

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-I 改 27
提出年月日	平成 30 年 11 月 5 日

東海第二発電所 運転期間延長認可申請
(共通事項)

補足説明資料

平成 30 年 11 月 5 日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密
又は防護上の観点から公開できません。

目次

1. はじめに	1
2. 特別点検及び劣化状況評価に係る実施体制及び実施手順	2
2.1 運転期間延長認可申請に係る全体実施手順	2
2.2 特別点検の実施体制及び実施手順	5
2.3 劣化状況評価の実施体制及び実施手順	13
2.4 劣化状況評価で追加する評価	36
2.5 震災影響評価	95
2.6 保全管理活動	101
別紙 1. ～2.	113
別紙 1. 日常劣化管理事象（△）について	114
別紙 2. 日常劣化管理事象以外の事象（▲）について	128
添付. 計算機プログラム（解析コード）の概要について	129

1. はじめに

本資料は、東海第二発電所の運転期間延長認可申請の共通事項の補足として、特別点検及び劣化状況評価に係る実施体制及び実施手順、劣化状況評価で追加する評価並びに冷温停止を前提とした評価について取りまとめたものである。

東海第二発電所においては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下、「原子炉等規制法」という）」第43条の3の32第4項及び「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下、「実用炉規則」という）」第113条に従い、「申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のための点検（以下、「特別点検」という）」及び「延長しようとする期間における運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価（以下、「劣化状況評価」といい、劣化状況評価で追加する評価、冷温停止を前提とした評価を含む）」を実施すると共に、「延長しようとする期間における原子炉その他の設備についての保守管理に関する方針（以下、「保守管理に関する方針」という）」を策定し、それらを取りまとめたものを、平成29年11月24日に「東海第二発電所 運転期間延長認可申請書」として申請した。

業務フローに応じた品質マネジメントシステムに係る文書の一覧は以下のとおり。
 なお網掛部は、劣化状況評価に関する主な品質マネジメントシステムに係る文書(QMS 文書)を示す。

管理番号	規程名称	業務フロー 番号	文書レベル	劣化状況評価 (高経年化 技術評価)	特別 点検	保全 管理
—	東海第二発電所原子炉施設保安 規定	①～⑯ (全般)	一次文書	○	○	○
QM 共通 :	4-2 品質保証規程	①～⑯ (全般)	一次文書	○	○	○
QM 共通 :	4-1-2 品質管理要項	①～⑯ (全般)	二次文書	○	○	○
QM 共通 :	7-2-4 官庁定期報告書作成及び官庁対 応業務要項	②, ⑧	二次文書	○	—	—
QM 東Ⅱ :	7-1-1 保守管理業務要項	②, ③, ⑤, ⑧	二次文書	○	○	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-7 工事要領書作成手引書	⑧	三次文書	△	○	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-16 状態監視手引書	⑧	三次文書	△	—	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-17 ディーゼル機関診断手順書	⑧	三次文書	△	—	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-20 巡視点検実施取扱書	⑧	三次文書	△	—	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-26 配管肉厚管理マニュアル	⑧	三次文書	△	—	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-51 回転機械振動診断手順書	⑧	三次文書	△	—	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-52 赤外線サーモグラフィ診断手 順書	⑧	三次文書	△	—	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-53 潤滑油診断手順書	⑧	三次文書	△	—	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-54 電動弁診断手順書	⑧	三次文書	△	—	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-55 保全計画検討・策定マニュアル	⑧	三次文書	△	—	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-57 保全活動管理指標設定・監視業 務手引書	⑧	三次文書	△	—	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-58 保全活動管理指標運用検討業務 要領	⑧	三次文書	△	—	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-59 保守管理の有効性評価記録作成 手引書	⑧	三次文書	△	—	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-60 高経年化対策実施手引書	①～⑯ (全般)	三次文書	○	○	—

○ : 業務に直接関連する項目, △ : 業務に間接的に関連する項目, — : 該当なし

管理番号		規程名称	業務フロー 番号	文書レベル	劣化状況評価 (高経年化 技術評価)	特別 点検	保全 管理
QM 東Ⅱ :	7-1-1-61	R & A 委員会運用手引書	⑩	三次文書	○	—	—
QM 東Ⅱ :	7-1-1-63	敦賀発電所による高経年化対策レビュー取扱書	⑪	三次文書	○	—	—
QM 東Ⅱ :	7-1-1-64	保全の有効性評価実施要領	⑧	三次文書	○	—	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-66	供用期間中検査管理手引書	⑧	三次文書	△	—	○
QM 東Ⅱ :	7-1-1-69	特別な保全計画作成手引書	⑧	三次文書	△	—	○
QM 東Ⅱ :	6-3-1-1	点検計画作成手引書	⑭	三次文書	△	—	○
QM 共通 :	6-2-1	力量設定管理要項	⑤, ⑧	二次文書	○	○	○
QM 東Ⅱ :	6-2-1-3	力量運用要領	⑤, ⑧	三次文書	○	○	○
QM 東Ⅱ :	6-2-1-14	保修室員教育取扱書	⑤, ⑧	三次文書	○	○	○
QM 共通 :	7-2-3	原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会要項	①, ⑥, ⑫	二次文書	○	○	○
QM 東Ⅱ :	7-2-3-1	原子炉施設保安運営委員会運営要領	①, ⑥, ⑫	三次文書	○	○	○
QM 共通 :	7-4-1	調達管理要項	⑤, ⑧	二次文書	○	○	○
QM 共通 :	4-2-1	文書取扱要項	①~⑯ (全般)	二次文書	○	○	○
QM 東Ⅱ :	4-2-1-1	文書管理要領	①~⑯ (全般)	三次文書	○	○	○
QM 共通 :	4-2-2	品質記録管理要項	①~⑯ (全般)	二次文書	○	○	○
QM 東Ⅱ :	4-2-2-3	保安に関する記録等の取扱手引書	①~⑯ (全般)	三次文書	○	○	○
QM 共通 :	8-2-1	内部監査要項	⑬	二次文書	○	○	○
QM 東Ⅱ :	8-2-1-1	内部監査員認定要領	⑬	三次文書	○	○	○
QM 共通 :	7-3-1	設計管理要項	⑤, ⑧	二次文書	△	○	○
QM 東Ⅱ :	7-3-1-2	工事等に係る技術検討会運営手引書	⑧	三次文書	○	—	○
QM 共通 :	8-2-3	試験・検査管理要項	⑤	二次文書	—	○	○
QM 東Ⅱ :	8-2-3-4	定期事業者検査実施手引書	⑤	三次文書	—	○	○
QM 共通 :	8-3-1	不適合管理要項	⑧	二次文書	○	○	○
QM 東Ⅱ :	8-5-1-2	トラブル検討会運営手引書	⑧	三次文書	○	—	○

○：業務に直接関連する項目，△：業務に間接的に関連する項目，—：該当なし

2.2 特別点検の実施体制及び実施手順

特別点検に関する業務は、東海第二発電所の保安活動と同様「東海第二発電所原子炉施設保安規定」第3条 品質保証計画のもと、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。

(1) 調達先による点検の実施

1) 点検計画

調達先による点検（以下、「自主点検」という）は、運転開始後35年を経過する日（平成25年11月27日）以降に実施した設備の劣化状況を把握するための点検であり、東北地方太平洋沖地震に伴う長期の停止期間中に原子炉圧力容器等の安全性を確保するために実施した点検である。

点検の立案に際しては、「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」（以下、「運用ガイド」という）の内容（点検対象部位、点検方法等）に基づき、着目する劣化事象を踏まえて、点検対象部位に応じた点検方法を設定した。

2) 点検の実施、点検結果の確認

自主点検の実施にあたっては、東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーが調達を行った。点検対象の部位、方法毎に調達先、工事件名を表2.2-1に示す。

これらの調達先については、「調達管理要項」に基づき東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーが調達文書を作成した後に、重要設備取引先として登録されている発注先候補会社へ発注した。

調達先は、調達文書の要求事項を満足するよう工事要領書を保守室 機械グループマネージャーに提出し、事前に確認を得た上で点検を行った。

さらに、東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、保守管理業務要項等に基づき、調達文書の要求事項が調達先にて適切に履行されるよう、工事要領書に従った立会・記録確認により点検工事の監理を行い、調達先による自主点検が適切なプロセスに基づき行われたことを確認した。

東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、調達先から提出される品質保証計画書を確認している。

また、これらの調達先の管理、保守管理業務要項、調達管理要項等に基づき、品質保証計画書の確認等により適切に実施された。

3) 力量の確認及び測定機器の管理他確認事項

点検方法毎に必要な要員の力量、測定機器の管理についても明確にし、調達上の要求事項としている。

4) 文書・記録管理

自主点検に関する工事記録については、東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーが保存している。

(2) 特別点検の実施

1) 点検計画

東海第二発電所 保守室保守総括グループマネージャーは、「実用炉規則」第113条及び「運用ガイド」に基づく特別点検の基本方針を策定し、東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーに特別点検の実施を依頼した。

東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、自主点検結果の記録確認を特別点検として実施することとし、「特別点検要領書」の制定により点検計画を策定した。

2) 点検の実施，点検結果の確認

東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、調達先が作成した自主点検の品質記録について、特別点検要領書に基づき、力量の認定を受けた保守室機械グループ員が記録確認を行い、「特別点検結果報告書」としてまとめた上で、東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーが承認した。

東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、特別点検結果報告書を原子炉施設保安運営委員会に付議したのち、東海第二発電所 保守室保守総括グループマネージャー及び運営管理室プラント管理グループマネージャーに通知した。

3) 力量の確認

東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、特別点検に関わる当社社員については、「定期事業者検査実施手引書」に定める事業者検査員の要件を満たす者であることを確認した。また、調達先が実施した自主点検について、非破壊試験等を行う試験員が表2.2-2に示す力量を有することを確認した。

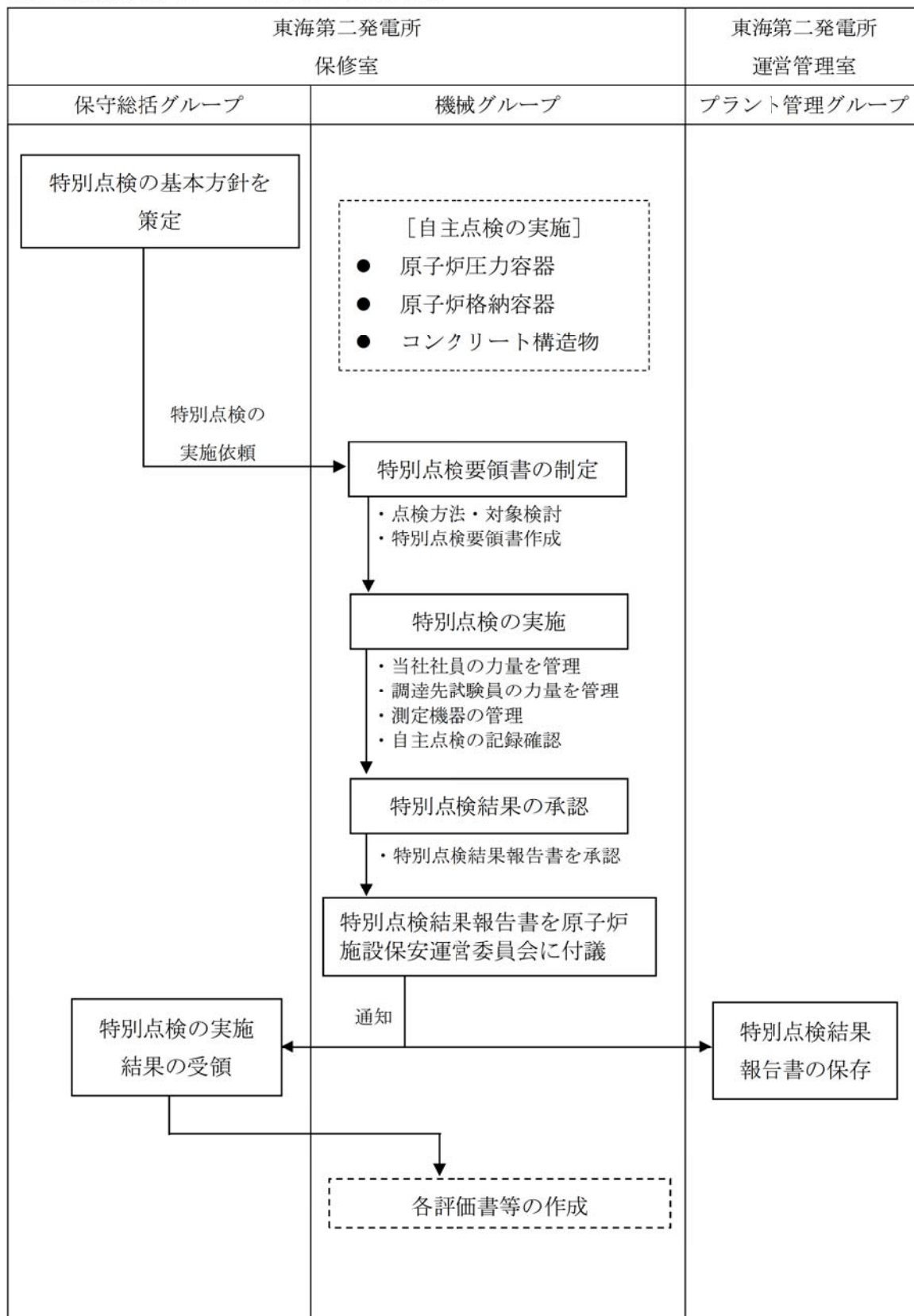
4) 測定機器の管理

東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、調達先が実施した自主点検において、使用された測定機器が定期事業者検査実施手引書に基づき、国際または国家標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正が行われていることをトレーサビリティ証明書等により確認した。

5) 文書・記録管理

特別点検結果報告書については、東海第二発電所 運営管理室プラント管理グループマネージャーが保存している。

以上の実施手順のフロー図は以下のとおり。



また、それぞれの業務プロセス、所管箇所、業務内容、関連文書・記録については以下のとおり。

業務プロセス	所管箇所	業務内容	関連文書・記録
点検計画	保守総括グループ	高経年化対策実施手引書に基づき特別点検の基本方針を策定し、技術連絡票により機械グループへ点検計画の詳細検討を依頼。	高経年化対策実施手引書 東海第二発電所 特別点検の基本方針 技術連絡票
	機械グループ	特別点検の基本方針に基づき特別点検要領書を制定。	特別点検要領書
点検の実施	機械グループ	自主点検において使用された測定機器が定期事業者検査実施手引書に基づき適切に管理がされていることを確認。 特別点検要領書により自主点検の記録確認を実施。	定期事業者検査実施手引書 特別点検要領書 工事報告書
点検結果の確認	機械グループ	自主点検の記録確認結果を特別点検結果報告書としてまとめ、マネージャーが承認し、原子炉施設保安運営委員会に付議したのち、技術連絡票により保守総括グループ及びプラント管理グループへ通知。	特別点検結果報告書 原子炉施設保安運営委員会資料 技術連絡票
	保守総括グループ	通知を受けた特別点検結果報告書を確認し、劣化状況評価書への反映を検討。	特別点検結果報告書
力量の確認	機械グループ	特別点検に係る当社社員について定期事業者検査実施手引書に定める事業者検査員の要件を満たすものであることを確認。 自主点検において非破壊試験等を行った試験員が必要な力量を有するものであることを確認。	定期事業者検査実施手引書 特別点検に係る要員認定表 力量評価書
文書・記録管理	プラント管理グループ	通知を受けた特別点検結果報告書を保存。	特別点検結果報告書

表 2.2-1 自主点検の調達先と工事件名

対象の機器・構造物	対象の部位	点検方法	調達先, 工事件名
原子炉圧力容器	母材及び溶接部 (ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部を含む。)(蒸気乾燥器, 気水分離器, ジェットポンプビーム及びインレットミキサーを取り外した状態で点検可能な炉心領域の全て)	超音波探傷試験	<ul style="list-style-type: none"> ・GE 日立・ニュークリアエナジー・インターナショナル・エルエルシ 【原子炉圧力容器点検工事 (平成 26 年度, 平成 27 年度, 平成 30 年度)】 データ採取日: 平成 26 年 10 月～平成 26 年 12 月 平成 28 年 1 月～平成 28 年 3 月 平成 30 年 3 月～平成 30 年 4 月 ・日立 GE ニュークリア・エナジー(株) 【ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部点検工事 (平成 27 年度)】 データ採取日: 平成 27 年 6 月～平成 27 年 7 月
	給水ノズルコーナー部 (最も疲労損傷係数が高い部位)	渦電流探傷試験	<ul style="list-style-type: none"> 日立 GE ニュークリア・エナジー(株) 【給水ノズルコーナー部点検工事 (平成 27 年度)】 データ採取日: 平成 27 年 7 月～平成 27 年 9 月
	制御棒駆動機構 (CRD) スタブチューブ (全数), CRDハウジング (全数), 中性子束計測ハウジング (ICM) (全数) 及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル	渦電流探傷試験	<ul style="list-style-type: none"> GE 日立・ニュークリアエナジー・インターナショナル・エルエルシ 【制御棒駆動機構スタブチューブ等点検工事 (平成 26 年度)】 データ採取日: 平成 26 年 9 月～平成 27 年 1 月
		目視試験 (MVT-1)	<ul style="list-style-type: none"> GE 日立・ニュークリアエナジー・インターナショナル・エルエルシ 【制御棒駆動機構スタブチューブ等点検工事 (平成 25 年度, 平成 26 年度)】 データ採取日: 平成 26 年 2 月～平成 27 年 1 月
	ドレンノズル	目視試験 (VT-1)	<ul style="list-style-type: none"> GE 日立・ニュークリアエナジー・インターナショナル・エルエルシ 【制御棒駆動機構スタブチューブ等点検工事 (平成 26 年度)】 データ採取日: 平成 27 年 1 月
	基礎ボルト (全数)	超音波探傷試験	<ul style="list-style-type: none"> 日立 GE ニュークリア・エナジー(株) 【原子炉格納容器内面他点検工事 (平成 25 年度)】 データ採取日: 平成 26 年 2 月

対象の機器・構造物	対象の部位	点検方法	調達先, 工事件名
原子炉格納容器	原子炉格納容器 (圧力抑制室を含む。) 鋼板 (接近できる点検可能範囲の全て)	目視試験 (VT-4)	<ul style="list-style-type: none"> ・日立 GE ニュークリア・エナジー (株) 【原子炉格納容器点検工事 (その1) (平成 29 年度)】 データ採取日: 平成 29 年 9 月～平成 29 年 10 月 ・(株)東京エネシス 【原子炉格納容器点検工事 (その2) (平成 29 年度)】 データ採取日: 平成 29 年 9 月 ・GE 日立・ニュークリアエナジー・インターナショナル・エルエルシ 【原子炉格納容器内面点検工事 (平成 26 年度)】 データ採取日: 平成 26 年 9 月～平成 26 年 10 月
コンクリート構造物※	コンクリート	採取したコアサンプル等による強度, 遮蔽能力, 中性化, 塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認	清水建設(株) 【コンクリート構造物のコアサンプリング (平成 26 年度～平成 29 年度)】 データ採取日: 平成 26 年 12 月～平成 29 年 9 月

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

表 2.2-2 試験員の力量

対象の機器・構造物	対象の部位	点検方法	試験員の力量
原子炉圧力容器	母材及び溶接部（ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部を含む。）（蒸気乾燥器，気水分離器，ジェットポンプベーム及びインレットミキサーを取り外した状態で点検可能な炉心領域の全て）	超音波探傷試験	下記の規格・基準のいずれかに従って所定の認定機関によりレベル2もしくはレベル1と認定された者，又はこれらと同等以上の技術レベルを有する者 <ul style="list-style-type: none"> ・日本非破壊検査協会 NDIS0601:2000 「非破壊検査技術者技量認定規程」 ・日本工業規格 JIS Z 2305-2001 「非破壊試験-技術者の資格及び認証」 ・AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
	給水ノズルコーナー部（最も疲労損傷係数が高い部位）	渦電流探傷試験	日本工業規格 JIS Z 2305-2001 「非破壊試験-技術者の資格及び認証」によって認証された ET レベル2以上の有資格者，又はこれらと同等以上の技術レベルを有する者
	制御棒駆動機構（CRD）スタブチューブ（全数），CRDハウジング（全数），中性子束計測ハウジング（ICM）（全数）及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル	渦電流探傷試験	日本工業規格 JIS Z 2305-2001 「非破壊試験-技術者の資格及び認証」によって認証された ET レベル2以上の有資格者，又はこれらと同等以上の技術レベルを有する者
		目視試験（MVT-1）	日本工業規格 JIS Z 2305-2001 「非破壊試験-技術者の資格及び認証」における 6.2.3 項 視力の要求事項を満足する者
	ドレンノズル	目視試験（VT-1）	日本工業規格 JIS Z 2305-2001 「非破壊試験-技術者の資格及び認証」における 6.2.3 項 視力の要求事項を満足する者
	基礎ボルト（全数）	超音波探傷試験	下記の規格・基準に従って所定の認定機関によりレベル2もしくはレベル1と認定された者，又はこれらと同等以上の技術レベルを有する者 <ul style="list-style-type: none"> ・日本非破壊検査協会 NDIS0601:2000 「非破壊検査技術者技量認定規程」 ・日本工業規格 JIS Z 2305-2001 「非破壊試験-技術者の資格及び認証」

対象の機器 ・構造物	対象の部位	点検方法	試験員の力量
原子炉格納 容器	原子炉格納容器（圧 力抑制室を含む。）鋼 板（接近できる点検 可能範囲の全て）	目視試験 （VT-4）	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)の第3章 非破壊試験の目視試験 （GTN-8000）の一般要求事項中の試験技 術者(GTN-8130)を満足する者
コンクリー ト構造物※	コンクリート	採取したコ アサンプル 等による強 度，遮蔽能 力，中性 化，塩分浸 透及びアル カリ骨材反 応の確認	建築士（1級建築士又は2級建築士） 技術士（建設部門又は応用理学部門） 施工管理技士（1級土木施工管理技士，2 級土木施工管理技士，1級建築施工管理 技士又は2級建築施工管理技士） （公社）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

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

2.3 劣化状況評価の実施体制及び実施手順

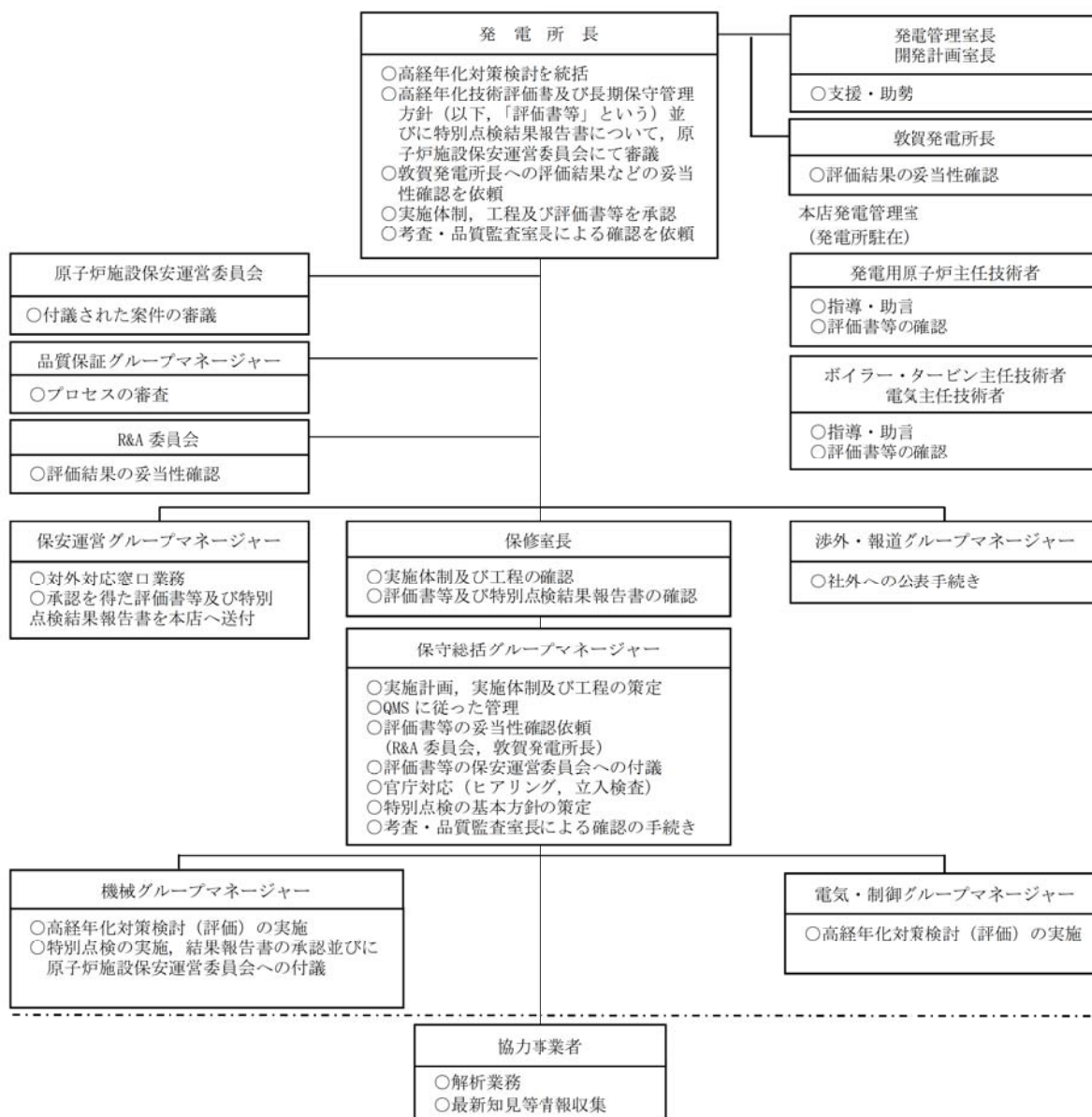
劣化状況評価については、社内規程の「高経年化対策実施手引書」にて明確にして実施しており、実施体制は以下のとおり。なお、劣化状況評価は高経年化技術評価と同じ内容であることから、高経年化技術評価と同様のQMS体制に基づいて評価を実施した。このため、劣化状況評価は高経年化技術評価と同意とした。また、同様の理由で、保守管理に関する方針と長期保守管理方針も同意とした。

なお、劣化状況評価を実施するにあたっては、高経年化技術評価に特別点検結果を踏まえた評価を実施する旨「高経年化対策実施手引書」に明記している。

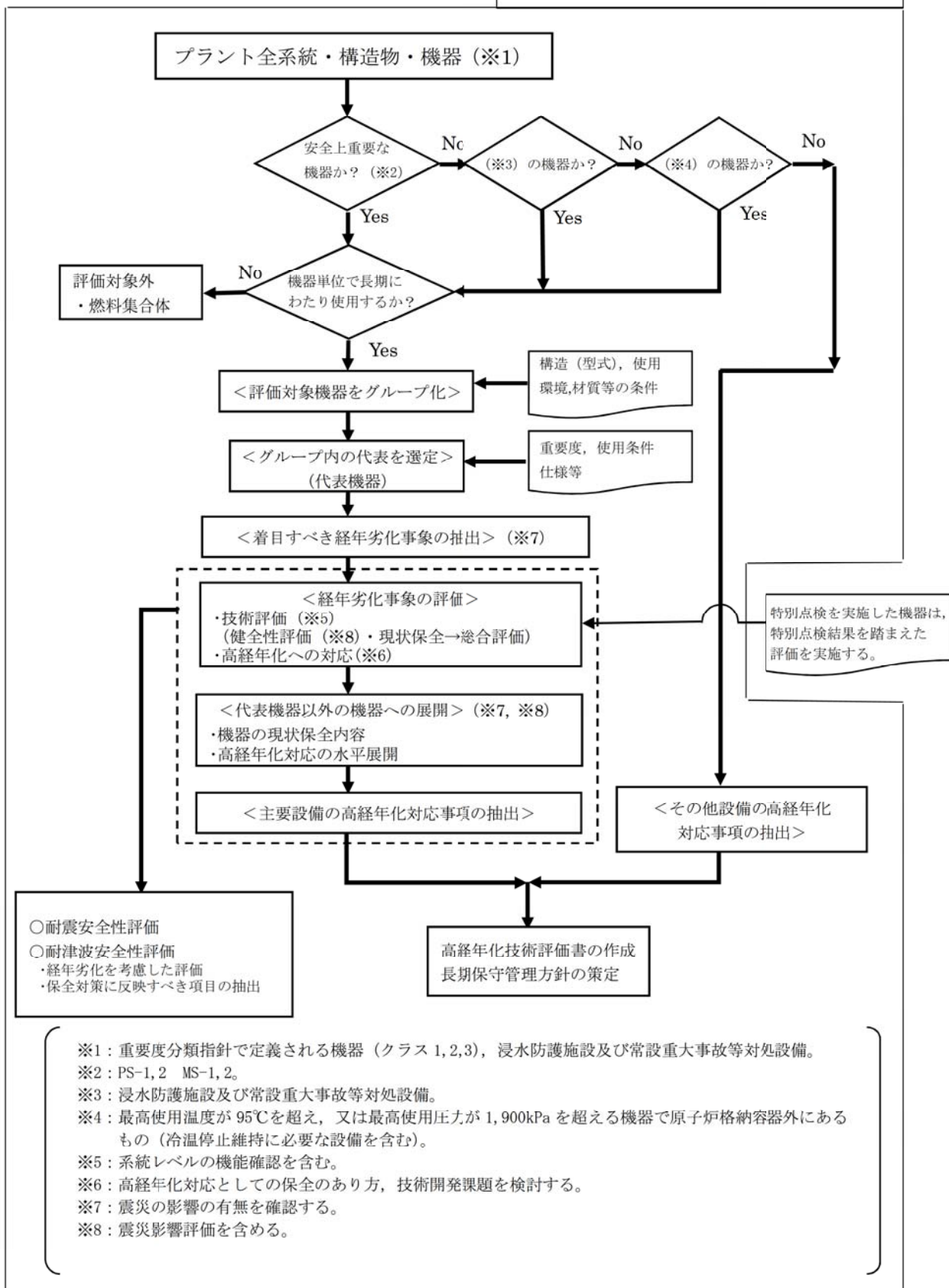
劣化状況評価で追加する評価、冷温停止を前提とした評価を除く劣化状況評価の流れは次頁のフローにて実施しており、具体的な説明については次々頁以降に記載する。

さらに、劣化状況評価で追加する評価については2.4項で、冷温停止を前提とした評価については2.5項で記載した。

東海第二発電所 高経年化対策実施体制表



高経年化対策検討の技術評価フロー



(1) 技術評価対象機器の抽出

- 1) 重要度分類指針^{※1}において定義されるクラス 1, 2 及び 3 の機能を有する機器・構造物（実用炉規則別表第二において規定される浸水防護施設に属する機器及び構造物を含む。）並びに常設重大事故等対処設備^{※2}に属する機器・構造物とし、保全プログラムシステム、配管計装線図（P&ID）、ケーブルリスト、工事計画認可申請書関連書類^{※3}を基に抽出する。

なお、機器単位で長期にわたり使用しないもの（「学会標準^{※4}2008 版」6.3.1 で除外対象としているもの）は、機器ごと評価対象から除外した。具体的には、使用により機器単位で消耗する燃料集合体等が該当する。

※1：「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）」。

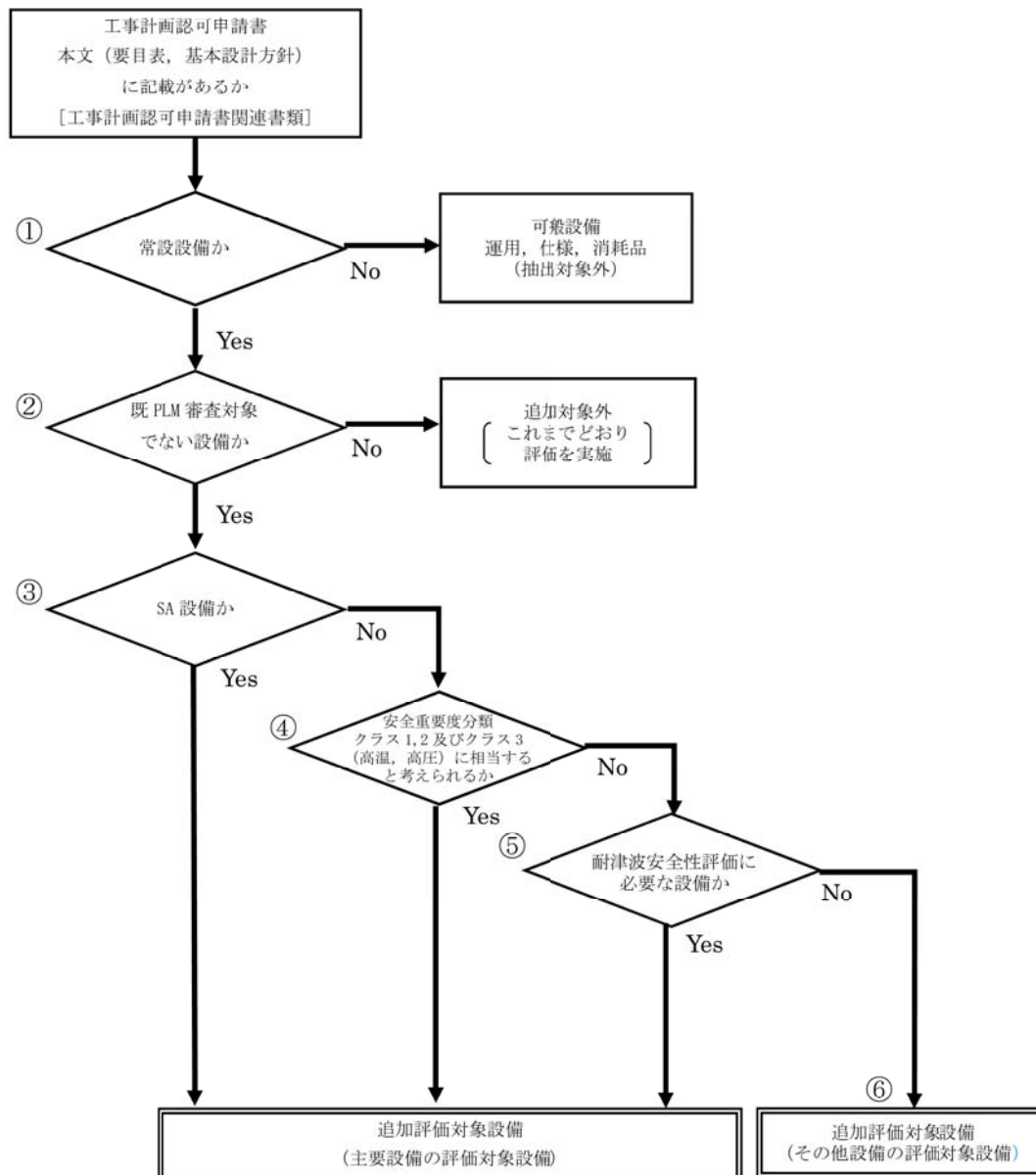
※2：「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号）第 43 条第 2 項に規定される常設重大事故等対処設備」。

※3：運転期間延長認可申請時は平成 29 年 10 月 12 日付の工事計画認可申請関連書類を基に抽出した。

※4：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」。

2) 新規制基準適合性審査として新たに評価が必要な機器・構造物の抽出手法

新規制基準適合性審査として新たに評価が必要な設備の抽出として、工事計画認可申請を踏まえ、新たに劣化状況評価に追加する必要がある設備については、工事計画認可申請書本文（要目表、基本設計方針）に記載の全ての設備の中から、次頁のフロー図に基づき抽出する。なお、本フローにより抽出がされない設備についても配管計装線図を用い、抽出する。



【抽出手順】

- ① 常設設備を追加評価の対象とする。可搬設備については、劣化や不具合等が認められた場合、取替等による保全を行うものであるため、長期間の使用を考慮した劣化状況評価の対象外とする。
また、評価対象設備の抽出であるため、設備ではない記載(運用, 仕様, 消耗品)は対象外とする。
- ② 既審査対象でない設備を追加設備の対象とする。

上記①②で抽出された設備を追加評価の対象設備とし、以下に基づき主要設備の評価対象設備とその他設備の評価対象設備に分類する。

- ③ 重大事故等対処設備 (SA 設備) は評価書記載対象とする。
- ④ ③以外の設備のうち、高経年化対策審査ガイドに従い、重要度分類指針における安全重要度クラス 1, 2 及びクラス 3 (高温, 高圧) に相当すると考えられる設備は、主要設備の評価書対象設備とする。
- ⑤ ④以外の設備のうち、耐津波安全性評価に必要な設備は主要設備の評価対象設備とする。
- ⑥ ⑤以外の設備は、その他設備の評価対象設備とする。

(2) 機器のグループ化・代表機器の選定

- 1) 抽出した機器を 15 機種^{※1}に分類（カテゴリ化）し機種毎に評価。
- 2) 評価対象機器について合理的に評価するため、構造（型式等）、使用環境（内部流体等）、材料等により、「学会標準 2008 版」附属書 A（規定）の「経年劣化メカニズムまとめ表」に基づき、対象機器を分類しグループ化した。なお、最新知見として「学会標準 2015 版」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。
- 3) グループ化した対象機器から重要度、使用条件、仕様等により各グループの代表機器（以下、「代表機器」という。）を選定し、代表機器で評価した結果をグループ内の全機器に水平展開するという手法で全ての機器について評価を実施した。ただし、代表機器の評価結果をそのまま水平展開できない経年劣化事象については個別に評価を実施した。

※1：15 機種とはポンプ、熱交換器、ポンプモータ、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、送受電設備・発電設備、タービン設備、コンクリート構造物及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備の 15 機種である。

なお、15 機種のうち送受電設備・発電設備については、主要設備の評価対象機器に抽出されなかった。

(3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

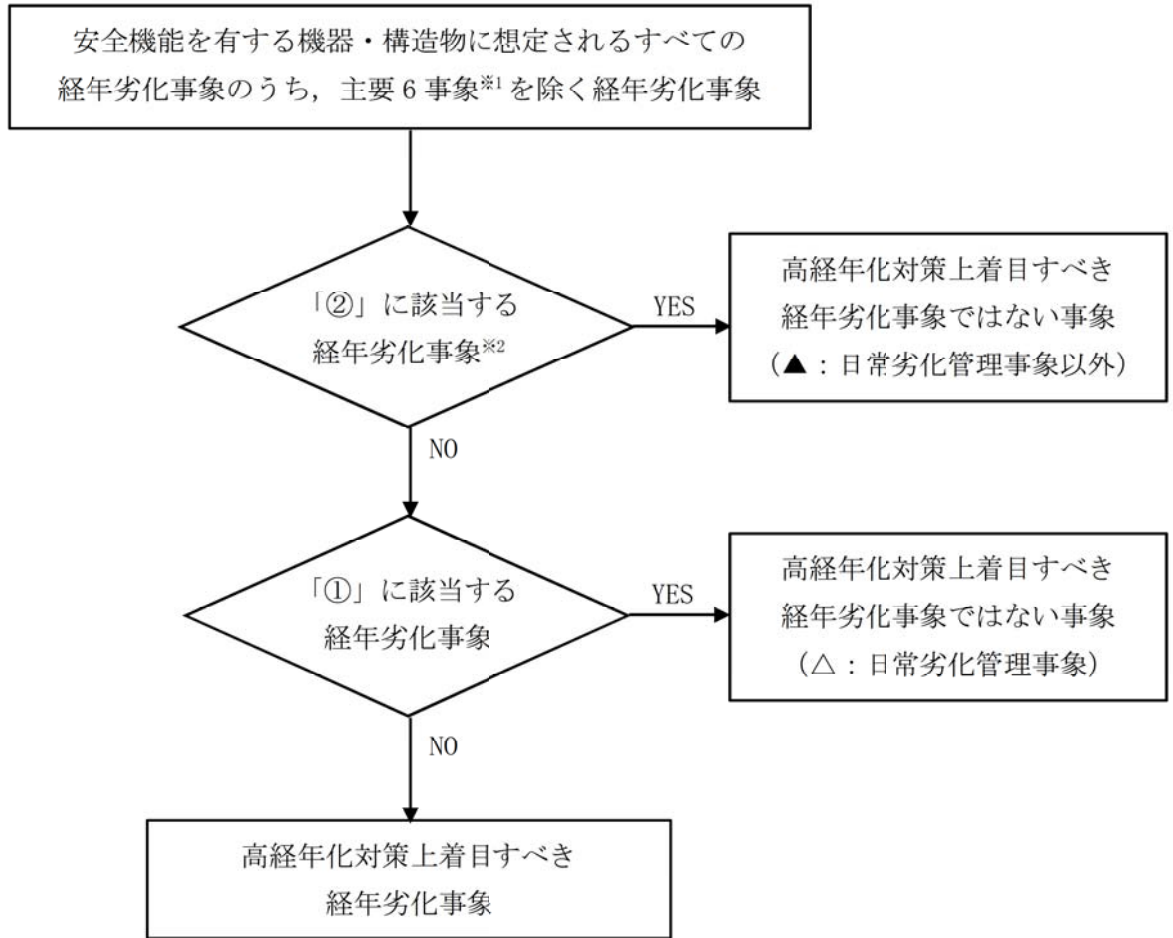
- 1) 選定された評価対象機器の使用条件（型式、材料、環境条件等）を考慮し、「学会標準 2008 版」附属書 A（規定）の「経年劣化メカニズムまとめ表」に基づき、経年劣化事象と部位の組み合わせを抽出した。なお、最新知見として「学会標準 2015 版」及び「学会標準 2016 版（追補 1）」附属書 A（規定）の「経年劣化メカニズムまとめ表」も反映している。
- 2) 主要 6 事象^{※1}については、原則、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）とし、それ以外の経年劣化事象のうち、下記①、②のいずれかに該当する場合は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象として整理した。具体的な整理のフローは次頁のとおり。

- ① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの^{※2}（△：日常劣化管理事象）
- ② 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象（▲：日常劣化管理事象以外）

※1：原子力規制委員会の「高経年化対策実施ガイド」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、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下をいう。

※2：②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

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象の分類フロー



① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの。
(②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)

② 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。

※1：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に限る。

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

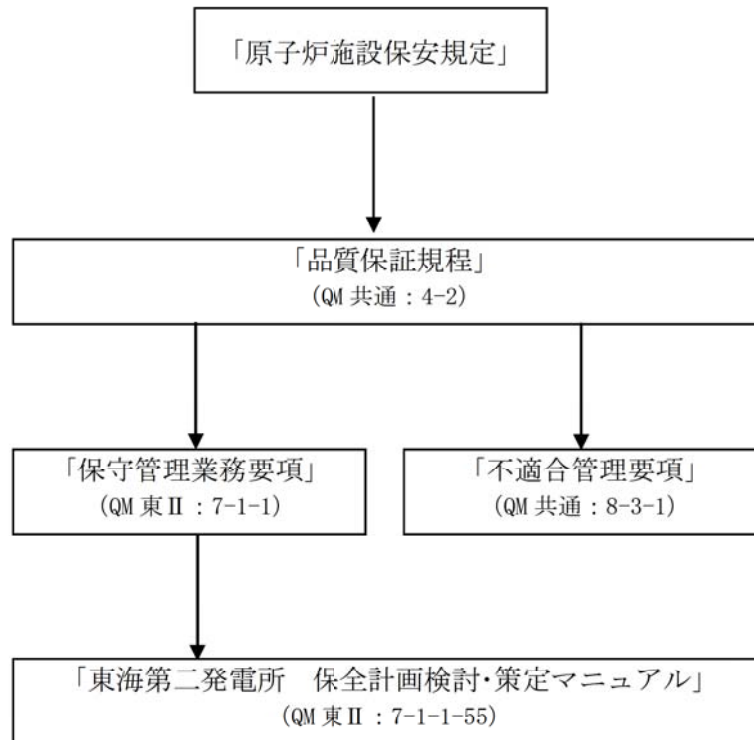
3) 日常劣化管理事象の保全管理に係る社内文書及び実施体制について

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

当社は、運転監視、巡視点検、定期的な検査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。

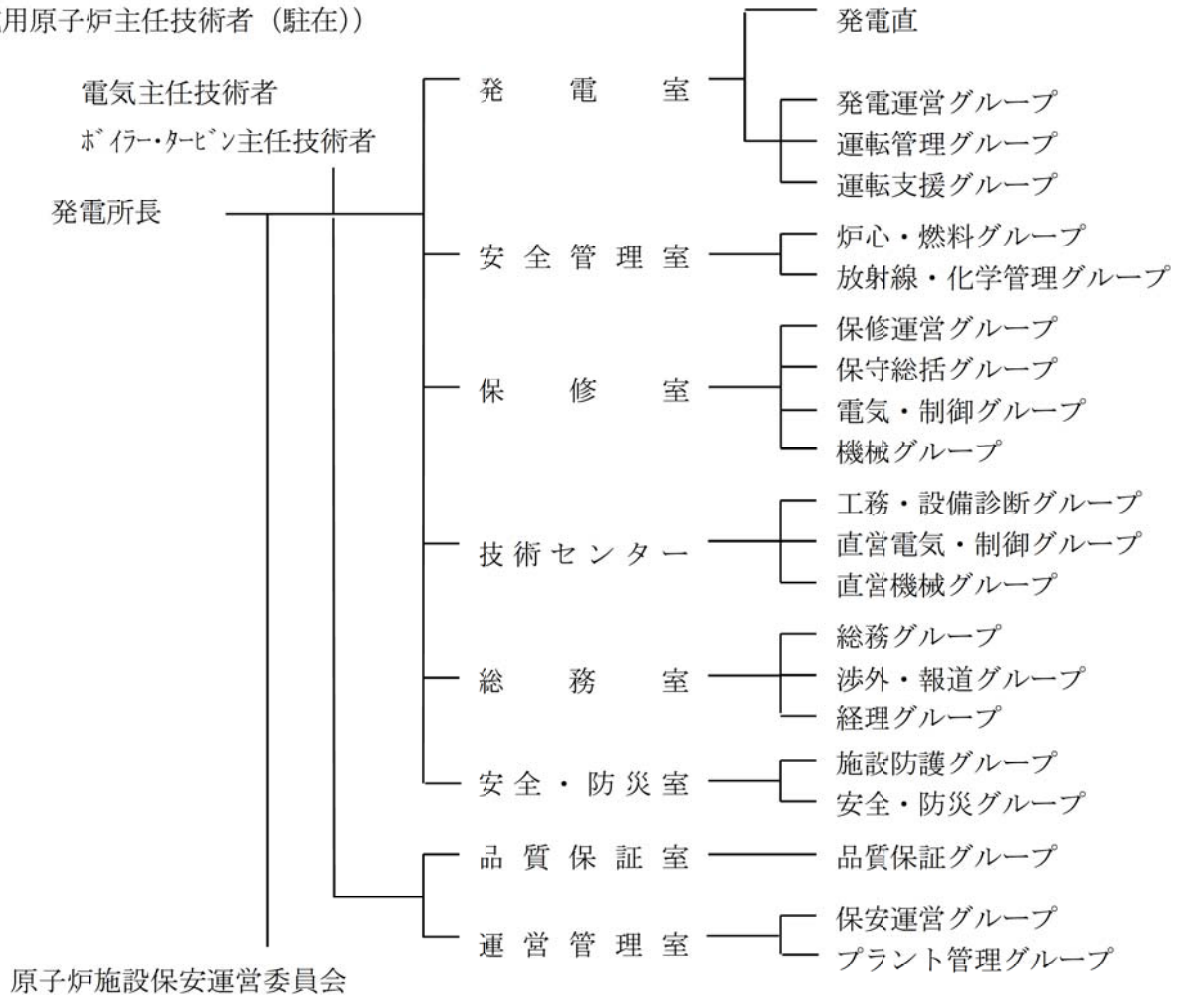
具体的には、国が技術的な妥当性を評価し、「実用炉規則」第81条第1項に掲げる保守管理に係る要求事項を満たすものとなった「原子力発電所の保守管理規程 (JEAC4209-2007)」に基づき、保安規定(第107条 保守管理計画)を定めている。

また、保安規定に従い、保守管理を含む保安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 文書として定めており、保守管理に関する社内文書としては次頁の体系図に示すとおり策定している。また、次々頁の体制図に従い保守管理を実施している。



- ・「品質保証規程」(QM 共通：4-2)
 当社発電所の品質マネジメントシステムについて定めている。
- ・「保守管理業務要項」(QM 東Ⅱ：7-1-1)
 発電用原子炉施設の安全性，電力の供給信頼性を確保するために実施する保守管理の具体的事項について定めている。
- ・「不適合管理要項」(QM 共通：8-3-1)
 品質マネジメントシステムで検出された不適合の処理，是正処置及び予防処置に関する管理について定めている。
- ・「東海第二発電所 保全計画検討・策定マニュアル」(QM 東Ⅱ：7-1-1-55)
 「保守管理業務要項」の規定のうち，保全計画の策定に関する手順について定めている。

(発電用原子炉主任技術者 (駐在))



「東海第二発電所 原子炉施設保安規定 第5条(保安に関する職務)より抜粋

- ・ 発電直は、原子炉施設の運転及び燃料取扱いに関する当直業務を行う。
- ・ 炉心・燃料グループは、燃料の管理（発電直所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- ・ 保守総括グループは、原子炉施設の保守管理の総括に関する業務を行う。
- ・ 電気・制御グループは、原子炉施設のうち電気、計測制御関係設備の保守管理（工務・設備診断グループ及び直営電気・制御グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- ・ 機械グループは、原子炉施設のうち機械関係設備（建物、構築物を含む。）の保守管理（工務・設備診断グループ及び直営機械グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- ・ 工務・設備診断グループは、電気・制御グループ又は機械グループと協議して定める原子炉施設の保全のうち設備診断の実施に関する業務及び技術センターの運営管理に関する業務を行う。
- ・ 直営電気・制御グループは、電気・制御グループと協議して定める原子炉施設の保全の実施（工務・設備診断グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- ・ 直営機械グループは、機械グループと協議して定める原子炉施設の保全の実施（工務・設備診断グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- ・ 施設防護グループは、警備及び安全・防災室の運営管理に関する業務を行う。
- ・ 安全・防災グループは、非常時の措置、初期消火活動のための体制の整備及び労働安全衛生管理に関する業務を行う。

(4) 経年劣化事象に対する技術評価

抽出した高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に対する技術評価を以下の手順及び下図のとおり実施する。評価期間は、60年使用^{※1}を仮定する。

なお、特別点検を実施した機器は、特別点検結果を踏まえた評価を実施する。

1) 健全性評価

傾向管理データによる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評価をする。

2) 現状保全

評価対象部位に実施している現状保全（点検内容、関連する機能試験内容、補修・取替等）について整理する。また、長期保守管理方針に基づく保守管理の実績と特別点検の実績についても整理する。

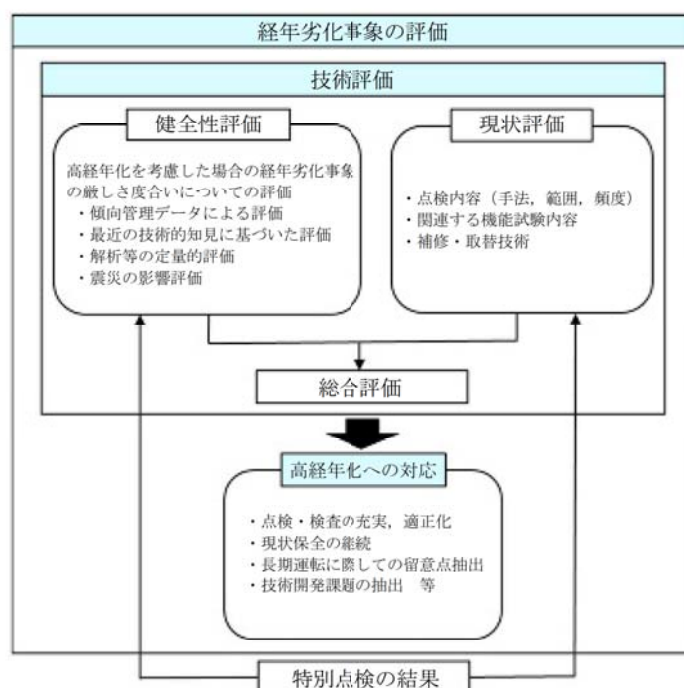
3) 総合評価

上記 1)、2)をあわせて現状保全の妥当性等を総合的に評価する。具体的には、健全性評価結果と整合の取れた点検等が、現状の発電所における保全活動で実施されているか、また、点検手法は当該の経年劣化事象の検知が可能か等を評価する。また、長期保守管理方針の有効性を評価する。

4) 高経年化への対応

高経年化対策の観点から点検・検査項目を充実すべき項目、現状保全を継続すべき項目、充実すべき技術開発課題等を抽出する。

※1：40年目高経年化技術評価にあたっては、延長しようとする期間(20年を超えない範囲)又は10年を加えた期間を評価対象期間とする。



(5) 耐震安全性評価

耐震安全性評価は、以下の項目を含めて作成する。

項目	
○対象機器のグループ化 ^{※1} 及び代表機器の選定 ^{※2}	
○耐震安全性評価上考慮すべき経年劣化事象の抽出結果 ^{※3}	
技術評価における検討結果の整理	
第1段階	「△事象」を抽出, 「▲事象」は評価対象外
第2段階	「△事象」のうち, 対象機器の振動応答特性上または構造・強度上の影響
	「有意」を抽出 「軽微もしくは無視」は評価対象外
その他の評価対象外 (例) ・耐震性と関連しない経年劣化事象 (例: 絶縁特性低下) ・目視点検等の実施⇒事象発生の抑制が可能なもの。	
○耐震安全性評価上考慮すべき経年劣化事象に対する耐震安全性評価 (抽出した経年劣化事象毎について実施。評価に際しては, 「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987)」等に準じて実施)	
○評価対象機器への展開	
○動的機能維持評価結果 (動的機能の維持が要求される対象機器)	
○高経年化対応項目の抽出結果	
○追加保全策の策定	

※1: 主要設備及びその他設備の技術評価で実施したグループ化, 代表機器の選定結果を用いる。

※2: グループ内の対象機器に代表機器より耐震重要度分類が上位のものがある場合, 最上位のもの1つを代表機器に加える。

※3: 着目すべき経年劣化事象以外は, 2段階により抽出を行う。

(6) 耐津波安全性評価

耐津波安全性評価は、以下の項目を含めて作成する。

項目	
○対象機器のグループ化 ^{※1} 及び代表機器の選定 ^{※2}	
○耐津波安全性評価上考慮すべき経年劣化事象の抽出結果 ^{※3}	
第1段階	「△事象」を抽出, 「▲事象」は評価対象外
第2段階	「△事象」のうち, 対象機器の強度や 止水性への影響を及ぼす経年劣化事 象の耐津波安全性評価上の影響
	「有意」を抽出 「軽微もしくは無視」は評 価対象外
耐津波安全性評価上考慮すべき経年劣化事象に対する耐津波安全性評価	
評価対象機器への展開	
高経年化対応項目の抽出結果	
追加保全策の策定	

※1：浸水防護施設に属する機器等の津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備等の区分で分類しグループ化を行う。

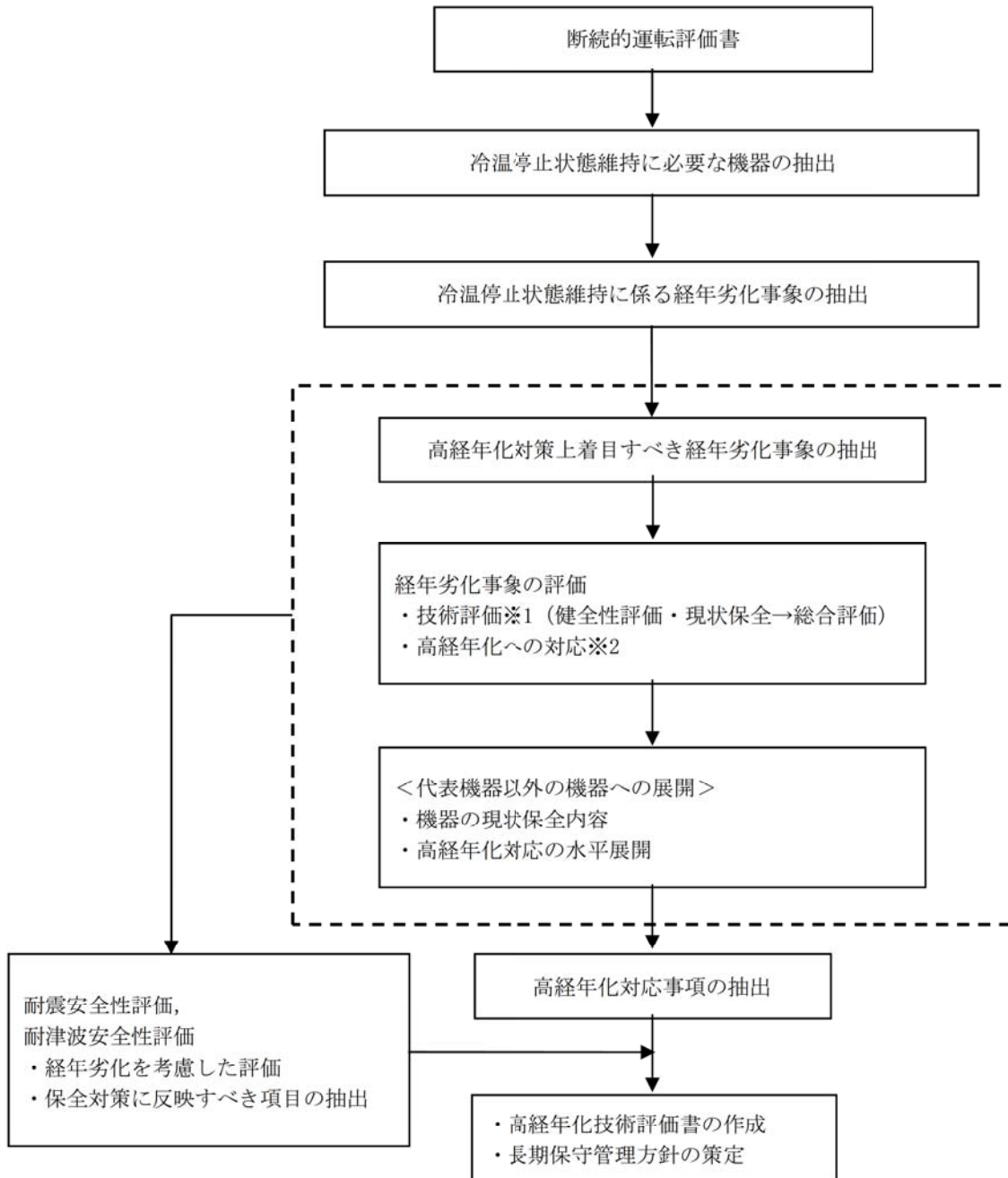
※2：施設状況，構造，経年劣化事象の発生の可能性によりグループの代表機器を選定する。

※3：着目すべき経年劣化事象以外は，2段階により抽出を行う。

(7) 冷温停止を前提とした評価

下図に冷温停止を前提とした技術評価フローを示す。

なお、冷温停止を前提とした評価においては、運転を前提とした評価の知見を活用し、冷温停止で特に評価が必要となる事象を抽出し、それらの条件を加味した評価を実施した。



※1：系統レベルの機能確認を含む。
※2：高経年化対応としての保全のあり方，技術開発課題を検討する。

(8) 運転経験及び最新知見の反映

これまでの運転期間延長認可申請（高経年化技術評価を含む）を参考にすると共に、スクリーニング未実施の東海第二発電所の 30 年目の高経年化技術評価実施以降～2018 年 9 月の国内外の運転経験，最新知見について，これまで実施した当社敦賀発電所 1，2 号炉を含む先行プラントの技術評価書を参考にし，劣化状況評価への影響を整理し，技術評価への反映要否を判断した。なお，その期間以降の最新知見，運転経験については，審査の状況等も踏まえ，適宜反映する。

1) 運転経験

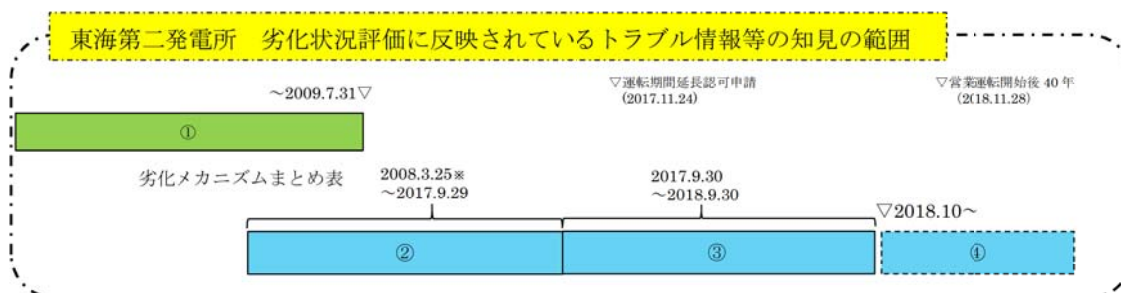
国内運転経験として，原子力安全推進協会が運営している原子力発電情報公開ライブラリー（以下，「NUCIA 情報」という。）において公開されている「トラブル情報」「保全品質情報」「その他情報」を，海外運転経験として，NRC（米国原子力規制委員会；Nuclear Regulatory Commission）の Bulletin（通達），Generic Letter 及び Information Notice を対象としてスクリーニングを実施。

期間中の情報において，新たに劣化状況評価書に反映すべき運転経験を抽出する。

2) 最新知見

スクリーニング対象期間中に発行された原子力規制委員会文書及び日本機械学会，日本電気協会，日本原子力学会の規格・基準類並びに原子力規制委員会のホームページに公開されている試験研究の情報等を検討し，劣化状況評価を実施する上で，新たに反映が必要な知見を抽出する。

なお，東海第二発電所の劣化状況評価に反映されているトラブル情報等については以下のとおりである。



※30 年目 PLM 提出以降，補正申請までに調査したトラブル情報等

- ① ~2009. 7. 31 のトラブル情報等（関西電力美浜 1 号炉 40 年目高経年化技術評価時までの知見）劣化メカニズムまとめ表に整理されており，このまとめ表を活用
- ② 2008. 3. 25～2017. 9. 29 のトラブル情報等
東海第二発電所劣化状況評価のためにスクリーニングを実施
- ③ 2017. 9. 30～2018. 9. 30 のトラブル情報等
東海第二発電所劣化状況評価のためにスクリーニングを実施（申請以降分）
- ④ 2018. 10 月以降の最新知見，運転経験については，社内検討結果を踏まえ適宜反映していく。

トラブル情報等による知見については，東海第二発電所のスクリーニング期間中のものはスクリーニング結果から評価に反映が必要かどうかを判断した結果，経年劣化に起因する案件は 155 件抽出されたが，学会標準 2008 版（2015 版を含む）の経年劣化メカニズムまとめ表にて取り込まれている事象であり，新たに反映すべき運転経験は 0 件であった。

なお、運転期間延長認可申請のスクリーニング期間において NUCIA 情報が「最終」報告となっていない事例が 241 件あり、未完結事例となっている。この未完結事例については、適時更新情報を確認していくが、以下の 2 件については、今後、劣化状況評価への反映要否の検討が必要な事例として整理しており、必要に応じて劣化状況評価書の見直しを行う。

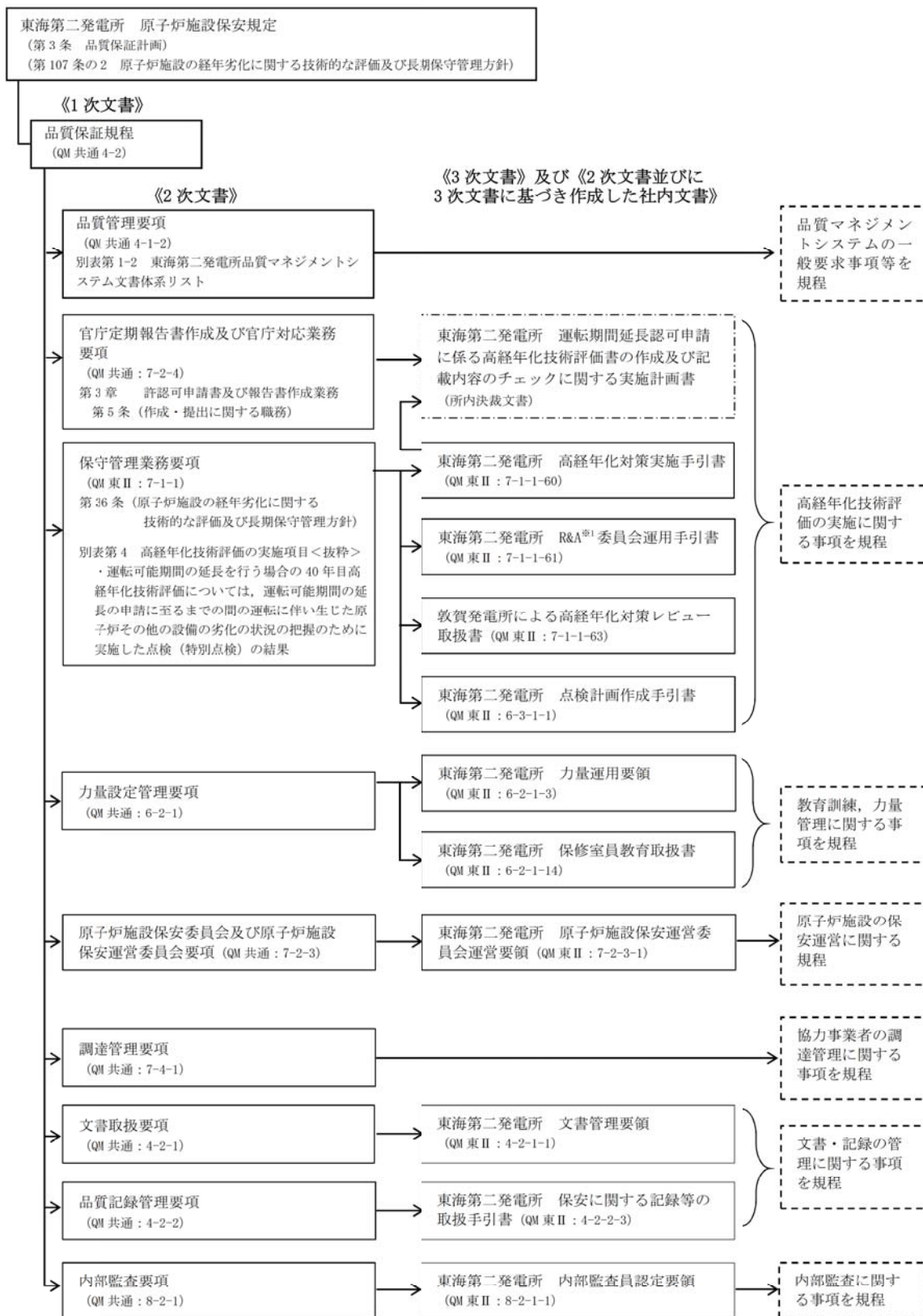
- ・島根原子力発電所 2 号機 中央制御室空調換気系ダクトの腐食事象について
NUCIA 登録（更新）状況：平成 30 年 2 月 5 日 「最終」報告
- ・島根原子力発電所 2 号機 アクセスホールカバーのひびの発生について
NUCIA 登録（更新）状況：平成 30 年 2 月 16 日時点 「中間」報告

上記 2 件のうち、中央制御室空調換気系ダクトの腐食事象については、現在水平展開による点検（5 月点検完了予定）を実施しており、点検結果を踏まえて評価書の補正を実施する。

また、補正にあたっては、類似事象として当社の敦賀発電所 1 号機で発生した過去の運転経験についても評価に取り込むこととする。

(9) 劣化状況評価における文書及び記録の管理

劣化状況評価に関する主な品質マネジメントシステムに係る文書(QMS文書)体系は以下のとおり。



1) 発電所の保安活動全般を規定する主な文書類

① 品質保証規程 (1次文書)

「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)」を適用規格とし、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とした品質マニュアル。

② 品質管理要項 (2次文書)

品質マネジメントシステム (安全文化を醸成するための活動を含む。) の一般要求事項並びに組織の責任及び権限に関する事項を定めているもの。

2) 劣化状況評価の実施に関する事項を規定する主な文書類

① 官庁定期報告書作成及び官庁対応業務要項 (2次文書)

高経年化技術評価書を含む官庁定期報告書等の具体的取扱い手続きを定め、高経年化技術評価の実施に伴う実施計画作成のためのプロセス等を定めているもの。

② 東海第二発電所 運転期間延長認可申請に係る高経年化技術評価書の作成及び記載内容のチェックに関する実施計画書 (所内決裁文書)

「QM 共通 : 7-2-4 官庁定期報告書作成及び官庁対応業務要項」及び「QM 東 II : 7-1-1-60 東海第二発電所 高経年化対策実施手引書」に基づき、作成方法・手順、体制・要員、スケジュールを含む報告書作成に関する具体的な運用を定めた実施計画を策定し所内決裁しているもの。

③ 保守管理業務要項 (2次文書)

高経年化技術評価の実施にあたり、評価の時期、実施体制並びに実施手順を定めているもの。

④ 東海第二発電所 高経年化対策実施手引書 (3次文書)

高経年化技術評価の実施にあたり、具体的な実施体制、実施手順 (機器・構造物の抽出方法、技術評価方法等) を定めているもの。

⑤ 東海第二発電所 R&A 委員会運用手引書 (3次文書)

高経年化技術評価のレビューの実施にあたり、R&A 委員会の具体的な要領を定めているもの。

⑥ 敦賀発電所による高経年化対策レビュー取扱書 (3次文書)

東海第二発電所の高経年化対策の評価方法及び評価結果の妥当性について、客観性をもたせるため敦賀発電所長による確認を受ける手続き等を定めたもの。

⑦ 点検計画作成手引書 (3次文書)

東海第二発電所の長期保守管理方針に基づき定められた点検計画を管理するもの。

3) 教育訓練、力量管理に関する事項を規定する主な文書類

① 力量設定管理要項 (2次文書)

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員の力量管理に係る事項並び

に具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度について定めているもの。

② 力量運用要項 (3次文書)

東海第二発電所に係る原子力安全に関する業務に従事する要員の力量管理に係る運用について定めているもの。

③ 保守室員教育取扱書 (3次文書)

保守室員が業務を遂行するのに必要な知識、技能(力量)及びその維持向上を図るため、保守室員の教育訓練について定めたもの。

4) 原子炉施設の保安運営に関する事項を規定する主な文書類

① 原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会要項 (2次文書)

原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会の運営等について定めたもの。

② 原子炉施設保安運営委員会運営要領 (3次文書)

原子炉施設保安運営委員会の運営、具体的な付議事項、審議事項に該当しない軽微な事項について定め、原子炉施設保安運営委員会の適切な運営を図ることを目的として定めたもの。

5) 調達管理に関する事項を規定する主な文書類

① 調達管理要項 (2次文書)

調達に係るプロセス及び受注者に対する品質マネジメントシステムに関する要求事項に関して定めているもの。

6) 文書・記録の管理に関する事項を規定する主な文書類

① 文書取扱要項 (2次文書)

文書業務の具体的取扱いに関する事項について定めているもの。

② 東海第二発電所 文書管理要領 (3次文書)

文書に関する管理の具体的事項を定めているもの。

③ 品質記録管理要項 (2次文書)

品質記録の作成、識別、保存期間及び廃棄等の手順について定めているもの。

④ 東海第二発電所 保安に関する記録等の取扱手引書 (3次文書)

QMSに関する記録及び保安に関する記録の管理手順について定めているもの。

7) 内部監査に関する事項を規定する主な文書類

① 内部監査要項 (2次文書)

QMSに係る内部監査業務の具体的事項について定めているもの。

② 内部監査員認定要領 (3次文書)

内部監査員及び内部監査リーダーの認定に係る事項について定めているもの。

8) 東海第二発電所の運転期間延長認可申請に係る高経年化技術評価の作成及び記載内容のチェックに関する実施計画書（所内決裁文書）

① 目的

劣化状況評価を実施するにあたり、実施手順・実施体制、実施スケジュール等の計画を定め、計画的な業務の実施を図るもの。

② 規定事項

・実施体制、実施手順

実施体制及び実施手順について、別途定める高経年化対策実施手引書に基づいて実施するものと定めている。

・スケジュール

劣化状況評価書作成について、申請の目標時期を定め、機器の抽出から申請に至るまでの詳細なスケジュールを定めている。

③ 計画書の制定及び改定

劣化状況評価実施に係る全体調整等の業務を行う保守総括グループマネージャーが計画書案を作成・起案し、関係グループマネージャーの合議及び各主任技術者等の確認を経て、発電所長が決裁する。

9) 高経年化対策実施手引書（3次文書）

① 目的

「保守管理業務要項」に基づき、東海第二発電所原子炉施設保安規定に定めた発電用原子炉施設の定期的な評価を適切に実施することを目的とし、発電用原子炉施設の定期的な評価の実施体制及び手順の具体的な事項を定めたもの。

② 適用範囲

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」

- ・第82条に基づく発電用原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価
- ・第92条第1項及び第2項に基づく保安規定認可及び変更認可の申請
- ・第113条第1項及び第2項に基づく発電用原子炉運転期間延長認可の申請について適用する。

③ 主な規定事項

・実施体制

高経年化技術評価（運転期間延長認可申請における劣化状況評価と同じ）の実施体制及び役務を定めている。

・最新知見、運転経験及び実過渡回数の反映

原子力発電所の経年劣化に関する最新知見、運転経験の調査・分析及び評価に反映する実過渡回数の調査実施を定めている。

・対象機器、対象期間及び評価期間

高経年化技術評価書作成にあたって、対象機器の抽出方法及び高経年化技術評価の期間を定めている。

・技術評価の手順

i) 対象機器のグループ化及び代表機器の選定

「学会標準 2008 版」附属書 A (規定) の「経年劣化メカニズムまとめ表」に基づき、対象機器を構造、使用環境 (内部流体、設置場所等)、材料等により分類し、グループ化を行う。なお、最新知見として「学会標準 2015 版」及び「学会標準 2015 版 (追補 1)」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。

グループ化した対象機器から重要度、運転状態、使用条件 (使用温度、使用圧力等) 等、経年劣化事象の発生の可能性により各グループの代表機器を選定する。

ii) 技術評価の実施

具体的な技術評価手順 (経年劣化事象の抽出、技術評価、高経年化対応項目の抽出、冷温停止を前提とした技術評価、耐震安全性評価、耐津波安全性評価等の実施手法について定めている。

・保守管理に関する方針の策定

技術評価の結果から抽出された保守管理の項目に対して、実施時期を分類し、保守管理に関する方針の策定、充実すべき技術開発課題を抽出することを定めている。

・高経年化技術評価書の作成

章立て、章の構成例、記載内容等を記載。

・レビュー

高経年化技術評価書の妥当性確認のための、レビューの運用を別 QMS 文書に定めている。

(10) 力量管理及び協力事業者の管理

1) 力量管理について

① 目的

高経年化対策検討を行う者は、「保守室員教育取扱書」により監理員に認定されたものの中から、「東海第二発電所 高経年化対策実施手引書」に基づき、誤記発生防止のための事前教育を要件とし指名を行っている。「保守室員教育取扱書」には、監理員の認定に必要な力量について定めている。

② 力量の明確化

保守室長は、監理員に必要な力量を原子力安全の達成に影響がある業務の力量基準として保守室員教育取扱書にて明確にしている。

③ 力量の評価

保守室長は、監理員として認定する原子力安全の達成に影響がある業務に従事する室員に対して、必要な力量が付加されていることを、力量基準に従い評価する。

④ 評価の有効期間

評価の有効期間は3年とし、評価の結果、必要な力量が不足している場合には、その必要な力量に到達することができるように再教育等の必要な処置を講じる。

2) 協力事業者の管理について

契約・委託に係る社内規程に基づき、高経年化技術評価に係る委託を行った以下の協力事業者（日立GEニュークリア・エナジー株式会社、株式会社GE日立・ニュークリアエナジー・インターナショナル・エルエルシ、岡野バルブ製造株式会社、日立造船株式会社、日揮株式会社、日本ガイシ株式会社、オルガノ株式会社、清水建設株式会社及び株式会社原子力エンジニアリング）の管理を実施。

① 協力事業者の評価

製品又は役務の調達にあたって、協力事業者が当社の要求事項に対して必要な技術力等があるか評価する。

② 調達文書の作成

協力事業者が行うべき業務の要求事項を明確にした契約書（仕様書等を含む）を作成し、協力事業者へ提示する。

③ 品質保証体制等の確認

協力事業者に対しては、品質監査や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する。

④ 調達製品の検証

- ・調達要求事項に従って、協力事業者から文書等を提出させ、仕様書を満足していることを審査する。
- ・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。

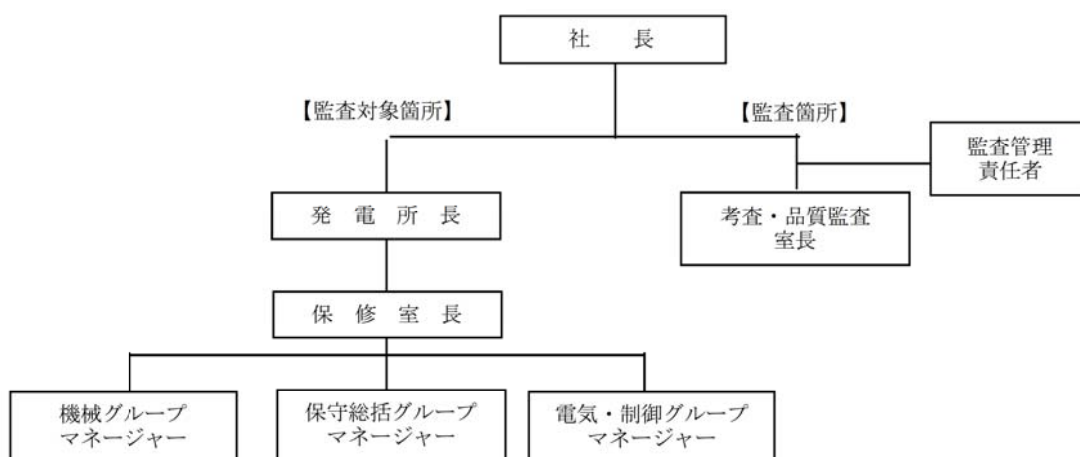
(11) 劣化状況評価の内部監査

1) 目的

東海第二発電所の劣化状況評価に関する監査として、東海第二発電所の高経年化技術評価書及び長期保守管理方針の作成に関するプロセスについて、「保守管理業務要項」及び「高経年化対策実施手引書」等に基づき実施されていることを確認する。

2) 体制

①内部監査に係る体制図



3) 内部監査の実施方法

① 監査チームの編成

考査・品質監査室長は、「内部監査員認定要領」に基づく認定を受けた内部監査員及び内部監査リーダーにて構成される監査チームを編成する。

② 内部監査実施計画書の作成

内部監査リーダーは、東海第二発電所の高経年化技術評価書及び長期保守管理方針の作成に関するプロセスに係る内部監査実施計画書を作成し、考査・品質監査室長の承認を得る。

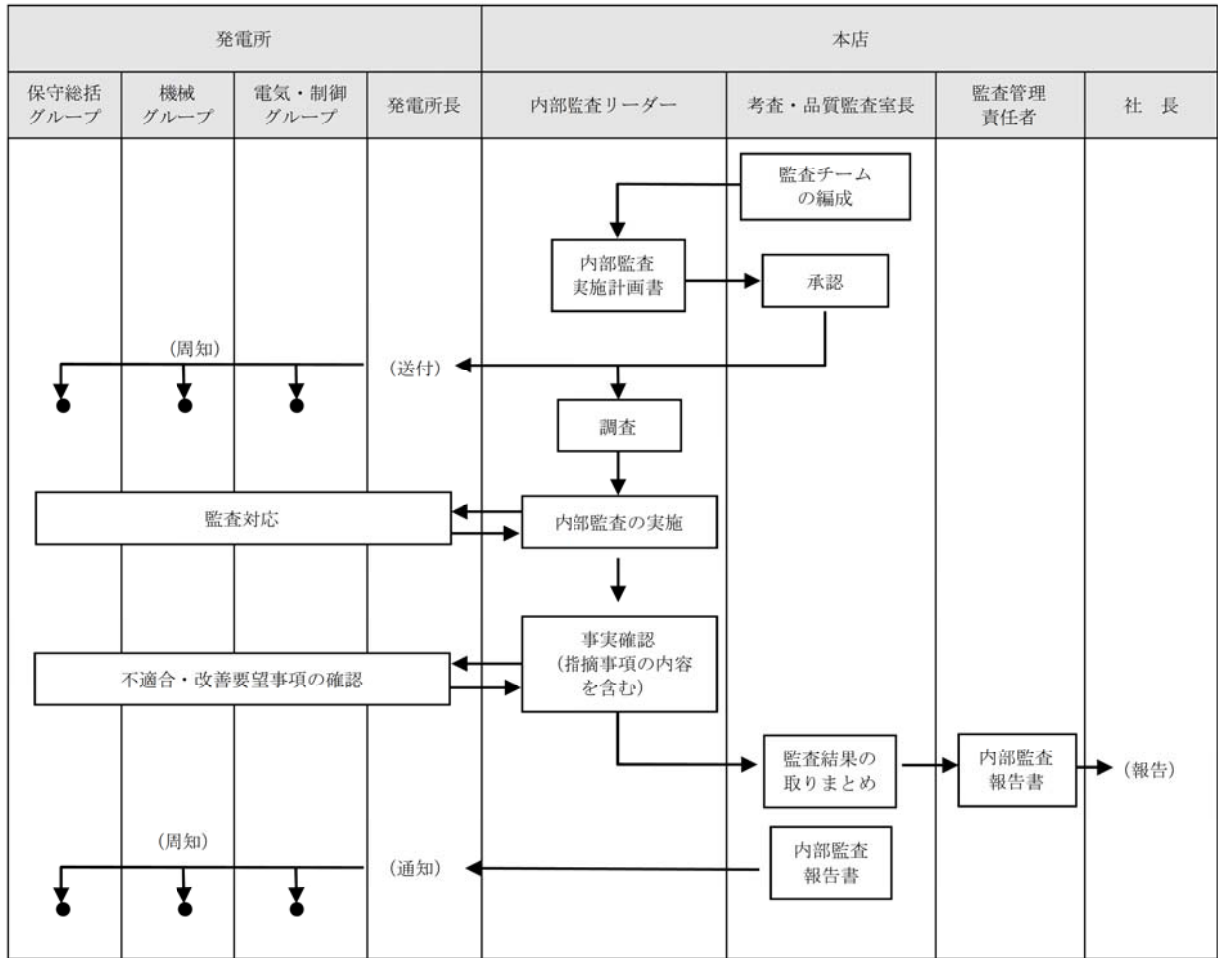
③ 監査実施と監査結果のまとめ

内部監査実施計画書に基づき、内部監査リーダーは、関係書類の確認、会議体への立会及び監査対象箇所との質疑応答により監査を実施する。

考査・品質監査室長は、上記の実施内容を基に、指摘事項、改善の機会及び良好事例を含む監査結果を取りまとめ、監査管理責任者に報告する。

監査管理責任者は上記の内容を基に内部監査報告書を作成し、社長に報告する。

内部監査に係る業務フローを以下に示す。



4) 内部監査結果

考査・品質監査室長は、東海第二発電所の高経年化技術評価書及び長期保守管理方針の作成に関するプロセスは、「保守管理業務要項」及び「高経年化対策実施手引書」等に基づき、適切に実施されていることを確認した。

2.4 劣化状況評価で追加する評価

運転開始後 40 年目に実施する劣化状況評価（以下、「PLM40」という）は、30 年目の高経年化技術評価（以下、「PLM30」という）を過去約 10 年間の供用実績、保全実績及び安全基盤研究等技術的知見をもって検証し、課題を抽出して、それらの課題に対応したものであるとともに、30 年目の長期保守管理方針の実績についても、その有効性を評価し、結果を反映する。具体的には、追加検討を要する事項として、PLM30 で予測した経年劣化の発生、進展傾向と、実機データの傾向を反映した PLM40 で予測する経年劣化の進展傾向を比較し、予測結果に乖離が認められる場合には、これまでの知見等を考慮し、劣化状況評価に反映した。

なお、PLM30 と PLM40 を比較し耐震安全性評価不要と判断した項目及び理由を表 2.4-1 に示す。

2.4.1 低サイクル疲労における経年劣化傾向の評価

疲労評価結果に相違がある機器（部位）について、PLM30 と PLM40 の比較を実施し、相違が生じている理由について検討した。

(1) 共通要因の検討、まとめ

a. 推定過渡回数の比較(60 年目時点の推定)

PLM30 と PLM40 における推定過渡回数の比較(60 年目時点の推定)を表 2.4.1-1 に、疲労評価期間と評価対象部位を表 2.4.1-2 に示す。

表 2.4-1 (1/6) PLM30 と PLM40 を比較し耐震安全性評価不要と判断した項目及び理由

機種	項目	30 年目 PLM		40 年目 PLM		40 年目 PLM での耐震安全性評価上の扱い	
		機器・部位	経年劣化事象	機器・部位	経年劣化事象	分類	理由
熱交換器	U 字管式熱交換器	給水加熱器	伝熱管の摩耗	給水加熱器	伝熱管の摩耗	△事象/ 耐震「■」	伝熱管の渦流探傷検査結果を確認し、外面きず信号が検出されている箇所が少数であるため耐震評価不要と判断した。
		排ガス予熱器, 排ガス復水器	水室, 管板, 胴等の応力腐食割れ	排ガス予熱器, 排ガス復水器	水室, 管板, 胴等の応力腐食割れ	△事象/ 耐震「ー」	①排ガス予熱器の IGSCC : 2008 年度に低炭素系ステンレス鋼へ取替えており, SCC 発生の可能性は小さいため, 耐震評価不要と判断した。 ②排ガス復水器の IGSCC : 実際の運転温度が 100°C 以下であり, SCC の発生する可能性は小さいため, 耐震評価不要と判断した。 ③排ガス復水器の TGSCC : 運転圧力が 5kPa と極めて低く, 製造時の熱処理により溶接部の残留引張応力が改善されており, SCC 発生の可能性は小さいため, 耐震評価不要と判断した。

表 2.4-1 (2/6) PLM30 と PLM40 を比較し耐震安全性評価不要と判断した項目及び理由

機種	項目	30 年目 PLM		40 年目 PLM		40 年目 PLM での耐震安全性評価上の扱い	
		機器・部位	経年劣化事象	機器・部位	経年劣化事象		分類
容器	原子炉圧力 容器	上鏡, ノズル, セーフエンド	主蒸気ノズル, 給水ノズル及び 上鏡内面等の腐 食 (エロージョ ン・コロージョ ン及び全面腐 食)	上鏡, ノズル, セーフエンド等	主蒸気ノズル, 給水ノズル及び 上鏡内面等の腐 食 (全面腐食及 び流れ加速型腐 食)	▲事象/ 耐震「ー」	技術評価において, 60 年時点 における全面腐食及び流れ加速 型腐食での腐食量が設計段階で 考慮している腐食代以下である と評価しているため, 耐震評価 不要と判断した。 なお, 定量評価の有無の観点で は, PLM30 と差異はなし。
配管	ステンレス 鋼配管系	残留熱除去系, ほう酸水注入 系, RPV, PCV バ ウンダリー一次計 装系	残留熱除去系, ほう酸水注入 系, 原子炉保護 系 (蒸気部), 原子炉保護系 (純水部) (30 年目 PLM から系統名称の 変更あり: RPV, PCV バウンダ リー一次計装系 → 原子炉保護系)	残留熱除去系, ほう酸水注入 系, 原子炉保護 系 (蒸気部), 原子炉保護系 (純水部) (30 年目 PLM から系統名称の 変更あり: RPV, PCV バウンダ リー一次計装系 → 原子炉保護系)	粒界型応力腐食 割れ	△事象/ 耐震「ー」	①残留熱除去系配管: 低炭素ス テンレス鋼を使用しており, SCC 発生の可能性は小さいた め, 耐震評価不要と判断した。 ②原子炉保護系配管 (蒸気 部), ほう酸水注入系 (純水 部): 小口径のため薄肉であ り, 大口径配管溶接部ほど溶接 入熱量が高くなく, 溶接残留応 力も小さいと考えられるため, SCC 発生の可能性は小さく, 耐 震評価不要と判断した。

表 2.4-1 (3/6) PLM30 と PLM40 を比較し耐震安全性評価不要と判断した項目及び理由

機種	項目	30 年目 PLM		40 年目 PLM		40 年目 PLM での耐震安全性評価上の扱い	
		機器・部位 (続き)	経年劣化事象 (続き)	機器・部位 (続き)	経年劣化事象 (続き)	分類	理由
配管	ステンレス 鋼配管系		(続き)	(続き)	(続き)	③原子炉保護系(純水部) : 運転温度が 100℃未滿であり, SCC 発生の可能性は小さいため, 耐震評価不要と判断した。	
炉内構造物	—	シュラウド, 上部格子板	照射誘起型応力腐食割れ, 中性子照射による靱性低下	上部格子板	照射誘起型応力腐食割れ	○事象 / 耐震「×」	上部格子板に溶接部はなく, 照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性がないことより, 耐震評価不要と判断した。
機械設備	基礎ボルト	シールインジェクションポンプ	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)				使用条件 (最高使用温度 / 圧力) の適正化により PLM 評価対象外となったもの
		原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	△事象 / 耐震「■」	技術評価の見直しによるもの
		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	△事象 / 耐震「■」	技術評価の見直しによるもの
		原子炉格納容器	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	原子炉格納容器	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	▲事象 / 耐震「—」	技術評価の見直しによるもの (埋設基礎ボルト)

表 2.4-1 (4/6) PLM30 と PLM40 を比較し耐震安全性評価不要と判断した項目及び理由

機種	項目	30 年目 PLM		40 年目 PLM		40 年目 PLM での耐震安全性評価上の扱い	
		機器・部位	経年劣化事象	機器・部位	経年劣化事象		分類
機械設備	基礎ボルト	復水貯蔵タンク	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	/	/	安全重要度の見直しにより PLM 評価対象外となったもの	
		給水ポンプシールドドレンタンク	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	/	/	安全重要度の見直しにより PLM 評価対象外となったもの	
		圧力測定装置 (DG 機関冷却水入口圧力)	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	D/G 機関冷却水入口圧力計測装置	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	△事象 / 耐震「◎」	後打ちアンカボルト使用のため個別評価の対象外としたもの (後打ちアンカボルトの耐震評価に含む)
		中央制御室換気系排風機 (E2-14)	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	中央制御室ブラスターファン	/	/	技術評価の見直しによるもの (基礎ボルト SUS 化により, 腐食は想定されない)
		原子炉建屋ガス処理系非常用ガス処理系排風機	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	非常用ガス処理系排風機	/	/	技術評価の見直しによるもの (基礎ボルト SUS 化により, 腐食は想定されない)
		高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	△事象 / 耐震「◎」	後打ちアンカボルト使用のため個別評価の対象外としたもの (後打ちアンカボルトの耐震評価に含む)

表 2.4-1 (5/6) PLM30 と PLM40 を比較し耐震安全性評価不要と判断した項目及び理由

機種	項目	30 年目 PLM		40 年目 PLM		40 年目 PLM での耐震安全性評価上の扱い		
		機器・部位	経年劣化事象	機器・部位	経年劣化事象	分類	理由	
機械設備	基礎ボルト	低圧炉心スプレ イ系ポンプ室空 調機	基礎ボルトの腐 食 (全面腐食)	低圧炉心スプレ イ系ポンプ室空 調機	基礎ボルトの腐 食 (全面腐食)	△事象/ 耐震「◎」	後打ちアンカボルト使用のため 個別評価の対象外としたもの (後打ちアンカボルトの耐震評 価を含む)	
		残留熱除去系ポ ンプ室空調機	基礎ボルトの腐 食 (全面腐食)	残留熱除去系ポ ンプ室空調機	基礎ボルトの腐 食 (全面腐食)	△事象/ 耐震「◎」	後打ちアンカボルト使用のため 個別評価の対象外としたもの (後打ちアンカボルトの耐震評 価を含む)	
		中央制御室換気 系送風機	基礎ボルトの腐 食 (全面腐食)	中央制御室エア ハンドリングユ ニットファン	/	/	技術評価の見直しによるもの (基礎ボルト SUS 化により, 腐 食は想定されない)	
		中央制御室冷凍 機	基礎ボルトの腐 食 (全面腐食)	中央制御室チラ ーユニット	基礎ボルトの腐 食 (全面腐食)	△事象/ 耐震「◎」	後打ちアンカボルト使用のため 個別評価の対象外としたもの (後打ちアンカボルトの耐震評 価を含む)	
		D/G 軽油貯蔵タ ンク	基礎ボルトの腐 食 (全面腐食)	軽油貯蔵タンク	/	/	技術評価の見直しによるもの (基礎ボルト SUS 化により, 腐 食は想定されない)	
		D/G 燃料油移送 ポンプ	基礎ボルトの腐 食 (全面腐食)	燃料移送ポンプ	/	/	技術評価の見直しによるもの (基礎ボルト SUS 化により, 腐 食は想定されない)	

表 2.4-1 (6/6) PLM30 と PLM40 を比較し耐震安全性評価不要と判断した項目及び理由

機種	項目	30 年目 PLM		40 年目 PLM		40 年目 PLM での耐震安全性評価上の扱い	
		機器・部位	経年劣化事象	機器・部位	経年劣化事象		分類
機械設備	基礎ボルト	減容固化設備減容固化系ペレット充填装置	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	減容固化系設備ペレット充填装置		評価部位の見直しによるもの (評価部位は駆動モータであったが、放射性物質を内包しない部位のため PLM40 では評価部位としていない)	
		濃縮装置廃液濃縮器補助循環タンク	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	廃液濃縮器補助循環タンク		技術評価の見直しによるもの (停止保管設備のため評価対象外とした)	
		濃縮装置廃液濃縮器補助循環ポンプ	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	廃液濃縮器補助循環ポンプ		技術評価の見直しによるもの (停止保管設備のため評価対象外とした)	
		固化装置濃縮廃液計量タンク	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)			機器撤去に伴い PLM 評価対象外となったもの	
		125V 蓄電池	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	125V 蓄電池 2A, 2B	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	▲事象 / 耐震「ー」	技術評価の見直しによるもの (基礎ボルト埋設化による)
		250V 蓄電池	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)				安全重要度の見直しにより PLM 評価対象外となったもの
		±24V 蓄電池	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	±24V 蓄電池 2A, 2B	基礎ボルトの腐食 (全面腐食)	▲事象 / 耐震「ー」	技術評価の見直しによるもの (基礎ボルト埋設化による)

【凡例】

- ：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
- △：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）
- ▲：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）
- ◎：耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象として抽出
- ×：現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいものとして耐震安全性評価対象から除外
- ：振動応答特性上、又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できる事象として耐震安全性評価対象から除外
- －：耐震安全性評価対象から除外

表 2.4.1-1 推定過渡回数の比較(60年目時点の推定)

運転条件	PLM30 (A)	PLM40 (B)		差 (B) - (A)	
		評価 期間①	評価 期間②	評価 期間①	評価 期間②
		ボルト締付	50	49	48
耐圧試験	143	135	132	-8	-11
起動 (昇温)	116	113	110	-3	-6
起動 (タービン起動)	116	113	110	-3	-6
夜間低出力運転 (出力 75%)	115	123	120	+8	+5
週末低出力運転 (出力 50%)	185	167	165	-18	-20
制御棒パターン変更	187	180	176	-7	-11
給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	1	1	+1	+1
給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	1	1	+1	+1
スクラム (タービントリップ)	23	23	22	0	-1
スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	5	6	6	+1	+1
スクラム (その他)	25	24	24	-1	-1
停止	115	114	111	-1	-4
ボルト取外し	49	50	49	+1	0

表 2.4.1-2 疲労評価期間と評価対象部位

区分	冷温停止期間設定	評価対象部位
評価期間①	2011年3月～2019年 8月 (約8.5年)	原子炉圧力容器各部位 (主フランジ, スタッドボルトを除く), 炉内構造物
評価期間②	2011年3月～2020年 8月 (約9.5年)	原子炉圧力容器各部位 (主フランジ, スタッドボルト), 配管, 弁

◎まとめ

60年時点における運転条件毎の推定過渡回数を PLM40 と PLM30 で比較すると、評価期間①及び②の両ケース共に全体的にほぼ同等もしくは減少している。

評価期間①及び②の両ケース共に運転期間延長認可申請であることに鑑み、今後の推定過渡回数は、余裕を考慮した過渡回数設定が必要であることから、実績過渡回数発生頻度に 1.5 倍以上となる保守性を持たせた過渡回数を設定しているが、東北地方太平洋沖地震に伴う長期停止により冷温停止期間中は過渡が発生せず、この冷温停止期間が長期化したことにより推定過渡回数が減少した。詳細については、低サイクル疲労の補足説明資料にて述べる。

評価期間を 2 つに分割している理由は、評価期間①の解析中に発電所の中長期運転保守計画が改正され、東北地方太平洋沖地震に伴う冷温停止期間が変更となったが、その時点では評価期間①の機器の疲労評価が完了しており、再評価の要否を検討した結果、評価期間②で設定する推定過渡回数より保守的な回数であることから、再評価不要と判断した。

残りの疲労評価未完の機器については、改正後の発電所の中長期運転保守計画に基づく評価期間②を設定し、この 2020 年 8 月末までを冷温停止期間とした過渡回数設定を低サイクル疲労評価の基本とした。

疲労評価では、荷重の組合せにより疲労累積係数が変動する。PLM40 では未経験である過渡について推定過渡回数を 1 回として評価するため荷重の組合せが変更となり、一概に推定過渡回数だけでは評価できない。また、評価手法等が異なることにより、環境疲労累積係数の算出結果に差が生じることから、以降でその詳細を確認する。

b. 最新知見の反映

環境疲労評価手法として、軽水炉の原子炉冷却水環境下で見られる疲労強度の低下現象に関する評価の規格として、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（2006 年版）JSME S NF1-2006」（以下、「環境疲労評価手法 2006 年版」という）が発行され、PLM30 に使用した。至近では、最新知見を加えた見直しが行われ、「発電用原子力設備規格日本機械学会環境疲労評価手法（2009 年版）JSME S NF1-2009」（以下、「環境疲労評価手法 2009 年版」という）が発行されたことから PLM40 においてはこれを用いて評価した。以下に、環境疲労評価手法 2006 年版と 2009 年版の相違点を比較するとともに、その影響についてまとめる。

評価方法は、3 つの評価方法（係数倍法、簡易評価手法、詳細評価手法）があるが、PLM30 と PLM40 で用いている評価手法は、係数倍法及び詳細評価手法であることから、それぞれの手法の主な相違点を次頁以降に記載する。

○環境疲労評価手法 2006 年版と 2009 年版的相違点

EF-3120 環境効果補正係数の算出

◆EF-3121 係数倍法による評価

① 炭素鋼・低合金鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

【主な変更点】

- ・溶存酸素 (DO) が 0.7 ppm を超える場合、環境効果補正係数 (F_{en, sc}) の算出式が追加となり、その場合約 16%UP となる。
- ・温度のパラメータに乘じる定数が僅かではあるが変更となった。

規格 算出式	発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法	
	2006 年版	2009 年版
EF-9	$F_{en, sc} = \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times 0^*)$	$F_{en, sc} = \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times 0^*)$ (DO ≤ 0.7 ppm) $F_{en, sc} = \exp(0.08205 \times S^* \times T^* \times 0^*)$ (DO > 0.7 ppm)
	$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times S$	同左
	$T^* = 0.03584 \times T$ (T < 50 °C)	$T^* = 0.0358 \times T$ (T < 50 °C)
	$T^* = \ln(6)$ (50 ≤ T ≤ 160 °C)	同左
	$T^* = \ln(0.3977) + 0.01696 \times T$ (T > 160 °C)	$T^* = \ln(0.398) + 0.0170 \times T$ (T > 160 °C)
	$0^* = \ln(3.28)$ (DO < 0.02 ppm)	同左
	$0^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(DO)$ (0.02 ≤ DO ≤ 0.7 ppm)	同左
	$0^* = \ln(53.5)$ (DO > 0.7 ppm)	同左

② オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

【主な変更点】

- ・材料区分に従って算出式を選定していたが， 鋳鋼側で用いる式に統一された。
- ・温度のパラメータに乗じる定数が僅かではあるが変更となった。

規格 算出式	発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法	
	2006 年版	2009 年版
EF-11	$F_{en, sc} = \exp(9.006 \times T^*)$ (鋳鋼以外)	$F_{en, sc} = \exp(11.119 \times T^*)$ (材料の区別なし)
	$F_{en, sc} = \exp(11.309 \times T^*)$ (鋳鋼)	
	$T^* = 0.000813 \times T$	
		$T^* = 0.000969 \times T$

③ 環境効果を考慮した疲労累積係数の算出

【主な変更点】

環境効果を考慮しない疲労累積係数：Uに対象部位での F_{en} の最大値： $F_{en, sc}$ を乗じ求める。本算出は，2006年版と2009年版で変更はない。

$$U_{en} = U \times F_{en, sc} \quad (EF-8)$$

◆EF-3121 詳細評価手法による評価

【主な変更点】

・なし

規格		発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法	
算出式		2006年版	2009年版
EF-17	<ul style="list-style-type: none"> 各過渡における$F_{en,det}$の算出 $F_{en,det} = \sum_{k=1}^n F_{en,k} \frac{\Delta \varepsilon_k}{\varepsilon_{max} - \varepsilon_{min}}$		同左
EF-18	<ul style="list-style-type: none"> 応力サイクルの組合せでの$F_{en,det}$の算出 $F_{en,det} = \frac{F_{en,det,A} \times (\varepsilon_{max,A} - \varepsilon_{min,A}) + F_{en,det,B} \times (\varepsilon_{max,B} - \varepsilon_{min,B})}{(\varepsilon_{max,A} - \varepsilon_{min,A}) + (\varepsilon_{max,B} - \varepsilon_{min,B})}$		同左
EF-19	<ul style="list-style-type: none"> 環境効果を考慮した疲労累積係数の算出 $U_{en} = \sum_{i=1}^n U_i \times F_{en,det,i}$		同左

(2) 以下の機器を PLM30 と PLM40 の比較対象として検討を行った。

① 炉内構造物 炉心シュラウド

原子炉冷却材圧力バウンダリ（炉内構造物含む）範囲から弁・配管を除く機器を対象とした。その中から炉心を取り囲む重要な機器の一つである炉心シュラウド（溶接線にひびが確認されている）は、起動・停止時に熱過渡の影響を受けやすい部位であることからこれを選定した。

なお、炉心シュラウド以外では、給水ノズルが建設時工認及び PLM30 において疲労評価上厳しい部位であるが、PLM40 の疲労評価結果と比較したところ、大きな乖離は認められないことから、比較対象外とした。給水ノズルについては、別途、低サイクル疲労の補足説明資料にて詳細を述べる。

PLM30 における環境疲労評価手法の選定にあたっては、環境を考慮した疲労評価が東海第二において初めての評価であり、疲労評価の結果が推定できていなかったことから、再解析等のリスクを回避するため保守的評価となる係数倍法及び簡易評価手法を用いず、詳細評価手法にて評価を実施した。

PLM40 では PLM30 の実績を踏まえ係数倍法による評価が可能と判断され、より保守的な評価を行う方針から係数倍法に変更した。評価手法が変更されていることから PLM30 にて実施した詳細評価手法を係数倍法（環境疲労評価手法 2006 年版）にて再度評価し、検証を実施する。

② 炭素鋼製弁（仕切弁） 原子炉給水止め弁

上記①では、原子炉冷却材圧力バウンダリ（炉内構造物含む）範囲から弁・配管を除く機器の中から炉心シュラウドを選定したことから、ここでは弁を対象とし、PLM30 の評価結果の中から最も厳しかったものとして炭素鋼製弁（仕切弁）の原子炉給水止め弁を選定した。

当該弁の評価においては、環境疲労評価手法を（2006 年版→2009 年版）に変更している。

また、PLM40 では、疲労累積係数の算出手法を、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）（以下、「設計・建設規格」という）弁の疲労評価 VVB-3370 に基づき算出しているが、PLM30 では保守的な評価として上記 VVB-3370 の中で「起動・停止」と「起動・停止以外」に区分せず算出していることから検証を実施する。

③ ステンレス配管 原子炉再循環系配管

上記②では、炭素鋼製の機器を選定したことから、配管についてはステンレス鋼の中で配管口径が大きく、重要度の高い原子炉再循環系配管を選定した。

PLM30 と PLM40 の比較の結果から、疲労累積係数の大気中と接液中では結果に相関が見られないことから検証を実施する。

① 炉内構造物 炉心シュラウド

炉心シュラウドの PLM30 と PLM40 における疲労累積係数の比較を、表 2.4.1-3 に示す。なお、以降で記載する疲労累積係数は小数点以下 5 桁目を切上げ、環境効果補正係数は小数点以下 5 桁目を四捨五入し表記する。計算過程内では端数処理を行わず算出している。

表 2.4.1-3 炉心シュラウドの疲労累積係数の比較

部位	結果	60 年時点の予測値			差	
	PLM30	PLM30 検証用	PLM40	(PLM40- PLM30)	(PLM40- PLM30 検証用)	
	詳細評価 手法	係数倍法	係数倍法			
炉心シュラウド (下部胴)	0.0005 (0.0019)	0.0005 (0.0043)	0.0014 (0.0351)	↑0.0009 (↑0.0332)	↑0.0009 (↑0.0308)	

表内の上段の数値は疲労累積係数（大気中）(Un) を示す

() 内の数値は疲労累積係数（接液中）(Uen) を示す

PLM40 の疲労評価においては、過去約 10 年間（東北地方太平洋沖地震に伴う長期停止を含む）の供用実績を反映した過渡回数を設定している。また、環境効果を考慮した疲労評価に使用する規格を環境疲労評価手法 2006 年版から 2009 年版に変更している。

PLM30 では、詳細評価手法を用いて評価していたが、PLM40 では PLM30 の実績から保守性を考慮し係数倍法を用いた。

以上により、環境を考慮した疲労累積係数が増加したものと考えられる。

a. 過渡回数の比較

PLM40における60年時点の推定過渡回数は、表2.4.1-1の評価期間①に記載する回数を用いた。PLM30との比較を表2.4.1-4に示す。

b. 評価に用いる運転条件

炉心シュラウドの評価点は炉心下部に位置しており、過渡変化の影響が少ない夜間低出力運転、週末低出力運転、制御棒パターン変更による影響を受けない。そのため表2.4.1-4に示す運転条件が疲労評価の対象となり、それ以外の運転条件は疲労評価対象外となる。

表 2.4.1-4 60年時点の推定過渡回数の比較

運転条件	PLM30	PLM40 (評価期間①)
耐圧試験	143	135
起動（昇温）	116	113
起動（タービン起動）	116	113
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）	23	23
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	5	6
スクラム（その他）	25	24
停止	115	114

c. 解析モデル

PLM30, PLM40 のいずれも 2次元軸対称モデルを用いて解析評価を実施している。図 2.4.1-1 に炉心シュラウドの解析モデル及び評価点を示す。

d. 最大評価点の選定

PLM30 及び PLM40 における、炉心シュラウドの解析モデル上の最大評価点を表 2.4.1-5 に示す。

e. 疲労評価結果及び環境疲労評価結果

PLM30 及び PLM40 における炉心シュラウドの疲労評価結果及び環境疲労評価結果を、それぞれ表 2.4.1-6～表 2.4.1-9 に示す。

○ : 応力評価点

[] : 材料

□ : 最大評価点を示す

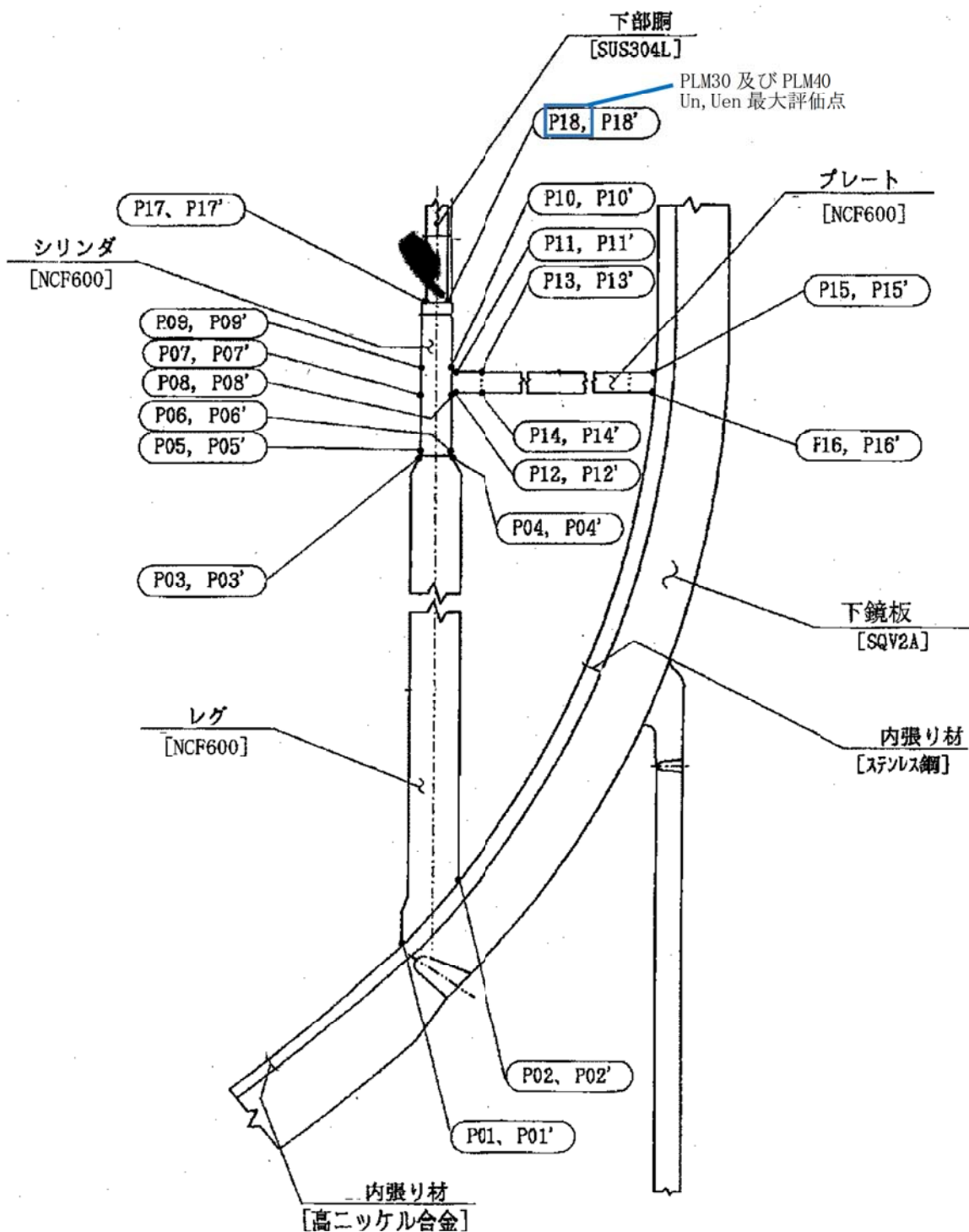


図 2.4.1-1 炉心シュラウドの解析モデル及び評価点

表 2.4.1-5 炉心シュラウドの解析モデル上の最大評価点

部位	評価点	接液	疲労累積係数		
			PLM30	PLM30(検証用)	PLM40
炉心シュラウド (下部胴)	P17	炉水			
	P17'	炉水			
	P18	炉水	0.0005 (0.0019)	0.0005 (0.0043)	0.0014 (0.0351)
	P18'	炉水			

: 最大評価点を示す

表内の上段の数値は大気中の疲労累積係数 (Un) を示す

() 内の数値は環境効果を考慮した疲労累積係数 (Uen) を示す

*1 : 最大評価点のみ環境効果を考慮した疲労累積係数を算出している。

表 2.4.1-6 炉心シュラウドの環境疲労評価結果 (PLM30)

応力評価点-P18

材料 -SUS304L

No.	S n (MPa)	K e	S p (MPa)	S l (MPa)	S l' (MPa)	N a	N c	F _{en,det}	疲労累積係数		
									Un	Uen	
①									合計	0.0005	0.0019
②											
③											
④											
⑤											
⑥											
⑦											

*2 : ひずみ振幅制限を満足するので、環境効果補正係数は考慮不要 (=1.0)

(記号の説明)

S n : 供用状態 A, Bにおける一次+二次応力の応力差最大範囲

K e : 簡易弾塑性解析に用いる繰返しピーク応力強さの補正係数

S p : 一次+二次+ピーク応力の応力差範囲

S l : 繰返しピーク応力強さ

S l' : 補正繰返しピーク応力強さ

N a : S l' に対応する許容繰返し回数

N c : 実際の繰返し回数

F_{en,det} : 環境効果補正係数 (詳細評価手法)

Un : 疲労累積係数 (大気中)

Uen : 疲労累積係数 (接液中)

炉心シュラウドの環境疲労評価 (PLM30) は、以下のプロセスにより算出した。

《環境疲労評価：環境疲労評価手法 2006 年版の詳細評価手法による評価 (EF-3123)》

・環境効果補正係数($F_{en, det}$)の算出

表 2.4.1-6 の No. ①の環境効果補正係数 ($F_{en, det}$) は、式 (EF-18) を用いる。

なお、No. ②～⑦の環境効果補正係数 ($F_{en, det}$) は、環境効果考慮不要ひずみ振幅しきい値 (EF-2200) を満足するため、式 (EF-18) は適用しない。

算出に用いるデータ及び算出結果を表 2.4.1-7 に示す。

$$F_{en, det} = \frac{F_{en, det, A} \times (\epsilon_{max, A} - \epsilon_{min, A}) + F_{en, det, B} \times (\epsilon_{max, B} - \epsilon_{min, B})}{(\epsilon_{max, A} - \epsilon_{min, A}) + (\epsilon_{max, B} - \epsilon_{min, B})} \quad (EF-18)$$

表 2.4.1-7 環境効果補正係数算出結果

No	過渡 A			過渡 B			F _{en, det}
	時点	F _{en, det, A}	Δ ε _A	時点	F _{en, det, B}	Δ ε _B	
①							
②							
③							
④							
⑤							
⑥							
⑦							

*1：ひずみ振幅制限を満足するので、環境効果補正係数は考慮不要 (=1.0)

・疲労累積係数(接液中)の算出式

疲労累積係数(接液中)は、式 (EF-2) を用い、各疲労累積係数 (大気中) (U_n) と各環境効果補正係数 ($F_{en, det}$) を乗じ、得られた値を合計し求める。

$$U_{en} = U \times F_{en} = \sum_{i=1}^n U_i \times F_{en, i} \quad (EF-2)$$

表 2.4.1-8 炉心シュラウドの疲労評価結果 (PLM30)

応力評価点 - P18

材料 - SUS304L

No.	S _n (MPa)	K _e	S _p (MPa)	S _ε (MPa)	S _{ε'} (MPa)	N _a	N _c	N _c / N _a
1								
2								
3								
4								
5								
6								
7								
疲労累積係数 U _n =								0.0005



【検証用】炉心シュラウドの環境疲労評価 (PLM30) は、以下のプロセスにより算出した。

《環境疲労評価：環境疲労評価手法 2006 年版の係数法による評価 (EF-3121)》

- ・環境効果補正係数(F_{en, sc})の算出

環境効果補正係数 (F_{en, sc}) は、使用する材料と炉型別に示される各式 (EF-9～EF-14) の中から、条件にあわせて適切な算出式である式(EF-11)を用いる。

- ・材料：オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

$$F_{en, sc} = \exp (9.006 \times T^*) \quad (EF-11)$$

$$T^* = 0.000813 \times T$$

- ・環境条件：環境温度 (T) : 302 °C (評価対象部位での最高使用温度)

- ・式 (EF-11) に環境温度を代入し環境効果補正係数 (F_{en, sc}) を求めた。

$$F_{en, sc} = \exp (9.006 \times 0.000813 \times 302) = 9.1267$$

- ・疲労累積係数 (接液中) の算出

表 2.4.1-8 の疲労累積係数 (大気中) U_n 詳細値及び環境効果補正係数 (F_{en, sc}) を、式 (EF-8) に代入し、疲労累積係数 (接液中) を求めた。

$$U_{en} = U \times F_{en, sc} \quad (EF-8)$$

$$= 0.0043$$

表 2.4.1-9 炉心シュラウドの疲労評価結果 (PLM40)

応力評価点 - P18

材料 - SUS304L

No.	S_n (MPa)	K_e	S_p (MPa)	S_t (MPa)	S_t' (MPa)	N_a	N_c	N_c / N_a
1								
2								
3								
4								
5								
6								
疲労累積係数 $U_n =$							0.0014	

炉心シュラウドの環境疲労評価 (PLM40) は、以下のプロセスにより算出した。

《環境疲労評価：環境疲労評価手法 2009 年版の係数倍法による評価 (EF-3121)》

- ・環境効果補正係数 ($F_{en, sc}$) の算出

環境効果補正係数 ($F_{en, sc}$) は、使用する材料と炉型別に示される各式 (EF-9~EF-14) の中から、条件にあわせて適切な算出式である式 (EF-11) を用いる。

- ・材料：オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

$$F_{en, sc} = \exp(11.119 \times T^*) \quad (EF-11)$$

$$T^* = 0.000969 \times T$$

- ・環境条件：環境温度 (T) : 302 °C (評価対象部位での最高使用温度)

- ・式 (EF-11) に環境温度を代入し環境効果補正係数 ($F_{en, sc}$) を求めた。

$$F_{en, sc} = \exp(11.119 \times 0.000969 \times 302) = 25.8896$$

- ・疲労累積係数 (接液中) の算出

表 2.4.1-9 の疲労累積係数 (大気中) (U_n 詳細値) 及び環境効果補正係数 ($F_{en, sc}$) を、式 (EF-8) に代入し、疲労累積係数 (接液中) を求めた。

$$U_{en} = U \times F_{en, sc} \quad (EF-8)$$

$$= 0.0351$$

《検証結果》

炉心シュラウドの環境疲労評価（PLM30）について PLM40 と同じ評価手法である係数倍法で追加評価を行い、比較した結果、以下のことが確認できた。

- ・今回検証に用いた PLM30 検証用（係数倍法）では環境疲労累積係数が 1 未満となった。保守的な評価となる係数倍法を用いても十分余裕があることを確認できた。

さらに、PLM30 の詳細評価手法による環境疲労累積係数は、係数倍法を用いた評価結果に含まれることが確認できたことから、PLM30 の詳細評価手法による評価は、保守性を排除した評価であるが、環境疲労評価としては適切であったと判断する。

- ・ PLM40 では、疲労評価に用いる推定過渡回数は若干少なくなっているが、それに反して疲労累積係数(大気中)が約 3 倍程度に大きくなっている理由としては、解析モデルの変更はないが、PLM30 では未経験過渡の回数設定を 0 回としていたものを、PLM40 では保守性を考慮し 1 回として追加している。この新規追加となった過渡によって疲労評価をする上で新たなピーク応力が追加され、荷重の組合せが変更となり疲労累積係数の増加に至ったものと判断する。
- ・ PLM40 では環境疲労評価手法 2009 年版を用い評価したことにより算出式で扱う定数変更の影響が大きくなっていることが確認できた。

したがって、本評価は最新の評価手法を適切に取込んでおり、かつ保守性を維持した評価結果であると判断する。

② 炭素鋼製弁（仕切弁） 原子炉給水止め弁

原子炉給水止め弁の PLM30 と PLM40 における疲労累積係数の比較を、表 2. 4. 1-10 に示す。

表 2. 4. 1-10 原子炉給水止め弁の疲労累積係数の比較

部位	60 年時点の予測値			差 (FLM40-PLM30)
	PLM30	PLM40		
		「起動・停止」「起動・停止以外」に区分した評価	全ての過渡を区分しない評価 (検証用)	
原子炉給水止め弁	0. 1074 (0. 3239)	0. 0587 (0. 5373)	0. 1123 (1. 0279)	↓ 0. 0487 (↑ 0. 2134)

表内の上段の数値は疲労累積係数(大気中) (Un) を示す

() 内の数値は疲労累積係数(接液中) (Uen) を示す

PLM40 の疲労評価においては、過去約 10 年間（東北地方太平洋沖地震に伴う長期停止を含む）の供用実績を反映した過渡回数を設定している。また、使用環境を考慮した疲労評価に使用する規格を環境疲労評価手法 2006 年版から 2009 年版に変更している。環境効果補正係数の算出にあたっては、PLM30 及び PLM40 共に保守的な評価となる係数倍法を用い評価している。

また、PLM40 では、疲労累積係数の算出手法を、設計・建設規格 弁の疲労評価 VVB-3370 に基づき算出しているが、PLM30 では保守的な評価として上記 VVB-3370 の中で「起動・停止」と「起動・停止以外」に区分せず算出している。

上記の影響により、PLM30 と PLM40 の相違が生じている。

a. 過渡回数の比較

PLM40における60年時点の推定過渡回数は、表2. 4. 1-1の評価期間②に記載する回数を用い、PLM30との比較を表2. 4. 1-11に示す。

b. 評価に用いる運転条件

原子炉給水止め弁は、原子炉圧力容器への給水系配管の流路を隔離する仕切弁であり、系統の隔離時に開閉を行うため通常は全開状態である。

運転条件については、ボルト締付は温度変化がないため、疲労評価対象外。それ以外の表2. 4. 1-11に示す運転条件は、疲労評価の対象となる。

表2.4.1-11 60年時点の推定過渡回数の比較

運転条件	PLM30	PLM40 (評価期間②)
耐圧試験	143	132
起動 (昇温)	116	110
起動 (タービン起動)	116	110
夜間低出力運転 (出力75 %)	115	120
週末低出力運転 (出力50 %)	185	165
制御棒パターン変更	187	176
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)	23	22
スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	5	6
スクラム (その他)	25	24
停止	115	111
ボルト取外し	49	49

c. 解析モデル

弁の疲労評価は、設計・建設規格に基づき実施しており、解析モデルに該当するものはない。

d. 評価対象部位

設計・建設規格に基づき、図 2.4.1-2 に示す評価対象部位とした。

e. 疲労評価結果及び環境疲労評価結果

PLM30 及び PLM40 における疲労評価結果及び環境疲労評価結果を、それぞれ表 2.4.1-12, 表 2.4.1-13 に示す。

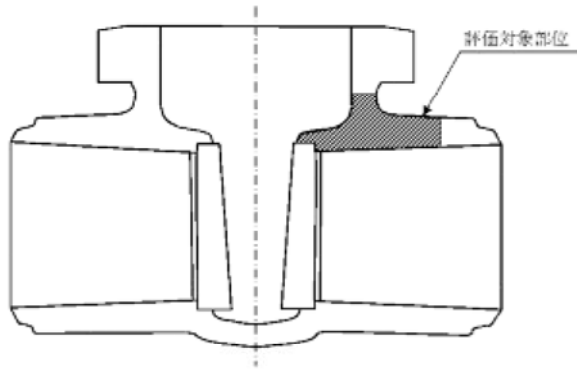


図 2.4.1-2 原子炉給水止め弁の評価対象部位

表 2.4.1-12 原子炉給水止め弁の疲労評価結果(PLM30)

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)		弁番号	B22-F011A	60年	
ΔT_f (°C)	S_p (N/mm ²)	S_L (N/mm ²)	Ni	Nri	Ni/Nri

疲労累積係数 Un : 0.1074

原子炉給水止め弁の環境疲労評価 (PLM30) は、以下のプロセスにより算出した。

《環境疲労評価：環境疲労評価手法 2006 年版の係数倍法による評価 (EF-3121)》

- ・環境効果補正係数 ($F_{en,sc}$) の算出

環境効果補正係数 ($F_{en,sc}$) は、使用する材料と炉型別に示される各式 (EF-9~EF-14) の中から、条件にあわせて適切な算出式である EF-11 を用いて求めた。

- ・材料：炭素鋼・低合金鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

$$F_{en,sc} = \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times O^*) \quad (EF-9)$$

$$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times S$$

$$T^* = 0.000969 \times T$$

$$O^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(DO)$$

- ・入力諸元

- ・硫黄含有量 (%) : S = 弁ミルシート
- ・解析温度 (°C) : T = 運転条件により変化
- ・溶存酸素 (ppm) : O = 各運転条件時の測定パラメータ

- ・環境効果補正係数 ($F_{en,sc}$) が最大となる組合せの算出

・式 (EF-9) に入力諸元を代入し、環境効果補正係数 ($F_{en,sc}$) が最大となる組合せを求める。その結果、環境効果補正係数 ($F_{en,sc}$) が最大となる諸元の組合せは以下のとおり。

- ・環境効果補正係数 ($F_{en,sc}$) が最大となる諸元組合せ

- ・硫黄含有量 (%) : S = (弁ミルシート)
- ・解析温度 (°C) : T = 216 (評価対象部位の最高使用温度)
- ・溶存酸素濃度 (ppm) : O = 0.03 (運転中の溶存酸素濃度測定値)
- ・式 (EF-9) に環境条件を代入し環境効果補正係数 ($F_{en,sc}$) を求めた。

$$F_{en,sc} = \exp(0.07066 \times \text{} \times 2.741 \times 1.506)$$
$$= \text{$$

$$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times \text{$$
 =

$$T^* = \ln(0.3977) + 0.01696 \times 216 = 2.741$$

$$O^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(0.03) = 1.506$$

- ・疲労累積係数（接液中）の算出

疲労累積係数（接液中）（ U_{en} ）は，式（EF-8）を用い算出した。

$$U_{en} = U \times F_{en,sc} \quad (EF-8)$$

- ・疲労累積係数（大気中） U 及び環境効果補正係数（ F_{en} の最大値（ $F_{en,sc}$ ））を式（EF-8）に代入し，疲労累積係数（接液中）を求めた。

$$U_{en} = 0.3239$$

表 2. 4. 1-13 原子炉給水止め弁の疲労評価結果(PLM40)

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	50年 起動・停止	
ΔT_f (°C)	S_p (MPa)	S_0 (MPa)	N_i	N_{ri}	N_i/N_{ri}

疲労累積係数 U_n : 0.0107

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	60年 起動・停止以外	
ΔT_f (°C)	S_p (MPa)	S_0 (MPa)	N_i	N_{ri}	N_i/N_{ri}

疲労累積係数 U_n : 0.0480

原子炉給水止め弁の環境疲労評価 (PLM40) は、以下のプロセスにより算出した。

《環境疲労評価：環境疲労評価手法 2009 年版の係数倍法による評価 (EF-3121)》

- ・環境効果補正係数 ($F_{en, sc}$) の算出

環境効果補正係数 ($F_{en, sc}$) は、使用する材料と炉型別に示される各式 (EF-9～EF-14) の中から、条件にあわせて適切な算出式である EF-9 を用いて求めた。

- ・材料：炭素鋼・低合金鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

$$F_{en, sc} = \exp(0.08205 \times S^* \times T^* \times O^*) \quad (EF-9)$$

$$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times S$$

$$T^* = \ln(6) \quad (50 \leq T \leq 160 \text{ } ^\circ\text{C})$$

$$O^* = \ln(53.5) \quad (DO > 0.7 \text{ ppm})$$

- ・入力諸元

- ・硫黄含有量 (%) : S = 弁ミルシート
- ・解析温度 ($^\circ\text{C}$) : T = 運転条件により変化
- ・溶存酸素 (ppm) : O = 各運転条件時の測定パラメータ

- ・環境効果補正係数 ($F_{en, sc}$) が最大となる組合せの算出

・式 (EF-9) に入力諸元を代入し、環境効果補正係数 ($F_{en, sc}$) が最大となる組合せを求める。その結果、環境効果補正係数 ($F_{en, sc}$) が最大となる諸元の組合せは以下のとおり。

- ・環境効果補正係数 ($F_{en, sc}$) が最大となる諸元組合せ

- ・硫黄含有量 (%) : S = (弁ミルシート)

- ・解析温度 ($^\circ\text{C}$) : T = 55 (原子炉圧力容器耐圧試験時の温度)

- ・溶存酸素濃度 (ppm) : O = 0.7 超*1 (上記耐圧試験時の溶存酸素濃度測定値)

*1：耐圧試験時における実績値については、至近の測定データがないため「環境疲労評価手法」における溶存酸素濃度の最大値(0.7超)を採用した。

- ・式 (EF-11) に環境条件を代入し環境効果補正係数 ($F_{en, sc}$) を求めた。

$$F_{en, sc} = \exp(0.08205 \times \text{} \times 1.7918 \times 3.9797)$$

$$= \text{}$$

$$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times \text{} = \text{}$$

$$T^* = \ln(6) = 1.7918$$

$$O^* = \ln(53.5) = 3.9797$$

PLM40 では環境効果補正係数 (Fen, sc) が最大となる組合せの算出により, 原子炉圧力容器耐圧試験時の溶存酸素 (max) 及び解析温度を用い, 環境疲労評価を実施しているが, 解析温度の入力値を通常運転時の設計温度にした場合の環境効果補正係数を算出し比較を行う。

- ・硫黄含有量 (%) : S = (弁ミルシート)
- ・解析温度 (°C) : T = 216 (通常運転時の設計温度)
- ・溶存酸素濃度 (ppm) : O = 0.049 (通常運転時の溶存酸素濃度測定値)

$$F_{en, sc} = \exp(0.07066 \times \text{} \times \text{} \times \text{$$

$$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times \text{} = \text{}$$

$$T^* = \ln(0.398) + 0.0170 \times 216 = 2.7507$$

$$O^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(0.049) = 1.8913$$

算出結果から, PLM40 で原子炉給水止め弁の環境疲労評価に用いた環境効果補正係数 (Fen, sc) は, 通常運転状態における設計温度を用いて算出した環境効果補正係数 (Fen, sc) の2倍以上あることから, 保守的な評価になっていると判断する。

- ・疲労累積係数 (接液中) の算出

疲労累積係数 (接液中) (U_{en}) は, 式 (EF-8) を用いて算出した。

$$U_{en} = U \times F_{en, sc} \quad (EF-8)$$

- ・起動・停止時の疲労累積係数 (大気中) (U_1) と起動・停止以外の疲労累積係数 (大気中) (U_2) と合計値及び環境効果補正係数 (Fen, sc) を式 (EF-8) に代入し, 疲労累積係数 (接液中) を求めた。

$$U_{en} = 0.5373$$

なお, 表 2.4.1-10 に示したとおり PLM40 では, 疲労累積係数 (大気中) の算出手法を, 設計・建設規格 弁の疲労評価 VVB-3370 に基づき算出している。

PLM30 では保守的な評価として疲労累積係数の算出手法を, 上記 VVB-3370 の中で「起動・停止」と「起動・停止以外」に区分せず算出している。PLM40 も同様に疲労累積係数 (大気中) を上記 VVB-3370 の中で「起動・停止」と「起動・停止以外」に区分せず算出した結果では, 疲労累積係数 (大気中) は

0.1123 となり、環境効果補正係数は (変更なし) であることから、PLM40 の「起動・停止」と「起動・停止以外」に区分せず算出した疲労累積係数(接液中)は 1.0279 となった。

《検証結果》

原子炉給水止め弁の環境疲労評価 (PLM40) については、PLM30 と同じ評価手法の係数倍法で評価を行い、比較した結果、以下のことが確認できた。

原子炉給水止め弁の環境疲労評価 (PLM40) 結果は、表 2.4.1-10 に示しているとおり、疲労累積係数(大気中)は PLM30 と PLM40 では大きな乖離がないことから、環境疲労評価をする際に、保守性を維持するため環境効果補正係数が最大となる組合せを算出して評価したことが、疲労累積係数 1 を上回った主要因と考える。

当該弁においては、溶存酸素値をベースに算出した環境効果補正係数は、温度ベースよりも 2 倍程度の結果が得られたことから、保守的な評価であることが確認できた。

したがって、本評価は最新の評価手法を適切に取込んでおり、かつ保守性を維持した評価結果であると判断する。

③ ステンレス配管 原子炉再循環系配管

原子炉再循環系配管の PLM30 と PLM40 における疲労累積係数の比較を、表 2.4.1-14 に示す。

表 2.4.1-14 原子炉再循環系配管の疲労累積係数の比較

部位	60 年時点の予測値		差 (PLM40-PLM30)
	PLM30	PLM40	
原子炉再循環系配管	0.0155 (0.1168)	0.0067 (0.1182)	↓0.0088 (↑0.0014)

表内の上段の数値は疲労累積係数（大気中）（ U_n ）を示す

（ ）内の数値は疲労累積係数（接液中）（ U_{en} ）を示す

PLM40 の疲労評価においては、過去約 10 年間（東北地方太平洋沖地震に伴う長期停止を含む）の供用実績を反映した過渡回数を設定している。また、使用環境を考慮した疲労評価に使用する規格を環境疲労評価手法 2006 年版から 2009 年版に変更している。環境効果補正係数の算出にあたっては、PLM30 及び PLM40 共に保守的な評価となる係数倍法を用い評価している。

また、図 2.4.1-3 に示す PLM30 U_n 最大評価点（リングヘッド T 部）の応力係数について、PLM40 時に当該配管が耐震評価（工認）によりサポート補強設計が必要となった。これにより PLM30 の U_n 最大評価点（リングヘッド T 部）の応力係数の適正化を実施しており、PLM30 における最大評価点 80 の疲労累積係数（大気中）は大幅（0.0155→0.0066）に改善されたため評価点に変更となり、これらが PLM30 と PLM40 の相違が生じた主要因となったと考えられる。

a. 過渡回数の比較

PLM40における60年時点の推定過渡回数は、表2.4.1-1の評価期間②に記載する回数を用い、PLM30との比較を表2.4.1-15に示す。

b. 評価に用いる運転条件

原子炉再循環系配管は、原子炉圧力容器内の冷却水を再循環させる流路となる主配管である。運転条件については、ボルト締付は温度変化がないため、疲労評価対象外。それ以外の表2.4.1-15に示す運転条件は、疲労評価の対象となる。

表 2.4.1-15 60年時点の推定過渡回数の比較

運転条件	PLM30	PLM40 (評価期間②)
耐圧試験	143	132
起動（昇温）	116	110
起動（タービン起動）	116	110
夜間低出力運転（出力75 %）	115	120
週末低出力運転（出力50 %）	185	165
制御棒パターン変更	187	176
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）	23	22
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	5	6
スクラム（その他）	25	24
停止	115	111
ボルト取外し	49	49

c. 解析モデル

PLM30, PLM40 のいずれも 3次元梁モデルを用いて解析評価を実施している。図 2.4.1-3 に解析モデル及び評価点を、図 2.4.1-3 及び図 2.4.1-4 にリングヘッダ T部の継手形状について示す。

d. 最大評価点の選定

PLM30 及び PLM40 における、解析モデル上の最大評価点の選定結果をそれぞれ表 2.4.1-16, 表 2.4.1-17 に示す。

e. 疲労評価結果及び環境疲労評価結果

PLM30 及び PLM40 における最大評価点の疲労評価結果及び環境疲労評価結果を、表 2.4.1-18～表 2.4.1-21 に示す。

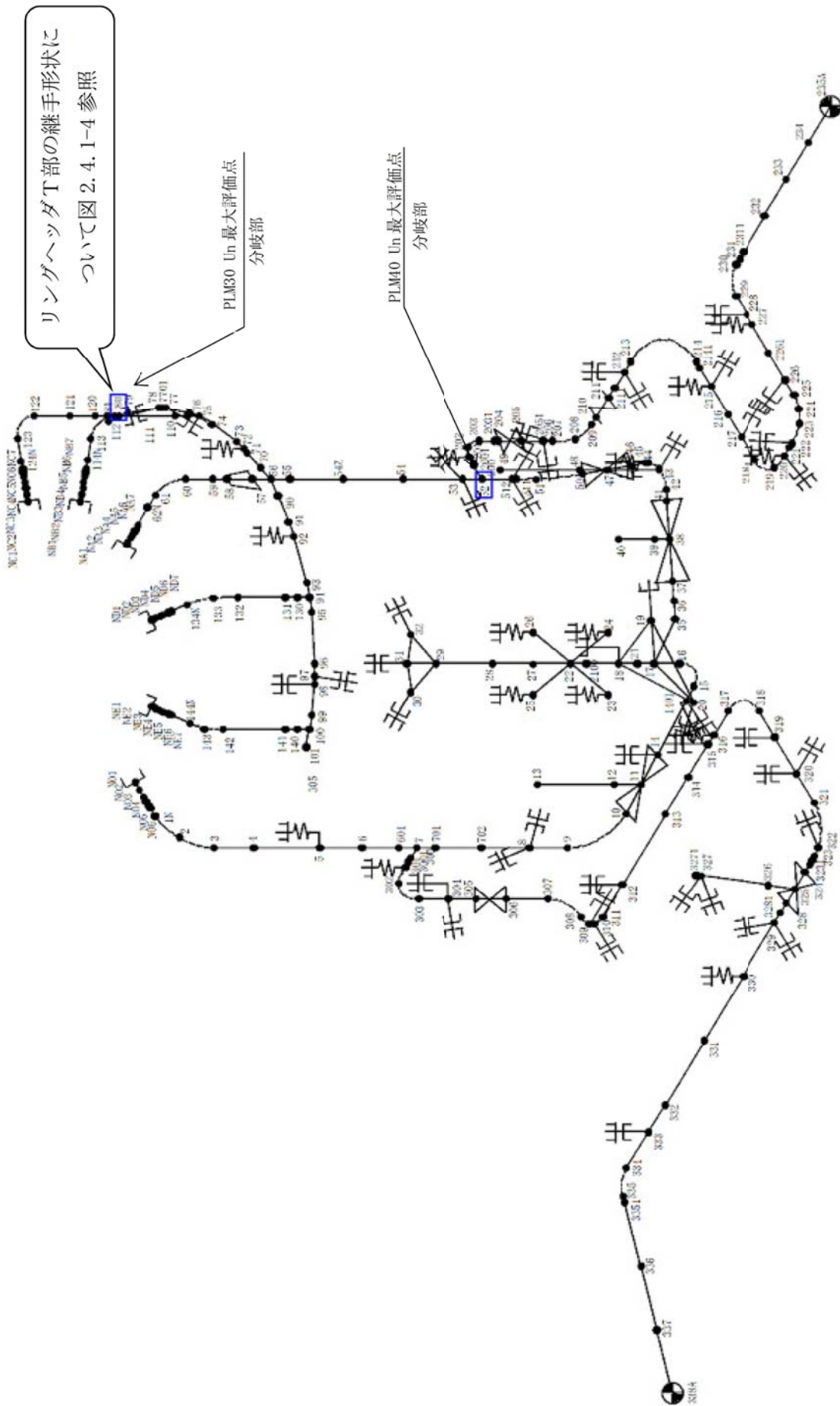
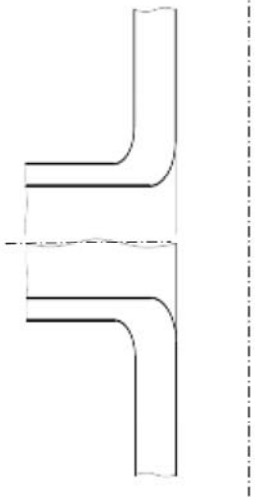
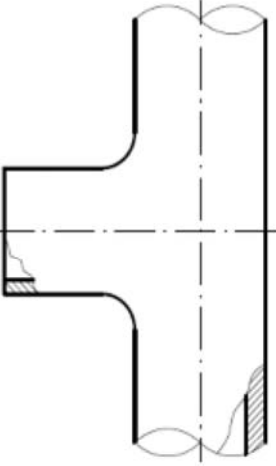


図 2.4.1-3 原子炉再循環系配管の解析モデル及び評価点

評価点 80 のリングヘッドT部について応力算出時における継手形状の適正化を実施

	PLM30	PLM40
継手形状	管台	一体T
応力係数	$C2r=1.5, C2b=5.02, K2r=1.75, K2b=1.0$	$C2r=2.15, C2b=2.15, K2r=1.0, K2b=1.0$
形状図		
	設計・建設規格 第5章 図 PPB-3813-1(1/2) 図 2	設計・建設規格 第5章 PPB-3814

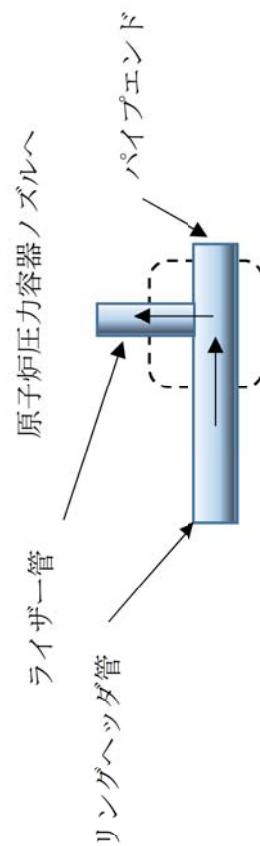


図 2.4.1-4 リングヘッドT部 継手形状について (概略図)

表 2.4.1-16 原子炉再循環系配管の最大評価点 (PLM30)

評価点	疲労累積 係数	評価点	疲労累積 係数	評価点	疲労累積 係数	評価点	疲労累積 係数
		80	0.0155				

: 最大評価点を示す

表 2.4.1-17 原子炉再循環系配管の最大評価点 (PLM40)

評価点	疲労累積係数	評価点	疲労累積係数	評価点	疲労累積係数	評価点	疲労累積係数
		80	0.0066				
52	0.0067						

: PLM40 での最大評価点を示す。

: PLM30 での最大評価点を示す。

- ・疲労累積係数（接液中）の算出

疲労累積係数（接液中）（ U_{en} ）は、式（EF-2）を用いて算出する。

$$U_{en} = U \times F_{en} = \sum_{i=1}^n U_i \times F_{en,i} \quad (\text{EF-2})$$

- ・疲労累積係数(接液中)は、以下の EF-2 の算出式を用い、各疲労累積係数(大気中) (U_n)と各環境効果補正係数 ($F_{en,sc}$) を乗じ、得られた値を合計し求めた。算出に用いるデータ及び算出結果を表 2. 4. 1-19 に示す。

$$U_{en} = \text{各疲労累積係数(大気中)} (U) \times (\text{各運転条件のmax}(F_{en,sc}))$$

表 2. 4. 1-20 原子炉再循環系配管の最大評価点の疲労評価結果 (PLM40)

系統		原子炉再循環系		配管モデル名		PLR-PD-1		評価点No.		52		評価点属性		通常運転時の疲労累積係数最大点						
No.	名称	事象毎の組合せ		ピーク応力		一次・二次応力		Ke係数		繰返しピーク応力 (ヤング率補正前)		材質		SUS304TP		60年日割定		評価ケース		
		番号	運転温度(°C)	Sp	Sn	SL	SL'	E	MPa	MPa	MPa	ni	実回数	繰返し回数	許容回数	疲労累積係数	U	大気中		
		始点	終点	始点	終点															
1																				
2																				
3																				
4																				
5																				
6																				
7																				
8																				
9																				
10																				
11																				
12																				
13																				
14																				
15																				
16																				
17																				
18																				
19																				
20																				
21																				
22																				
														疲労累積係数総合計		0.0067				

表 2. 4. 1-21 原子炉再循環系配管の最大評価点の環境疲労評価結果 (PLM40)

NO	事 業				繰り返し回数		疲労累積係数		環境効果を表す係数			
	名 称	番 号		運転温度(°C)		変回数	許容回数	大気中	接 液 中	評価条件		Fen _{sc}
		始点	終点	始点	終点					解析温度(°C) T	温度依存 パラメータ T*	
1												
2												
3												
4												
5												
6												
7												
8												
9												
10												
11												
12												
13												
14												
15												
16												
17												
18												
19												
20												
21												
22												
							疲労累積係数(大気中)	0.0067	/			
							疲労累積係数(接液中)		/		0.1182	

原子炉再循環系配管の環境疲労評価 (PLM40) は、以下のプロセスにより算出した。

《環境疲労評価：環境疲労評価手法 2009 年版の係数倍法による評価 (EF-3121)》

- ・環境効果補正係数(Fen, sc)の算出

環境効果補正係数(Fen, sc)は、使用する材料と炉型別に示される各式 (EF-9~EF-14) の中から、条件にあわせて適切な算出式である EF-11 を用いる。

- ・材料：オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

$$F_{en, sc} = \exp(11.119 \times T^*) \quad (EF-11)$$

$$T^* = 0.000969 \times T$$

・環境条件：環境温度（T）：表 2.4.1-21 運転条件毎の解析温度(°C)

・式 (EF-11) に環境温度を代入し、環境効果補正係数 ($F_{en,sc}$) を求めた。
算出に用いるデータ及び算出結果を表 2.4.1-21 に示す。

$$F_{en,sc} = \exp (11.119 \times 0.000969 \times \text{運転条件毎の解析温度})$$

・疲労累積係数（接液中）の算出

疲労累積係数（接液中）(U_{en}) は、式 (EF-2) を用いて算出する。

$$U_{en} = U \times F_{en} = \sum_{i=1}^n U_i \times F_{en, i} \quad (\text{EF-2})$$

・疲労累積係数(接液中)は、以下の EF-2 の算出式を用い、各疲労累積係数(大気中) (U) と各環境効果補正係数 ($F_{en,sc}$) を乗じ、得られた値を合計し求めた。

$$U_{en} = \text{各疲労累積係数(大気中)} (U) \times (\text{各運転条件の } \max (F_{en,sc}))$$

《検証結果》

原子炉再循環系配管の環境疲労評価 (PLM40) については、PLM30 と同じ評価手法の係数倍法で評価を行い、比較した結果、以下のことが確認された。

- ・原子炉再循環系配管は、耐震評価 (工認) によりサポート補強設計が必要となった。これにより PLM30 の U_n 最大評価点 (リングヘッド T 部) の応力係数の適正化を実施しており、PLM30 における最大評価点 80 の疲労累積係数 (大気中) は大幅 (0.0155→0.0066) に改善された。これにより PLM40 の最大評価点は 52 に変更となったが、評価点 52 と評価点 80 の疲労累積係数 (大気中) は、ほぼ一緒であることが確認された。
- ・疲労累積係数 (大気中) が、半減しているにもかかわらず、疲労累積係数 (接液中) が PLM30 と PLM40 においてほとんど差が生じていない主要因として、疲労累積係数 (接液中) 算出式の定数に変更 (環境疲労評価手法 2009 年版) となったことによるものであることが確認できた。

したがって、本評価は最新の評価手法を適切に取込んでおり、かつ保守性を維持した評価結果であると判断する。

2.4.2 中性子照射脆化における経年劣化傾向の評価

中性子照射脆化における評価において、適用した累積中性子照射量、評価結果に相違がある関連温度並びに上部柵吸収エネルギーについて PLM30 と PLM40 を比較し、相違が生じている理由について検討した。

累積中性子照射量、関連温度及び上部柵吸収エネルギーについて、PLM30 と PLM40 の差異を表 2.4.2-1 に示す。

累積中性子照射量については、PLM30 実施後、2014 年に第 4 回目の照射試験片の取出しを実施し、照射脆化の監視試験を実施しておりその結果を反映しているとともに、EFPY についても運転実績・計画の見直しに伴い 48EFPY から 38.94EFPY に変更している。

関連温度については、PLM30 実施後、2014 年に第 4 回目の照射試験片の取出しを実施し、照射脆化の監視試験を実施した。40 年目の評価では、脆化予測法を JEAC4201-2004 から変更し、JEAC4201-2007[2013 年追補版]の関連温度移行量 (ΔRT_{NDT}) の予測法に基づく評価結果を記載した。評価結果は脆化予測式による予測を逸脱しておらず、特異な脆化は認められない。

上部柵吸収エネルギーについて、PLM40 では、減少率予測方法を JEAC4201-2004 から変更し、JEAC4201-2007[2013 年追補版]の上部柵吸収エネルギー減少率 (ΔUSE) の予測式に基づく評価結果を記載している。

評価結果は、いずれの部位も許容値である 68 J を満足していること並びに有意な低下は認められていないことから、特異な脆化は認められない。

表 2.4.2-1 中性子照射脆化における経年劣化傾向の比較

項目	部位	運転開始後60年時点の予測値		相違の主な理由
		PLM30	PLM40	
中性子照射量 (n/cm^2)	胴内表面	7.37×10^{17}	5.35×10^{17}	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第4回監視試験結果を反映 ・ 運転実績・計画の見直しによるEFPYの相違 30年目の評価：48EFPY 40年目の評価：38.94EFPY
関連温度 ($^{\circ}C$)	胴部 (母材)	-12	11	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第4回監視試験結果を反映 ・ JEAC4201-2004から JEAC4201-2007 [2013年追補版]に変更
	胴部 (溶接金属)	-23	6	
上部柵吸収 エネルギー (J)	胴部 (母材)	110	111	
	胴部 (溶接金属)	150	151	
	胴部 (熱影響部)	111	112	

2.4.3 照射誘起型応力腐食割れにおける経年劣化傾向の評価

照射誘起型応力腐食割れの評価において、60年時点での累積中性子照射量についてPLM30とPLM40を比較し、相違が生じている理由について検討した。

60年時点での累積中性子照射量評価について、PLM30とPLM40の比較を表2.4.3-1に示す。

PLM40においては、60年時点での累積中性子照射量がしきい照射量 5.0×10^{20} [n/cm²]を超えると予測して評価している。PLM30においては、60年時点での中性子照射量が異なるが、同様にしきい照射量を超えると予測して評価していることから、PLM30の評価も有効であったと考える。

表 2.4.3-1 上部格子板における60年時点での累積中性子照射量評価の比較

	PLM30	PLM40	相違の主な理由
しきい照射量 [n/cm ²]	5.0×10^{20}	同左	—
60年時点での 中性子照射量[n/cm ²]	2.9×10^{22}	2.9×10^{21}	以下の照射時間と 線源強度による
照射時間 [EFPY]	48	38.94	運転実績・計画の 反映
炉心内発生 線源強度	均一分布	相対出力分布	精緻化

2.4.4 2相ステンレス鋼の熱時効における経年劣化傾向の評価

2相ステンレス鋼の熱時効の評価において、PLM30では、2相ステンレス鋼を使用している原子炉再循環ポンプケーシングや羽根車及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱、弁蓋等は通常運転時の使用温度が約280℃程度であり、熱時効が問題となる高温の約290℃にはならないため、定量評価を実施していない。

PLM40では、熱時効の評価対象機器・部位については、実施基準のC.5（2相ステンレス鋼の熱時効）C.5.2（評価対象）を基に、以下の条件を含んだ部位を評価対象部位として抽出した。

- 使用材料がステンレス鋼（2相ステンレス鋼）
- 使用温度が250℃以上
- 亀裂の原因となる劣化事象の発生が想定される部位

具体的には、熱時効による靱性低下及び機器の健全性に影響を及ぼすフェライト量及び発生応力の多寡の観点で代表機器・部位を選定した結果、原子炉再循環ポンプ、原子炉再循環ポンプ入口弁を熱時効の代表機器・部位とし、破壊力学的手法による延性亀裂進展評価及び亀裂安定性評価を実施した。

2.4.5 電気・計装品の絶縁低下における経年劣化傾向の評価

電気・計装品の絶縁特性低下の評価結果について PLM30 と PLM40 を比較し、差異が生じている理由について検討した。

ケーブルの PLM40 の評価では、電気学会技術報告（Ⅱ部）「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」を基に重大事故等時の評価を踏まえた健全性確認を行うとともに設計基準事故時における健全性評価においては、PLM30 以降に出された「原子力発電所のケーブル劣化評価ガイド（JNES-RE-2013-2049）」に基づいた評価もあわせて行った。

原子炉格納容器内に敷設されているケーブル、設置されている機器については、「原子炉格納容器内の安全機能を有するケーブルの布設環境等の調査の実施について（平成 19 年 10 月 30 日付け，平成 19・07・30 原院第 5 号）」に基づいて得られた環境温度を用いて評価した。

新知見等の反映等で PLM30 にて評価した評価期間よりも短くなったケーブルは、得られた評価期間を迎える前に長期健全性試験にて確認された同等のケーブルに取替えることで 60 年の運転期間健全性は維持できると評価する。

電気・計装品の絶縁特性低下における PLM30 と PLM40 の評価結果の相違を表 2.4.5 に示す。

表2.4.5(1/8) 電気・計装品の絶縁特性低下におけるPLM30とPLM40の評価結果の相違について

設備	機器名称	30年目評価結果	40年目評価結果	相違の主な理由
高圧ケーブル	CVケーブル	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている同仕様ケーブルにて、電気学会推奨案**に基づく健全性評価により、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	—	<ul style="list-style-type: none"> 新規制基準対応の防火対策により、東海第二発電所に敷設している高圧ケーブルは、難燃CVケーブルへ全数引替えるため、40年時の評価は不要となった。
	難燃CVケーブル	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されているケーブルと同じ絶縁体を有するケーブルにて、電気学会推奨案**に基づく健全性評価により、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されているケーブルの同等品を用いて、電気学会推奨案**に基づく健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等時の条件による評価を追加。
低圧ケーブル	CNケーブル	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている異なる製造メーカーのCVケーブルにて、電気学会推奨案**に基づく健全性の確認を行い、約50年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内で使用されているCNケーブルについては、難燃PNケーブルへ全数引替えるため、40年時の評価は不要となった。
	CVケーブル	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている異なる製造メーカーのCVケーブルにて、電気学会推奨案**に基づく健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている異なる製造メーカーのCVケーブルにて、電気学会推奨案**に基づく健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 東海第二発電所で使用されているケーブルの同等品を用いて、ACAガイド**に取りまとめられている経年劣化手法にて、健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 30年目の評価に用いた電気学会推奨案**による評価に加え、ACAガイド**に基づいた評価を追加。 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等時の条件による評価を追加。

* ACAガイド:原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド (JNES-RE-2013-2049)

** 電気学会推奨案:電気学会技術報告 (II部) 「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼試験方法に関する推奨案」

表2.4.5 (2/8) 電気・計装品の絶縁特性低下におけるPLM30とPLM40の評価結果の相違について

設備	機器名称	30年目評価結果	40年目評価結果	相違の主な理由
低圧ケーブル	難燃CVケーブル	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている同仕様のケーブルにて、電気学会推奨案**に基づく健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されているケーブルの同等品を用いて、電気学会推奨案**に基づく健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 東海第二発電所で使用されているケーブルの同等品を用いて、ACAガイド**に取りまとめられている経年劣化手法にて、健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 30年目の評価に用いた電気学会推奨案**による評価に加え、ACAガイド**に基づいた評価を追加。 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等時の条件による評価を追加。
	RGBケーブル	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されているケーブルと異なる製造メーカーのRGBケーブルにて、電気学会推奨案**に基づく健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されているケーブルの同等品を用いて、電気学会推奨案**に基づく健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 東海第二発電所で使用されているケーブルの同等品を用いて、ACAガイド**に取りまとめられている経年劣化手法にて、健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 30年目の評価に用いた電気学会推奨案**による評価に加え、ACAガイド**に基づいた評価を追加。
	難燃PNケーブル	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている同仕様のケーブルにて、電気学会推奨案**に基づく健全性の確認により、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されているケーブルの同等品を用いて、電気学会推奨案**をもとに健全性の確認を行い、30年間(制御用は15年間)、原子炉格納容器内に敷設されている一部ケーブルについては、実機環境温度毎に評価した期間内には、ケーブルの取替を実施することで、絶縁性能を維持できると評価。(重大事故等を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等時の条件による評価を追加。

* ACAガイド:原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド (JNES-RE-2013-2049)

** 電気学会推奨案:電気学会技術報告 (II部) 「原子力発電所ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼試験方法に関する推奨案」

表2.4.5 (3/8) 電気・計装品の絶縁特性低下におけるPLM30とPLM40の評価結果の相違について

設備	機器名称	30年目評価結果	40年目評価結果	相違の主な理由
低圧ケーブル	難燃PNケーブル		<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されているケーブルの同等品を用いて、ACAガイド**に取りまらめられている経年劣化手法にて、健全性の確認を行い、28年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 30年目の評価に用いた電気学会推奨案**による評価に加え、ACAガイド**に基づいた評価を追加。
同軸ケーブル	難燃一重同軸ケーブル (絶縁体が架橋ポリエチレン)	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されているケーブルと絶縁体仕様が類似するケーブルにて、電気学会推奨案**に基づく健全性の確認により、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されているケーブルの同等品を用いて、電気学会推奨案**に基づく健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 東海第二発電所で使用されているケーブルの同等品を用いて、ACAガイド**に取りまらめられている経年劣化手法にて、30年間の健全性の確認を行った。なお、当該ケーブルは2009年(運転開始後31年)に取替を実施しており、これを考慮すると運転開始から60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 30年目の評価に用いた電気学会推奨案**による評価に加え、ACAガイド**に基づいた評価を追加。 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等時の条件による評価を追加。
	難燃一重同軸ケーブル (絶縁体が耐放射線性架橋ポリエチレン)	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されているケーブルと絶縁体仕様が類似するケーブルにて、電気学会推奨案**に基づく健全性の確認により、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	—	<ul style="list-style-type: none"> 30年目の評価後に難燃一重同軸ケーブル(絶縁体が耐放射線性架橋ポリエチレン)から難燃一重同軸ケーブル(絶縁体が架橋ポリエチレン)に取替を実施したため、40年目の評価は不要となった。

* ACAガイド:原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド (JNES-RE-2013-2049)

** 電気学会推奨案:電気学会技術報告 (II部) 「原子力発電所ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼試験方法に関する推奨案」

表2.4.5 (4/8) 電気・計装品の絶縁特性低下におけるPLM30とPLM40の評価結果の相違について

設備	機器名称	30年目評価結果	40年目評価結果	相違の主な理由
同軸ケーブル	難燃一重同軸ケーブル (絶縁体が架橋ポリオレフィン)	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されているケーブルと絶縁体仕様が類似するケーブルにて、電気学会推奨案**に基づき健全性の確認により、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されているケーブルの同等品を用いて、電気学会推奨案**に基づき健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 東海第二発電所で37年間使用した当該ケーブルを供試体として、ACAガイド*に取りまめられている経年劣化手法にて、23年間の健全性の確認を行った。これを考慮すると運転開始から60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 30年目の評価に用いた電気学会推奨案**による評価に加え、ACAガイド*に基づいた評価を追加。 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等時の条件による評価を追加。
	難燃三重同軸ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている同仕様のケーブルにて、電気学会推奨案**に基づき健全性の確認により、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されているケーブルの同等品を用いて、電気学会推奨案**に基づき健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 東海第二発電所で37年間使用した絶縁体仕様が類似するケーブルを供試体として、ACAガイド*に取りまめられている経年劣化手法にて、23年間の健全性の確認を行った。これを考慮すると運転開始から60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 30年目の評価に用いた電気学会推奨案**による評価に加え、ACAガイド*に基づいた評価を追加。 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等時の条件による評価を追加。

* ACAガイド:原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド (JNES-RE-2013-2049)

** 電気学会推奨案・電気学会技術報告 (II部) 「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼試験方法に関する推奨案」

表2.4.5 (5/8) 電気・計装品の絶縁特性低下におけるPLM30とPLM40の評価結果の相違について

設備	機器名称	30年目評価結果	40年目評価結果	相違の主な理由
同軸ケーブル	難燃二重回軸ケーブル		<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で設置を予定しているケーブルにて、電気学会推奨案**に基づく健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 東海第二発電所で設置を予定しているケーブルと同じ絶縁体を有するケーブルにて、ACAガイド**に取りまとめられている経年劣化手法にて、健全性の確認を行い、60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 電気学会推奨案**による評価に加え、ACAガイド**に基づいた評価を実施。 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等時の条件による評価を実施。 重大事故等対処設備に属する機器として設置予定のため、40年目評価を実施。
	難燃六重回軸ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている同仕様のケーブルにて、電気学会推奨案**に基づく健全性の確認により、約31年間の絶縁性能を維持できると評価でき、難燃六重回軸ケーブルは、運転開始後21年に取替を実施しており、これを考慮すると運転開始から52年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されているケーブルの同等品を用いて、電気学会推奨案**に基づく41年間の健全性の確認を行った。なお、当該ケーブルは1999年(運転開始後21年)に取替を実施しており、これを考慮すると運転開始から60年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 東海第二発電所で使用されているケーブルと絶縁体仕様が類似するケーブルにて、ACAガイド**に取りまとめられている経年劣化手法にて、30年間の健全性の確認を行った。なお、当該ケーブルは1999年(運転開始後21年)に取替を実施しており、これを考慮すると運転開始から51年間の絶縁性能を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 30年目の評価に用いた電気学会推奨案**による評価に加え、ACAガイド**に基づいた評価を追加。 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等時の条件による評価を追加。

* ACAガイド:原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド (JNES-RE-2013-2049)

** 電気学会推奨案:電気学会技術報告 (II部) 「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」

表2.4.5 (6/8) 電気・計装品の絶縁特性低下におけるPLM30とPLM40の評価結果の相違について

設備	機器名称	30年目評価結果	40年目評価結果	相違の主な理由
電気ペネトレーション	低圧電気ペネトレーション	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている海外製電気ペネトレーションと基本構造、材料がほぼ同一である国産電気ペネトレーションの長期健全性試験データを用いて、60年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用している国産電気ペネトレーションの長期健全性試験データと温度解析で得られたデータを用いて、60年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 健全性評価にあたっては、長期健全性試験による設計基準事故時の評価に加え、温度解析により得られた評価部位の温度をもとに重大事故等時における健全性評価を実施。
ポンプモータ	高圧ポンプモータ	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている実機同等品による長期健全性試験の結果、60年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている高圧ポンプモータの同等品を用いた長期健全性試験結果から、60年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等時の条件による評価を追加。
電動弁駆動部	電動弁モータ	<p>[原子炉格納容器内]</p> <ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている実機同等品による長期健全性試験の結果、40年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故を想定) <p>[原子炉格納容器外]</p> <ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている実機同等品による長期健全性試験の結果、40年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<p>[原子炉格納容器内]</p> <ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている電動弁モータの同等品を用いた長期健全性試験の結果から、60年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) <p>[原子炉格納容器外]</p> <ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所の原子炉建屋で使用されている電動弁モータは、原子炉建屋で38年間実機使用した電動弁モータに22年分の劣化付与を行った長期健全性試験を行い、60年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) <p>[原子炉格納容器外]</p> <ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所の主蒸気トンネル室で使用されている電動弁モータは、原子炉建屋で38年間実機使用した電動弁モータに22年分の劣化付与を行った長期健全性試験を行い、50年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 60年相当の条件による長期健全性試験を実施。 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等時の条件による評価を追加。

表2.4.5 (7/8) 電気・計装品の絶縁特性低下におけるPLM30とPLM40の評価結果の相違について

設備	機器名称	30年目評価結果	40年目評価結果	相違の主な理由
ケーブル接続部	端子台接続	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所の原子炉格納容器内で使用されている端子台の実機相当品による長期健全性試験, UL規格による熟劣化評価を実施し, 40年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所の原子炉格納容器内で使用されている端子台は, 原子炉格納容器内で38年間実機使用した端子台を供試体に長期健全性試験を行い, 38年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 健全性評価にあたって, 実機同等品を供試体に用いた長期健全性試験を実施。 設計基準事故時の評価に加え, 重大事故等の条件による評価を追加。
	電動弁コネクタ	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所の原子炉格納容器内で使用されている実機同等品による長期健全性試験の結果, 43年間の絶縁を維持できると評価。電動弁コネクタは運転開始18年目に設置しており, 長期健全性試験で確認の取れている43年間を加えると, 運転開始後60年間絶縁を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所の原子炉格納容器外で使用されている端子台は, 原子炉格納容器外で12年間実機使用した端子台に48年分の劣化付与を行った長期健全性試験を行い, 60年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故時の評価に加え, 重大事故等の条件による評価を追加。
	高圧ケーブル中間接続 低圧ケーブル中間接続	<p>高圧ケーブル中間接続部及び低圧ケーブル中間接続は, 絶縁物の劣化により絶縁低下を起す可能性があるが, 当該機器は, 長期間の使用を想定した設計となっており, 絶縁低下の可能性は低いと考え</p>	<p>—</p>	<ul style="list-style-type: none"> 高圧ケーブル中間接続部及び低圧ケーブル中間接続が設置されているケーブルは, 今停止期間中に引替えられるため, 40年時の中間接続の評価は不要となった。

表2.4.5 (8/8) 電気・計装品の絶縁特性低下におけるPLM30とPLM40の評価結果の相違について

設備	機器名称	30年目評価結果	40年目評価結果	相違の主な理由
ケーブル接続部	同軸コネクタ (中性子東計測用) (絶縁部がポリエーテルエーテルケトン)	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている実機相当品による健全性評価試験の結果、48年間の絶縁を維持できると評価でき、同軸コネクタ (絶縁部がポリエーテルエーテルケトン) は、運転開始後21年に取替を実施しており、これを考慮すると運転開始から60年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている同軸コネクタの同等品を用いた健全性評価試験の結果、60年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 健全性評価にあたって、実機同等品を供試体に用いて健全性評価を実施。 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等の条件による評価を追加。
	同軸コネクタ (中性子東計測用) (絶縁部がテフロン)	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている実機相当品による健全性評価試験の結果及び文献データを用いた健全性評価により、60年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている同軸コネクタの同等品を用いた健全性評価試験の結果、60年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 健全性評価にあたって、実機同等品を供試体に用いて健全性評価を実施。 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等の条件による評価を追加。
	同軸コネクタ (中性子東計測用) (絶縁部が架橋ポリスチレン)	—	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている同軸コネクタの同等品を用いた健全性評価試験の結果、60年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 健全性評価にあたって、実機同等品を供試体に用いて健全性評価を実施。 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等の条件による評価を追加。 当該仕様の同軸コネクタに交換予定のため、40年目評価を追加。
	同軸コネクタ (放射線計測用) (絶縁部が架橋ポリスチレン)	—	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている同軸コネクタの同等品を用いた健全性評価試験の結果、6年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 健全性評価にあたって、実機同等品を供試体に用いて健全性評価を実施。 設計基準事故時の評価に加え、重大事故等の条件による評価を追加。 重大事故等対処設備に属する機器として設置予定のため、40年目評価を追加。
	スプライス接続	—	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二発電所で使用されている原子炉格納容器内、外に使用されているスプライス接続の同等品を用いた長期健全性試験の結果、60年間の絶縁を維持できると評価。(設計基準事故と重大事故等を想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 30年時のスプライス接続の評価は、電気ベネトレーションに含めて評価を実施。 スプライス接続として個別に設計基準事故時及び重大事故等時の評価を実施

2.4.6 コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下における経年劣化傾向の評価

コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下の評価において、PLM30とPLM40を比較し、相違が生じている理由について検討した。

コンクリート構造物における経年劣化傾向の比較を表 2.4.6-1 に示す。熱及び放射線照射以外の劣化要因については、特別点検結果の反映により評価点に違いはあるが、点検方法及び評価方法に相違はない。

また、劣化事象を生じる可能性がある要因については、いずれも劣化事象が生じない、又は生じているが軽微(運転開始後60年時点での評価値がしきい値以下)であり、評価結果に相違はなかったことから、30年目の評価が有効であったと判断する。

また、現状保全として定期的(1回/年)な目視点検によりひび割れ等の補修が必要となる損傷が確認された場合、即時補修が必要なものを除き、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、実施しており、現状の保全方法は有効であると判断する。

表 2. 4. 6-1(1/2) コンクリート構造物における経年劣化傾向の比較

分類	要因	30年目評価	40年目評価	相違の主な理由
強度低下	熱	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器支持脚部と原子炉圧力容器ベデスタルとの接触面周辺の最高温度は、52.8℃であり、温度制限値を下回っており影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器支持脚部と原子炉圧力容器ベデスタルとの接触面の周辺温度の実測による最高温度は、約55℃以下である。また、ガンマ線による熟発生分布を考慮した結果、約64℃以下であり、温度制限値を下回っており影響はない。ただし、震災時に温度制限値を超えた可能性があるため、影響評価を行い、震災による影響はないことを確認した。 	<ul style="list-style-type: none"> ガンマ線による熟発生温度分布を考慮した。 40年目評価では、震災時にコンクリート温度制限値を超えた可能性があるため、影響評価を行った。
	放射線照射	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器ベデスタルにおける運転開始後60年時点で予想される中性子照射量 (E>0.1MeV) は、5.05×10^{15} n/cm²であり、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を下回っており影響はない。 一次遮蔽壁における運転開始後60年時点で予想されるガンマ線照射量は、6.98×10^4 Gy (6.98×10⁶ rad) であり、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を下回っており影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器ベデスタルにおける運転開始後60年時点で予想される中性子照射量 (E>0.1MeV) は、4.10×10^{15} n/cm²であり、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を下回っており影響はない。 一次遮蔽壁における運転開始後60年時点で予想されるガンマ線照射量は、7.80×10^4 Gy (7.80×10⁶ rad) であり、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を下回っており影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 運転実績及び計画の見直しによるEPFYの相違 30年目評価：48EPFY 40年目評価：38.94EPFY 30年目の評価点は、建設時工認の評価点を用いていたが、40年目の評価点はガンマ線照射量が最大となる点に変更した。
	中性化	<ul style="list-style-type: none"> 運転開始後60年時点の中性化深さ (下記) は、鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さ (下記の []内) を下回っている。 < 廃棄物処理棟 (屋内最大値) > 3.7 cm以下 [5 cm] < タービン建屋外壁 (屋外最大値) > 2.2 cm以下 [3 cm] 	<ul style="list-style-type: none"> 運転開始後60年時点の中性化深さ (下記) は、鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さ (下記の []内) を下回っている。 < タービン建屋 (屋内最大値) > 5.0 cm以下 [6.0 cm] < 取水構造物 (気中帯) (屋外最大値) > 1.6 cm以下 [6.4 cm] 	<ul style="list-style-type: none"> 特定点検の結果を踏まえ、環境条件の厳しい評価点を再選定した。

表 2. 4. 6-1(2/2) コンクリート構造物における経年劣化傾向の比較

分類	要因	30年目評価	40年目評価	相違の主な理由
強度低下	塩分浸透	<ul style="list-style-type: none"> ・運転開始後60年時点の鉄筋腐食減量(下記)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腐食減量(下記の[]内)を下回っている。 <取水構造物(気中帯) > $6.3 \times 10^{-4} \text{ g/cm}^2$ $[66.2 \times 10^{-4} \text{ g/cm}^2]$ <取水構造物(干満帯) > $17.7 \times 10^{-4} \text{ g/cm}^2$ $[67.7 \times 10^{-4} \text{ g/cm}^2]$ <取水構造物(海中帯) > $1.3 \times 10^{-4} \text{ g/cm}^2$ $[64.5 \times 10^{-4} \text{ g/cm}^2]$ 	<ul style="list-style-type: none"> ・運転開始後60年時点の鉄筋腐食減量(下記)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腐食減量(下記[]内)を下回っている。 <取水構造物(気中帯) > $3.4 \times 10^{-4} \text{ g/cm}^2$ $[62.3 \times 10^{-4} \text{ g/cm}^2]$ <取水構造物(干満帯) > $18.1 \times 10^{-4} \text{ g/cm}^2$ $[67.7 \times 10^{-4} \text{ g/cm}^2]$ <取水構造物(海中帯) > $1.1 \times 10^{-4} \text{ g/cm}^2$ $[62.3 \times 10^{-4} \text{ g/cm}^2]$ 	<ul style="list-style-type: none"> ・気中帯について、特別点検の結果を踏まえ、環境条件の厳しい評価点を再選定した。
	機械振動	<ul style="list-style-type: none"> ・大きな振動を受けるタービン発電機架台のこれまでの目視点検において、機械の異常振動や定着部周辺コンクリートの表面の有害なひび割れ等はない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・大きな振動を受けるタービン発電機架台のこれまでの目視点検において、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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・相違なし。
遮蔽能力低下	熱	<ul style="list-style-type: none"> ・ガンマ線遮蔽壁炉心領域部周辺の最高温度は、55.4℃であり、温度制限値を下回っており影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ガンマ線遮蔽壁炉心側の周辺温度の実測による最高温度は、約55℃以下である。また、ガンマ線による熱発生温度分布を考慮した結果、約64℃以下であり、温度制限値を下回っており影響はない。ただし、震災時に温度制限値を超えた可能性があるため、影響評価を行い、震災による影響はないことを確認した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ガンマ線による熱発生温度分布を考慮した。 ・40年目評価では、震災時にコンクリート温度制限値を超えた可能性があるため、影響評価を行った。

2.4.7 長期保守管理方針の有効性評価

[電気ペネトレーション]

長期保守管理方針に基づき、当該品の海外製電気ペネトレーションを用いた長期健全性評価試験を実施したところ、30年 PLM 評価時の代替評価結果を満たす結果を得ることができなかつたため、長期健全性評価データを有している国内製電気ペネトレーションに取替えることとした。

30年 PLM 評価時の代替評価結果を満たす結果を得ることができなかつた原因としては、30年評価時以降に得られた新知見を保守的に反映したため、30年時の試験条件よりも厳しい条件となったことが可能性として考えられる。

長期保守管理方針として実機での試験を実施することで、重大事故等時にも耐えるデータを持つ国内電気ペネトレーションに取替えることとしたため、長期保守管理方針は有効であったと判断する。

[測温抵抗体式温度検出器]

長期保守管理方針に基づき、同型式品である測温抵抗体式温度検出器を用いて健全性評価試験を実施したところ、30年 PLM 評価時の代替評価結果を満たす結果を得ることができなかつた。

30年 PLM 評価時の代替評価結果を満たす結果を得ることができなかつた原因としては、30年評価時以降に得られた新知見を保守的に反映したため、30年時の試験条件よりも厳しい条件となったことが可能性として考えられる。

長期保守管理方針として実機での試験を実施することで、重大事故等時にも耐えるデータを持つ測温抵抗体式温度検出器に取替えることとしたため、長期保守管理方針は有効であったと判断する。

2.5 震災影響評価

2.5.1 評価方針

東海第二発電所は、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震の影響（地震・津波）を受けたプラントであるため、震災の状況と復旧状況を踏まえ、震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象について検討する。

また、長期停止することで使用環境が変化し進展が考えられる事象について、検討する。

2.5.2 震災の状況

震災による影響の概要を以下に示す。

- ①津波による影響：取水口ポンプ室内の一部及び同ポンプ室外の設備が水没し機能喪失に至った。
- ②地震による影響：当時の基準地震動 S_s に耐震設計上重要な設備の固有周期を含むほとんどの周期帯で包絡されており、Sクラス設備について影響のないことを確認した。更に耐震壁の応答評価、耐震安全上重要な施設の地震時における構造強度評価及び動的機能維持評価を実施した。評価結果の概要は、原子炉建屋の耐震壁評価及び機器・配管系の構造評価の結果は弾性範囲以下であった。また、制御棒の地震時挿入性動的機能維持評価結果は、試験により挿入性が確認された相対変位以下であった。
- ③その他の影響：原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水、主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力容器の圧力制御を継続するため、サブプレッション・プールの冷却を継続した。このため、原子炉格納容器内の温度は最高使用温度以内であった。

震災時の原子炉格納容器内の圧力・温度の概要を下表に示す。

	ドライウェル圧力	ドライウェル温度	サブプレッション・プール温度
震災前	約 3 kPa	約 45 °C (コンクリート周り) 約 40 °C ^{※1} (格納容器上部)	約 22 °C
震災時	約 12 kPa	約 62 °C (コンクリート周り) 約 100 °C ^{※1} (格納容器上部) 約 144 °C ^{※2} (格納容器頂部)	約 55 °C
設計値	310 kPa	171 °C	104.5 °C

※1：電線管温度

※2：圧力容器ベローシール部周辺温度

2.5.3 震災復旧状況

地震及び津波襲来後、プラントのウォークダウン等により震災影響の状況を確認し、必要に応じ詳細点検（分解・開放点検）等を行い健全性の確認を実施した。

津波の影響を受けた設備については、計画的に点検、補修及び取替を実施し、設備の健全性を確認している。

具体的な健全性評価を行っている内容（機器、部位、劣化事象、確認結果等）について表 2.5-1 に示す。

地震による影響としては、耐震 S クラス機器について地震による機器への影響がないことを確認している。また耐震 B・C クラス機器については一部損傷を確認したが、補修を実施し健全性を確認している。

表 2.5-1(1/2) 東海第二発電所 震災時の直接影響を受けた機器リスト

評価書 大分類	評価書 小分類	機器名称	部位	代表 機器	劣化事象	健全性評価 (取替, 補修, 点検等)	結果 良・否
ポンプ	ターボポンプ	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ (2C)	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表	アブレシブ摩耗	補修	良
ポンプ	ターボポンプ	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ (2C)	主軸	代表	孔食, 隙間腐食	補修	良
ポンプ	ターボポンプ	残留熱除去系海水ポンプ (A, C)	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表	アブレシブ摩耗	補修	良
ポンプ	ターボポンプ	残留熱除去系海水ポンプ (A, C)	主軸	代表	孔食, 隙間腐食	補修	良
ポンプ	ターボポンプ	補機冷却系海水ポンプ (A, C)	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表	アブレシブ摩耗	補修	良
ポンプ	ターボポンプ	補機冷却系海水ポンプ (A, C)	主軸	代表	孔食, 隙間腐食	補修	良
ポンプ	ターボポンプ	洗浄水ポンプ	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表 以外	アブレシブ摩耗	補修	良
ポンプ	ターボポンプ	洗浄水ポンプ	主軸	代表 以外	孔食, 隙間腐食	補修	良
ポンプ	ターボポンプ	海水電解装置ポンプ	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表 以外	アブレシブ摩耗	補修	良
ポンプ	ターボポンプ	海水電解装置ポンプ	主軸	代表 以外	孔食, 隙間腐食	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ電動機 (2C)	絶縁体	代表	絶縁特性低下	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ電動機 (2C)	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表	全面腐食	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	残留熱除去系海水ポンプ・電動機 (A, C)	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	残留熱除去系海水ポンプ・電動機 (A, C)	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表 以外	全面腐食	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	補機冷却系海水ポンプ・電動機 (A, C)	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	補機冷却系海水ポンプ電動機 (A, C)	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表 以外	全面腐食	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	洗浄水ポンプ・電動機	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	洗浄水ポンプ・電動機	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表 以外	全面腐食	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	海水電解装置ポンプ・電動機	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	海水電解装置ポンプ・電動機	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表 以外	全面腐食	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	トラベリングスクリーン・電動機	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表 以外	全面腐食	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	トラベリングスクリーン・電動機	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	補修	良
ケーブル	高圧ケーブル	高圧難燃 CV ケーブル	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	取替	良
ケーブル	低圧ケーブル	難燃 CV ケーブル	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	取替	良
ケーブル	ケーブルトレイ, 電線管	ケーブルトレイ, 電線管, サポート等	鋼材	代表 以外	全面腐食	取替	良
ケーブル	ケーブル接続部	端子台接続	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	取替	良
ケーブル	ケーブル接続部	端子接続	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	取替	良
電源及び電気設備	低圧閉鎖配電盤	PC (2B-4)	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	取替	良
電源及び電気設備	コントロールセンタ	MCC (2B-4-1, 2, 3)	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	取替	良
計測制御設備	制御盤	海水電解装置現場制御盤	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	取替	良

表 2.5-1 (2/2) 東海第二発電所 震災時の直接影響を受けた機器リスト

評価書 大分類	評価書 小分類	機器名称	部位	代表 機器	劣化事象	健全性評価 (取替, 補修, 点検等)	結果 良・否
計測制御設備	制御盤	循環水ポンプ潤滑水流量監視盤	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	取替	良
計測制御設備	制御盤	循環水ポンプ補助リレー盤	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	取替	良
計測制御設備	制御盤	除塵装置制御盤	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	取替	良
計測制御設備	計測装置	圧力計測装置	圧力伝送器	代表 以外	特性変化	洗浄・目視確認	良
計測制御設備	計測装置	計器架台	サポート, ベースプレート, 取付ボルト, ナット	代表 以外	全面腐食	洗浄・目視確認	良
計測制御設備	計測装置	取付ボルト	取付ボルト	代表 以外	全面腐食	洗浄・目視確認	良

2.5.4 震災影響評価

(1) 震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象

震災により、高経年化技術評価にて前提にしている使用環境から乖離し、経年劣化事象の発生状況に影響するもの及び従来の高経年化技術評価よりも経年劣化の進展が考えられるものについては、特別な保全計画及び通常の保全により今後も健全性を確認していく。

① 津波による影響

機器の腐食、動的機器のアブレイブ摩耗、電気・計装品の絶縁特性低下、コンクリートの強度低下があげられるが、機器の分解点検、コンクリートのコアサンプルによる評価の他に必要に応じて補修、洗浄、取替等により健全性を確認している。

(出典；日本原子力発電(株)地震により発生した津波の再現計算等による東海第二発電所に到達した津波の詳細な分析による評価結果(平成23年7月8日)、日本原子力発電(株)非常用ディーゼル発電機2C用海水ポンプの自動停止について(平成23年9月2日))

② 地震による影響

地震による荷重の作用により損傷、疲労の蓄積があげられるが、一部損傷を確認した耐震B,Cクラスの機器については補修により健全性を確認している。

耐震Sクラス設備については、当時の基準地震動 S_s に耐震設計上重要な設備の固有周期を含むほとんどの周期帯で包絡されており、影響のないことを確認した。更に耐震壁の応答評価、耐震安全上重要な施設の地震時における構造強度評価及び動的機能維持評価を実施し、原子炉建屋の耐震壁評価及び機器・配管系の構造評価の結果は弾性範囲以下であることを確認した。また、制御棒の地震時挿入性動的機能維持評価結果は、試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認した。

これらより地震による影響は軽微であると考え、念のため地震による疲労の影響を確認する。

(出典；日本原子力発電(株)東海第二発電所における東北地方太平洋沖地震の揺れが耐震安全上重要な施設に与えた影響の評価結果(平成23年9月29日)、日本原子力発電(株)東海第二発電所に関する耐震安全性評価報告書の再点検結果(平成23年12月9日))

③ その他の影響（原子炉格納容器内温度上昇）

温度上昇によるコンクリート構造物の強度低下及び遮へい能力低下，電気・制御品の絶縁特性低下があげられる。温度上昇（格納容器上部電線管温度約100℃，格納容器頂部圧力容器ベローシール部周辺温度約144℃）を考慮しても原子炉格納容器の最高使用温度以下であり，短期間であるため，影響は軽微であると考え。念のためコンクリートの強度低下及び遮へい能力低下，電気・制御品の絶縁特性低下の評価に及ぼす影響について確認する。

(2) 長期停止することで使用環境が変化し進展が考えられる事象

通常停止している機器の長期間運転による劣化（摩耗，絶縁特性低下）があげられるが，特別な保全計画により点検周期を見直している。

<まとめ>

東北地方太平洋沖地震の影響を考慮した疲労評価を行い，耐震安全性評価の補足説明資料に内容を記載する。また，格納容器の温度上昇の影響を受けた機器は，コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下，電気・制御品の絶縁特性低下の評価に及ぼす影響について評価を行い，各事象の補足説明資料に内容を記載する。

さらに，震災の影響を受けた機器及び使用環境が変化し劣化の進展が大きくなる機器について特別な保全計画の点検周期の見直しを実施している。今後も保安規定に基づき，特別な保全計画に基づく点検等を継続的に実施することにより，健全性を確認していく。

2.6 保安全管理活動

(1) 劣化事象に関する保安全管理の実施状況及び保全の有効性評価の実施状況

劣化事象に関する保安全管理の実施状況については、別紙1に示す。

保全の有効性評価については、定期的な評価のインプット情報の一つである「c. トラブル等の運転経験」を用い、東海第二発電所で経験したトラブル(不適合)を基に保全の有効性評価が実施されていることを確認し、これにより東海第二発電所の保全活動は、継続的な改善につながる活動を行っているといえる。

1) トラブル情報^{※1}(不適合情報)の抽出

劣化状況評価書で追加する評価のうち、②保全実績の評価に用いた30年目の高経年化技術評価以降の約10年間の保全実績情報リストを基に、経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じたと考えられる「トラブル情報」を抽出する。

抽出結果:①主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について
②残留熱除去系海水系配管の減肉について(外面腐食)
③原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について

上記の3件のうち、①事例を一例として保全の有効性評価の実施状況を確認した。

※1:NUCIA(原子力施設情報公開ライブラリー)にて、法令に基づき国への報告が必要となる情報として区分される情報。

2) インプット情報

a. トラブル事例の基本情報(NUCIA)

通 番	10544	報 告 書 番 号	2C09—原電—T009
情 報 区 分	トラブル情報	報 告 書 状 態	最終報告
事象発生日時	2009年07月17日19時00分	事象発生日時(補足)	原子炉停止を判断
会 社 名	日本原子力発電株式会社	発 電 所	東海第二発電所
件 名	主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について		

b. 事象発生時の状況

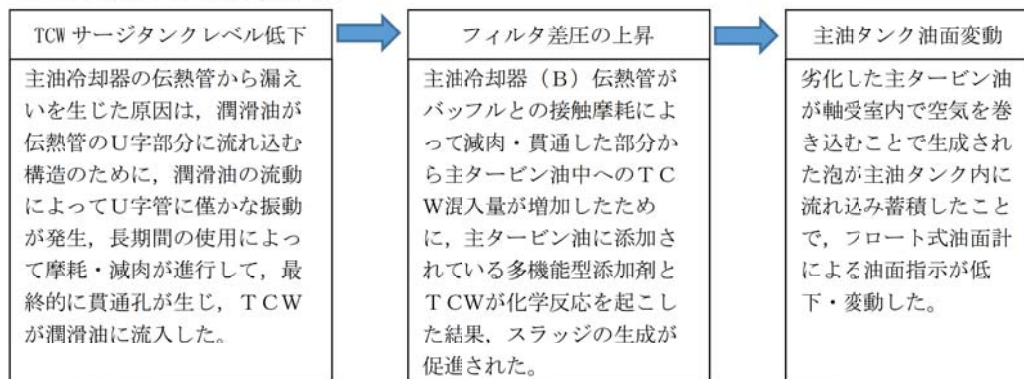
主タービン潤滑油タンク(以下、「主油タンク」という)の油面異常を示す警報が発報したため、主油タンク現場を確認したところ、フロート式油面計の指示が低下していたことから、油漏えいが発生していないことを各現場にて確認すると

ともに、主タービン油関連機器に関連するパラメータに異常の無いことを確認した上で、主油タンクの油面調整操作を行った。

以降も、主油タンクの油面変動が継続するとともに、仮設の静電浄油機による浄化を実施するための準備作業で主油タンク上部のマンホールを開放したところ、可視範囲内の油面上が泡で覆われていることを確認した。さらに、主油タンクの油面が徐々に低下し油面調整操作の頻度が増加し油面維持が困難となったこと、これ以上悪化すると関連機器への影響が懸念されたことから、原子炉を停止することを決定した。

c. 事象の原因

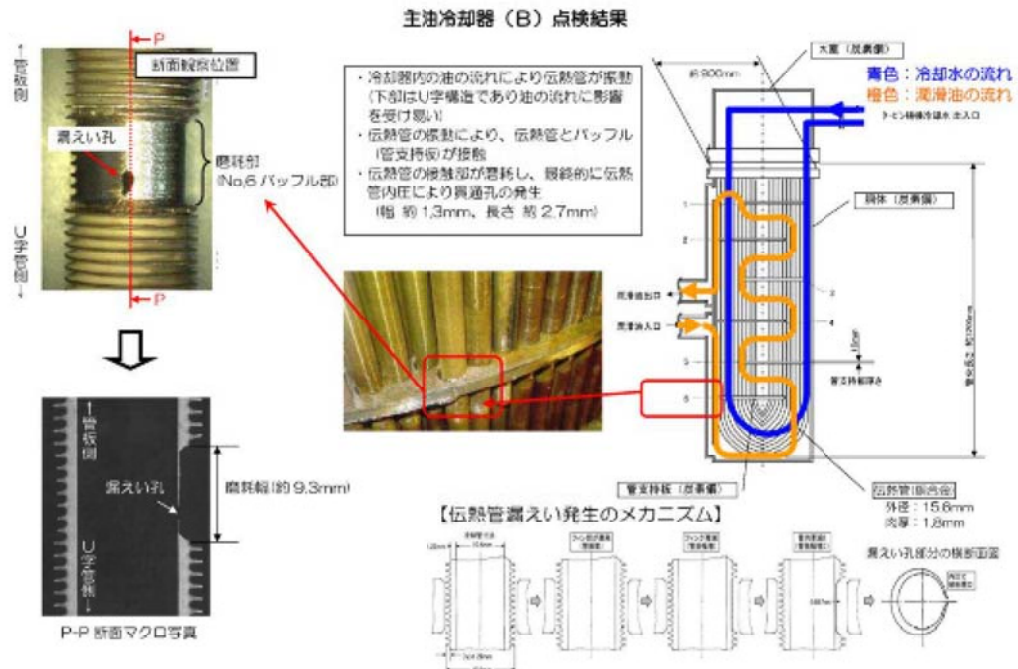
今回主タービン油系で確認された主油タンク油面変動に至る一連の原因は、下記のとおりと考えられる。



TCW サージタンクレベル低下
主油冷却器の伝熱管から漏えいを生じた原因は、潤滑油が伝熱管のU字部分に流れ込む構造のために、潤滑油の流動によってU字管に僅かな振動が発生、長期間の使用によって摩耗・減肉が進行して、最終的に貫通孔が生じ、TCWが潤滑油に流入した。

フィルタ差圧の上昇
主油冷却器 (B) 伝熱管がバップルとの接触摩耗によって減肉・貫通した部分から主タービン油中へのTCW混入量が増加したために、主タービン油に添加されている多機能型添加剤とTCWが化学反応を起こした結果、スラッジの生成が促進された。

主油タンク油面変動
劣化した主タービン油が軸受室内で空気を巻き込むことで生成された泡が主油タンク内に流れ込み蓄積したことで、フロート式油面計による油面指示が低下・変動した。



d. 問題点

本事象の直接的な要因としては、主油冷却器の伝熱管に対する摩耗・減肉の劣化モードを想定していたものの、劣化の進展を把握せず開放点検及び渦流探傷検査を必要時に実施することとしていた保守管理上の不備、また間接的に当該冷却

器の定期的な切替が実施されなかったことによる運転計画の不備、兆候事象に対する機器故障判断の遅れが潜在していた。

3) 保全の有効性評価の実施

保全の有効性評価の結果により保全に反映した事項※

系統・機器名			主油タンク冷却器
保全計画への反映内容	点検計画の保全方式又は点検内容の変更	項目	開放点検 (ECT)
		変更前	AR
		変更後	52M
評価	インプット情報の項目		東海第二発電所のトラブル及び不適合
	事象の概要		冷却器伝熱に損傷が生じた。
	評価内容		当該冷却器の伝熱管 ECT についてはこれまで、必要時 (AR) に点検を計画していたが、運転中に伝熱管の漏えいが発生したことから、開放点検を定期的 (52M) に実施することとした。

※第 25 回施設定期検査変更申請書 (発室発第 88 号 平成 27 年 7 月 9 日) <抜粋>

4) 保全計画等への反映・改善事項

a. 点検計画への反映事項

保全の有効性評価の結果を受け、以下のように見直しを実施した。

		現状の保全	新しい保全
開放 点検	頻度	2C	26M (2C と同等)
	内容	取外し, 手入れ, VT (水室, 伝熱管, 管板管 支持板, 胴, 等) PT (管板, 等) 消耗品取替 (O リング, 等) 清掃 取付け 締付確認 (締付ボルト) 漏えい試験	取外し, VT (伝熱管バッフル貫通部摩耗 状況(最外周部), フランジボル ト・ナット, 管板, 水室, 水室 カバー, 管支持板, 胴, 基礎ボ ルト等), PT (管板), 消耗品取替(ガスケット等), 取付け, 締付確認, 漏えい確認
開放	頻度	AR	52M
点検	内容	—	ECT (伝熱管)

b. その他の改善事項

兆候事象に対する機器故障判断を迅速に行うため、以下の改善を実施した。

油冷却器からのTCWの漏えいを早期に特定するために、「運転管理業務運用取扱書」に定める調査開始基準の見直しした。

更に調査に当たっては関連パラメータを採取し総合的に評価すること、油中水分のサンプリングポイントを適正な位置に見直しし、同規程の改正を実施した。

またトレンド管理を行っている運転パラメータについて、定期的に「工事等に係る技術検討会」で確認し、兆候事象の抽出、兆候事象と考えられる事象の関連パラメータの抽出を行い、総合的な評価を行うと共に経験の少ない事象が発生した場合には、検討体制を定めて原因究明を行うように「工事等に係る技術検討会運営手引書」に定め、運用している。

(2) 日常劣化管理に関する劣化傾向の把握

日常劣化管理事象について、劣化の傾向を把握するため、機器の分解点検等における点検手入れ前データの取得、機器の運転状態における各パラメータについて状態監視技術(回転機器等診断)を適用及び巡視点検を実施することにより、劣化傾向の把握を行い、保全の有効性評価へのインプット情報としている。

1) 点検手入れ前のデータの取得

点検手入れ前のデータの取得に関する社内文書としてマニュアルを定め、運用している。

【QMS 規程：工事要領書作成手引書 QM 東Ⅱ：7-1-1-7

保全の有効性評価実施要領 QM 東Ⅱ：7-1-1-64】

【保全の有効性評価結果の記録】

分解・開放点検を実施する機器について、点検手入れ前後のデータを取得している。

- ・機械設備関係：ポンプ、弁、機械設備（ディーゼル機関等）
- ・電源設備関係：ポンプモータ（電動機）等

至近の点検手入れ前のデータの取得状況を図 2.7-1 に、保全の有効性評価の実施状況を図 2.7-2 に示す。

点検手入れ前
(As-Found)
データ採取シート

顧客	原電エンジニアリング株式会社			太平洋電業株式会社	
	QC	承認	担当	確認	担当

プラント名	東海第二発電所			定検回数	第25回(2016年)					
システム名	燃料プール冷却浄化系			工事件名	燃料プール冷却浄化系定検工事 (ポンプ分解点検)					
機器名称	燃料プール冷却浄化系再循環ポンプA									
機器番号	FPC-PMP-C001A			施工会社	原電エンジニアリング株式会社					
機種区分	横軸遠心ポンプ			データ採取者						
機器の状態				機器状態コード判定に対する所見						
C1	C2	C3	C4	想定範囲の劣化が認められ、通常通りの手入れが必要な状態であった。						
		○								
状態コード 評価基準	C1	【不良】 機器が故障し、機能を喪失している状態 (継続使用不可)								
	C2	【注意】 想定を超える劣化が認められ、計画外の部品修理または交換が必要な状態								
	C3	【適合】 想定範囲の劣化が認められ、通常通りの手入れが必要な状態								
	C4	【良好】 劣化の兆候がなく、手入れの必要がない状態 (継続使用可)								
点検部位		劣化メカニズム		保全項目	部位の状態				データ 採取日	記録番号
部位1	部位2	事象	因子		C1	C2	C3	C4		
ケーシング	ケーシング	減肉	腐食	VT(分解点検)			○		2016/9/29	1
ケーシング	ケーシング	減肉	腐食(孔食)							
ケーシング	ケーシングカバー	減肉	腐食	VT(分解点検)			○		2016/9/29	2
ケーシング	ケーシングリング	減肉	摩耗	VT(分解点検)			○		2016/9/29	3
				寸法測定(分解点検)	/	/	/	/	2016/10/3	FPCP-8
ケーシング	取付ボルト	減肉	腐食	VT(分解点検)			○		2016/9/29	4
ベース	ベース	減肉	腐食	VT(分解点検)			○		2016/9/29	5
ベース	基礎ボルト	減肉	腐食	VT			○		2016/9/29	6
羽根車	羽根車	減肉	腐食(キャビテーション)	VT(分解点検)			○		2016/9/29	7
軸受	軸受箱	減肉	腐食	VT(分解点検)			○		2016/9/29	8
主軸	軸継手	減肉	腐食	VT(分解点検)			○		2016/9/29	9
主軸	主軸	減肉	摩耗	寸法測定(分解点検)	/	/	/	/	2016/10/3	FPCP-5
主軸	主軸	割れ	高サイクル疲労割れ	VT(分解点検)			○		2016/9/29	10
メカニカルシール	メカニカルシール	漏洩	摩耗	取替(分解点検)			○		2016/9/29	11
機器本体	Oリング	材料	劣化	取替(分解点検)			○		2016/9/29	12
機器本体	ガスケット	材料	劣化	取替(分解点検)			○		2016/9/29	13
軸受	ころがり軸受	減肉	摩耗	取替(分解点検)			○		2016/9/29	14

図 2.7-1 点検手入れ前のデータの取得状況

承認日	17.6.19	
評価日	2017年 05月 29日	
	東二保修	室
	原子炉	G r
承認者		評価者

保全の有効性評価結果の記録

管理番号	TK2-25	保修	R-0567			
系統名	燃料プール冷却浄化系			機器番号	FPC-FMP-C001A等	
機源、構築物名称	燃料プール冷却浄化系再循環ポンプA等			保全重要度	C	
インプット情報の内容	別表-1 分類2 ^{*1}	①) 点検手入れ前後データ				
	情報の形態	点検手入れ前 (As-Foundデータ) データ採取シート				
	概要	各保全タスクの結果を確認し、問題のないことを確認した。				
評価した結果 ^{*2}		●保全内容の合理化 ○保全内容の強化 ○保全内容見直し不要				
改善内容 ^{*3}	保全方式の変更	選択	○あり ●なし			
		現状		変更後		
	点検内容の変更	選択	○追加 ○変更 ○取り止め ●なし			
		現状		変更後		
	点検間隔の変更	選択	●延長 ○短縮 ○なし			
		現状	分解点検 : 4Yc	変更後	分解点検 : 5Yc	
	補足説明					
	評価の根拠 ^{*3}	分解点検の結果、As-Foundデータが良好(C3)であること、過去に機能喪失に至る不適合が無かったことから分解点検間隔を4Ycから5Ycに延長する。				
関連する定期事業者検査						
点検間隔変更の評価項目 ^{*2}	評価項目 (複数選択可)		関連書類No	添付書類No		
	■ ①点検及び取替結果の評価		1	1, 2		
	□ ②劣化トレンドによる評価					
	□ ③類似機器のベンチマークによる評価					
□ ④研究成果等による評価						
関連書類	1. 工事報告書					
添付書類	1. 点検記録 2. As-Foundデータ採取シート					
備考						

*1: 保全の有効性評価のインプット情報 (別表-1) が、「a. 保全活動管理評価の監視結果(①)」(目標値の達成)の場合には、本様式の承認後、写しをもって炉心・燃料グループマネージャーに通知する。
 *2: 評価に用いた文書については、添付するか又は関連書類の欄に文書名を記載する。
 *3: 必須記入

図 2.7-2 保全の有効性評価の実施状況

2) 状態監視技術

状態監視技術に関する社内文書としてマニュアルを定め、運用している。

【QMS 規程：状態監視手引書 QM 東Ⅱ：7-1-1-16

回転機械振動診断手順書 QM 東Ⅱ：7-1-1-51

赤外線サーモグラフィ診断手順書 QM 東Ⅱ：7-1-1-52

ディーゼル機関診断手順書 QM 東Ⅱ：7-1-1-17

潤滑油診断手順書 QM 東Ⅱ：7-1-1-53

電動弁診断手順書 QM 東Ⅱ：7-1-1-54】

【設備診断報告書】

設備の状態を定量的及び定性的に把握するために、以下の状態監視技術を導入・運用している。

- ・回転機械振動診断（回転機器）
- ・赤外線サーモグラフィ診断（回転機器，送受電設備等）
- ・ディーゼル機関診断（エンジン特性分析含む）
- ・潤滑油診断（回転機器，タービン潤滑油等）
- ・電動弁診断（電動弁）

状態監視技術を適用した劣化傾向の把握状況について、回転機械振動診断の設備診断報告書を図 2.7-3 に示す。

設備診断報告書

工務・設備診断部 H27年11月6日報告

社内関係者限り
この資料には当社の知的財産が含まれて
います。取扱いには十分注意願います。
2017.11.6 技術センター

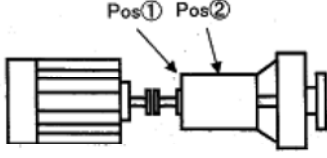
発行番号	NT2-2017-VIB-020		測定箇所等			
診断法	振動		<部位>			
機器名称	復水移送ポンプB		 <p>Pos①: ポンプカップリング側軸受部 Pos②: ポンプ反カップリング側軸受部</p>			
機器番号	MUW-PMP-CST-B					
測定日	2017年11月2日					
測定者	[Redacted]					
評価日	2017年11月6日					
評価者	[Redacted]					
測定機器	MD-320					
	管理番号: 8発K-095					
経緯	ポンプ分解点検後の初期データ採取。					
振動状態	部位	方向				振動速度値
(*: 定期測定箇所ではない)	①	垂直	—(*)	(横ばい)	—(*)	(横ばい)
	①	水平	良好	上昇	良好	下降
	①	軸	良好	下降	良好	横ばい
	②	垂直	—(*)	(横ばい)	—(*)	(横ばい)
	②	水平	良好	下降	注意	下降
診 断 結 果						
<input type="checkbox"/> ミスアライメント <input type="checkbox"/> アンバランス <input type="checkbox"/> 基礎ゆるみ <input type="checkbox"/> 電磁振動 <input type="checkbox"/> 軸受キズ() <input type="checkbox"/> 軸受こじれ <input type="checkbox"/> 軸受ガタ <input type="checkbox"/> 潤滑不良 <input type="checkbox"/> その他() <input checked="" type="checkbox"/> 異常なし						
評 価						
【傾向グラフ】 軽微な変動は見られるが、いずれも良好域内での微変動であり、問題ないと判断する。						
【精密データ】 Pos①V 速度: ポンプ羽切り周波数(回転周波数の6倍)が見られるが、レベルが低いため問題ないと判断する。 Pos①V 加速度: 回転周波数、外輪キズ、内輪キズ成分に一致するピークが見られるが、時間波形に顕著な周期性が見られないことから問題ないと判断する。 Pos①H 速度: ポンプ羽切り周波数(回転周波数の6倍)が見られるが、レベルが低いため問題ないと判断する。 Pos①H 加速度: 異常を示すデータは無い。 Pos①A 速度: ポンプ羽切り周波数(回転周波数の6倍)が見られるが、レベルが低いため問題ないと判断する。 Pos①A 加速度: 回転周波数の2倍、内輪キズ成分に一致するピークが見られるが、時間波形に顕著な周期性が見られないことから問題ないと判断する。 Pos②V 速度: ポンプ羽切り周波数(回転周波数の6倍)が見られるが、レベルが低いため問題ないと判断する。 Pos②V 加速度: 回転周波数の2倍成分に一致するピークが見られるが、時間波形に顕著な周期性が見られないことから問題ないと判断する。 Pos②H 速度: ポンプ羽切り周波数(回転周波数の6倍)が見られるが、レベルが低いため問題ないと判断する。 Pos②H 加速度: ポンプ羽切り周波数(回転周波数の6倍)に一致するピークが見られるが、時間波形に顕著な周期性が見られないことから問題ないと判断する。						
以上より、ポンプの状態に異常はないと判断する。						
推 定 原 因				対 応・対 策		
				通常頻度(2M)で傾向監視を行う。		

図 2.7-3(1/2) 回転機械振動診断の設備診断報告書

傾向グラフ

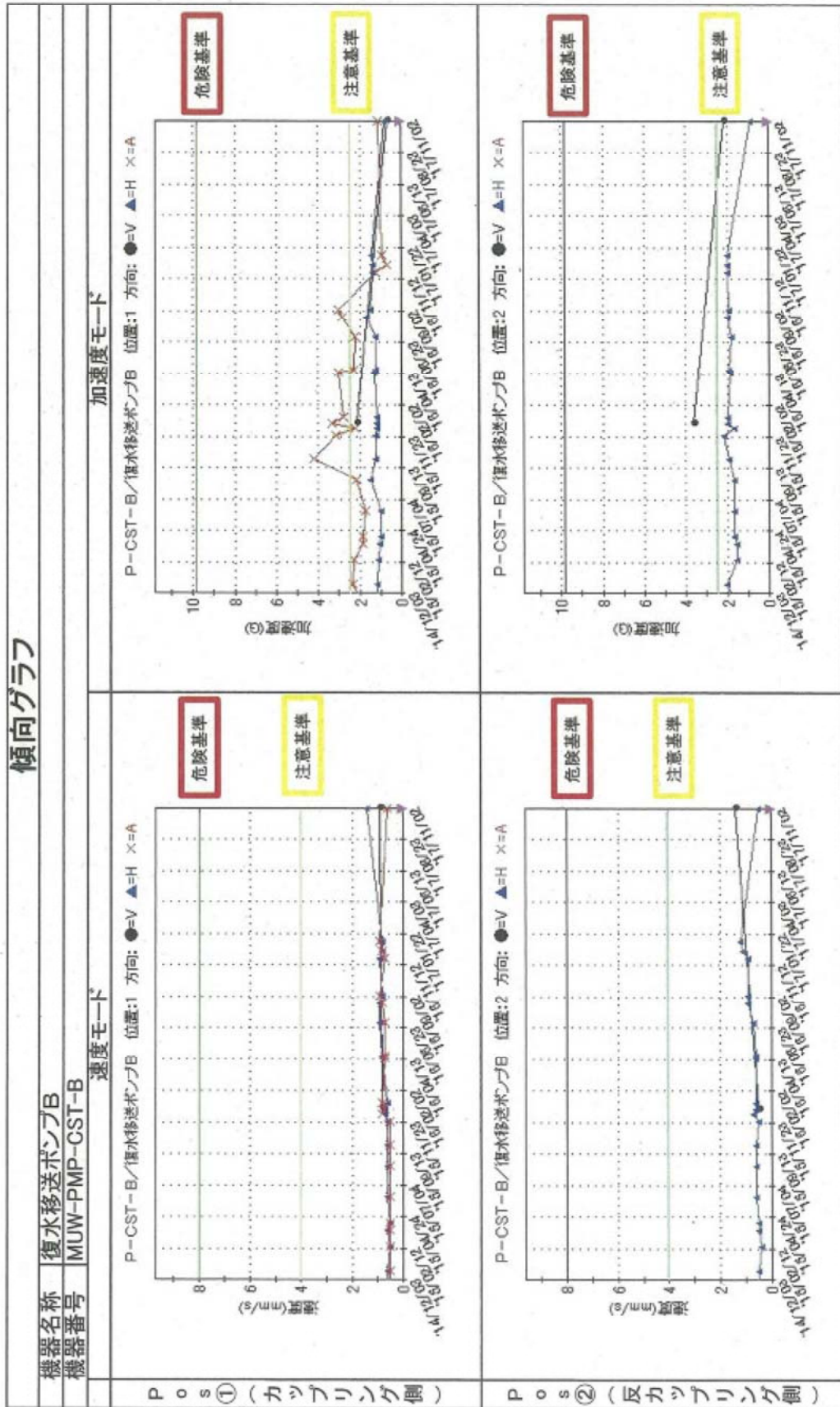


図 2.7-3(2/2) 回転機械振動診断の設備診断報告書

3) 巡視点検（運転パラメータ確認等を含む）

【QMS 規程：第 10 編 巡視点検手順書 QM 東Ⅱ：7-1-2-23

工事等に係る技術検討会運営手引書 QM 東Ⅱ：7-3-1-2】

【各トレンドデータ】

設備の状態を適切に監視・確認するための巡視点検を実施している。また、主要な運転パラメータについてトレンド監視を行い、異常・不具合につながる兆候を多角的に検討し、複数の兆候が同時に発生していないかなどの観点から、組織横断的に情報を集約し、総合的な評価・検討を行うため、工事等に係る技術検討会（以下、工技検という）（所内会議体）においてトレンドデータの検討や情報共有を行い、設備の異常兆候の早期発見・トラブルの未然防止を実施している。

運転パラメータのトレンド監視として、工技検（所内会議体）において、情報共有している運転パラメータのトレンドデータ〈抜粋〉を図 2.7-4 に示す。

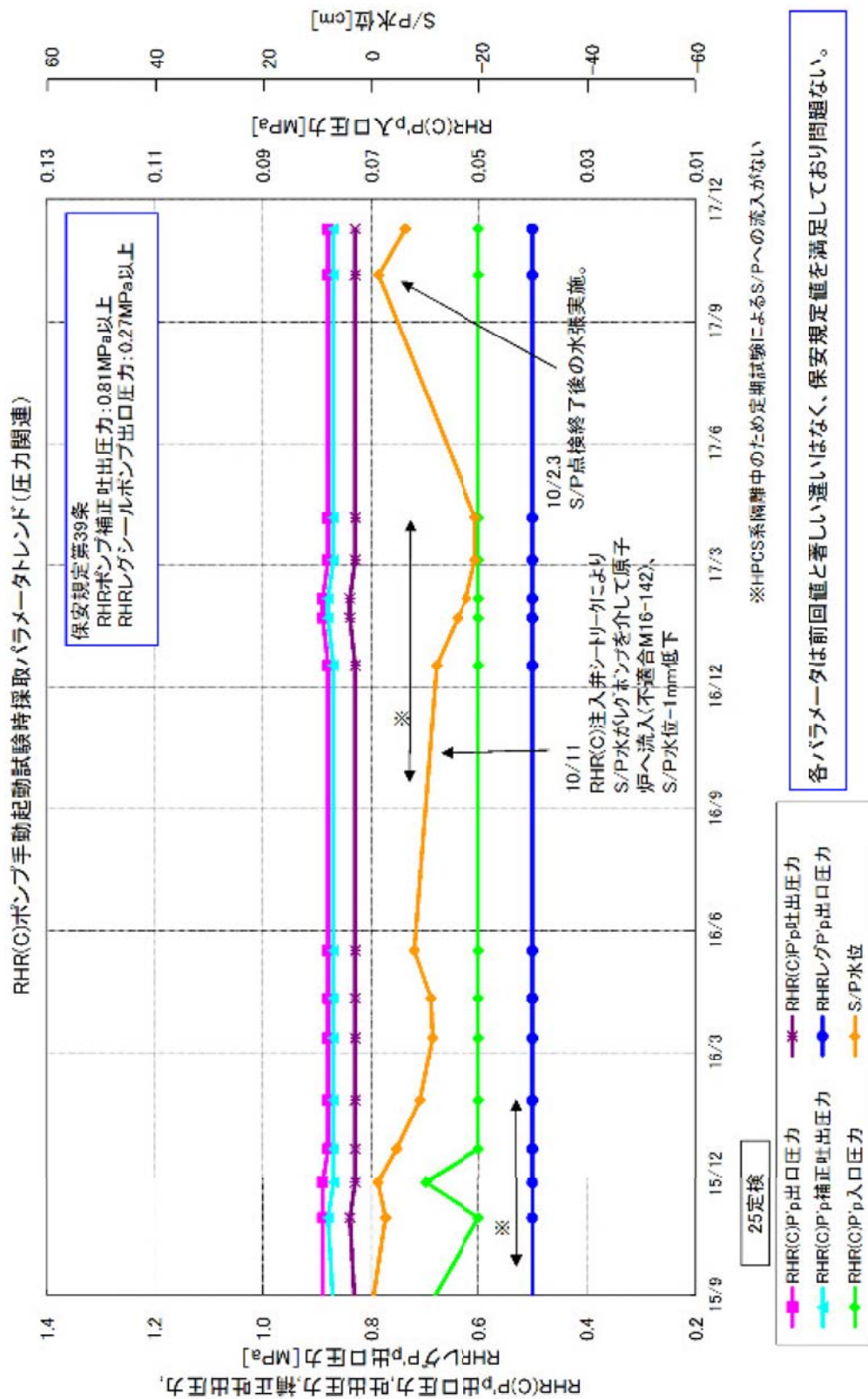


図 2.7-4 運転パラメータのトレンドデータ<抜粋>