

泊発電所2号炉審査資料	
資料番号	HTN2-PLM30(冷停)-共通
提出年月日	令和2年3月19日

泊発電所 2 号炉 高経年化技術評価  
(共通事項)

補足説明資料

令和2年3月19日  
北海道電力株式会社



# 目 次

1. はじめに.....	1
2. 今回実施した高経年化技術評価について.....	2
2.1 高経年化技術評価の実施体制及び実施手順.....	3
2.2 高経年化技術評価の前提とする運転状態.....	15
2.3 評価対象となる機器及び構造物の抽出.....	16
2.4 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	19
2.5 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に対する健全性評価.....	24
2.6 耐震安全性評価.....	26
2.7 高経年化技術評価に係る全体プロセス.....	28
3. 泊発電所における保全活動.....	30
別紙1. 日常劣化管理事象等について.....	1-1
別紙2. 日常劣化管理事象以外の事象について.....	2-1

## 1. はじめに

### (1) 本資料について

本資料は、泊発電所2号炉の高経年化技術評価書の補足として、共通的な事項である実施体制及び実施手順等について取りまとめたものである。

### (2) 保安規定変更認可申請について

泊発電所2号炉は、平成3年（1991年）4月12日に営業運転を開始し、令和3年（2021年）年4月に運転開始後30年を経過することから、原子炉等規制法<sup>1</sup>第43条の3の22第1項及び実用炉規則<sup>2</sup>第82条第1項の規定に基づき、原子力規制委員会内規「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」（以下、「実施ガイド」という。）に従い、泊発電所2号炉について、安全上重要な機器等の経年劣化に関する技術的な評価（高経年化技術評価）を行い、この評価の結果に基づき、10年間に実施すべき保守管理に関する方針（長期保守管理方針）を策定した。

また、原子炉等規制法第43条の3の24及び実用炉規則第92条の規定に基づき、泊発電所原子炉施設保安規定に長期保守管理方針を反映するため、令和2年3月19日に保安規定変更認可申請を行った。

---

<sup>1</sup> 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）

<sup>2</sup> 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）

## 2. 今回実施した高経年化技術評価について

泊発電所についての高経年化技術評価及び長期保守管理方針に関しては、「泊発電所原子炉施設保安規定」(R-1) (以下、「保安規定」という。) 第118条の2において規定しており、これに基づき実施手順及び実施体制を定め、泊発電所2号炉について高経年化技術評価を行い、この評価の結果に基づき、長期保守管理方針を策定した。

## 2.1 高経年化技術評価の実施体制及び実施手順

保安規定に基づく品質保証計画に従い、日本電気協会「原子力発電所における安全のための品質保証規程」(JEAC4111-2009)及び「原子力発電所の保守管理規程」(JEAC4209-2007)に則った高経年化技術評価の実施体制を構築している。

高経年化技術評価の実施体制及び実施手順は、原子力発電安全委員会での審議を経て承認された二次文書「泊発電所原子炉施設の高経年化対策検討マニュアル」(R-30-112)

(以下、「PLMマニュアル」という。)により規定しており、PLMマニュアルに従い策定した「泊発電所1, 2号炉 高経年化対策検討実施計画書」(以下、「実施計画書」という。)により実施体制を定めている。

具体的な実施体制は図-1のとおり。それぞれの責任と権限は以下のとおり。

- 総括責任者

高経年化対策検討の全体を総括し、実施計画の策定、高経年化技術評価及び長期保守管理方針の策定を行う責任者。当該責任者は原子力部長である。

- 統括責任者

機械・電気設備及び土木・建築設備の高経年化対策検討に係る責任者。当該責任者は原子力部長もしくは原子力土木部長である。

- 評価実施グループリーダー

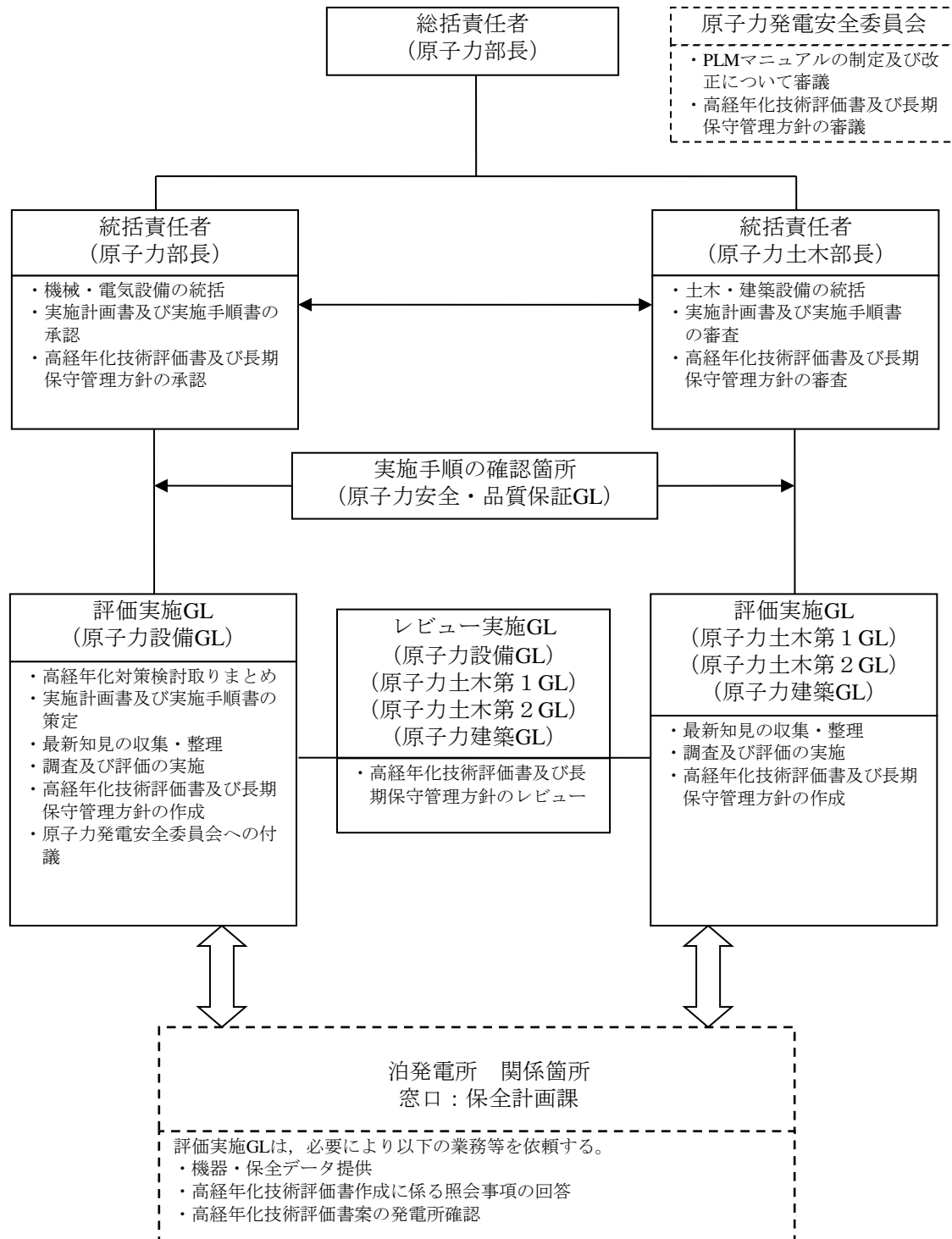
高経年化対策検討の実施担当であり、検討に必要な資料やデータ等の入手、高経年化技術評価書や長期保守管理方針(以下、高経年化技術評価書及び長期保守管理方針を合わせて「評価書等」という。)の作成・調整を行うグループリーダー(以下、「グループリーダー」を「GL」という)。当該GLは原子力設備GL(機械・電気設備)、原子力土木第1GL(取水構造物)、原子力土木第2GL(浸水防護施設)及び原子力建築GL(建屋全般)である

- レビュー実施グループリーダー

評価実施グループリーダーが作成する評価書等の内容をレビューするGL。当該GLは原子力設備GL, 原子力土木第1GL, 原子力土木第2GL及び原子力建築GLである。なお、評価実施グループリーダーとレビュー実施グループリーダーが同一の場合は、評価実施担当者と異なる者にレビューを実施させた。

- 実施手順の確認箇所

高経年化技術評価書が、このマニュアルで定める業務プロセスに基づき作成されているか確認する箇所。当該箇所は原子力安全・品質保証GLである。



注1：実線箇所が高経年化技術評価の実施体制範囲である。

なお、泊発電所関係箇所及び窓口については、評価の実施に当たり必要な情報等の提供を示す。

注2：必要により評価書作成助勢等の外部委託を実施するものとする。

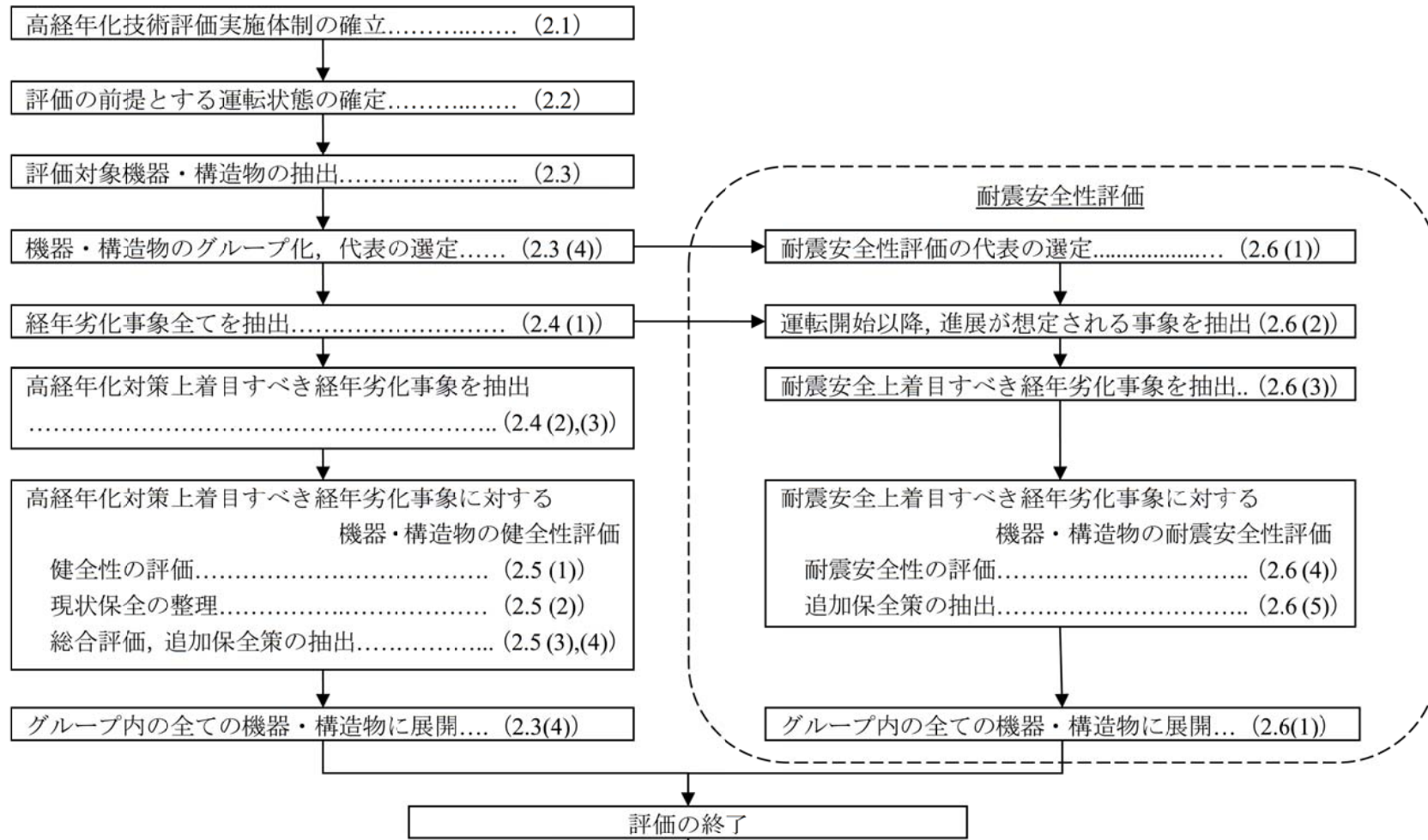
注3：原子力発電安全委員会は、保安規定第6条に基づき設置するもので、泊発電所原子炉施設の保安に関する事項を審議し、確認する。原子力部長を委員長とし、泊発電所長、発電用原子炉主任技術者他で構成する。高経年化技術評価に関しては、PLMマニュアルの制定及び改正並びに高経年化技術評価書及び長期保守管理方針の審議を行う。

図-1 高経年化技術評価の実施体制

高経年化技術評価の実施手順は、PLMマニュアルに従い策定した「泊発電所1，2号炉高経年化対策検討実施手順書」（以下、「実施手順書」という。）により確立している。

高経年化技術評価の流れを図－2に示す。具体的な実施手順は2.2～2.6に示す。また、評価書等の内容のレビュー，実施手順の確認及び評価書等の承認プロセスについて2.7に示す。



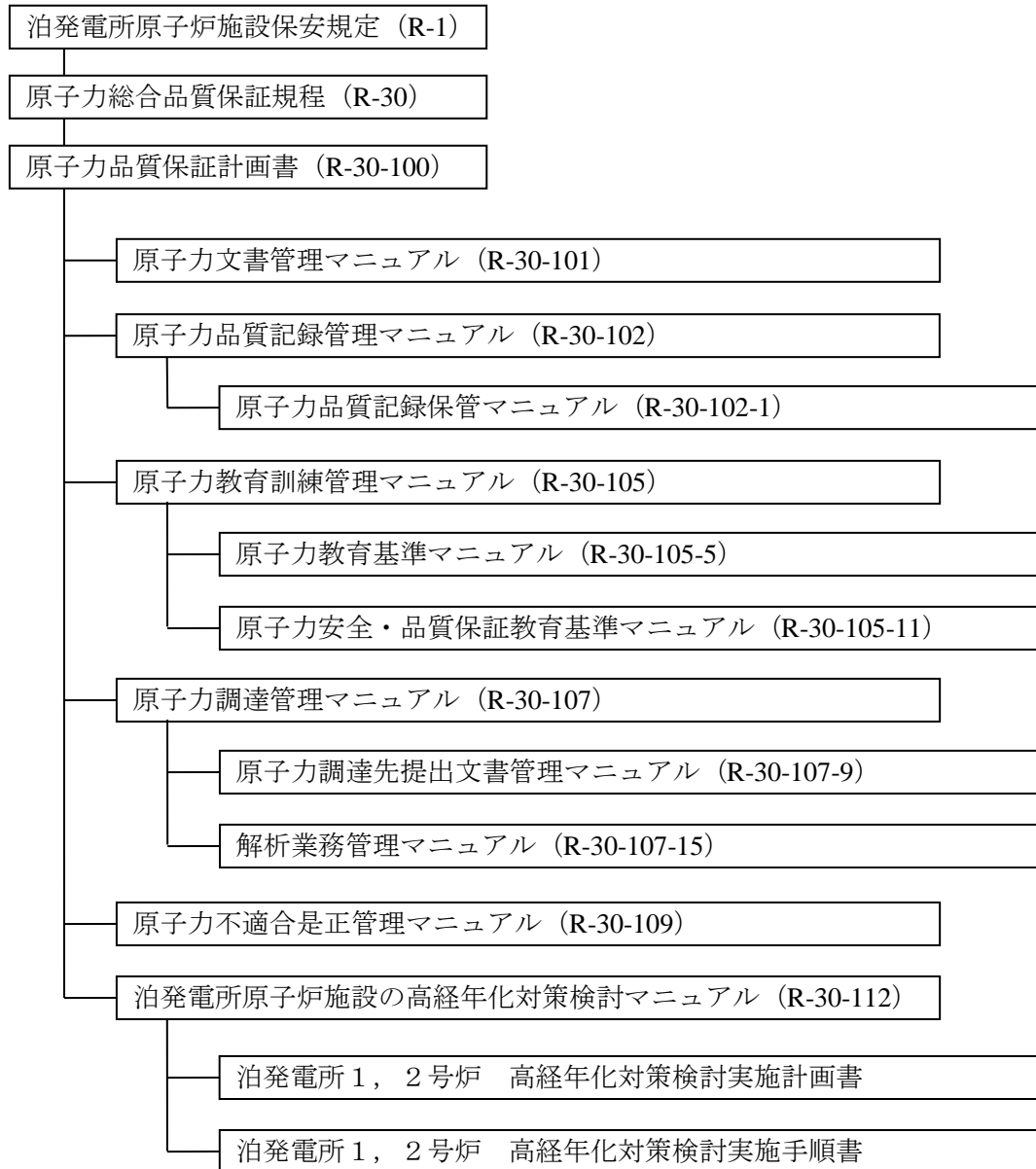


注 フロー中括弧内の番号は、本資料での記述箇所を示す。

図－２ 高経年化技術評価の流れ

(1) 高経年化技術評価に係る品質マネジメントシステムの文書体系

高経年化技術評価に係る品質マネジメントシステム（QMS）の文書体系を図－3に示す。



図－3 高経年化技術評価に係る品質マネジメントシステム文書体系

各文書の規定範囲は以下のとおり。

a. 一次文書

(a) 原子力総合品質保証規程 (R-30)

泊発電所の原子力安全の達成と信頼性の確保、及びこれらを維持、向上させるために、保安規定及び日本電気協会「原子力発電所における安全のための品質保証規程」(JEAC4111-2009)並びに関係法令に基づいて、泊発電所における保安活動に係るQMSを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とした規程。

(b) 原子力品質保証計画書 (R-30-100)

保安規定、原子力総合品質保証規程及び関連法令に基づき、原子力安全の達成と信頼性の確保、及びこれらを維持、向上させるために、原子力安全のためのQMSを確立し、これに基づいた品質保証活動を実施するとともに、QMSの有効性を評価確認し、継続的に改善することを目的とした計画書。

b. 二次文書 (マニュアル)

(a) 原子力文書管理マニュアル (R-30-101)

保安規定及び原子力品質保証計画書に基づき、手順書等を遵守するために重要度に応じた文書の管理方法について定め、これを円滑に実施することを目的としたマニュアル。

(b) 原子力品質記録管理マニュアル (R-30-102)

保安規定及び原子力品質保証計画書に基づき、品質保証活動に関する要求事項への適合及びQMSの効果的運用の証拠を示すための記録の対象の明確化及び管理方法について定め、これを円滑に実施することを目的としたマニュアル。

(c) 原子力教育訓練管理マニュアル (R-30-105)

保安規定及び原子力品質保証計画書に基づき、本店実施部門<sup>3</sup>において計画・実施する教育・訓練に関する基本的事項を定め、品質保証活動に従事する者の知識、技能、業務遂行能力の維持向上を図ることを目的としたマニュアル。

---

<sup>3</sup> 「本店実施部門」とは、原子力安全・品質保証部長、原子力部長、原子力土木部長及び資材部長が所管している組織並びに原子炉保安統括及び副原子炉保安統括を総称したもの。

(d) 原子力調達管理マニュアル (R-30-107)

保安規定及び原子力品質保証計画書に基づき、業務の外部委託等による製品又は役務（以下、「調達製品等」という。）の品質を確保し、当社の調達要求事項に適合させるため、調達先の評価、再評価及び選定、調達要求事項の明確化、調達先への発注並びに調達製品等の検証等に関する事項を定め、円滑に調達を実施することを目的としたマニュアル。

(e) 原子力不適合是正管理マニュアル (R-30-109)

保安規定及び原子力品質保証計画書に基づき、本店実施部門において発生した業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理するための方法及びそれに関する責任と権限並びに根本原因分析を実施するための方法及び体制等を定め、これを円滑に実施することを目的としたマニュアル。

(f) 泊発電所原子炉施設の高経年化対策検討マニュアル (R-30-112)

保安規定及び原子力品質保証計画書に基づき、泊発電所原子炉施設の高経年化対策検討に関する実施手順及び実施体制を定め、高経年化技術評価の実施及び長期保守管理方針の策定に係る業務を、適用法令等の要求を満たしつつ、適切かつ円滑に実施することを目的としたマニュアル。

c. 三次文書（マニュアル）

(a) 原子力品質記録保管マニュアル (R-30-102-1)

原子力品質記録管理マニュアルに基づき、原子力部長及び原子力土木部長が所管している組織における記録の種類、保管担当箇所及び保管期間を定め、記録を適切に保管することを目的としたマニュアル。

(b) 原子力教育基準マニュアル (R-30-105-5)

原子力教育訓練管理マニュアルに基づき、原子力部長が所管するグループ及び原子力土木部長が所管するグループの各ステップに応じた業務の遂行能力及びその力量を確保するための教育方法を明確にし、各グループの品質保証活動に従事する者の知識、技能、業務遂行能力の維持向上を図ることを目的としたマニュアル。

(c) 原子力安全・品質保証教育基準マニュアル (R-30-105-11)

原子力教育訓練管理マニュアルに基づき、原子力安全・品質保証部長が所管している組織の各ステップに応じた業務の遂行能力及びその力量を確保するための教育方法を明確にし、原子力安全・品質保証グループ員の知識、技能、業務遂行能力の維持向上を図ることを目的としたマニュアル。

(d) 原子力調達先提出文書管理マニュアル (R-30-107-9)

原子力調達管理マニュアルに基づき、調達先から提出される文書に関する当社の具体的な管理方法を定め、これを円滑に実施することを目的としたマニュアル。

(e) 解析業務管理マニュアル (R-30-107-15)

原子力調達管理マニュアルに基づき、許認可申請等での計算ミスや入力誤り等の不適合を未然に防止し、解析業務の品質を確保するため、当社及び受注者において実施すべき具体的な事項を定め、この業務を円滑に実施することを目的としたマニュアル。

d. 三次文書 (二次文書に基づき作成した文書)

(a) 泊発電所 1, 2号炉 高経年化対策検討実施計画書

PLMマニュアルに基づき、泊発電所 1, 2号炉高経年化対策検討に係る実施体制、高経年化対策検討工程、高経年化技術評価書のレビュー実施要領、高経年化技術評価書の作成に係る実施手順の確認要領を定めた計画書。

(b) 泊発電所 1, 2号炉 高経年化対策検討実施手順書

PLMマニュアルに基づき、泊発電所の高経年化対策検討に関する実施手順を定め、高経年化技術評価の実施及び長期保守管理方針の策定に係る業務を、適用法令等の要求事項を満たしつつ、適切かつ円滑に実施することを目的とした手順書。

(2) 高経年化技術評価の実施に係る協力事業者の管理

高経年化技術評価に係る業務を委託した協力事業者（三菱重工業株式会社、三菱電機株式会社及び株式会社原子力エンジニアリング）について、原子力調達管理マニュアルに基づく以下の管理を行っている。

a. 調達先の評価

調達要求事項に適合する調達製品等を供給できるかどうかの能力について評価している。

b. 調達要求事項の明確化

当社の要求事項は、調達文書（仕様書等）により明確にしている。

c. 品質保証体制等の確認

品質保証計画書により、品質保証体制等に問題の無いことを確認している。

d. 調達製品等の検証

調達製品等が、調達文書に規定した調達要求事項を満たしていることを、報告書の審査により検証している。また、必要に応じ、契約内容に基づいて、業務委託の履行状況を把握するものとしている。

(3) 高経年化技術評価の実施に関与する者の力量管理

高経年化技術評価の実施に関与する者に必要な力量及び教育・訓練は、PLMマニュアルにより表－1のとおり定めている。

表－1 高経年化技術評価の実施に関与する者の力量及び教育・訓練

力 量	教 育・訓 練
下記のいずれかの項目に該当するものであること。 ・担当する分野・設備又は高経年化対策業務における実務経験が3年以上 ・担当する分野・設備又は高経年化対策業務に関して「原子力教育訓練管理マニュアル」(R-30-105)に定める知識・技能がステップⅡ以上の者 ・当該要員の所属する箇所のGLが、上記と同等かそれ以上の力量を有すると判断した者(※1)	GLは、力量要件を満たしていない者に対して、各グループの教育基準マニュアルに定められる知識・技能がステップⅡ以上の教育・訓練を行う。

※1：GLは、その判断根拠を明確にすること。

PLMマニュアルに従い、評価実施GL、レビュー実施GL及び実施手順の確認箇所は、評価者又は確認者が表－1の力量を有している事を確認し、業務を実施させている。また、評価者又は確認者の資格認定記録及び教育の記録を保管している。

#### (4) 最新知見及び運転経験の反映

高経年化技術評価においては、これまでに実施された先行プラントの高経年化技術評価書を参考にするとともに、最新知見及び国内外の運転経験について高経年化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、高経年化技術評価に反映している。

##### a. 最新知見

###### (a) 調査対象期間

実施済みの泊1号炉30年目高経年化技術評価において平成29年12月までの最新知見を取りまとめており、これを活用することとし、その後の平成30年1月から調査対象期間は令和元年10月末までとした。

なお、調査対象期間以降の最新知見についても適宜反映する。

###### (b) 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、高経年化技術評価を実施する上で新たに反映が必要な知見を抽出している。

- ・ 原子力規制委員会からの指示文書
- ・ 日本機械学会、日本電気協会、日本原子力学会の標準類（規格、基準、指針、手引きなど）
- ・ 原子力規制委員会のホームページ（旧原子力安全基盤機構関連情報）に掲載されている高経年化技術情報データベースの試験研究の情報

##### b. 運転経験

###### (a) 調査対象期間

関西電力美浜2号炉40年目高経年化技術評価までの知見がPLM基準2015版<sup>4</sup>附属書A（規定）の経年劣化メカニズムまとめ表に取りまとめられておりこれを活用する。また、実施済みの泊1号炉30年目高経年化技術評価において平成29年12月までの運転経験を取りまとめており、これを活用することとし、調査対象期間はその後の平成30年1月から令和元年10月末までとした。

なお、調査対象期間以降の運転経験についても適宜反映する。

---

<sup>4</sup> 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：2015」（AESJ-SC-P005:2015）

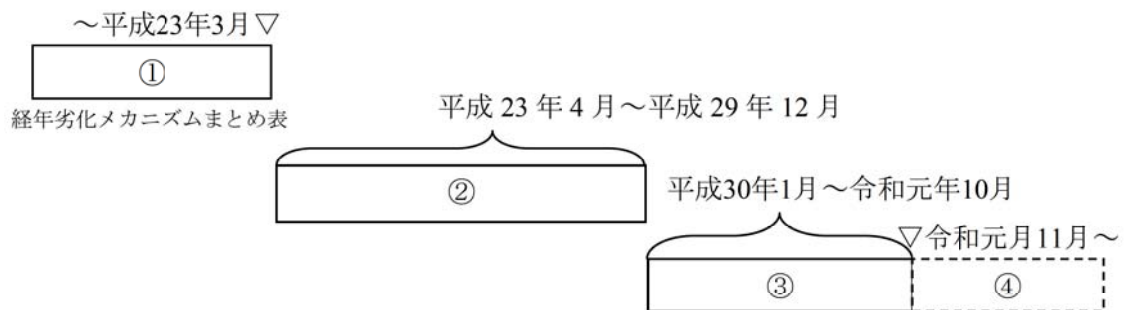


(b) 調査範囲

調査対象期間中に発行された以下の情報について、高経年化技術評価への反映要否をスクリーニングしている。

- ・ 国内の運転経験として、原子力施設情報公開ライブラリー<sup>5</sup>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”
- ・ 海外の運転経験として、米国原子力規制委員会（NRC）のBulletin, Generic Letter 及びInformation Notice

調査対象期間における運転経験の高経年化技術評価への反映の考え方を図－4に示す。



- ① 平成23年3月末までの運転経験（関西電力美浜2号炉40年目高経年化技術評価までの知見）は、PLM基準2015版の経年劣化メカニズムまとめ表に取りまとめられており、これを活用した。
- ② 泊1号炉30年目高経年化技術評価において、平成23年4月から平成29年12月までの運転経験を取りまとめており、これを活用した。
- ③ 平成30年1月から令和元年10月末までの運転経験について新たにスクリーニングを実施。
- ④ 令和元年11月以降の運転経験については、適宜反映する。

図－4 高経年化技術評価に反映した運転経験の範囲

調査対象期間（③）中の運転経験は180件あり、経年劣化に起因するものは11件抽出されたが、高経年化技術評価に新たに反映が必要なものとして抽出されたものは無かった。

また、調査対象期間（③）においてNUCIA情報が最終報告となっていない20件については、適宜更新情報を確認し、必要に応じて高経年化技術評価書の見直しを行う。

<sup>5</sup> 原子力安全推進協会が運営する国内の原子力発電所のトラブル情報などをまとめて保管し、公開しているデータベース。

## 2.2 高経年化技術評価の前提とする運転状態

泊発電所2号炉については、平成25年7月8日に新規制基準への適合性に係る申請を行い審査を受けているところであり、運転開始以後30年を経過する日において技術基準<sup>6</sup>に適合しないものがある（実施ガイド3.1⑧ただし書きのロに該当する）見込みである。そのため、今回実施する高経年化技術評価は、実施ガイド3.1⑧の規定に従い、発電用原子炉の冷温停止状態が維持されること（燃料が炉心に装荷された状態を含む。以下同じ。）を前提としたものとした。

なお、原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価については、今後、新規制基準への適合性に係る審査の進捗に応じ実施する。

---

<sup>6</sup> 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）に定められる基準

## 2.3 評価対象となる機器及び構造物の抽出

高経年化技術評価の対象は、重要度分類指針<sup>7</sup>上の重要度分類クラス1、2及び3に該当する機器及び構造物のうち、発電用原子炉の冷温停止状態の維持に必要な機器及び構造物（保安規定で定義されている原子炉の運転モード5及び6<sup>8</sup>並びにモードに関係なく要求される機器及び構造物）の全てとした。ただし、機器単位で長期にわたり使用しないもの（PLM基準2008版<sup>9</sup>の6.3.1で除外するとしているもの。具体的には、燃料集合体及びバーナブルポイズン等）は除外した。

なお、浸水防護施設<sup>10</sup>に属する機器及び構造物並びに常設重大事故等対処設備<sup>11</sup>に属する機器及び構造物については、審査中であり認可を受けたものは無いため、対象としていない。これらに対する評価（浸水防護施設に属する機器及び構造物に対する耐津波安全性評価を含む）は、今後実施する原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価の際に実施する。

### (1) 評価対象となる機器及び構造物全てを抽出する手順

重要度分類指針及びこれを踏まえ具体的な分類を示した日本電気協会「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」（JEAG4612-2010）に基づき識別した色塗系統図等を基に、評価対象となる機器及び構造物全てのリスト（以下、「機器リスト」という。）を作成した。また、冷温停止状態の維持に必要な機器及び構造物を機器リスト上で明確にした。

評価対象となる機器及び構造物の抽出フローを図－5に示す。

---

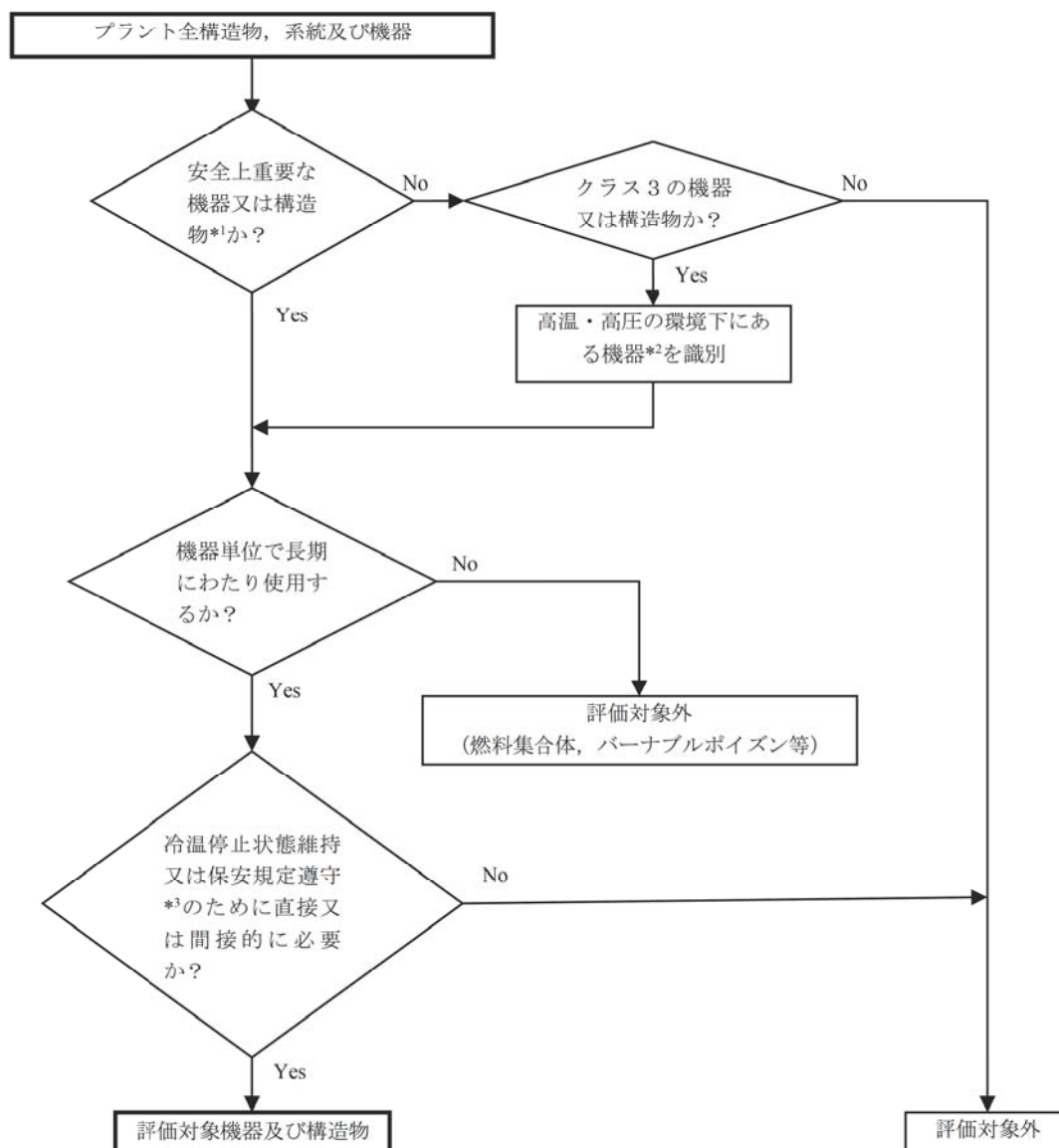
<sup>7</sup> 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）

<sup>8</sup> モード5及び6は、1次冷却材温度 93℃以下

<sup>9</sup> 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」（AESJ-SC-P005:2008）

<sup>10</sup> 実用炉規則別表第二において規定される浸水防護施設

<sup>11</sup> 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号）第43条第2項に規定される常設重大事故等対処設備



\*1 重要度分類クラス1及び2

\*2 最高使用温度が95°Cを超え又は最高使用圧力が1900kPaを超える環境下にある機器（原子炉格納容器外にあるものに限る）

\*3 保安規定で定義されている原子炉の運転モード1，2，3及び4以外で要求される機能を対象とする

図－5 評価対象となる機器及び構造物の抽出フロー

(2) 高温・高圧の環境下にある機器を抽出する手順

クラス3に該当する機器及び構造物のうち、原子炉格納容器外にある機器については、最高使用温度及び最高使用圧力を系統図等で確認し、高温・高圧の環境下にある機器<sup>12</sup>を機器リスト上で明確にした。

(3) 抽出した機器及び構造物の分類

抽出した機器及び構造物のうち、クラス1及び2に該当する機器及び構造物並びにクラス3に該当する機器及び構造物のうち高温・高圧の環境下にある機器について、機種<sup>13</sup>別に区分した。

(4) 対象機器及び構造物全てを評価する手法

対象機器及び構造物全てについて合理的に評価するため、(3)で区分した機種内でさらに分類し、グループ化を行い、グループの代表機器又は構造物について評価し、その評価結果をグループ内の全ての機器又は構造物に水平展開するという手法をとった。ただし、代表機器又は構造物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した。

機種内の分類は、PLM基準2008版附属書A（規定）に基づき、「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考に、構造（型式等）、使用環境（内部流体等）、材料等により分類し、グループ化を行った。グループ内の代表機器又は構造物は、重要度、使用条件、運転状態等を考慮して選定した。

なお、最新知見として、PLM基準2018（追補3）附属書A（規定）の「経年劣化メカニズムまとめ表」も反映している。

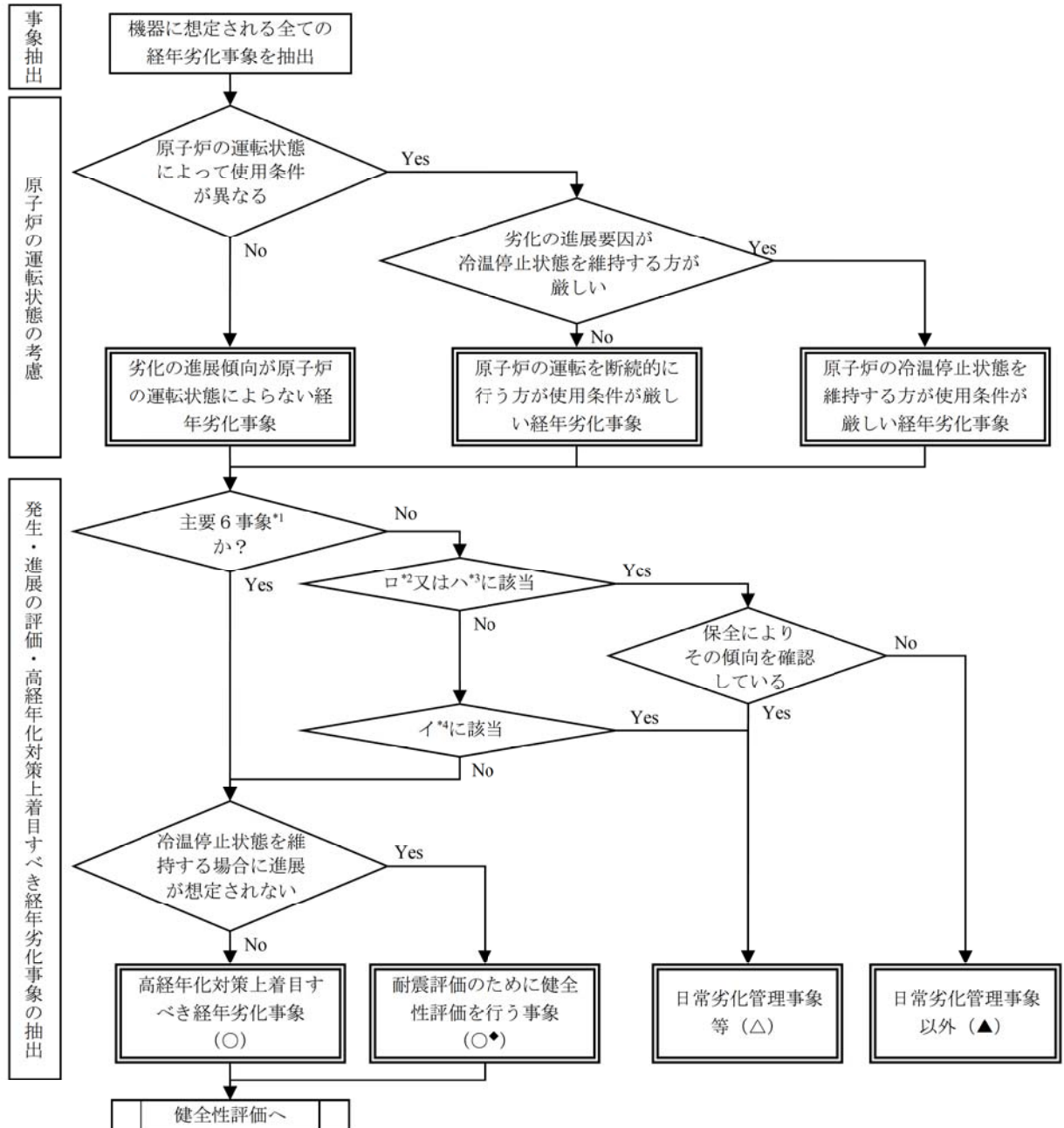
---

<sup>12</sup> 最高使用温度が95℃を超え又は最高使用圧力が1900kPaを超える環境下にある機器（原子炉格納容器外にあるものに限る）

<sup>13</sup> ポンプ、熱交換器、ポンプ用電動機、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、電気設備、タービン設備、コンクリート構造物及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備及び電源設備の15機種

## 2.4 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

対象機器及び構造物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、その発生・進展について評価を行い、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出した。高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出フローを図-6に示す。



- \*1 実施ガイド3.1④に示される、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、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下の6事象。なお、主要6事象に該当するものの、発生・進展の評価の結果、原子炉の運転状態によらず、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと評価した事象については、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に該当することはないため、除外している。
- \*2 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
- \*3 冷温停止状態が維持されることを前提とした場合に経年劣化の進展が考えられない経年劣化事象
- \*4 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの

図-6 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出フロー

(1) 発生しているか、又は発生が否定できない経年劣化事象の抽出

機器又は構造物について、その構造、使用環境、材料等を考慮し、PLM基準2008版附属書A（規定）に基づき、「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考に、経年劣化事象と部位の組み合わせ（以下、「経年劣化事象」という。）を抽出した。

なお、最新知見として、PLM基準2018（追補3）附属書A（規定）の「経年劣化メカニズムまとめ表」も反映している。

(2) 経年劣化事象の発生・進展の評価における原子炉の運転状態の考慮

原子炉の運転状態によって使用条件が異なる機器に想定される経年劣化事象については、原子炉の運転を断続的に行う場合に比べ、冷温停止状態を維持する場合の方が使用条件が厳しくなる場合がある。このような経年劣化事象の発生・進展の評価においては、その使用条件を考慮する必要があることから、図－6 中段（原子炉の運転状態の考慮）に示すフローにより、発生・進展の評価において考慮する原子炉の運転状態を特定した。

原子炉の冷温停止状態を維持する場合の方が使用条件が厳しい事象として特定された以下の2つの経年劣化事象については、原子炉の冷温停止状態を維持する場合の使用条件を考慮した上で発生・進展の評価を行った。

● 余熱除去ポンプ用電動機 固定子コイルの絶縁低下

余熱除去系統は、原子炉の運転を断続的に行う場合は原子炉の起動／停止時に運転するが、原子炉の冷温停止状態（炉心に燃料が装荷された状態）を維持する場合は連続運転が想定される。

電動機固定子コイルの絶縁低下の主な進展要因は電動機の運転時間であり、余熱除去ポンプ用電動機固定子コイルの絶縁低下は、原子炉の冷温停止状態を維持する場合の方が使用条件が厳しくなる。

● 余熱除去系統等の中間開度で使用している玉形弁、バタフライ弁 弁体及び弁座の腐食（エロージョン）

余熱除去系統等は、原子炉の運転を断続的に行う場合は炉心の熱出力がある状態で運転するが、原子炉の冷温停止状態（炉心に燃料が装荷された状態）を維持する場合は炉心の熱出力が小さいため、流量を制限して運転することが想定される。

中間開度で使用する弁のエロージョンは、弁の開度が小さいほど、使用時間が長いほど発生・進展すると考えられるため、原子炉の冷温停止状態を維持する場合の方が使用条件が厳しくなる。

### (3) 抽出した経年劣化事象の分類と高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

#### a. 主要 6 事象<sup>14</sup>の分類

(1)で抽出した経年劣化事象のうち、主要 6 事象に該当するものについて、原子炉の冷温停止状態が維持される場合には進展が想定されない事象を除外し、高経年化対策上着目すべき事象を抽出した。

その結果、「電気・計装品の絶縁低下」及び「コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下」に該当するものが抽出された。

なお、主要 6 事象に該当するものの、発生・進展の評価の結果、原子炉の運転状態によらず、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと評価した事象については、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に該当することはないため、除外している。また、保全によりその傾向を確認しているかにより日常劣化管理事象等かそれ以外に分類している。

また、(2)で原子炉の冷温停止状態を維持する場合の方が使用条件が厳しくなる事象として特定した余熱除去ポンプ用電動機に想定される固定子コイルの絶縁低下については、主要 6 事象に該当することから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に分類した。

主要 6 事象のうち、原子炉の冷温停止状態が維持される場合には進展が想定されない以下の事象は、冷温停止状態が維持されることを前提とした評価にお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ものの、現在までの経年劣化事象の発生又は進展を考慮した耐震安全性評価を行うため、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と同様に健全性評価を行う事象に分類した。

#### ● 低サイクル疲労

原子炉の冷温停止状態を維持する場合は、プラントの起動・停止等による温度、圧力等の過渡を受けないため、疲労の進展が想定されない。

#### ● 中性子照射脆化

原子炉の冷温停止状態を維持する場合は、原子炉の運転による中性子照射がないことから、脆化の進展が想定されない。

#### ● 照射誘起型応力腐食割れ

原子炉の冷温停止状態を維持する場合は、原子炉の運転による中性子照射が

---

<sup>14</sup> 実施ガイド3.1④に示される、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、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下の 6 事象



なく、また、1次冷却材が高温にならないことから、照射誘起型応力腐食割れの進展が想定されない。

● 2相ステンレス鋼の熱時効

原子炉の冷温停止状態を維持する場合は、一定以上の高温環境とならないことから、熱時効の進展が想定されない。

b. 主要6事象以外の分類

(1)で抽出した経年劣化事象のうち、主要6事象のいずれにも該当しないものであって、下記分類に該当する場合は、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て除外し、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出した。

イ 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの<sup>注</sup>

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

ハ 冷温停止状態が維持されることを前提とした評価において、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、運転開始後30年を経過する日以降において経年劣化の進展が考えられない経年劣化事象

注 「ロ」に該当する経年劣化事象であるものの、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。

この結果、主要6事象に該当するもの以外で高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは無かった。

上記分類の「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、「3. 泊発電所における保全活動」に示す日常的な保守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っている経年劣化事象（日常劣化管理事象）である。

また、(2)で原子炉の冷温停止状態を維持する場合の方が使用条件が厳しくなる事象として特定した余熱除去系統等の中間開度で使用している玉形弁、バタフラ

イ弁に想定される弁体及び弁座の腐食（エロージョン）については、原子炉の冷温停止状態を維持する場合に想定される使用条件を考慮しても、想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であり、想定した劣化傾向等に基づき、分解点検時に目視で状態を確認する等、適切な保全活動により機器の健全性を維持しており、上記分類の「イ」に該当することから日常劣化管理事象に分類した。

以上a.及びb.の分類により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たものを、別紙1（日常劣化管理事象等について）及び別紙2（日常劣化管理事象以外の事象について）に示す。

## 2.5 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に対する健全性評価

2.4(3)で抽出した高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、プラントの運転を開始した日から40年間について機器又は構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策を抽出した。

評価に当たっては、実施ガイド3.1⑧ただし書きの規定に該当する場合\*1ではなくなった際には、プラントの運転を開始した日から60年間について健全性評価を行うことを踏まえ、今回の評価においても、60年間の劣化の進展を仮定した評価を行うことで、40年間における健全性を評価している。

\*1 運転開始以後30年を経過する日において技術基準に適合しないものがある場合

また、主要6事象のうち、原子炉の冷温停止状態が維持される場合には進展が想定されない事象についても、現在までの経年劣化事象の発生又は進展を考慮した耐震安全性評価を行うため、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と同様に健全性評価を行った。

健全性評価の条件は、原子炉の冷温停止状態が維持されることを前提とした評価条件に比べ、原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価条件が同等もしくは保守的な場合にはその評価条件を用いることを基本とし、原子炉の冷温停止状態が維持されることを前提とした評価条件の方が厳しい場合には、その評価条件を用いることとした。

### (1) 健全性の評価

傾向管理データによる評価、最新の技術的知見に基づいた評価及び解析等の定量評価、過去の保全実績、一般産業で得られている知見等を用いて健全性を評価した。

### (2) 現状保全の整理

評価対象部位に対する現状保全(点検内容、関連する機能試験内容、補修・取替等)を整理した。

### (3) 総合評価

上記(1)と(2)をあわせて現状保全の妥当性を総合的に評価した。具体的には、健全性評価結果と整合の取れた点検等が、現状の保全活動で実施されているか、また、点検手法は当該の経年劣化の検知が可能か等を評価した。

(4) 高経年化への対応

高経年化対策の観点から充実すべき点検・検査項目，技術開発課題等を抽出した。

## 2.6 耐震安全性評価

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出し、プラントの運転を開始した日から40年間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器又は構造物の耐震安全性を評価するとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策を抽出した。

評価に当たっては、実施ガイド3.1⑧ただし書きの規定に該当する場合\*1ではなくなった際には、プラントの運転を開始した日から60年間について健全性評価を行うことを踏まえ、今回の評価においても、60年間の劣化の進展を仮定した評価を行うことで、40年間における健全性を評価している。

\*1 運転開始以後30年を経過する日において技術基準に適合しないものがある場合

耐震安全性評価の条件は、原子炉の冷温停止状態が維持されることを前提とした評価条件に比べ、原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価条件が同等もしくは保守的な場合にはその評価条件を用いることを基本とし、原子炉の冷温停止状態が維持されることを前提とした評価条件の方が厳しい場合には、その評価条件を用いることとした。

### (1) 評価対象機器及び構造物全てを評価する手法

耐震安全性評価についても、2.3(4)のグループ化及び代表機器又は構造物の選定結果を用い、グループの代表機器又は構造物について評価し、その評価結果をグループ内の全ての機器又は構造物に水平展開するという手法をとった。ただし、代表機器又は構造物と同様とみなせないものについては個別に評価した。

なお、グループ内に代表機器より耐震重要度が上位のものがある場合は、そのうち1つを代表機器に加えた。

### (2) 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出

2.4(3)で行った経年劣化事象の分類結果を用い、「ロ」に該当する経年劣化事象を除外し、また、抽出された経年劣化事象を以下の観点で整理し、「ii」に該当する経年劣化事象を耐震安全性評価の対象とした。

- i 現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの又は小さいもの
- ii 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もの

2.4(3)で日常劣化管理事象等(△)に分類した事象であって、上記「i」に該当するとして耐震安全性評価の対象外とした事象(一)について、今後も発生の可能性がない、又は小さいとした理由を別紙1に示す。

(3) 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

(2)で抽出した経年劣化事象が顕在化した場合、機器又は構造物の振動応答特性上又は構造・強度上、影響が「有意」であるか「軽微若しくは無視できる」かを検討し、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出した。

(4) 耐震安全性の評価

プラントの運転を開始した日から60年間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器又は構造物の耐震安全性を評価した。

耐震安全性評価は日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601-1987)等に基づき行った。

なお、実施ガイドの付則(平成25年6月19日)の2)経過措置①に従い、耐震指針<sup>15</sup>によるSクラスの施設並びにSクラスの施設に波及的破損を生じさせるおそれのあるBクラス及びCクラスの施設については、耐震指針による基準地震動Ssによる評価を行った。

また、地震時に動的機能の維持が要求される機器については、経年劣化事象を考慮しても地震時の応答加速度が各機器の機能確認済加速度以下であるかを検討した。なお、発電用原子炉の冷温停止状態を維持する場合、制御棒は全挿入状態であるため、制御棒挿入性評価は対象外とした。

(5) 保全対策に反映すべき項目の抽出

耐震安全性評価結果に対応する現状の保全策の妥当性を評価し、耐震安全性の観点から保全対策に追加すべき項目を抽出した。

---

<sup>15</sup> 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(平成18年9月19日原子力安全委員会決定)

## 2.7 高経年化技術評価に係る全体プロセス

### (1) 実施計画書及び実施手順書の策定

PLMマニュアルに従い、実施計画書及び実施手順書を策定し、平成27年4月24日に総括責任者が承認した。

なお、実施計画書については平成31年3月1日に第3次改正、実施手順書については令和元年11月25日に第3次改正を行った。

### (2) 評価の実施及び評価書等の作成

実施計画書及び実施手順書に基づき、評価実施GLは高経年化技術評価を実施し、評価書等を作成した。具体的な手順は2.2～2.6のとおり。

機械・電気設備の評価は原子力設備GLが、土木・建築設備のうち取水構造物の評価は原子力土木第1GL、取水構造物以外の評価は原子力建築GLが実施した。なお、原子力土木第2GLは所掌設備に評価対象がないことを確認した。

### (3) 評価書等の内容のレビュー

PLMマニュアルに従い、評価実施GLが作成した評価書等について、レビュー実施GLはその内容の妥当性について確認を実施した。

機械・電気設備の評価についてのレビューは原子力設備GLが実施した。機械・電気設備については機種毎に評価者を割り当てており、評価実施GLとレビュー実施GLが同一のため、原子力設備GLは、各機種の評価について評価者と異なる者にレビューさせた。

土木・建築設備の評価については、評価対象がコンクリート構造物及び鉄骨構造物であり、コンクリート及び鉄骨は土木・建築設備の共通分野であることから、取水構造物の評価についてのレビューは原子力建築GLが、取水構造物以外の評価についてのレビューは原子力土木第1GLが実施した。

### (4) 高経年化技術評価書の作成に係る実施手順の確認

PLMマニュアルに従い、実施手順の確認箇所（原子力安全・品質保証GL）は、実施計画書に基づいた体制を整えていること並びに評価書等が実施計画書及び実施手順書に基づいて作成されていることを、実施計画書に定める「実施手順の確認要領」に従い確認した。

(5) 評価書等の承認プロセス

PLMマニュアルに従い、(1)～(4)を経て作成された評価書等について、原子力発電安全委員会で審議し、確認を受けた。

原子力発電安全委員会で確認された評価書等について、実施手順の確認箇所及び統括責任者による審査を経て、令和2年3月4日に総括責任者が承認した。



### 3. 泊発電所における保全活動

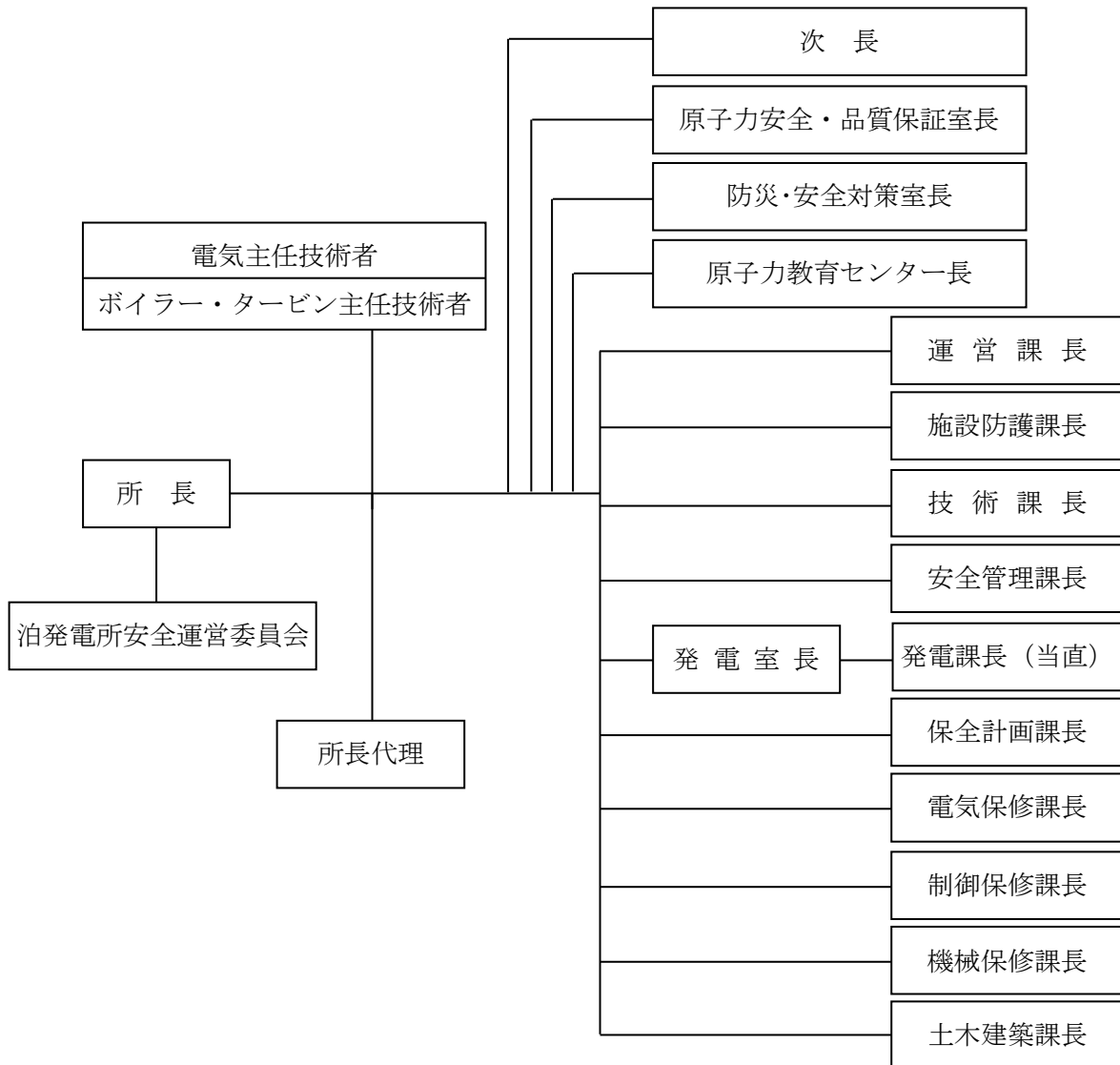
原子力発電所の保全では、構築物、系統及び機器の経年劣化が徐々に進行して最終的に故障に至ることのないよう、定期的な検査や点検等により経年劣化の兆候を早期に検知し、必要な処置を行い、事故・故障を未然に防止している。

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

具体的には、国が技術的な妥当性を評価し、実用炉規則第81条第1項に掲げる保守管理に係る要求事項を満たすものとなった日本電気協会「原子力発電所の保守管理規程」(JEAC4209-2007)に基づき、保安規定第118条(保守管理計画)を定めている。

(1) 泊発電所における保全活動の実施体制

泊発電所における保全活動は、図－7に示す泊発電所における保安に関する組織により行っている。



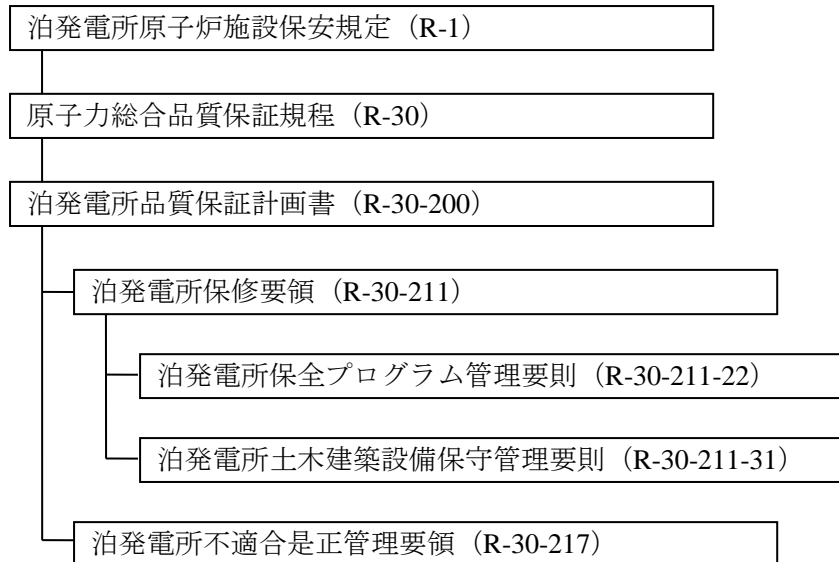
図－7 泊発電所における保安に関する組織

各職位の保安に関する職務は以下のとおり。

- ・ 所長は、発電所における保安活動及び醸成活動を統括する。
- ・ 所長代理は、所長を補佐する。
- ・ 次長は、所長が特に管理を委任した業務を行うとともに、所長を補佐する。
- ・ 原子力安全・品質保証室長は、発電所における品質保証活動及び醸成活動の総括を行う。
- ・ 防災・安全対策室長は、原子力防災対策及び原子炉施設の安全性向上に関する業務を総括する。
- ・ 運営課長は、技術関係業務の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関する業務を行う。
- ・ 施設防護課長は、保全区域及び周辺監視区域の区域管理に関する業務を行う。
- ・ 技術課長は、原子炉施設の運転条件及び燃料管理に関する業務を行う。
- ・ 安全管理課長は、放射線管理、放射性廃棄物管理及び化学管理に関する業務を行う。
- ・ 発電室長は、原子炉施設の運転に関する業務を統括する。
- ・ 発電課長（当直）は、原子炉施設の運転に関する当直業務を行う。
- ・ 保全計画課長は、原子炉施設の保修、改造の計画に関する業務を行う。
- ・ 電気保修課長は、原子炉施設のうち、電気設備の保修、改造の実施に関する業務を行う。
- ・ 制御保修課長は、原子炉施設のうち、計装制御設備の保修、改造の実施に関する業務を行う。
- ・ 機械保修課長は、原子炉施設のうち、機械設備の保修、改造の実施に関する業務を行う。
- ・ 土木建築課長は、原子炉施設のうち、土木建築設備の保修、改造の実施に関する業務を行う。
- ・ 原子力教育センター長は、教育・訓練の総括を行う。

(2) 泊発電所における保全活動に関する文書体系

保安規定に従い、保全活動に必要な手順を、所定の手続きに従って作成されるQMS文書として定めている。泊発電所の保全活動に関する文書体系を図－8に示す。



図－8 保全活動に関する社内文書体系

各文書の規定範囲は以下のとおり。

a. 一次文書

(a) 泊発電所品質保証計画書 (R-30-200)

保安規定、原子力総合品質保証規程及び関係法令に基づき、泊発電所の原子力安全の達成と信頼性の確保、及びこれらを維持、向上させるために、原子力安全のためのマネジメントシステムを確立し、これに基づいた品質保証活動を実施するとともに、QMSの有効性を評価確認し、継続的に改善することを目的とした計画書。

b. 二次文書

(a) 泊発電所保守要領 (R-30-211)

泊発電所の原子力発電設備の保守管理を保安規定、泊発電所品質保証計画書及び保安規程に基づき、円滑かつ適切に行うことを目的とした要領。

(b) 泊発電所不適合是正管理要領 (R-30-217)

保安規定及び泊発電所品質保証計画書に基づき、泊発電所において発生した不適合が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理するための方法及びそれに関する責任と権限並びに根本原因分析を実施するための方法及び体制等を定め、こ

れを的確に実施することを目的とした要領。

c. 三次文書

(a) 泊発電所保全プログラム管理要則 (R-30-211-22)

泊発電所保修要領で定める保全プログラムを管理するために、保全プログラムを構成する各項目の運用及び作成手順を定めた要則。

(b) 泊発電所土木建築設備保守管理要則 (R-30-211-31)

泊発電所保修要領に基づき実施する土木設備及び建築設備の保守管理計画のうち、保全の計画、実施、評価及び改善の活動を行うための必要なプロセスを定め、保守管理を円滑かつ適切に行うことを目的とした要則。

また、本要則は、泊発電所保全プログラム管理要則における、個別に保全頻度、保全方式、保全タスク等を定める個別プログラムとして適用する。

# 別紙

別紙1. 日常劣化管理事象等について

別紙2. 日常劣化管理事象以外の事象について

タイトル	日常劣化管理事象等について
概要	<p>日常劣化管理事象等(△)を事象毎に分類し、劣化事象を考慮した劣化傾向監視等、劣化管理の考え方を示す。</p> <p>また、耐震安全性評価の対象外とした事象(ー)を事象毎に分類し、今後も発生の可能性がない、又は小さいとした理由を示す。</p>
説明	<p>1. 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方</p> <p>当社は、「原子力発電所の保守管理規程(JEAC4209-2007)」に則り、保守管理計画(保安規定第118条)を定め、これに基づき保全プログラムを策定している。</p> <p>保全プログラムでは、保全計画として、保全方式、点検等の方法、実施頻度及び実施時期等を定めた「点検計画」、補修等の方法及び実施時期を定めた「補修、取替えおよび改造計画」、長期停止を伴った保全を実施する場合などは「特別な保全計画」を策定し、これに従い計画的に点検・補修等の保全を実施している。また、保全計画の策定に当たっては、必要に応じ劣化メカニズムを考慮するとともに、保全の有効性評価を踏まえ継続的な改善を行っている。</p> <p>高経年化技術評価において抽出された経年劣化事象のうち、下記分類「イ」に該当する経年劣化事象、及び「ロ」に該当するものであって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に関する保全は、保全計画に従い計画的に実施している。</p> <p>イ 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの</p> <p>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</p> <p>これらの事象を分類し、劣化事象を考慮した劣化傾向監視等、劣化管理の考え方を表1-1に示す。</p>

説 明	<p>2. 耐震安全性評価の対象外とした事象（一）について</p> <p>高経年化技術評価における耐震安全性評価では、△に分類した事象であつて、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの又は小さいものは、耐震安全性評価の対象外（一）としている。</p> <p>この分類とした事象を事象毎に分類し、今後も発生の可能性がない、又は小さいとした理由を表1-2に示す。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>
-----	---



表1-1 (1/14) 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方

No.	損傷モード	経年劣化事象	劣化管理の考え方	機器・部位の例
1	減肉	摩耗	摩耗による減肉は、点検時の目視確認、寸法計測、渦流探傷検査等によって確認することができ、記録に基づき劣化傾向を把握し、機器の健全性を確認している。	・ 構造上摩擦や滑りが生じる部位
			点検時の機能試験、機器の作動確認、振動確認等により、機器の健全性を確認している。	・ 配管移動を許容するサポートの摺動部 ・ 空調ダンパのシャフト及びブッシュ等 ・ 燃料取替クレーンのロックカム ・ 弁電動装置のステムナット ・ 制御棒クラスタ案内管（案内板） ・ 制御棒駆動装置のプランジャ、ラッチアーム、駆動軸 ・ 空気圧縮機のクランクシャフト、シリンダ等
			摩耗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部位については、点検時の目視確認、寸法計測、渦流探傷検査、漏えい確認、機器の特性試験等により、その傾向を確認している。	・ 構造上摩擦や滑りが想定される部位
2	減肉	全面腐食	全面腐食による減肉は、点検時の目視確認、寸法計測（超音波肉厚計測を含む）、渦流探傷検査等によって確認することができ、記録に基づき劣化傾向を把握し、機器の健全性を確認している。	・ 炭素鋼、低合金鋼、銅合金、アルミニウム合金等を使用し、純水（飽和溶存酸素濃度水）、蒸気、湿り空気、大気に接する部位
			原子炉格納容器については、原子炉格納容器漏えい率試験により、バウンダリ機能の健全性を確認している。	・ 原子炉格納容器鋼板 ・ 原子炉格納容器貫通配管
			全面腐食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部位については、点検時の目視確認、寸法計測、漏えい確認等により、その傾向を確認している。	・ 炭素鋼、低合金鋼、銅合金、アルミニウム合金等を使用している部位

表1-1 (2/14) 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方

No.	損傷モード	経年劣化事象	劣化管理の考え方	機器・部位の例
3	減肉	異種金属接触腐食	異種金属接触腐食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部位については、点検時の目視確認により、その傾向を確認している。	・ 炭素鋼と銅合金やチタンが共存する機器の海水接液部
4	減肉	孔食	孔食は、点検時の目視確認によって確認することができ、記録に基づき劣化傾向を把握し、機器の健全性を確認している。	・ ステンレス鋼、銅合金等の海水接液部
5	減肉	ピitting	ピitting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部位については、点検時の目視確認、渦流探傷検査により、その傾向を確認している。 なお、蒸気発生器については、管板上洗浄により、管板上のスラッジ除去を実施している。更に、第10回定期検査（2003～2004年度）以降は希薄薬品洗浄（ASCA）を実施している。	・ 原子炉容器の上部ふた及び上部胴フランジシート面 ・ 加圧器のマンホールシート面 ・ 蒸気発生器伝熱管（管板上スラッジ堆積部）
6	減肉	隙間腐食	隙間腐食による減肉は、点検時の目視確認によって確認することができ、記録に基づき劣化傾向を把握し、機器の健全性を確認している。	・ 弁棒とパッキン等の隙間 ・ ステンレス鋼、銅合金等の海水接液部 ・ 炉内温度計装用フランジのヘリコフレックスシール取付部
			使用済燃料ピット等のプールゲートについては、隙間腐食の進展は考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられるが、点検時の目視確認により、その傾向を確認している。	・ 使用済燃料ピット、キャスクピット、燃料検査ピットのプールゲートとゲートパッキンの隙間

表1-1 (3/14) 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方

No.	損傷モード	経年劣化事象	劣化管理の考え方	機器・部位の例
7	減肉	流れ加速型腐食	流れ加速型腐食による減肉は、点検時の目視確認、超音波肉厚計測、渦流探傷検査等によって確認することができ、記録に基づき劣化傾向を把握し、機器の健全性を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却水冷却器、空調用冷凍機凝縮器、空調用冷凍機蒸発器、ディーゼル機関空気冷却器の伝熱管内面</li> <li>熱交換器の耐圧構成品等</li> <li>主蒸気系統、蒸気発生器ブローダウン系統、補助蒸気系統の玉形弁の弁箱等、主蒸気隔離弁の弁箱等</li> </ul>
			配管については、「日本機械学会 加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格 (JSME S NGI-2006)」等を反映した「泊発電所配管肉厚管理要則」に基づき、超音波肉厚測定を実施し、減肉の管理を行っている。	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気系統、主給水系統、蒸気発生器ブローダウン系統、補助蒸気系統の母管</li> </ul>
			流れ加速型腐食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部位については、点検時の目視確認、渦流探傷検査、漏えい確認等により、その傾向を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>熱交換器の伝熱管内外面</li> <li>蒸気発生器2次側構成品</li> </ul>
8	減肉	エロージョン	エロージョンによる減肉は、点検時の目視確認、超音波肉厚計測によって確認することができ、記録に基づき劣化傾向を把握し、機器の健全性を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>補助蒸気系統の母管</li> <li>中間開度で使用している玉形弁及びバタフライ弁の弁体及び弁座</li> </ul>
9	減肉	管板直上部腐食損傷	<p>蒸気発生器伝熱管については、管板直上部の腐食損傷の進展は考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられるが、点検時の渦流探傷検査により、その傾向を確認している。</p> <p>なお、管板上洗浄により、管板上のスラッジ除去を実施している。更に、第10回定期検査 (2003～2004年度) 以降は希薄薬品洗浄 (ASCA) を実施している。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器伝熱管 (管板直上部)</li> </ul>

表1-1 (4/14) 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方

No.	損傷モード	経年劣化事象	劣化管理の考え方	機器・部位の例
10	減肉	キャビテーション	キャビテーション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部位については、点検時の目視確認により、その傾向を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>ターボポンプの羽根車</li> <li>ディーゼル機関の燃料噴射ポンプデフレクタ</li> </ul>
11	割れ	疲労割れ	疲労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部位については、目視確認、浸透探傷検査、超音波探傷検査、漏えい確認、振動確認、系統機器の動作確認等により、亀裂の有無等、機器の健全性を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材ポンプの熱遮へい装置及びフランジ</li> <li>再生熱交換器の連絡管</li> <li>電動機の回転子棒・エンドリング</li> <li>原子炉格納容器鋼板、機械ペネトレーションの耐圧構成部品</li> <li>原子炉格納容器電気ペネトレーションの銅棒及び接続金具</li> <li>安全逃がし弁のベローズ</li> <li>弁空気作動装置の銅管及び継手</li> <li>蒸気発生器サポート及び1次冷却材ポンプサポートの支持脚のヒンジ溶接部</li> <li>燃料取扱設備（クレーン）の走横行レール及びガータ</li> <li>ディーゼル機関のカップリングボルト、ピストン上部（頂部）等</li> </ul>
12	割れ	高サイクル疲労割れ	高サイクル疲労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部位については、目視確認、浸透探傷検査、渦流探傷検査、漏えい検査等により、亀裂の有無等、機器の健全性を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>回転機器の主軸</li> <li>往復動機器のクランクシャフト、リキッドシリンダ等</li> <li>熱交換器の伝熱管</li> <li>炉心そう等</li> </ul>

表1-1 (5/14) 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方

No.	損傷モード	経年劣化事象	劣化管理の考え方	機器・部位の例
13	割れ	高サイクル熱疲労割れ	高サイクル熱疲労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部位については、目視確認、浸透探傷検査、漏えい確認、振動確認等により、亀裂の有無等、機器の健全性を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部、化学体積制御系統の再生熱交換器胴側出口配管（高低温水合流部）</li> <li>・ 1次冷却系統配管、化学体積制御系統配管（弁シートリーク型熱成層）</li> <li>・ 1次冷却材ポンプの主軸</li> </ul>
14	割れ	フレット疲労	フレット疲労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部位については、渦流探傷検査、巡視点検及び試運転時の振動確認等により、亀裂の有無等、機器の健全性を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの主軸</li> <li>・ 蒸気発生器の伝熱管（最上段管支持板部等）</li> </ul>
15	割れ	応力腐食割れ	応力腐食割れ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部位については、目視確認、渦流探傷検査、漏えい確認等により、亀裂の有無等、機器の健全性を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 材料がステンレス鋼等、腐食性環境、引張応力の3つが重畳する部位</li> <li>・ 原子炉容器、蒸気発生器の600系ニッケル基合金等使用部位</li> <li>・ 原子炉容器のふた管台、空気抜管台、加圧器のスプレイライン用管台等の690系ニッケル基合金使用部位</li> <li>・ 加圧器及び配管の溶接部、1次冷却材に接する計装配管等（316系ステンレス鋼使用部位）</li> <li>・ ステンレス鋼等で塩化物イオン濃度が高い環境の部位</li> </ul>

表1-1 (6/14) 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方

No.	損傷モード	経年劣化事象	劣化管理の考え方	機器・部位の例
16	割れ	照射誘起型 応力腐食割れ	制御棒被覆管については、照射誘起型応力腐食割れの進展は考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられるが、中性子照射量に応じた取替により、機器の健全性を維持している。 なお、点検時の水中テレビカメラによる目視確認により、機器の健全性を確認している。	・ 制御棒被覆管先端部
17	割れ	粒界腐食割れ	蒸気発生器の伝熱管については、粒界腐食割れの進展は考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられるが、点検時の渦流探傷検査により、亀裂の有無等、機器の健全性を確認している。	・ 蒸気発生器の伝熱管（管支持板クレビス部等）
18	割れ	クラッド下割れ	原子炉容器及び加圧器の内張りについてはクラッド下割れの進展は考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられるが、点検時の超音波探傷検査により、クラッド下割れがないことを確認している。	・ 原子炉容器の上部ふた等低合金鋼部の内張り下層部 ・ 加圧器の上部鏡板等低合金鋼部の内張り下層部
19	割れ	照射誘起割れ (外径増加によるクラック)	制御棒被覆管については、中性子照射量に応じた取替により、機器の健全性を維持している。	・ 制御棒被覆管先端部
20	材質変化	熱時効	熱時効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部位については、目視確認により、機器の健全性を確認している。	・ 1次冷却材ポンプの羽根車及びディフューザフランジ ・ 1次冷却系統、余熱除去系統、安全注入系統の仕切弁、スイング逆止弁（ステンレス鋼鋳鋼）の弁箱、弁蓋

表1-1 (7/14) 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方

No.	損傷モード	経年劣化事象	劣化管理の考え方	機器・部位の例
21	材質変化	中性子照射による 靱性低下	炉心そうについては、中性子照射による靱性低下の進展は考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられるが、水中テレビカメラによる可視範囲の目視確認により、機器の健全性を確認している。	・ 炉心そう
22	材質変化	中性子及びγ線 照射脆化	原子炉容器サポートのサポートブラケット（サポートリブ）については、中性子及びγ線照射脆化の進展は考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられるが、原子炉容器とキャビティの間隙計測により、機器の健全性を確認している。	・ 原子炉容器サポートのサポートブラケット（サポートリブ）
23	材質変化	劣化	樹脂等の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部位については、点検時の目視確認、動作状況の確認、絶縁抵抗測定、系統機器の動作確認、機器の振動確認等により、機器の健全性を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ メカニカルスナバのグリス</li> <li>・ ケーブルのシース、外部シース</li> <li>・ 空調ダクトの伸縮継手</li> <li>・ ケミカルアンカ樹脂</li> </ul>

表1-1 (8/14) 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方

No.	損傷モード	経年劣化事象	劣化管理の考え方	機器・部位の例
24	絶縁特性低下	絶縁低下	絶縁低下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部位については、絶縁抵抗測定、機器の動作確認、目視確認により、機器の健全性を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 無機物の絶縁体</li> <li>・ メタクラ（安全系）の注型ブッシング、投入コイル、引外しコイル</li> <li>・ 動力変圧器（安全系）の銅板支持碍子、垂直ダクト</li> <li>・ パワーセンタ（安全系）の絶縁リンク、絶縁ベース、支持碍子、絶縁支持板、投入コイル、引外しコイル</li> <li>・ 原子炉コントロールセンタ（安全系）の母線支え</li> <li>・ 制御設備の変圧器</li> <li>・ ディーゼル発電機制御盤の電磁ピックアップ</li> <li>・ 空調ユニット電気ヒータファン用電動機</li> <li>・ 加圧器後備ヒータの絶縁物</li> <li>・ 空調ユニットの電気加熱コイル</li> </ul>



表1-1 (9/14) 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方

No.	損傷モード	経年劣化事象	劣化管理の考え方	機器・部位の例
25	導通不良	導通不良	導通不良が発生する可能性は小さいと考えられる部位については、抵抗測定、特性試験、機器の動作確認等により、機器の健全性を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器後備ヒータの発熱体、リード、伸縮リード、端子及び銅棒</li> <li>・ 原子炉格納容器電気ペネトレーションの外部リード</li> <li>・ 弁電動装置のトルクスイッチ及びリミットスイッチ</li> <li>・ 制御設備の操作スイッチ</li> <li>・ 制御用空気圧縮機潤滑油圧力スイッチ、空気だめ圧力スイッチ及び空気温度スイッチ</li> <li>・ 燃料取扱設備（クレーン）、燃料移送装置の操作スイッチ及び押釦スイッチ</li> <li>・ ディーゼル機関の圧力・温度スイッチの接点部</li> <li>・ 直流電源設備のドロップ</li> <li>・ 計装用インバータの操作スイッチ</li> </ul>
26	導通不良	汚損	パワーセンタ（安全系）の消弧室については、点検時の目視確認により汚損の有無を確認し、機器の健全性を維持している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ パワーセンタ（安全系）の消弧室</li> </ul>
27	導通不良	断線	化学体積制御系統配管及び安全注入系統配管のヒートトレースについては、断線が生じた場合は内部流体であるほう酸水の温度が低下するため、ほう酸水温度の連続監視により、機器の健全性を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 化学体積制御系統配管及び安全注入系統配管のヒートトレース</li> </ul>

表1-1 (10/14) 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方

No.	損傷モード	経年劣化事象	劣化管理の考え方	機器・部位の例
28	特性変化	特性変化	特性変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部位については、点検時の調整試験等各種試験により、機器の健全性を維持している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ メタクラ（安全系）、パワーセンタ（安全系）及び直流コントロールセンタの保護継電器（機械式）</li> <li>・ パワーセンタ（安全系）の遮断器の保護継電器（静止形）</li> <li>・ プロセス計測制御設備の伝送器等</li> <li>・ 制御設備の電源装置、半導体基板、電圧調整装置、回転数検出装置、調節計、温度スイッチ及び電流変換器</li> <li>・ 燃料取扱設備（クレーン）の荷重監視装置、速度制御装置、ロードセルの荷重変換部</li> <li>・ 計装用インバータの出力調整装置、ダイオード整流回路、ダイオード及びサイリスタインバータ</li> <li>・ ディーゼル発電機制御盤のシリコン整流器</li> <li>・ 制御用空気圧縮機盤のシリコン整流器、潤滑油圧力スイッチ、空気だめ圧力スイッチ及び空気温度スイッチ</li> <li>・ 直流電源設備のドロップのダイオード</li> <li>・ ディーゼル機関の圧力・温度スイッチ</li> <li>・ ディーゼル発電機制御盤の電圧設定器</li> </ul>

表1-1 (11/14) 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方

No.	損傷モード	経年劣化事象	劣化管理の考え方	機器・部位の例
29	コンクリートの強度低下	アルカリ骨材反応	アルカリ骨材反応による強度低下の進展は考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられるが、目視点検によりアルカリ骨材反応に起因するひび割れがないことを確認している。	・ コンクリート構造物
30	コンクリートの強度低下	凍結融解	凍結融解による強度低下の進展は考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられるが、目視点検により凍結融解に起因するひび割れがないことを確認している。	・ コンクリート構造物
31	鉄骨の強度低下	腐食	定期的な目視確認により、鉄骨の強度に支障をきたす可能性があるような鋼材の腐食がないことを確認している。	・ 鉄骨構造物
32	その他	クリープ	クリープ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部位については、点検時の目視確認により、その傾向を確認している。	・ ディーゼル機関の過給機タービンロータ、排気管
33	その他	応力緩和	応力緩和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部位については、点検時の目視確認、機器の作動確認、特性試験、動作状況確認、電磁ブレーキの開放確認等により、機器の健全性を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ スプリングハンガのばね</li> <li>・ 玉形弁、リフト逆止弁、安全逃がし弁のばね</li> <li>・ 弁空気作動装置のばね</li> <li>・ メタクラ(安全系)及びパワーセンタのばね(遮断器)</li> <li>・ 空気作動ダンパのばね</li> <li>・ 燃料取扱設備(クレーン)、燃料移送装置の電磁ブレーキのばね</li> <li>・ ディーゼル機関の燃料油供給ポンプ調圧弁等のばね、燃料油移送ポンプのリリーフ弁のばね、主始動弁のばね</li> </ul>

表1-1 (12/14) 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方

No.	損傷モード	経年劣化事象	劣化管理の考え方	機器・部位の例
34	その他	照射クリープ	制御棒被覆管については、照射クリープの進展は考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられるが、点検時の外径計測及び外観検査により、その傾向を確認している。	・ 制御棒被覆管
35	その他	照射スウェリング	制御棒被覆管については、照射スウェリングの進展は考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられるが、水中テレビカメラによる目視確認により、その傾向を確認している。	・ 制御棒被覆管
36	その他	デンティング	蒸気発生器伝熱管（管支持板クレビス部）については、デンティングが発生する可能性は小さいと考えられるが、渦流探傷検査により、その傾向を確認している。	・ 蒸気発生器伝熱管（管支持板クレビス部）
37	その他	はく離	スライドサポートのスライドプレートのテフロンについては、巡視点検等時にスライドサポートの動作状況を目視確認することにより、機器の健全性を確認している。	・ スライドサポートのスライドプレートのテフロン
			燃料取扱設備（クレーン）電磁ブレーキのライニングについては、はく離の可能性は小さいと考えられるが、点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。	・ 燃料取扱設備（クレーン）電磁ブレーキのライニング
38	その他	緩み	動力変圧器（安全系）の鉄心については、緩みの可能性は小さいと考えられるが、点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。	・ 動力変圧器（安全系）の鉄心

表1-1 (13/14) 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方

No.	損傷モード	経年劣化事象	劣化管理の考え方	機器・部位の例
39	その他	スケール付着	<p>スケール付着及び伝熱性能の低下については、点検時の目視確認、渦流探傷検査又は運転時のパラメータ監視によって確認することができ、必要に応じ洗浄を行い、伝熱性能を維持している。</p> <p>なお、蒸気発生器については、スケール除去のため、第10回定期検査（2003～2004年度）以降は希薄薬品洗浄（ASCA）を実施している。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器の伝熱管、管支持板穴</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器の伝熱管</li> <li>・ 空調用冷凍機、ディーゼル機関付属設備の熱交換器伝熱管</li> </ul>
			<p>スケール付着及び伝熱性能の低下が考えられない、又は低下傾向が極めて小さいと考えられる機器については、運転中のパラメータ監視により、その傾向を確認している。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 濃縮減容設備の熱交換器伝熱管</li> </ul>
40	その他	流路の閉塞	<p>格納容器再循環サンプスクリーンについては、流路が閉塞する可能性は小さいと考えられるが、点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器再循環サンプスクリーン</li> </ul>
41	その他	目詰まり	<p>目詰まりの可能性が小さいと考えられる機器については、点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ディーゼル機関の潤滑油主こし器、燃料油第1こし器、燃料油第2こし器、燃料油移送ポンプ出口こし器のエレメント</li> </ul>
42	その他	カーボン堆積	<p>ディーゼル機関のピストン上部頂面等燃焼室構成部品については、点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ディーゼル機関のピストン上部頂面等燃焼室構成部品</li> </ul>
			<p>ディーゼル機関の過給機タービンハウジング等については、負荷運転時に排気温度、過給圧力が正常であることの確認及び点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ディーゼル機関の過給機タービンハウジング等</li> </ul>

表1-1 (14/14) 日常劣化管理事象等に対する劣化管理の考え方

No.	損傷モード	経年劣化事象	劣化管理の考え方	機器・部位の例
43	その他	固着	点検時の目視確認、動作確認、開度調整等により状態を確認し、機器の健全性を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水系統のリフト逆止弁の弁体</li> <li>・ メタクラ（安全系）及びパワーセンタ（安全系）の操作機構（遮断器）</li> <li>・ 空調ダンパのシャフト</li> <li>・ ディーゼル機関の燃料油供給ポンプ軸と軸スリーブ</li> </ul>
			ディーゼル機関の燃料噴射ポンプ調整装置組立品各リンクについては、点検時の摺動抵抗測定及び負荷運転時の性能確認により、機器の健全性を確認している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ディーゼル機関の燃料噴射ポンプ調整装置組立品各リンク</li> </ul>

表 1-2 (1/7) 耐震安全性評価の対象外とした事象 (一) とその理由

No.	損傷モード	経年劣化事象	今後も発生の可能性がない, 又は小さいとした理由	機器・部位の例
1	減肉	摩耗	潤滑剤により摩耗を防止している。	・ 回転機器の軸-すべり軸受, 歯車
			摩耗の原因となる振動が生じない。	・ 熱交換器の伝熱管-管支持板等 ・ 仕切弁の弁体-弁棒連結部
			ころがり接触である等, 摺動が生じない。	・ 燃料取扱設備の走横行レール-車輪等 ・ 電動機の主軸-ランナ ・ リフト逆止弁の弁体-弁体ガイド ・ 制御棒クラスタのスパイダ溝-駆動軸接手
			作動回数が少ない。	・ 安全逃がし弁の弁体-弁座シート面, 弁棒 ・ 空気作動装置のレバー-ピン ・ 燃料取扱設備の電磁ブレーキ ライニング
			ブッシュ等で保護されている等, 直接接触しない。	・ 空気作動装置のピストン-ピストンガイド等 ・ 燃料取替クレーンのシリンダケース-ピストン
			摺動相手より硬い材料である。	・ 空気作動装置のピストンロッド-ブッシュ等 ・ 燃料取替クレーンのフィンガ等 ・ 燃料取扱設備の電磁ブレーキ ブレーキ板
			摩耗の原因となる異物を除去している。	・ 制御用空気除湿装置 比例弁の弁体等
2	減肉	全面腐食	油雰囲気である。	・ 減速機, 圧縮機のケーシング内面
			内部流体が油である。	・ 油系統の機器内面 ・ 軸受箱, 潤滑油ユニットの内面
			内部流体がヒドラジン水 (防錆剤注入水) 又は pH 等を管理した脱気水 (給水) である。	・ 原子炉補機冷却水系統等の機器内面 ・ 補助蒸気系統等の機器内面
			内部流体が窒素ガス, 乾燥空気, 希ガス等である。又はナット等の塗装により外気と直接接触しない環境である。	・ 安全注入系統等の窒素ガスラインの機器内面 ・ 制御用空気系統の機器内面 ・ 気体廃棄物処理系統等の機器内面 ・ 基礎ボルト (塗装なし部)
			内部流体が冷媒 (フルオロカーボン) である。	・ 空調用冷凍機の圧縮機等の内面

表 1-2 (2/7) 耐震安全性評価の対象外とした事象 (一) とその理由

No.	損傷モード	経年劣化事象	今後も発生の可能性がない, 又は小さいとした理由	機器・部位の例
2	減肉	全面腐食	締付管理により内部流体の漏えい防止を図っている。	・ ケーシングボルト等
			ワニス処理又は塗装により腐食を防止している。	・ 電動機の固定子コア, 回転子コア等 ・ 電磁ブレーキの固定鉄心
			塗装等により腐食を防止している。	・ 空調ファンの羽根車 ・ 燃料油貯油槽
			ライニングにより腐食を防止している。	・ 原子炉補機冷却海水系統の母管内面
			メッキにより腐食を防止している。	・ ケーブル接続部の端子等
3	減肉	異種金属接触腐食	除外 (一) なし	
4	減肉	孔食	除外 (一) なし	
5	減肉	ピitting	運転中は高温となり, シート面のステンレス鋼内張り表面に強固な酸化皮膜が形成される。	・ 原子炉容器の上部ふた, 上部胴のフランジシート面 ・ 加圧器のマンホールシート面
6	減肉	隙間腐食	ほう酸水中の塩化物イオン濃度が 0.05ppm を超えないよう管理している。	・ 使用済燃料ピット等のプールゲート
7	減肉	流れ加速型腐食	耐流れ加速型腐食性に優れたステンレス鋼を使用している。	・ ステンレス鋼の伝熱管を使用している熱交換器の伝熱管外面
			耐流れ加速型腐食性に優れた低合金鋼を使用している。	・ 蒸気発生器の 2 次側構成品 (給水入口管台, 給水リングの出口ノズル (J チューブ))
			耐流れ加速型腐食性に優れた 600 系ニッケル基合金を使用している。	・ 蒸気発生器の 2 次側構成品 (蒸気出口管台のフローリストリクタベンチュリー)
			内部流体がヒドラジン水である。	・ 空調用冷凍機 蒸気器の伝熱管内面
			流速が十分に低い。	・ 原子炉補機冷却水冷却器の伝熱管外面
8	減肉	エロージョン	除外 (一) なし	
9	減肉	管板直上部腐食損傷	除外 (一) なし	



表 1-2 (3/7) 耐震安全性評価の対象外とした事象 (一) とその理由

No.	損傷モード	経年劣化事象	今後も発生の可能性がない, 又は小さいとした理由	機器・部位の例
10	減肉	キャビテーション	設計時にキャビテーションを起こさない条件を考慮している。	・ ターボポンプの羽根車
			キャビテーションの発生を抑制する構造としている。	・ 燃料噴射ポンプのデフレクタ
11	割れ	疲労割れ	温度揺らぎが生じない	・ 1次冷却材ポンプの熱遮へい装置, フランジ
			発生応力が疲労強度より小さい。 アルミ充てん式 (一体形成) のものは回転子棒とスロットの間に隙間が生じない。	・ 電動機の回転子棒, エンドリング
			有意な過渡を受けない。	・ 原子炉格納容器の鋼板, エアロック等の胴等耐圧構成部品 ・ 蒸気発生器サポート, 1次冷却材ポンプサポートのヒンジ溶接部 ・ 電気ペネトレーションの銅棒, 接続金具 ・ 燃料取扱設備の走横行レール, ガータ ・ ディーゼル機関 クランク軸のカップリングボルト, ピストン上部 (頂部) 等
			作動回数が少ない。 設計時に振動の影響を考慮している。	・ 加圧器安全弁のベローズ ・ 空気作動装置の銅管及び継手
12	割れ	高サイクル疲労割れ	設計時に高サイクル疲労を考慮している。	・ 回転機器の軸 ・ 往復ポンプのリキッドシリンダ等
			カルマン渦と共振しない又は発生応力が疲労限界より小さい。 有効流速が自励振動限界有効流速より小さい。	・ 熱交換器の伝熱管
			流動試験により問題ないことを確認している。 最大の温度差を考慮しても有意な応力が発生しない。	・ 炉心そう等

表 1-2 (4/7) 耐震安全性評価の対象外とした事象 (一) とその理由

No.	損傷モード	経年劣化事象	今後も発生の可能性がない, 又は小さいとした理由	機器・部位の例
13	割れ	高サイクル熱疲労 割れ	サーマルスリーブにより保護されている。	・ 1次冷却材ポンプの主軸
			内筒がない構造であり, 高低温水の合流部が想定されない。	・ 再生熱交換器の胴側出口配管
14	割れ	フレット疲労	曲げ応力振幅は疲労限を下回っている。	・ ターボポンプの主軸
15	割れ	応力腐食割れ	(材料の改善) <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 690系ニッケル基合金に材質変更</li> <li>・ 316系ステンレス鋼を使用</li> <li>・ 鋭敏化を避けるため溶接後熱処理を施していない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器の冷却材入口管台セーフエンド</li> <li>・ 原子炉容器のふた管台, 空気抜管台</li> <li>・ 加圧器のスプレイライン用管台等</li> <li>・ 加圧器の計装用管台</li> <li>・ 余熱除去系統, 1次冷却系統, 化学体積制御系統, 安全注入系統の母管内面</li> <li>・ 1次冷却材系統に接する計装配管等</li> <li>・ ほう酸タンクの管台及び胴板等耐圧構成品内面</li> </ul>
			(応力の改善) <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 全厚液圧拡管+1ステップローラ拡管の採用</li> <li>・ ショットピーニングの施工</li> <li>・ ウォータージェットピーニングの施工</li> <li>・ 新熱処理材応力低減化構造の採用</li> <li>・ バックシート部に過大な応力が発生しないようにしている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器の伝熱管 (管板クレビス部)</li> <li>・ 原子炉容器の 600系ニッケル基合金使用部位 (冷却材出入口管台, 安全注入管台, 炉内計装筒母材部及び炉内計装筒 J-溶接部)</li> <li>・ 炉内構造物の支持ピン</li> <li>・ 仕切弁・玉形弁の弁棒</li> </ul>

表 1-2 (5/7) 耐震安全性評価の対象外とした事象 (一) とその理由

No.	損傷モード	経年劣化事象	今後も発生の可能性がない, 又は小さいとした理由	機器・部位の例
15	割れ	応力腐食割れ	(使用環境) ・ 使用温度が低い ・ 溶存酸素濃度を 0.01ppm 以下に低減 ・ 酸素型応力腐食割れ発生環境下に置かれる時間が極めて短い ・ 大気と接触しない, 水環境にない	・ 余熱除去ポンプ, 熱交換器の伝熱管, 1次冷却材管の母管・管台, 炉内構造物等のステンレス鋼使用部位 ・ ほう酸タンクの管台及び胴板等耐圧構成品内面 ・ 加圧器のヒータスリーブ (溶接部含む) ・ 電気ペネトレーションの本体等
16	割れ	照射誘起型応力腐食割れ	高照射領域は内外差圧による極小さな応力しか発生しない。	・ 制御棒クラスタ被覆管
17	割れ	粒界腐食割れ	除外 (一) なし	
18	割れ	クラッド下割れ	材料の化学成分 ( $\Delta G$ 値) を踏まえ溶接入熱を管理し溶接している。	・ 原子炉容器の上部ふた, 加圧器の上部鏡板等低合金鋼部の内張り下層部
19	割れ	照射誘起割れ (外径増加によるクラック)	除外 (一) なし	
20	材質変化	熱時効	亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定されない。	・ 1次冷却材ポンプの羽根車及びディフューザフランジ ・ 余熱除去ライン入口止め弁, 蓄圧タンク出口第2逆止弁の弁箱等
21	材質変化	中性子照射による靱性低下	除外 (一) なし	
22	材質変化	中性子及び $\gamma$ 線照射脆化	除外 (一) なし	

表1-2 (6/7) 耐震安全性評価の対象外とした事象(一)とその理由

No.	損傷モード	経年劣化事象	今後も発生の可能性がない、 又は小さいとした理由	機器・部位の例
23	材質変化	劣化	蒸発試験結果から油分減少量を推定し、十分低いことを確認している。 耐放射線試験から長期の運転を考慮しても問題ないことを確認している。	・ メカニカルスナバのグリス
23	材質変化	劣化	メーカー試験や実機調査での引抜試験結果から有意な引抜力の低下は認められていない。	・ ケミカルアンカ
24	絶縁特性低下	絶縁低下	耐震安全性に影響を与えないことが自明な経年劣化事象	
25	導通不良	導通不良		
26	導通不良	汚損		
27	導通不良	断線		
28	特性変化	特性変化		
29	コンクリートの強度低下	アルカリ骨材反応	使用している骨材については、モルタルバー法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。	・ コンクリート構造物
30	コンクリートの強度低下	凍結融解	使用しているコンクリートについては、凍結融解作用に対する抵抗性を確保するために有効な空気量を満足している。	・ コンクリート構造物
31	鉄骨の強度低下	腐食	除外(一)なし	
32	その他	クリープ	熱膨張により発生する応力が小さくなるよう設計されている。	・ ディーゼル機関の排気管
			予測累積運転時間はクリープ破損寿命と比較して短い。	・ ディーゼル機関の過給機タービンロータ
33	その他	応力緩和	ばねに発生する応力は弾性範囲であり、ばね材料と使用環境温度の実態調査結果と比べて同等か余裕のある環境で使用している。	・ スプリングハンガ、安全逃がし弁、空気作動装置、遮断器、電磁ブレーキ、調圧弁、リリース弁等のばね
			ばねにはほとんど荷重は加わっていない	・ 加圧器水位計上部元弁

表 1-2 (7/7) 耐震安全性評価の対象外とした事象 (一) とその理由

No.	損傷モード	経年劣化事象	今後も発生の可能性がない, 又は小さいとした理由	機器・部位の例
33	その他	応力緩和	仮にばねの変形 (応力緩和) が発生したとしても, 弁の機能に影響しない。	・ リフト逆止弁のばね
34	その他	照射クリープ	除外 (一) なし	
35	その他	照射スウェリング	照射スウェリング量は照射量暫定取替基準に達した時点で微量であり, 制御棒案内シンプル細径部間ギャップは確保される。	・ 制御棒クラスタ被覆管
36	その他	デンティング	除外 (一) なし	
37	その他	変形	除外 (一) なし	
38	その他	はく離	除外 (一) なし	
39	その他	緩み	回り止めを施している。	・ 動力変圧器 (安全系) の鉄心
40	その他	スケール付着	適切な水質管理により不純物の流入を抑制している。	・ 熱交換器の伝熱管
41	その他	流路の閉塞	除外 (一) なし	
42	その他	目詰まり	除外 (一) なし	
43	その他	カーボン堆積	除外 (一) なし	
44	その他	固着	除外 (一) なし	

タイトル	日常劣化管理事象以外の事象について
概要	<p>日常劣化管理事象以外の事象（▲及び◆）を事象毎に分類し，全ての機器・構造物について，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判断した理由及び運転開始後30年を経過する日以降において経年劣化の進展が考えられないと判断した理由を具体的に示す。</p>
説明	<p>下記分類の「ロ」に該当する経年劣化事象（▲）について，事象毎に分類し，全ての機器・構造物について，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判断した理由を表2-1～表2-4に示す。</p> <p>また，下記分類の「ハ」に該当する経年劣化事象（◆）について，事象毎に分類し，全ての機器・構造物について，運転開始後30年を経過する日以降において経年劣化の進展が考えられないと判断した理由を表2-5に示す。</p> <p>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</p> <p>ハ 冷温停止状態が維持されることを前提とした評価において，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，運転開始後30年を経過する日以降において経年劣化の進展が考えられない経年劣化事象</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

表2-1 (1/8) 「ロ」に該当する経年劣化事象一覧 (機械編)

No.	経年劣化事象	機器・構造物	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判断した理由
1	摩耗	ディーゼル発電機空気圧縮機 油ポンプの歯車	歯車には摩擦による摩耗が想定されるが, 歯車には潤滑油を供給し摩耗を防止している。
2		制御棒駆動装置の接手	ステッピング及び制御棒との取り付け・取り外しによる接手山部の摩耗が想定されるが, 接手山とスパイダ溝には隙間無くかみ込み一体となっており, ステッピング時に摩耗は生じないと考えられること, また, スパイダと接手の硬さは同程度であり比摩耗量も同程度と考えられ, 接手山部についても有意な摩耗はないと考えられる。

表2-1 (2/8) 「ロ」に該当する経年劣化事象一覧 (機械編)

No.	経年劣化事象	機器・構造物	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判断した理由
3	腐食 (全面腐食)	原子炉格納容器鋼板 (コンクリート埋設部)	原子炉格納容器鋼板は炭素鋼であり, 湿分による腐食が想定されるが, コンクリート埋設部はコンクリート内の水酸化カルシウムによる強アルカリ環境であり, 鋼板表面は不動態化しているため, 腐食速度は極めて小さい。また, 電気防食設備により, 鋼板電位は腐食速度の小さい電位に保持できるようにしている。
4		埋込金物等の コンクリート/モルタル埋設部 ・ サンプルクーラ, 配管サポート, 非常用排気筒, 制御用空気圧縮機室 空調系統ダクト, 中央制御室非常用 循環系統ダクト, 重機器サポート, 制御用空気圧縮装置, 燃料取替クレーン及び 使用済燃料ピットクレーンの 埋込金物 ・ 原子炉容器サポートの外周プレート 及びスタッド ・ 燃料移送装置の基礎金物 ・ 新燃料ラックの埋込金物	埋込金物等は炭素鋼又は低合金鋼であり, 腐食が想定されるが, コンクリート又はモルタルに埋設されており, コンクリート又はモルタルが中性化し, 有意な腐食が発生するまでに長期間を要する。
5		安全補機開閉器室給気ユニット, 中央 制御室給気ユニット及び安全補機室冷 却ユニットの冷水冷却コイル内面	冷水冷却コイルは銅合金であり, 内面からの腐食が想定されるが, 内部流体はヒドラジン水であり, 腐食が発生しがたい環境にある。
6		基礎ボルトのコンクリート埋設部	コンクリート埋設部では, 大気接触部表面からの中性化の進行により腐食環境となるが, コンクリートが中性化し, 有意な腐食が発生するまでに長時間を要する。また, ケミカルアンカのアンカボルトはコンクリート埋設部のボルト本体が樹脂に覆われているため, 腐食の発生の可能性は小さい。



表2-1 (3/8) 「ロ」に該当する経年劣化事象一覧 (機械編)

No.	経年劣化事象	機器・構造物	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判断した理由
7	腐食 (流れ加速型腐食)	熱交換器の伝熱管又はコイル ・再生熱交換器の伝熱管外面 ・多管円筒形U字管形熱交換器の伝熱管内面 ・サンプルクーラのサンプルコイル及び冷却水コイル	流れ加速型腐食への耐性に優れるステンレス鋼を使用していることから, 流れ加速型腐食が発生する可能性は小さい。
8	疲労割れ	制御棒駆動装置及び 炉内熱電対フランジの 圧力ハウジング	圧力ハウジングはプラントの起動・停止等による熱過渡を繰り返し受けるため, 疲労割れが想定されるが, 起動・停止時等に発生する荷重はわずかであり, 有意な応力変動を受けない。
9		基礎ボルトの機器支持部	基礎ボルトはプラントの起動・停止時等の熱過渡により疲労割れが想定されるが, 熱応力が大きく付与される機器には, 基礎ボルトに直接荷重がかからないオイルスナバ, メカニカルスナバ又はスライドサポートを使用している。更に, これまで基礎ボルトの疲労割れによる不適合事象は経験していない。

表2-1 (4/8) 「ロ」に該当する経年劣化事象一覧 (機械編)

No.	経年劣化事象	機器・構造物	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判断した理由
10	高サイクル疲労割れ	余熱除去系統配管, 1次冷却系統配管, 化学体積制御系統配管, 安全注入系統配管, 主蒸気系統配管及び 原子炉補機冷却水系統配管の 小口径管台	<p>運転経験として、関西電力(株)大飯2号炉における余熱除去系統配管ドレン弁管台の高サイクル疲労割れがある。</p> <p>この事象は、配管取り替えに伴いドレン管の口径を変更したことにより、余熱除去ポンプと共振し、ドレン弁管台溶接部に応力が集中したことによるものである。</p> <p>泊2号炉においては、必要な部位について振動計測に基づく応力評価等を行い、健全性を確認している。また、振動の状態は経年的に変化するものではない。</p>
11		余熱除去系統配管, 1次冷却系統配管, 化学体積制御系統配管, 燃料取替用水系統配管, 1次冷却材管、主蒸気系統配管及び 原子炉補機冷却水系統配管の 温度計ウェル及びサンプルノズル	<p>運転経験として、旧動燃もんじゅにおける温度計ウェルの高サイクル疲労割れがある。</p> <p>この事象は、プラント運転中に内部流体の流れによる流体振動を受け、流れ方向(抗力方向)に共振し、温度計ウェルの付け根部に応力が集中したことによるものである。</p> <p>泊2号炉においては、温度計ウェル及びサンプルノズルについて「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について(平成17・12・22原院第6号平成17年12月27日NISA-163a-05-3)」に基づき「日本機械学会 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針(JSME S 012)」による評価を行い、損傷の可能性が否定できないものについては共振を回避した形状のものに取り替え、問題とならないことを確認している。また、このような条件は経年的に変化するものではない。同様な設計方針に基づき施設されているその他の箇所についても同様と考える。</p>
12		1次冷却材管のサーマルスリーブ	<p>運転経験として、関西電力(株)大飯2号炉におけるサーマルスリーブの高サイクル疲労割れがある。</p> <p>この事象は、2点溶接タイプのサーマルスリーブで流体振動が発生したことによるものである。</p> <p>泊2号炉においては、サーマルスリーブはすべて全周溶接タイプであり、2点溶接タイプに比べ発生応力が十分小さい。</p>

表2-1 (5/8) 「ロ」に該当する経年劣化事象一覧 (機械編)

No.	経年劣化事象	機器・構造物	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判断した理由
13	高サイクル疲労割れ	サンプルクーラのサンプルコイル	サンプルコイルは、構造上接触する部位がなく、有意な振動が発生する可能性はない。
14	応力腐食割れ	蒸気発生器の冷却材出口管台セーフエンド	<p>運転経験として、関西電力(株)美浜2号炉における蒸気発生器冷却材入口管台セーフエンド溶接部内面の粒界割れがある。</p> <p>この事象は、入口管台とセーフエンドの溶接時に、溶接部近傍内面の極表層部において高い残留応力が発生し、運転中に粒界割れが進展したものと推定されている。</p> <p>泊2号炉においては、冷却材出口管台の溶接線近傍に対し、渦流探傷検査で異常のないことを確認の後、超音波ショットピーニングによる応力緩和を行っていることから、応力腐食割れが発生する可能性はないと考える。</p>
15		プール型容器のステンレス鋼使用部位	<p>運転経験として、関西電力(株)美浜1号炉における原子炉キャビティのステンレスライニングの応力腐食割れがある。</p> <p>この事象は、プラント建設時に原子炉格納容器開口部から持ち込まれた海塩粒子がコーナアングルやコーナプレート表面に付着し、その後の定期検査時の原子炉キャビティ水張りにより発生した結露水により、塩化物イオンがコーナプレートの溶接線近傍の狭隘部分に移動し、更に、原子炉の運転で水分が蒸発し、ドライアンドウェット現象を繰り返すことで、塩化物イオンが濃縮したことが原因と考えられている。</p> <p>泊2号炉のプール型容器でステンレス鋼を使用している部位においては、塩化物イオンの濃縮が想定されるような類似箇所はないことから、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。</p>
16		蒸気発生器の冷却材入口管台のニッケル基合金溶接部及びメカニカルプラグ	冷却材入口管台とセーフエンドの溶接部及びメカニカルプラグは690系ニッケル基合金であり、応力腐食割れが想定されるが、電力共通研究「690合金のPWSCC長期信頼性確認試験(STEP5)2018年度(中間報告)」による690系ニッケル基合金の温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結果から、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。

表2-1 (6/8) 「ロ」に該当する経年劣化事象一覧 (機械編)

No.	経年劣化事象	機器・構造物	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判断した理由
17	応力腐食割れ	再生熱交換器の伝熱管等ステンレス鋼使用部位	伝熱管等のステンレス鋼部位は、応力腐食割れが想定されるが、水質を適切に管理していることから、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。
18		サンプル冷却器のサンプルコイル	サンプルコイルはステンレス鋼であり、応力腐食割れが想定されるが、内部流体（1次冷却材）の溶存酸素濃度は0.01ppm以下に管理していることから、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。
19		格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器及び補助蒸気復水モータ冷却器のサンプルコイル	サンプルコイルはステンレス鋼であり、応力腐食割れが想定されるが、内部流体は空気又は蒸気であることから、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。
20		1次冷却材管の温度計ウェル等	温度計ウェル、サンプルノズル及びサーマルスリーブはステンレス鋼であり、応力腐食割れが想定されるが、原子炉の運転時は1次冷却材中の溶存酸素濃度が0.01ppm以下に低減されていること、定期検査時は1次冷却材温度が低いことから、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。
21	亀裂	蒸気発生器の1次側低合金鋼部の内張り下層部	米国 PVRC の研究により、一部の低合金鋼 (SA508 Cl.2) は、大入熱溶接による内張りで溶接後熱処理が行われると、局部的に亀裂が発生することが確認されている。 泊2号炉の蒸気発生器管板は、低合金鋼にニッケル基合金の内張りを施したものであるが、材料の化学成分 (ΔG 値) を踏まえ溶接入熱を管理していることから、亀裂が発生する可能性は小さい。
22	中性子吸収能力の低下	制御棒クラスタの吸収材	吸収材には中性子吸収による吸収能力低下が想定されるが、原子炉の運転中は制御棒が引き抜かれており照射量はわずかであること、制御棒クラスタは計画的な取り替えを行う運用としており、暫定取替基準の照射を受けた場合でも、個々の制御棒の核的損耗は0.07%と核安全設計の余裕 (10%) の範囲内にあり、制御能力としては十分余裕がある。

表2-1 (7/8) 「ロ」に該当する経年劣化事象一覧 (機械編)

No.	経年劣化事象	機器・構造物	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判断した理由
23	変形 (応力緩和)	炉内構造物の押えリング	押えリングは高温環境下で一定圧縮ひずみのまま保持されているため、変形 (応力緩和) が想定されるが、押えリングには応力緩和を生じにくい材料であるステンレス鋼 (ASME SA182 Gr. F6b) を使用しており、変形 (応力緩和) が問題となる可能性はない。
24		制御棒駆動装置のばね	制御棒駆動装置に使用しているばねは、圧縮荷重が加わった状態で長期間保持されるため、変形 (応力緩和) が想定されるが、ばねに発生する応力は弾性範囲内であること、日本ばね工業会のばね材料と使用環境温度の実態調査結果と比べて当該ばねは同等か余裕のある環境で使用している。
25		制御棒クラスタのばね	制御棒クラスタのスパイダ内にあるばねは、中性子照射により応力緩和し、ばね力の低下が想定されるが、運転中は制御棒が炉心から引き抜かれているため、照射量はわずかであると評価できることから、ばねの応力緩和が発生する可能性は小さい。
26	照射下クリープ	炉内構造物の炉心そう等	高照射環境下で使用される炉心そう及びバップルフォーマボルトには、照射下クリープが想定されるが、クリープ破断は荷重制御型の応力発生下で生じるのに対し、荷重制御型応力は 22MPa と微小であり、プラント運転に対し問題とはならない。
27	照射スウェリング	炉内構造物の炉心バップル	PWR での照射スウェリング量は小さく炉心バップルの上下に十分な隙間が存在することから、炉心バップルの炉心形成機能が失われるようなことはなく、また、運転時間が先行している海外 PWR プラントでもそのような事例は発生していない。
28	スケール付着	熱交換器の伝熱管 ・多管円筒形U字管形熱交換器の伝熱管 ・サンプルクーラのサンプルコイル	熱交換器の伝熱管又はサンプルクーラのサンプルコイルには、内部流体の不純物持ち込みによるスケール付着が想定されるが、内部流体は1次冷却材、ヒドラジン水、蒸気又は空気であり、適切な水質管理等により不純物の持ち込みは抑制されていることから、スケール付着の可能性は小さい。

表 2 - 1 ( 8 / 8 ) 「ロ」に該当する経年劣化事象一覧 (機械編)

No.	経年劣化事象	機器・構造物	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判断した理由
29	付着力の低下	基礎ボルト	基礎ボルト (特に先端を曲げ加工しているスタッドボルト) の耐力は、主にコンクリートとの付着力に担保されることから、付着力低下を起こした場合、支持機能喪失が想定されるが、コンクリート構造物の健全性評価により、付着力低下につながるコンクリートの割れ等の発生の可能性は小さいと考えられる。

表2-2 (1/3) 「ロ」に該当する経年劣化事象一覧(電気・計装に係る機械編)

No.	経年劣化事象	機器・構造物	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判断した理由
1	摩耗	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気ライン元弁電動装置の整流子	整流子はブラシとの摺動部に摩耗が想定されるが、整流子材はブラシ材より硬質であることから、摩耗の可能性は小さい。
2		弁空気作動装置のヨーク(弁棒接続部)	ヨークは弁の開閉動作に伴う摩耗が想定されるが、弁棒はヨークにねじ込み、キャップスクリューで固定する構造としており、接続部のゆるみ等によって摩耗が発生する可能性はない。
3		メタクラ(安全系)の接触子(遮断器)	遮断器の接触子は、遮断器の開閉動作に伴う電流開閉による摩耗が想定されるが、分解点検時の目視確認で有意な摩耗は認められておらず、今後もこの傾向が変化するとは考えがたい。
4	腐食(全面腐食)	燃料取扱設備 電動機(低圧)の固定子コア及び回転子コア	固定子コア及び回転子コアは電磁鋼板又は珪素鋼板であり、腐食が想定されるが、ワニス処理又は塗装により腐食を防止している。
5		燃料取扱設備 電磁ブレーキの固定鉄心	電磁ブレーキの固定鉄心は電磁鋼板、珪素鋼板及び銅であり、腐食が想定されるが、ワニス処理により腐食を防止している。
6		弁電動装置の固定子コア、回転子コア、主極コア及び電機子コア	固定子コア、回転子コア、主極コア及び電機子コアは軟鋼又は珪素鋼板であり、腐食が想定されるが、エポキシモールド等により腐食を防止している。
7		電線管及びカップリングの内面	電線管及びカップリングは炭素鋼であり、内面からの腐食が想定されるが、内面については亜鉛メッキにより腐食を防止していること、内装物はケーブルのみであり、メッキ面への外力は加わらないため亜鉛メッキが剥がれることはなく、外面と比較して環境条件が緩いことから、腐食が発生する可能性は小さい。

表2-2 (2/3) 「ロ」に該当する経年劣化事象一覧(電気・計装に係る機械編)

No.	経年劣化事象	機器・構造物	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判断した理由
8	腐食(全面腐食)	気密端子箱接続及び直ジョイントの端子等	端子,端子台及び隔壁付スリーブは銅又は銅合金であり,腐食が想定されるが,端子及び端子台はニッケルメッキ又は錫メッキにより腐食を防止していること,更に密封された構造であることから,腐食が発生する可能性は小さい。また,隔壁付スリーブは構造上端子部が熱収縮チューブで密封されていることから,腐食が発生する可能性はない。
9		埋込金物等のコンクリート埋設部 ・電線管(本体) ・ケーブルトレイ,電線管,電気設備,計測制御設備,空調ユニットの電気ヒータ,直流電源設備及び計器用電源設備の埋込金物 ・計装用インバータの埋込ベース	電線管(本体),埋込金物及び埋込ベースは炭素鋼であり,腐食が想定されるが,コンクリート埋設部についてはコンクリートが中性化し,有意な腐食が発生するまで長期間を要する。
10		制御用空気ヘッダ圧力及び原子炉補機冷却水サージタンク水位の計装用取出配管等の内面	制御用空気ヘッダ圧力及び原子炉補機冷却水サージタンク水位の計装用取出配管,計器元弁,計装配管及び計器弁は炭素鋼であり,内面からの腐食が想定されるが,内部流体は制御用空気又は窒素ガスであることから,腐食が発生しがたい環境にある。
11		原子炉補機冷却海水供給母管圧力の計装用取出配管等の内面	原子炉補機冷却海水供給母管圧力の計装用取出配管,計器元弁,計装配管及び計器弁は銅合金又は銅合金鋳物であり,内面からの腐食の発生が想定されるが,銅合金及び銅合金鋳物は耐食性が良いことから,腐食が発生しがたい環境にある。
12	腐食(流れ加速型腐食)	余熱除去ライン流量のオリフィス	オリフィスは絞り機構であり,配管部と比較して流速が速くなることから,流れ加速型腐食の発生が想定されるが,ステンレス鋼であること,流速を低く設計していることから,流れ加速型腐食が発生する可能性はないと考える。



表2-2 (3/3) 「ロ」に該当する経年劣化事象一覧（電気・計装に係る機械編）

No.	経年劣化事象	機器・構造物	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判断した理由
13	応力腐食割れ	余熱除去ライン流量のオリフィス	オリフィスはステンレス鋼であり、応力腐食割れが想定されるが、原子炉の運転中、高温（100℃以上）で使用する際は溶存酸素濃度が5ppb以下に低減されていること、定期検査時は流体温度が低い（最高80℃程度）ことから、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。
14		加圧器後備ヒータのシース及びプラグ	<p>運転経験として、海外プラントにおけるステンレス鋼製シース外面のサポートプレート接触部等の応力腐食割れがある。</p> <p>この事象は、接液部表面の硬化層や残留応力の影響と報告されているが、詳細な要因は調査中であり、明確な発生要因は特定されていない。</p> <p>泊2号炉においては、国内産のシースを採用しており、表層は硬くなく、応力腐食割れが発生、進展することは考えがたい。また、プラグの表面は機械加工を行っているが、硬化が内部まで至るとは考えられないことから、応力腐食割れが進展することは考えがたい。</p>
15	はく離	電磁ブレーキ付き電動機の弁電動装置電磁ブレーキのライニング	<p>運転経験として、日本原子力発電敦賀2号炉のタービン動補助給水ポンプ起動入口弁の直流電動機用電磁ブレーキにおいて、電磁ブレーキのライニングのはく離がある。</p> <p>この事象は、当該弁が外気の影響を受ける高湿度エリアに設置されていたことに伴い発生した結露水がライニングの接着面に浸透し、接着力を低下させたものである。</p> <p>泊2号炉においては、弁電動装置は高湿度環境にはなく、結露水が発生しやすい環境にないことからはく離の可能性は小さい。</p>

表2-3 (1/1) 「ロ」に該当する経年劣化事象一覧 (電気編)

No.	経年劣化事象	機器・構造物	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判断した理由
1	絶縁低下	パワーセンタ (安全系) 及び計装用インバータの計器用変流器	一次コイルと二次コイルがモールドされている形式の計器用変流器の絶縁物は有機物であり, 熱的, 電氣的, 環境的要因による絶縁低下が想定されるが, 一次コイルのない貫通型計器用変流器であること, 二次コイルにかかる電圧は低く通電電流による熱的影響も小さいこと, 空調された屋内に設置されていること, コイル全体がモールドされていることにより塵埃による影響もごく僅かであることから, 絶縁低下の可能性は小さいと考える。
2		直流コントロールセンタの母線支え	主回路導体を支持する母線支えは有機物であり, 熱的, 電氣的, 環境的要因による絶縁低下が想定されるが, 母線支えは屋内の筐体に内蔵しており塵埃, 湿分等が付着しにくい環境にあること, 主回路導体の通電時の最大温度 100℃に対して, 母線支えの耐熱温度は 155℃と十分余裕を持った耐熱性を有していることから, 絶縁低下の可能性は小さいと考える。
3	汚損	メタクラ (安全系) の消弧室 (遮断器)	遮断器の消弧室は, 遮断器の電流遮断動作に伴う消弧室でのアーク消弧により汚損した場合, 消弧性能の低下が想定されるが, 分解点検時の目視確認で有意な汚損は認められておらず, 今後もこの傾向が変化するとは考えがたい。

表2-4 (1/1) 「ロ」に該当する経年劣化事象一覧(コンクリート・鉄骨編)

No.	経年劣化事象	機器・構造物	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判断した理由
1	鉄骨の強度低下(風等による疲労)	内部コンクリート, 周辺補機棟及び燃料取扱棟, 原子炉補助建屋並びに燃料取替用水タンク建屋の鉄骨部	繰り返し荷重が継続的に鉄骨構造物にかかることにより, 疲労による損傷が蓄積され, 鉄骨の強度低下につながる可能性がある。しかしながら, 鉄骨構造物では疲労破壊が生じるような風等による繰り返し荷重を継続的に受ける構造部材はない。

表2-5 (1/4) 「ハ」に該当する経年劣化事象一覧

No.	経年劣化事象	機器・構造物	運転開始後30年を経過する日以降において 経年劣化の進展が考えられないと判断した理由
1	低サイクル疲労	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去ポンプのケーシング (ケーシングカバーを含む)</li> <li>・ 1次冷却材ポンプのケーシング</li> <li>・ 再生熱交換器, 余熱除去冷却器及び蒸気発生器の管板</li> <li>・ 蒸気発生器の給水入口管台</li> <li>・ 原子炉容器の冷却材出入口管台等</li> <li>・ 加圧器のスプレイライン用管台等</li> <li>・ 余熱除去系統, 1次冷却系統, 主給水系統及び1次冷却材管の配管の母管</li> <li>・ 1次冷却材管の管台</li> <li>・ 余熱除去ライン入口止め弁, 1次冷却系統の仕切弁及び玉形弁, 化学体積制御系統の玉形弁及びリフト逆止弁, 安全注入系統の逆止弁並びに余熱除去系統のスイング逆止弁の弁箱</li> <li>・ 炉内構造物のうち, 炉心支持構造物</li> </ul>	<p>プラントの起動・停止等による内部流体の大きな温度変化, 圧力変化, 又は流量変化が発生せず, 材料への繰り返し荷重が生じないことから, 疲労の進展は考えられない。</p> <p>しかしながら, 疲労の進展を仮定し, 運転開始後60年時点の推定過渡回数による疲労評価を行い, 疲労割れの発生の可能性がないことを確認している。</p>

表2-5 (2/4) 「ハ」に該当する経年劣化事象一覧

No.	経年劣化事象	機器・構造物	運転開始後30年を経過する日以降において 経年劣化の進展が考えられないと判断した理由
2	低サイクル疲労	原子炉格納容器 ・固定式配管貫通部の端板 ・伸縮式配管貫通部の伸縮継手	プラントの起動・停止等運転状態の変化に伴う貫通配管の熱移動が発生せず、材料への繰り返し荷重が生じないことから、疲労の進展は考えられない。 しかしながら、疲労の進展を仮定し、運転開始後60年時点の推定過渡回数による疲労評価を行い、疲労割れの発生の可能性がないことを確認している。
3		配管サポートのうち、ラグとプレート の溶接部等のサポート取付部 ・アンカー ・スライドサポート ・レストレイント	プラントの起動・停止等による配管熱変位が発生せず、溶接部への繰り返し荷重が生じないことから、疲労の進展は考えられない。 しかしながら、配管熱変位を仮定して応力評価を行い、疲労割れの発生の可能性がないことを確認している。
4		加圧器スカート溶接部	プラントの起動・停止等による加圧器本体の熱膨張が発生せず、溶接部への繰り返し荷重が生じないことから、疲労の進展は考えられない。 しかしながら、疲労の進展を仮定し、運転開始後60年時点の推定過渡回数による疲労評価を行い、疲労割れの発生の可能性がないことを確認している。
5	中性子照射脆化	原子炉容器の胴部（炉心領域部）	原子炉の運転による中性子照射がないことから、脆化の進展は考えられない。 しかしながら、脆化の進展を仮定し、運転開始後60年時点の中性子照射量による関連温度上昇及び上部棚吸収エネルギー低下に対する評価を行い、中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性がないことを確認している。
6	照射誘起型 応力腐食割れ	炉内構造物のうち、 バップルフォーマボルト等	原子炉の運転による中性子照射がなく、また、1次冷却材が高温にならないことから、応力腐食割れに対する感受性が高くなることは考えられない。 しかしながら、原子炉の運転を仮定し、バップルフォーマボルトについて、INES「照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術に関する報告書（平成20年度）」で得られた最新知見を用いた評価を行い、運転開始後60年時点でボルトは損傷しないことを確認している。
7	2相ステンレス鋼の 熱時効	・1次冷却材ポンプのケーシング ・1次冷却材管の母管	原子炉は冷温停止状態であり、1次冷却材が高温にならないことから、熱時効の進展は考えられない。 しかしながら、熱時効の進展を仮定し、亀裂の存在を仮定した弾塑性破壊力学的解析手法による構造安全性評価を行い、不安定破壊しないことを確認している。

表2-5 (3/4) 「ハ」に該当する経年劣化事象一覧

No.	経年劣化事象	機器・構造物	運転開始後30年を経過する日以降において 経年劣化の進展が考えられないと判断した理由
8	コンクリートの強度低下(熱による強度低下)	内部コンクリート(1次しゃへい壁)	<p>原子炉は冷温停止状態であり、コンクリートが高温にならないことから、熱による強度低下及び遮へい能力低下の進展は考えられない。また、原子炉の運転による放射線照射がないことから、放射線照射による強度低下の進展は考えられない。</p> <p>しかしながら、原子炉の運転を仮定し、コンクリートの温度分布解析を行い、熱による強度低下及び遮へい能力低下に対しては、長期健全性評価上問題とならないことを確認している。また、運転開始後60年時点の中性子照射量及びガンマ線照射量による評価を行い、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ならないことを確認している。</p>
9	コンクリートの強度低下(放射線照射による強度低下)		
10	コンクリートの遮へい能力低下(熱による遮へい能力低下)		
11	摩耗	炉内構造物のうち、 炉内計装用シンプルチューブ	<p>原子炉は冷温停止状態であり、シンプルチューブまわりの軸流による流体振動が発生しないことから、摩耗の進展は考えられない。</p> <p>なお、限界減肉率を求め、これに比べ十分小さい状態で管理していること、また、渦流探傷検査により摩耗状況を確認するとともに必要に応じ位置変更又は取り替えを行っていることから、今後も機能の維持が可能であることを確認している。</p>
12		原子炉容器サポート、 蒸気発生器サポート及び 1次冷却材ポンプサポートの パッド、ヒンジ摺動部	<p>原子炉は冷温停止状態であり、機器の熱移動や振動が発生しないことから、摩耗の進展は考えられない。</p> <p>なお、推定摩耗量の評価等により、摩耗による減肉が機器の支持機能等に影響を及ぼす可能性はなく、今後も機能の維持が可能であることを確認している。</p>
13		制御棒被覆管	<p>原子炉は冷温停止状態であり、1次冷却材の流れによる流体振動が発生しないことから、摩耗の進展は考えられない。</p> <p>なお、肉厚測定により摩耗の進行を評価し、定期的に取り替えを行っていることから、今後も機能の維持が可能であることを確認している。</p>
14	腐食(流れ加速型腐食)	主蒸気系統配管、主給水系統配管及び 蒸気発生器ブローダウン系統配管の 母管	<p>原子炉は冷温停止状態であり、内部流体が高温にならない、若しくは原子炉の運転による流れがないことから、流れ加速型腐食による減肉の進展は考えられない。</p> <p>なお、超音波肉厚測定による減肉管理を行っており、今後も機能の維持が可能であることを確認している。</p>

表2-5 (4/4) 「ハ」に該当する経年劣化事象一覧

No.	経年劣化事象	機器・構造物	運転開始後30年を経過する日以降において 経年劣化の進展が考えられないと判断した理由
15	高サイクル熱疲労割れ	余熱除去系統配管の母管 (高低温水合流部)	原子炉は冷温停止状態であり、高低温水の合流による熱過渡が発生しないことから、高サイクル熱疲労割れの進展は考えられない。 しかしながら、劣化の進展を仮定し、運転開始後60年時点の推定過渡回数による疲労評価を行い、疲労割れの発生の可能性がないことを確認している。
16	靱性低下	炉内構造物のうち、炉心そう	原子炉の運転による中性子照射がないことから、靱性低下の進展は考えられない。 しかしながら、靱性低下の進展を仮定し、想定欠陥による地震発生時の亀裂安定性評価を行い、不安定破壊は生じないことを確認している。
17	中性子及びγ線 照射脆化	原子炉容器サポートのサポートブラ ケット (サポートリブ)	原子炉の運転による中性子及びγ線照射がないことから、脆化の進展は考えられない。 しかしながら、脆化の進展を仮定し、運転開始後60年時点の脆化度における想定欠陥による地震発生時の亀裂安定性評価を行い、不安定破壊は生じないことを確認している。