理に関する各プロセスの関係を別図に示す。

4. 劣化の管理に係る業務

劣化管理に係る業務は、「2. 品質マネジメントシステム」に示した品質マネジメントシステムのもと、「3. 長期施設管理に関するプロセス」に示した劣化の管理に係る一連のプロセスを社内規程に規定し実施する。