

美浜発電所3号炉 運転期間延長認可申請  
(共通事項)

補足説明資料

平成28年11月2日

関西電力株式会社

# 目次

1. はじめに	1
2. 特別点検および劣化状況評価に係る実施体制および業務手順	1
2. 1 運転期間延長認可申請に係る全体業務手順	1
2. 2 特別点検の実施体制および実施手順	2
2. 3 劣化状況評価の実施体制および実施手順	7
2. 4 劣化状況評価で追加する評価	26
2. 5 冷温停止を前提とした評価	27

## 別紙1～11

別紙1. 劣化事象に関する保全管理の実施状況および保全の有効性評価の実施状況	29
別紙2. 日常劣化管理に関する劣化傾向の把握	34
別紙3. 保全活動の有効性	41
別紙4. 冷温停止時の充てん／高圧注入ポンプのフレットィング疲労評価	44
別紙5. 充てん流量制御弁、封水注入ライン制御弁の弁体、弁座等の腐食（エロージョン）	45
別紙6. 原子炉容器の炉内計装筒について、30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における疲労評価の解析条件の違い及びそれに伴う評価結果の相違	46
別紙7. ステンレス鋼配管の加圧器スプレイ配管について、30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における環境疲労評価の疲労累積係数の相違	52
別紙8. 一次冷却材管の加圧器サージライン用管台について、30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における疲労累積係数の相違	58
別紙9. 熱時効評価における30年目と40年目評価対象部位の差異	63
別紙10. 保全実績の評価の実施期間	64
別紙11. 長期保守管理方針の実施状況	66
別紙12. 配管破断防護設計指針等に基づき、破断前漏えい概念を適用している配管系に対する、劣化状況評価の対象期間における破断前漏えいの成立性について	77
別紙13. 海外情報の劣化状況評価への反映について	83

添付. 計算機プログラム（解析コード）の概要

1. はじめに

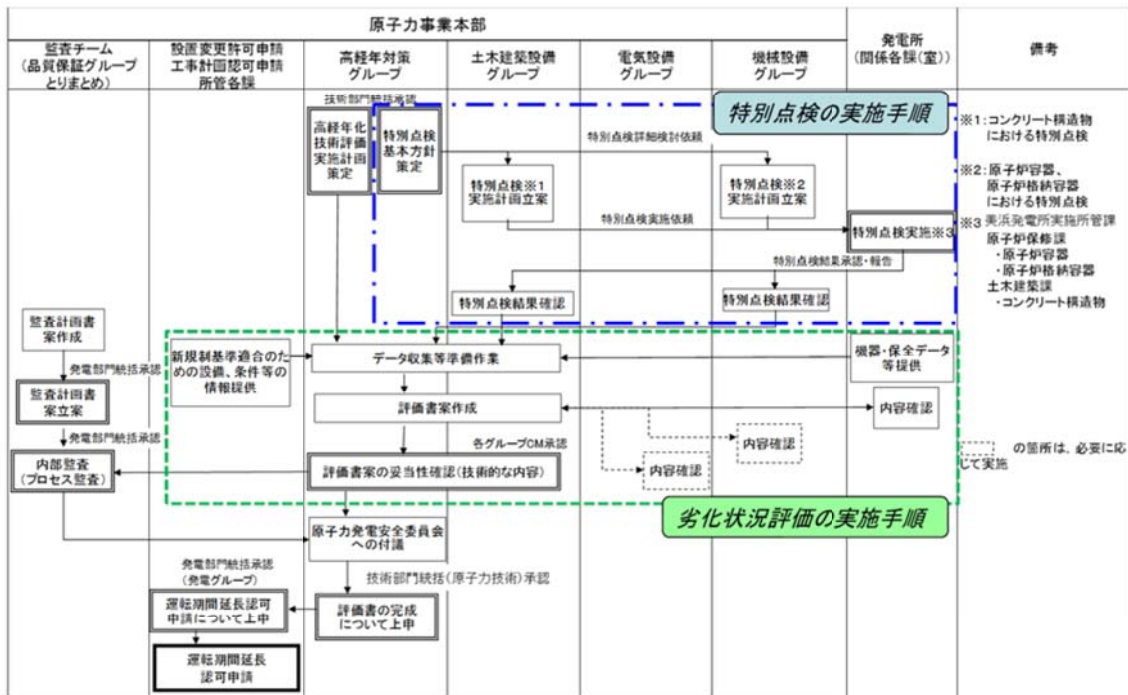
本資料は、美浜発電所3号炉の運転期間延長認可申請の共通事項の補足として、特別点検および劣化状況評価に係る実施体制および業務手順、劣化状況評価に追加する評価並びに冷温停止を前提とした評価について取りまとめたものである。

美浜発電所3号炉においては、「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3第4項」および「実用発電用原子炉の施設、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。）」および「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27年11月26日に「美浜発電所3号炉 運転期間延長認可申請書」として申請を実施した。

2. 特別点検および劣化状況評価に係る実施体制および業務手順

2. 1 運転期間延長認可申請に係る全体業務手順

運転期間延長認可申請に係る業務については、まず業務決定文書にて実施業務および体制を定め、これに基づいて以下のフローにて業務を実施した。



## 2. 2 特別点検の実施体制および実施手順

特別点検に関する業務は、美浜発電所の保安活動と同様「美浜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) 点検計画

原子力事業本部 高経年対策グループチーフマネジャーは、実用炉規則第113条および「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）に基づく特別点検の実施に関する基本方針を策定し、原子力事業本部 機械設備グループチーフマネジャーおよび土木建築設備グループチーフマネジャーに点検計画の詳細検討を依頼した。

原子力事業本部 機械設備グループチーフマネジャーおよび土木建築設備グループチーフマネジャーは点検要領書を策定した。

### (2) 点検の実施

原子力事業本部 原子力技術部長は、美浜発電所長に特別点検の実施を依頼した。美浜発電所原子炉係長および土木建築係長<sup>※1</sup>は、係業務所則等に基づき点検要領書の内容を満足するよう調達文書（工事仕様書）を作成し、点検業務の調達管理を行った。調達先は以下のとおりである。

※1 原子炉格納容器特別点検工事については原子力事業本部 機械設備グループチーフマネジャーが調達を行った。

（調達先）

○原子炉容器：三菱重工業株式会社

○原子炉格納容器：非破壊検査株式会社

○コンクリート構造物：株式会社環境総合テクノス

なお、これらの調達先については、「原子力部門における調達管理要綱」等に基づき、原子力設備調達グループチーフマネジャーが調達先の品質マネジメントシステムについて記述された品質保証計画書を定期的に徴収し、係管理グループチーフマネジャーおよび品質保証グループチーフマネジャーが徴収した品質保証計画書を審査している。

また、これらの調達先は、係業務要綱、調達管理要綱等に基づき、品質保証計画書の確認等により適切に管理された。

調達先は、調達文書の要求事項を満足するよう作業計画書を美浜発電所原子炉係長および土木建築係長に提出し、事前に承認を得たうえで点検を行った。

また、美浜発電所原子炉係長および土木建築係長は、係業務所則等に基づき、調達要求事項が調達先により適切に履行されるよう、作業計画書に従った立会・記録確認により調達先による点検工事の管理を行った。

### (3) 点検結果の確認

調達先が作成した点検記録は、保守業務所則等に基づき発電所原子炉保修課長および土木建築課長が承認した。

また、美浜発電所原子炉保修課長および土木建築課長は、点検記録のうち、必要な記録を点検結果報告書として取りまとめ、原子力事業本部 機械設備グループチーフマネジャーと土木建築設備グループチーフマネジャーに報告した。

原子力事業本部 機械設備グループチーフマネジャーおよび土木建築設備グループチーフマネジャーは、点検結果報告書を確認し、点検が適切に実施されていることを確認した。

特別点検結果は、原子力事業本部 高経年対策グループチーフマネジャーがとりまとめた運転期間延長認可申請書の添付書類としてまとめ、原子力事業本部発電部門統括が承認した。

### (4) 力量の確認

非破壊試験等の力量が必要な作業について、美浜発電所原子炉保修課長および土木建築課長が保守業務所則等に基づき、試験員が必要な力量を有することを確認した。また、当社社員については、教育・訓練要綱に基づく力量管理により、業務の遂行に必要な力量を持つ要員が従事した。

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
原子炉容器	原子炉容器 母材及び溶接部 (炉心領域 100%)	超音波探傷試験	(一社) 日本非破壊検査協会 非破壊試験技術者資格 超音波探傷試験・レベル 2 以上の資格を有する者
	一次冷却材ノズルコーナー部 (クラッドの状態を確認)	渦流探傷試験	(一社) 日本非破壊検査協会 非破壊試験技術者資格 渦流探傷試験・レベル 2 以上の資格を有する者
	炉内計装筒 (BMI) (全数)	目視試験 (MVT-1)	JIS Z 2305-2001 (非破壊試験技術者の資格及び認証) 6.2.3 項 視力の要求事項を満足する者
		渦流探傷試験	(一社) 日本非破壊検査協会 非破壊試験技術者資格 渦流探傷試験・レベル 2 以上の資格を有する者
原子炉格納容器	原子炉格納容器鋼板 (接近できる点検可能範囲の全て)	目視試験 (VT-4)	(一社) 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」 (2005 年版 (2007 年追補版含む) ) GTN-8130 試験技術者の要求事項を満足する者
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 (一級建築士または二級建築士) 技術士 (建設部門または応用理学部門) 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または 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

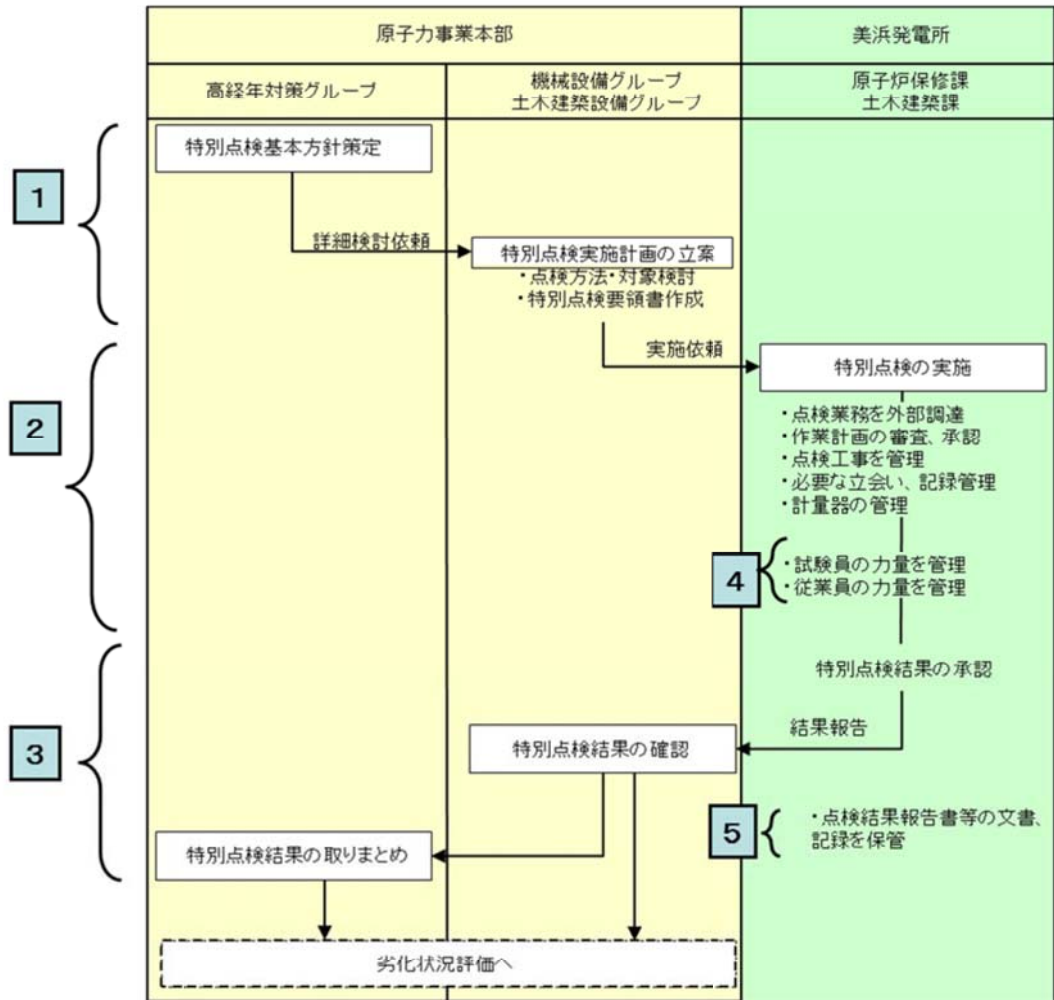
(5) 測定機器の管理

美浜発電所原子炉保修課長および土木建築課長は、点検工事に使用する測定機器について、美浜発電所保修業務所則指針等に基づき、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。

(6) 文書・記録管理

特別点検記録（点検結果報告書）および工事総括報告書については、美浜発電所原子炉保修課長および土木建築課長が保管している。

以上の業務手順のフロー図は以下の通り。



また、それぞれのプロセスと体制（所管箇所）、関連文書・記録の関係については下表の通り。

業務プロセス	所管箇所	業務内容	関連文書・記録
点検計画	高経年対策G	・運用ガイドの要求に従い点検対象とする機器・構造物、対象部位、点検方法・点検項目を設定し、事業本部所管Gに点検の実施計画を指示。	点検基本方針
	機械設備G 土木建築設備G	・点検基本方針に基づき点検要領書を作成し、美浜発電所所管課に対する業務連絡文書により点検実施を指示。	特別点検要領書 業務連絡文書
点検の実施	原子炉保修課 土木建築課	・点検要領書の内容を満足するよう、調達文書（工事仕様書）を作成。	工事実施りん議
		・調達先から提出された作業計画書の内容を審査・承認。 ・作業計画書に基づき、立会・記録確認を行うことで工事管理を実施。 ・監視機器・測定機器および計量器管理所則に基づき測定機器に対する計量器管理を実施。	工事総括報告書 （作業計画書を含む）
点検結果の確認	原子炉保修課 土木建築課	・点検結果報告書を作成し承認。 ・業務連絡文書により原子力事業本部所管Gに報告。	点検結果報告書 業務連絡文書
	機械設備G 土木建築設備G	・点検結果報告書の内容を確認。 ・機械設備Gは劣化状況評価の所管Gである高経年対策Gに報告。	
	高経年対策G 土木建築設備G他	・特別点検結果は運転期間延長認可申請書の添付書類としてまとめ、発電部門統括が承認。	申請りん議
力量の確認	原子炉保修課 土木建築課	・必要な力量・資格を有する試験員が業務に従事していることを確認。 ・当社社員は、教育・訓練要綱に基づく力量管理により、業務の遂行に必要な力量を持つ要員が従事。	工事総括報告書 （作業計画書を含む） 力量管理表
文書・記録管理	原子炉保修課 土木建築課	・点検結果報告書、工事総括報告書の保管。	点検結果報告書 工事総括報告書

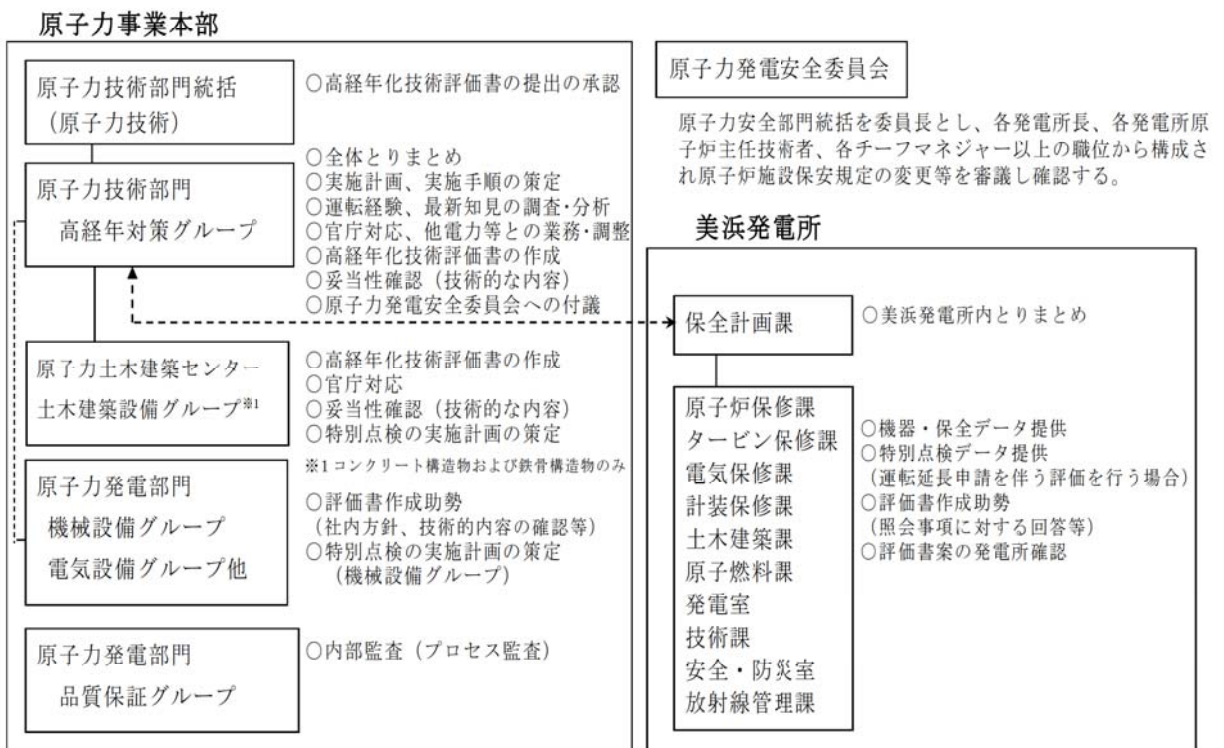


## 2. 3 劣化状況評価の実施体制および実施手順

劣化状況評価については、社内の「高経年化対策実施手順書」にて明確にして実施しており、実施体制は以下の通り。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。

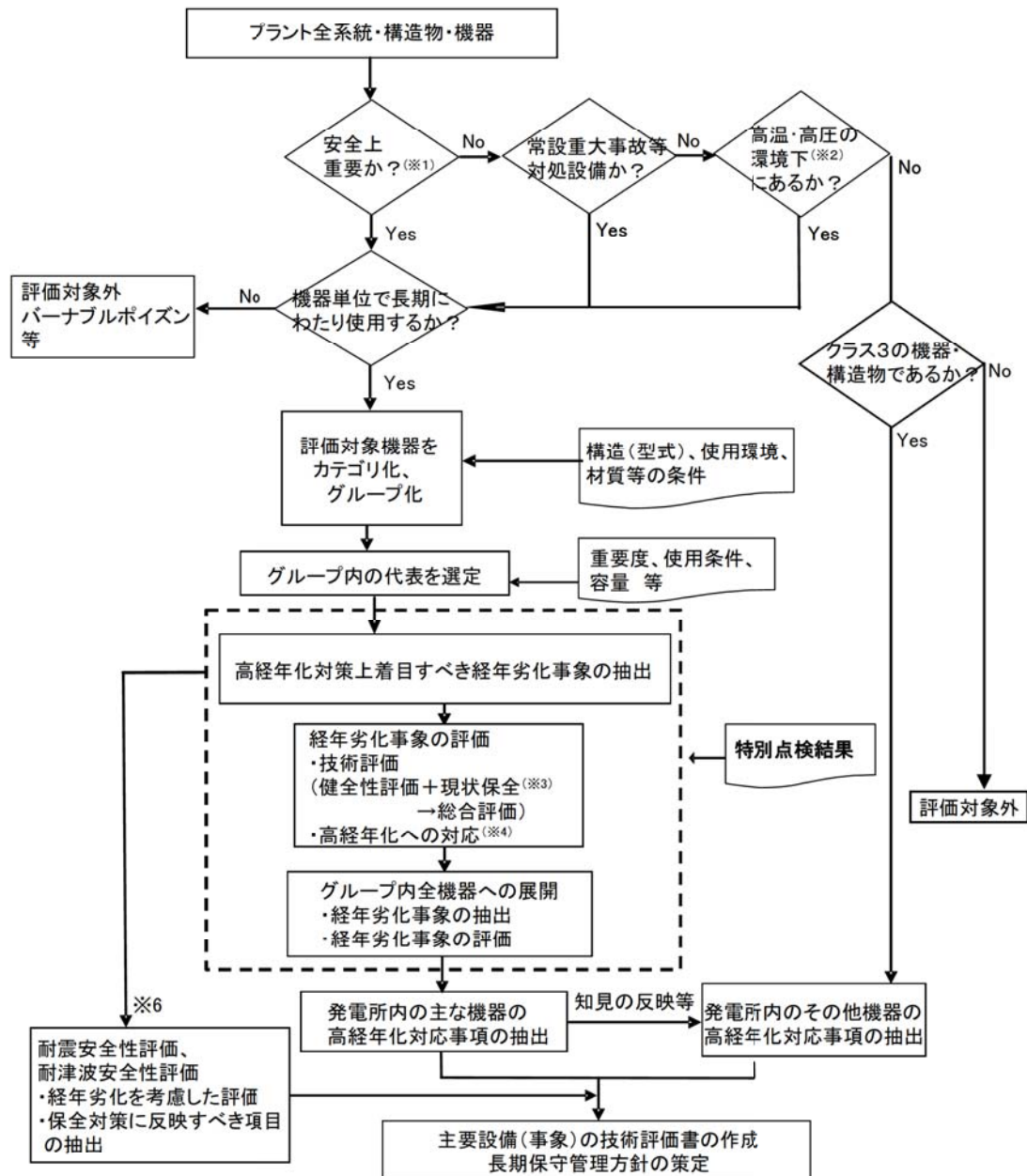
また、劣化状況評価で追加する評価、冷温停止を前提とした評価を除く劣化状況評価の流れは次頁のフローにて実施しており、具体的な説明については次々頁以降に記載する。さらに、劣化状況評価で追加する評価については2. 4で、冷温停止を前提とした評価については2. 5で記載した。

美浜発電所3号炉 高経年化対策実施体制表



注) 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。

「長期保守管理方針に基づく保守管理の実施」および「長期保守管理方針の維持」の管理は、発電所にて実施する。



- ※1: 重要度クラス1、2(※5)
- ※2: 重要度クラス3のうち、最高使用温度が 95°Cを超え、または最高使用圧力が 1900kPa を超える環境(原子炉格納容器外にあるものに限る)
- ※3: 系統レベルの機能確認を含む。
- ※4: 高経年化対応としての保全のあり方を論じ、高経年化に関係のない一般的な保全は切り離す。
- ※5: 「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3月30日原子力安全委員会決定)の重要度分類
- ※6: 経年劣化の発生・進展が否定できず、耐震安全性・耐津波安全性に影響を及ぼす可能性のある事象

(1) 技術評価対象機器の抽出

- 1) 「高経年化対策実施ガイド等」に従い、美浜発電所3号炉の安全上重要な機器等（「実用炉規則 第82条第1項」で定める機器・構造物）を抽出。

重要度分類指針<sup>※1</sup>において定義されるクラス1、2および3の機能を有する機器・構造物（実用炉規則別表第二において規定される浸水防護施設に属する機器および構造物を含む。）並びに常設重大事故等対処設備<sup>※2</sup>に属する機器・構造物とし、原子力保全総合システム（M35）、系統図等を基に抽出する。

なお、機器単位で長期にわたり使用しないもの（「学会標準<sup>※3</sup>2008版」6.3.1で除外対象としているもの）は、機器毎評価対象から除外。具体的には、使用により機器単位で消耗するバーナブルポイズン等が該当する。

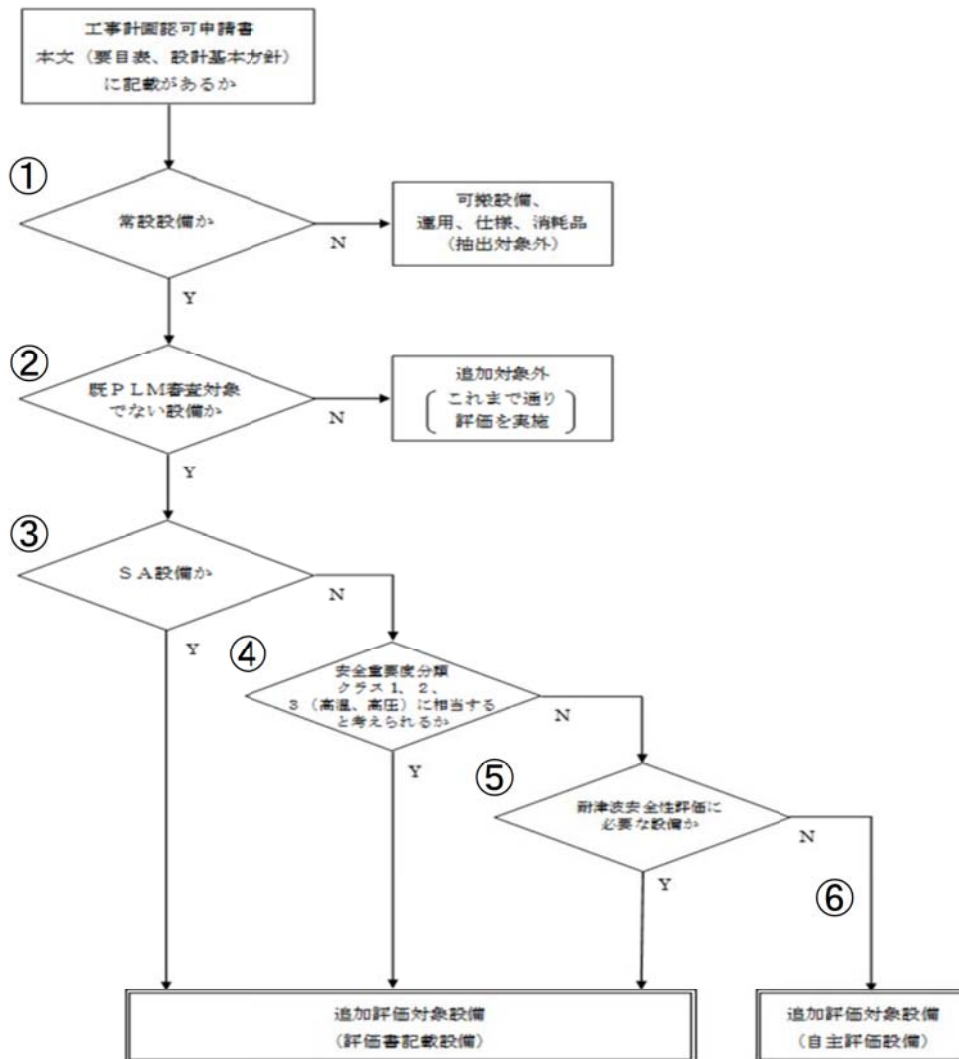
※1：「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）」

※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：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」をいう。

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とし、次頁のフロー図に基づき抽出する。



### 【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、以下に基づき評価書記載設備と自主評価設備に分類する。
- ③ 重大事故等対処設備(SA設備)は評価書記載対象
- 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、3(高温、高圧)に相当すると考えられる設備は、評価書記載対象設備とする。
- 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評価書記載対象設備とする。
- ⑥ ⑤以外の設備は、自主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<sup>※1</sup>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)および「学会標準2012追補版」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、対象機器を分類しグループ化。
- 3) グループ化した対象機器から重要度、使用条件、運転状態等により各グループの代表機器(以下、「代表機器」という。)を選定し、代表機器で評価した結果をグループ内の全機器に水平展開するという手法で全ての機器について評価を実施。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、電気設備、タービン設備、コンクリート構造物および鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備の15機種である。

## (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)および「学会標準2012追補版」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を抽出する。

- 2) 主要6事象<sup>※1</sup>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、下記イ、ロ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。具体的な整理のフローは次頁の通り。

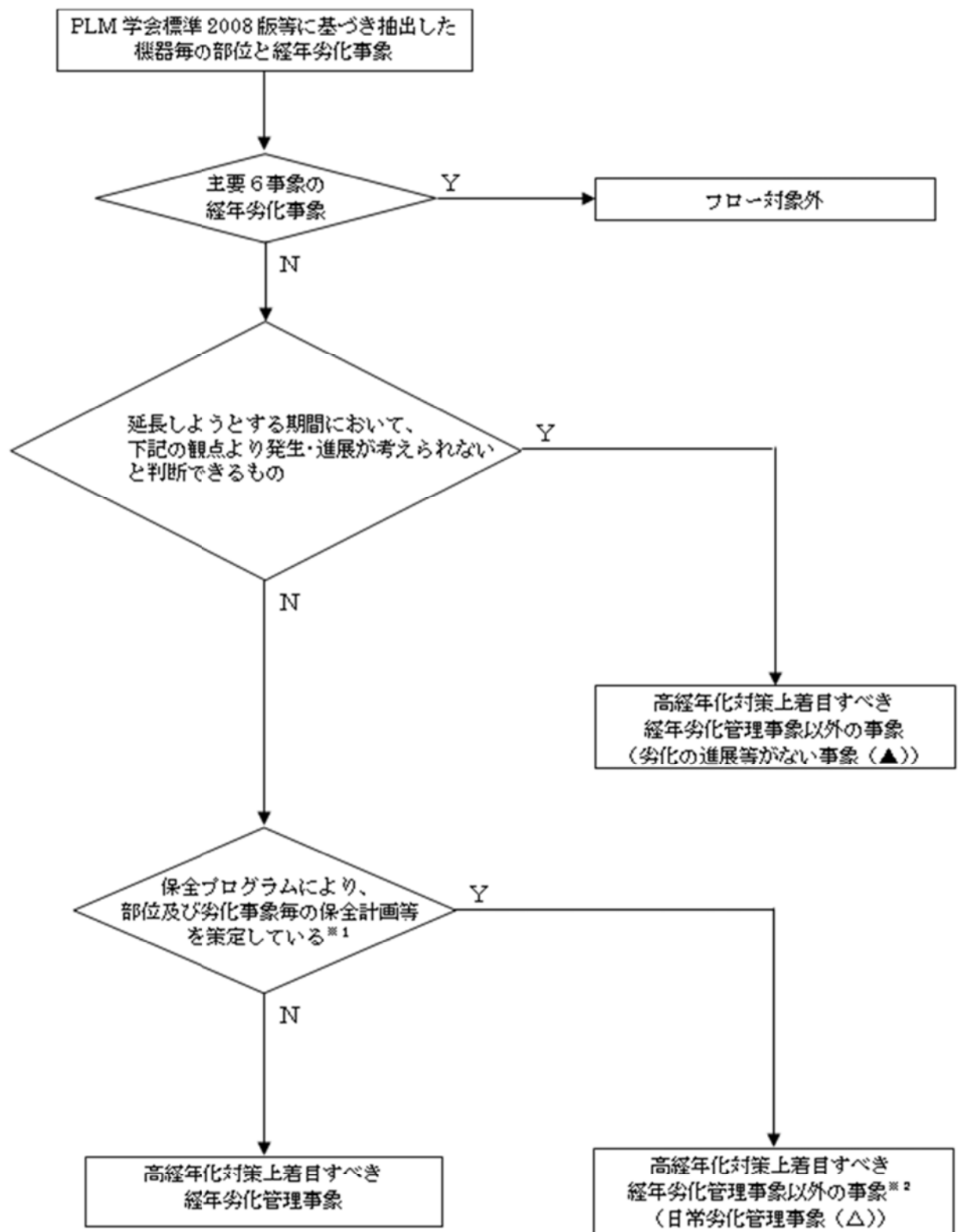
イ. 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの。

(△：日常劣化管理事象)

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

(▲：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および遮蔽能力低下をいう。



※1：JEAC4209-2007等に基づき、保全計画の策定（保全方式の選定、実施頻度等）、実施、点検保守等の結果の確認・評価並びに不適合管理及び是正処置等のプロセスを定めているもの。

具体的には、機器や部位毎に点検項目、周期およびそれらの根拠が示され定められていること。

※2：耐震安全性評価上考慮する必要のある経年劣化事象を含む。

### 3) 日常劣化管理事象の保全管理に係る社内文書およ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、定期的な検査および点検により設備の健全性を確認し、経年劣化等の兆候が認められた場合には詳細な調査および評価を行い、補修、取替等の保全を実施している。特に長期の使用によって発生する経年劣化事象については、点検により経年的な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。

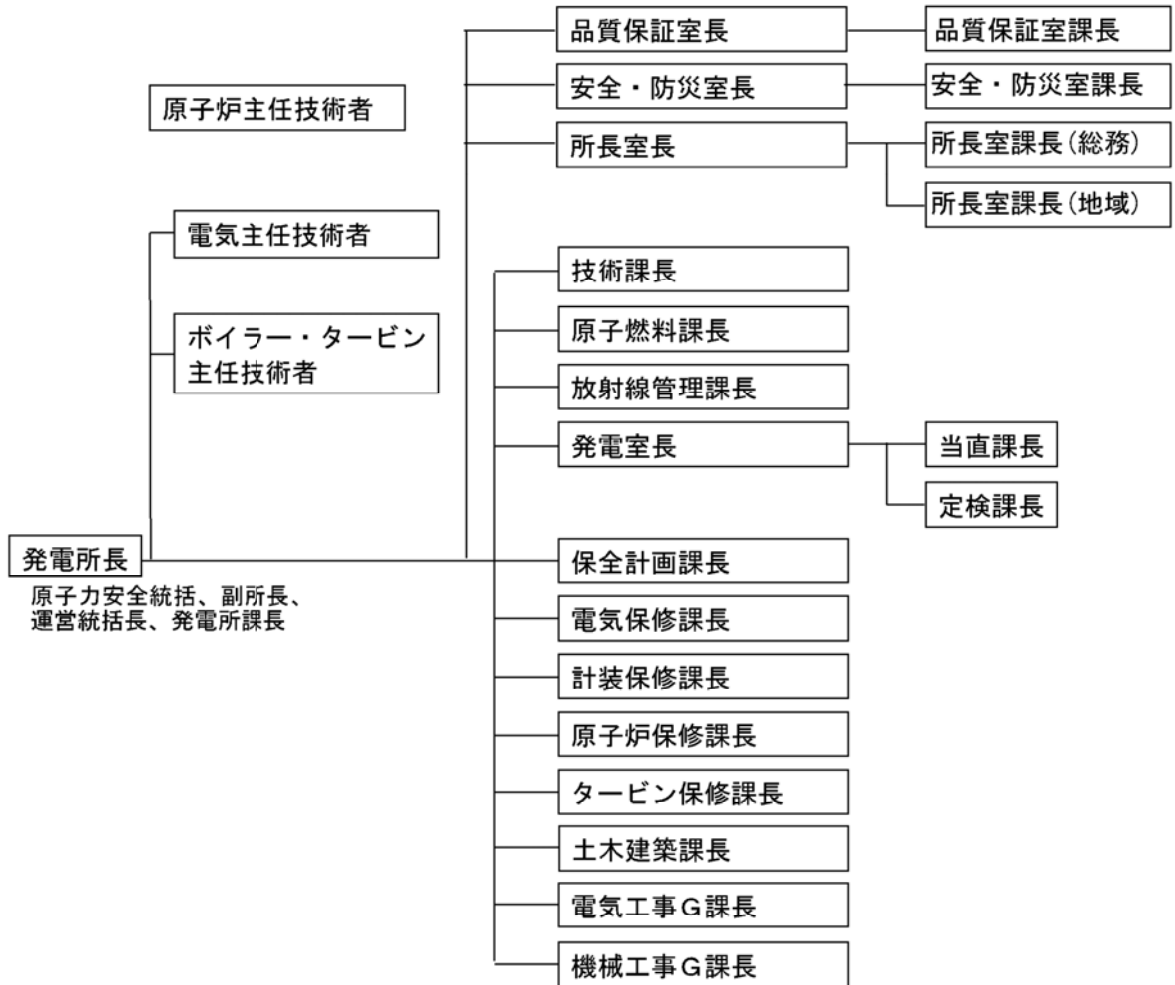
具体的には、国が技術的な妥当性を評価し、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 第81条第1項（当時は第11条第1項）に掲げる保守管理に係る要求事項を満たすものとなった「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2007）」に基づき、保安規定(第120条 保守管理計画)を定めている。

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「QMS社内標準体系図」に示す通り策定している。また、次々頁の体制に従い保守管理を実施している。





(美浜発電所)



G : 「グループ」の略

美浜発電所原子炉施設保安規定 5条 (保安に関する職務) より抜粋

- ・ 保全計画課長は、原子炉施設の保守、修理の総括に関する業務を行う。
- ・ 電気保修課長は、原子炉施設の電気設備に係る保守、修理 (電気工事グループ課長所管業務を除く。) に関する業務を行う。
- ・ 計装保修課長は、原子炉施設の計装設備に係る保守、修理 (電気工事グループ課長所管業務を除く。) に関する業務を行う。
- ・ 原子炉保修課長は、原子炉施設の機械設備 (タービン設備を除く。) に係る保守、修理 (機械工事グループ課長所管業務を除く。) に関する業務を行う。
- ・ タービン保修課長は、原子炉施設の機械設備 (タービン設備) に係る保守、修理 (機械工事グループ課長所管業務を除く。) に関する業務を行う。
- ・ 土木建築課長は、原子炉施設の土木設備および建築物に係る保守、修理 (機械工事グループ課長所管業務を除く。) 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下記の手順・下図のとおり実施する。

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

機器毎に抽出した部位・経年劣化事象の組み合わせ毎に60年間使用することを仮定して、傾向管理データによる評価および解析等の定量評価、過去の点検実績、特別点検の結果、一般産業で得られている知見等により健全性の評価を実施。

なお、工事計画認可申請を踏まえて、劣化状況評価に反映が必要な評価方法について、次頁のフロー図に基づき抽出する。

##### 2) 現状保全

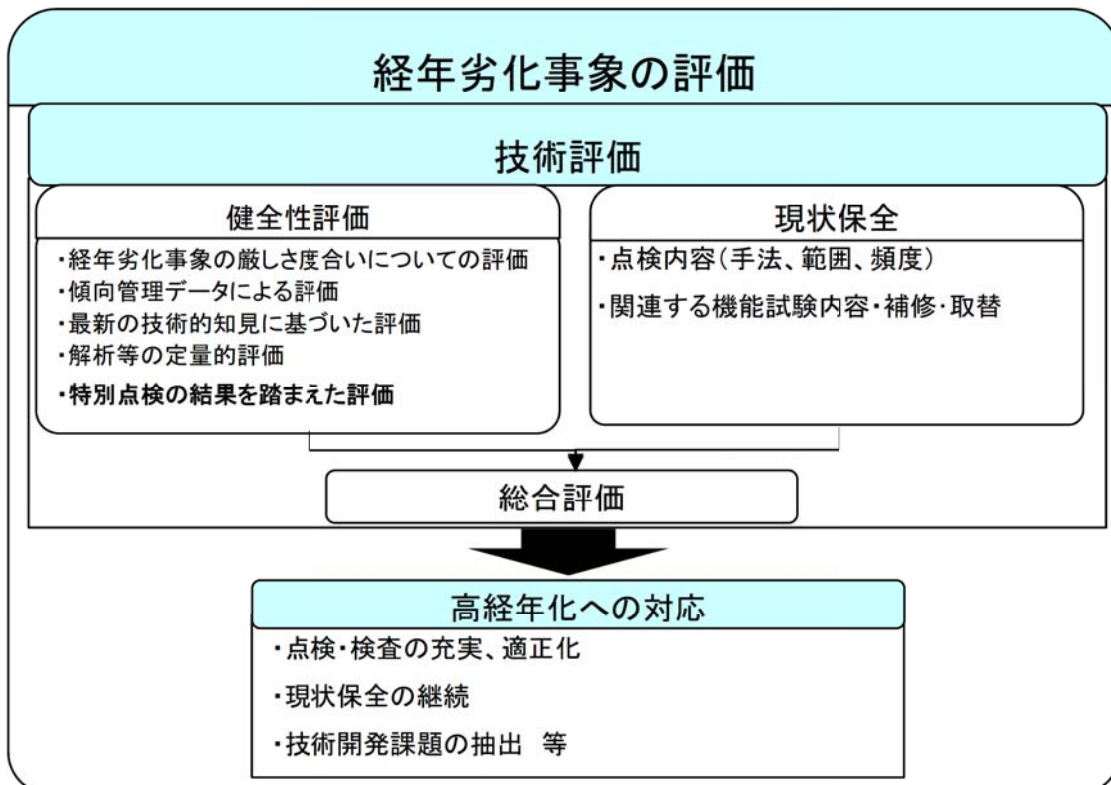
評価対象部位に実施している点検内容、関連する機能試験内容、補修・取替等の現状保全の内容について整理。

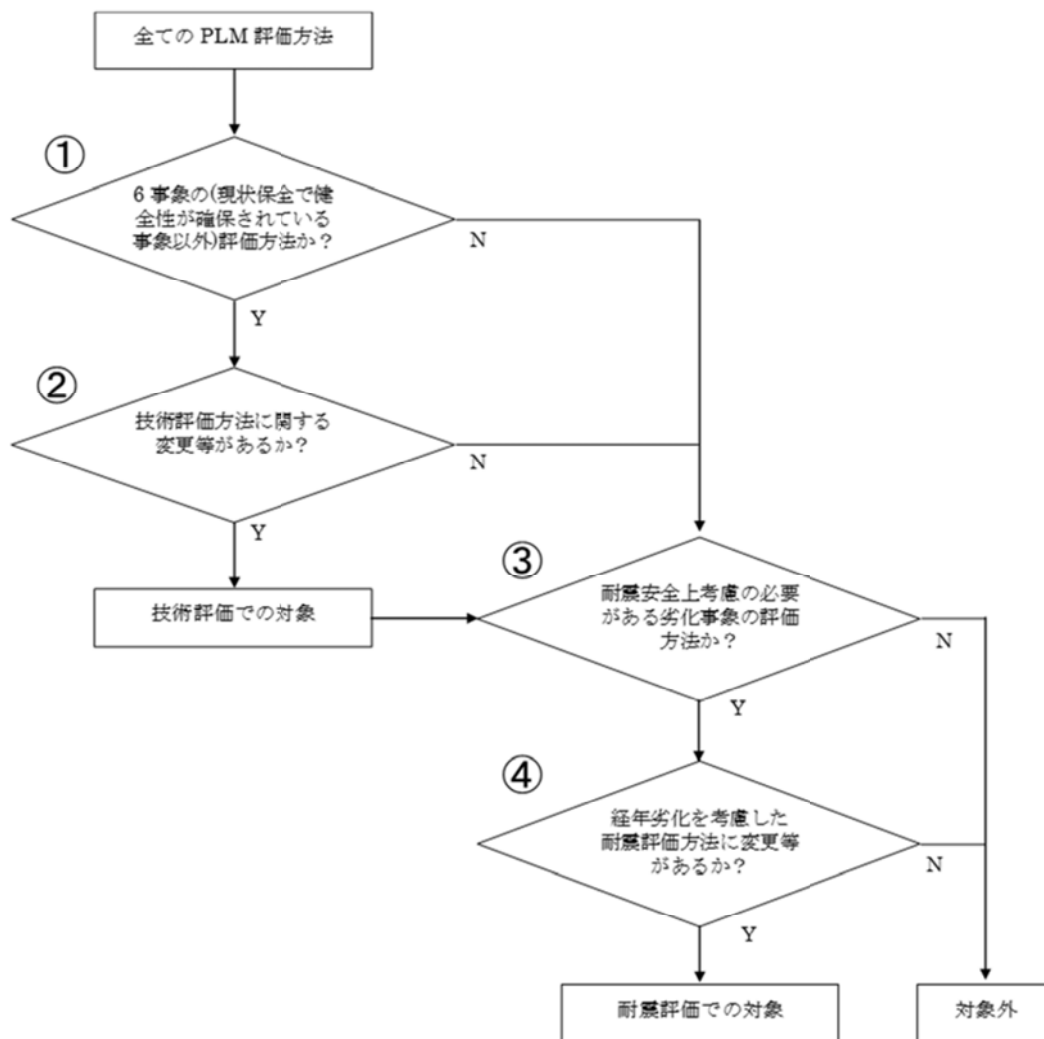
##### 3) 総合評価

健全性評価および現状保全を合わせて現状の保全内容の妥当性等を評価。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。

##### 4) 高経年化への対応

60年間の運転または冷温停止状態の維持を考慮した場合、現状保全の継続が必要となる項目、今後新たに必要となる点検・検査項目、技術開発課題等を抽出。





【抽出方法】

- ① 高経年化対策実施ガイドに記載の主要 6 事象（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および遮蔽能力低下）を対象とする。（6 事象以外については、現状保全により健全性が確保できるため対象外）
- ② 工事計画において、技術評価方法に影響を与える変更等がある場合は対象とする。
- ③ 6 事象以外の事象も含め、耐震安全性評価を行う上で、考慮の必要がある劣化事象を対象とする。
- ④ 工事計画において、経年劣化を考慮した耐震安全性評価に影響を与える変更等がある場合は対象とする。

(5) 運転経験および最新知見の反映

これまでの高経年化技術評価を参考にすると共に、それ以降スクリーニング未実施の2014年12月～2015年4月（美浜発電所3号炉 運転期間延長認可申請期間開始日の4ヶ月前まで）の国内外の運転経験、最新知見について劣化状況評価への影響を整理し、技術評価への反映可否を判断した。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。

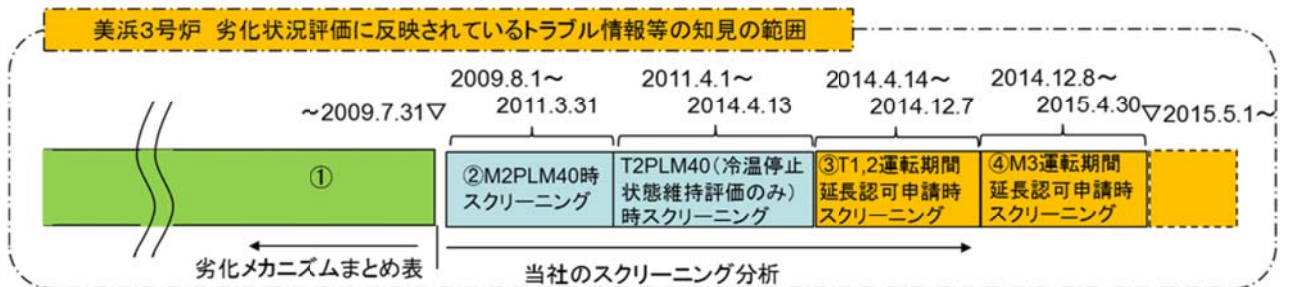
1) 運転経験

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において公開されている「トラブル情報」、「保全品質情報」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 および 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、および、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、美浜発電所3号炉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通りである。

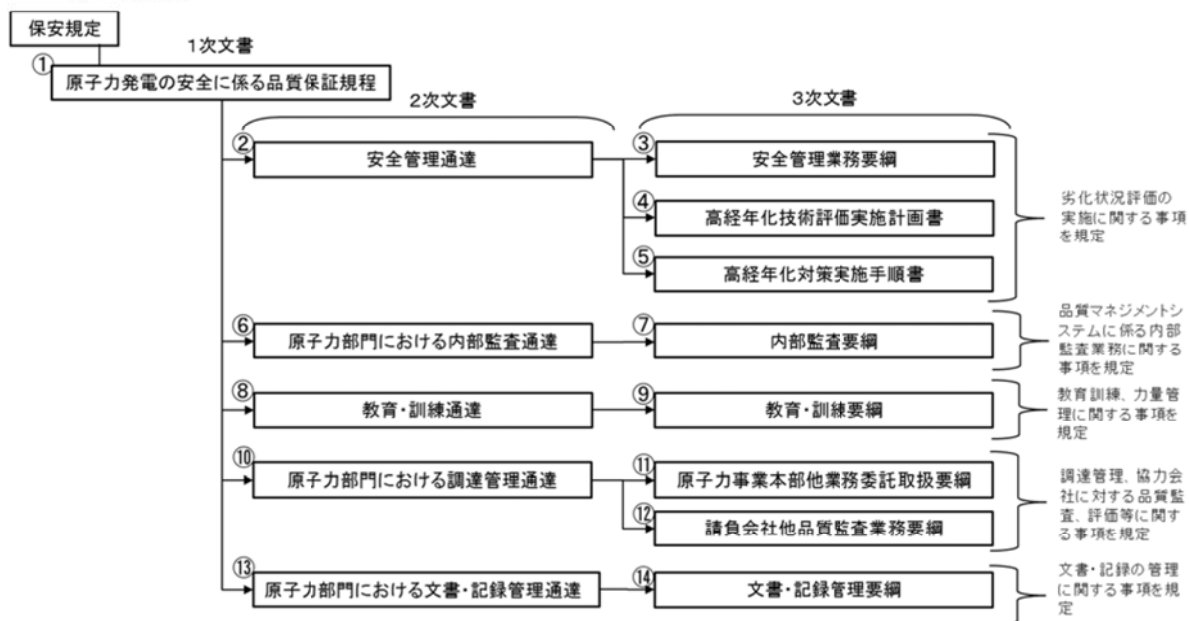


- ① ～2009.7.31 のトラブル情報等（美浜1号炉40年目高経年化技術評価(以降 PLM 評価という)時までの知見）劣化メカニズムまとめ表に整理されており、このまとめ表を活用
- ② 2009.8.1～2014.4.13 のトラブル情報等（美浜2号炉40年目 PLM 評価時～高浜2号炉40年目 PLM 評価時の知見）美浜2号炉40年目評価時～高浜2号炉40年目 PLM 評価（冷温停止維持評価のみ）時にスクリーニング済みであり、この知見を活用
- ③ 2014.4.14～2014.12.7 のトラブル情報等（高浜2号炉40年目 PLM 評価（冷温停止維持評価のみ）時以降の知見）高浜1、2号炉 劣化状況評価のため新規にスクリーニングを実施
- ④ 2014.12.8～2015.4.30 のトラブル情報等（高浜1、2号炉運転期間延長認可申請に係る劣化状況評価時以降の知見）美浜3号炉 劣化状況評価のため新規にスクリーニングを実施

トラブル情報等による知見については、美浜発電所3号炉のスクリーニング期間中のものは④の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。また、同スクリーニング期間以前のものは①、②および③を活用することで同じく美浜3号炉の評価に反映した。なお、④でスクリーニング対象とした国内外の情報件数は33件で、経年劣化に起因する案件は0件であった。

(6) 劣化状況評価における文書および記録の管理

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）は以下の通り。



1) 発電所の保安活動全般を規定する主な文書類

① 原子力発電の安全に係る品質保証規程（1次文書）

「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) 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

② 安全管理通達（2次文書）

原子力部門の安全管理に関する基本的事項を定め、劣化状況評価の実施に伴うプロセス（実施計画の立案、内部監査の実施等）等を定めているもの。

③ 安全管理業務要綱（3次文書）

原子力部門の安全管理に関する具体的事項を定め、劣化状況評価の実施に伴うプロセス（実施計画・実施手順の策定、妥当性確認の実施等）等を定めているもの。

④ 高経年化技術評価実施計画書（3次文書）

劣化状況評価の実施にあたり、実施体制、実施手順ならびに申請までのスケジュールを定めているもの。

⑤ 高経年化対策実施手順書（3次文書）

劣化状況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。

3) 品質マネジメントシステムに係る内部監査業務に関する事項を規定する主な文書類

⑥ 原子力部門における内部監査通達（2次文書）

品質マネジメントシステムに係る内部監査業務の基本的事項を定めているもの。

⑦内部監査要綱（3次文書）

品質マネジメントシステムに係る内部監査業務の具体的事項を定めているもの。

4) 教育訓練、力量管理に関する事項を規定する主な文書類

⑧教育・訓練通達（2次文書）

原子力部門の教育・訓練に関する管理の基本的事項を定めているもの。

⑨教育・訓練要綱（3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に対しての教育・訓練に関する具体的事項を定めているもの。

5) 調達管理、協力会社に対する品質監査、評価等に関する事項を規定する主な文書類

⑩原子力部門における調達管理通達（2次文書）

原子炉施設における業務委託等の調達手続きおよび調達した製品の保存に関する基本的事項を定めているもの。

⑪原子力事業本部他業務委託取扱要綱（3次文書）

原子力事業本部他が行う業務委託に関する具体的事項を定めているもの。

⑫請負会社他品質監査業務要綱（3次文書）

原子力事業本部（原子力技術部門、原子力発電部門等）が行う請負会社および委託会社品質監査に関する基本的事項および具体的な実施方法について定めているもの。

6) 文書・記録の管理に関する事項を規定する主な文書類

⑬原子力部門における文書・記録管理通達（2次文書）

原子力部門の文書および記録に関する管理の基本的事項を定めているもの。

⑭文書・記録管理要綱（3次文書）

原子力部門の文書および記録に関する管理の具体的事項を定めているもの。

7) 美浜発電所3号炉の高経年化技術評価実施計画書について

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

実施体制および実施手順について、別途定める高経年対策実施手順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計画書の制定および改定

劣化状況評価実施に係る全体調整等の業務を行う高経年対策グループチーフマネージャーが計画書案を作成し、関係グループチーフマネージャーの合議および原子力技術部長の確認を経て、原子力技術部門統括が承認する。

④発電所への協力依頼

高経年対策グループチーフマネージャーは、定めた実施計画書を美浜発電所長に通知し、実施・協力を依頼する。

8) 高経年化対策実施手順書について

①目的

原子力発電所の高経年化対策検討に関する実施手順および実施体制を定め、高経年化対策検討に係る業務を、外部文書の要求事項を満たしつつ、適切かつ円滑に実施を図るもの。

②主な規定事項

・実施体制

劣化状況評価の実施体制および業務分担を定めている。

・最新知見、運転経験およ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・分析およ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、対象期間および評価期間

劣化状況評価書作成にあたって、対象機器の抽出方法および劣化状況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および代表機器の選定

対象機器を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」附属書A等に基づき、対象機器を分類し、グループ化を行う。また、グループ化した対象機器から代表機器を選定することを定めている。

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（健全性評価と現状保全を踏まえた総合評価）、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。

・劣化状況評価書の作成

章立て、章の構成例、記載内容等を記載。

・チェックシート、フォーマット類

妥当性確認等のチェックシート、フォーマットを定めている。

③手順書の制定および改定

劣化状況評価実施に係る全体調整等の業務を行う高経年対策グループチーフマネジャーが手順書案を作成し、関係グループチーフマネジャーの合議および原子力技術部長の確認を経て、原子力技術部門統括が承認する。

#### ④発電所への通知

高経年対策グループチーフマネジャーは、定めた実施手順書を美浜発電所保全計画課長に通知する。

### (7) 力量管理および協力事業者の管理

#### 1) 力量管理について

##### ①目的

「教育・訓練通達」、「教育・訓練要綱」および「高経年化対策実施手順書」に基づき、原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にし、適切な教育・訓練、技能および経験を判断の根拠として力量があることを明確化するとともに、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教育・訓練を行い、その実施結果の有効性を評価することを目的とする。

##### ②力量の明確化

高経年対策グループチーフマネジャーおよび土木建築設備グループチーフマネジャー（以下、「評価担当グループチーフマネジャー」という。）は、各グループの業務を遂行するために必要な力量を定める。

⇒劣化状況評価の実施に係る力量の例

品質マネジメントシステムに関する知識、関係法令の適合性確認に関するスキル  
高経年対策に係る規格に関する知識、電気計装設備／機械設備に特化した専門知識

##### ③力量評価

評価担当グループチーフマネジャーは、グループ員の個人別業務経験等を参考に、「知識・技能・経験」を総合的に判断し、力量の評価を行う。

##### ④力量評価記録の管理

評価担当グループチーフマネジャーが実施した力量評価記録については、その写しを原子力企画グループチーフマネジャーに提出した上で、原本は評価担当グループチーフマネジャーが管理する。

##### ⑤必要な力量に到達させるための教育訓練または他の処置

評価担当グループチーフマネジャーは、力量の評価の結果、グループ員の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 OJT を主体とする教育訓練(社内外研修・検討会への参加など含む)を行う。

##### ⑥力量評価の実施時期

原則として毎年 4 月に 1 回実施する。また、新規配属者があった場合などには、都度、評価を行う。

#### 2) 協力事業者の管理について

「原子力部門における調達管理通達」、「原子力事業本部他業務委託取扱要綱」に基



づき、劣化状況評価に係る委託を行った協力事業者（関電プラント株式会社、株式会社原子力エンジニアリング、三菱重工業株式会社および三菱電機株式会社）の管理を実施。

#### ① 協力事業者の評価

製品また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。

なお、業務委託完了時にも協力事業者評価を行い、次回委託実施時の評価の情報としている。

⇒調達前に実施する技術力等の評価実績（例）

- ・ 関電プラント株式会社 平成 24 年 10 月 10 日
- ・ 株式会社原子力エンジニアリング 平成 24 年 12 月 17 日
- ・ 三菱重工業株式会社 平成 26 年 11 月 20 日
- ・ 三菱電機株式会社 平成 27 年 5 月 29 日

#### 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。

#### 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。

#### 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。
- ・ 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。

⇒計算機プログラムの検証

- ・ 計算機プログラムは、評価目的に応じた解析結果を保証するための重要な役割を持っていることから、使用実績や使用目的に応じ、計算機プログラムが適正なものであることを以下のような方法により検証し、使用した。「計算機プログラム（解析コード）の概要」を添付に示す。
  - ・ 簡易的なモデルによる解析解の検算
  - ・ 標準計算事例を用いた解析による検証
  - ・ 実験又はベンチマーク試験結果との比較
  - ・ 他の計算機プログラムによる計算結果との比較 等

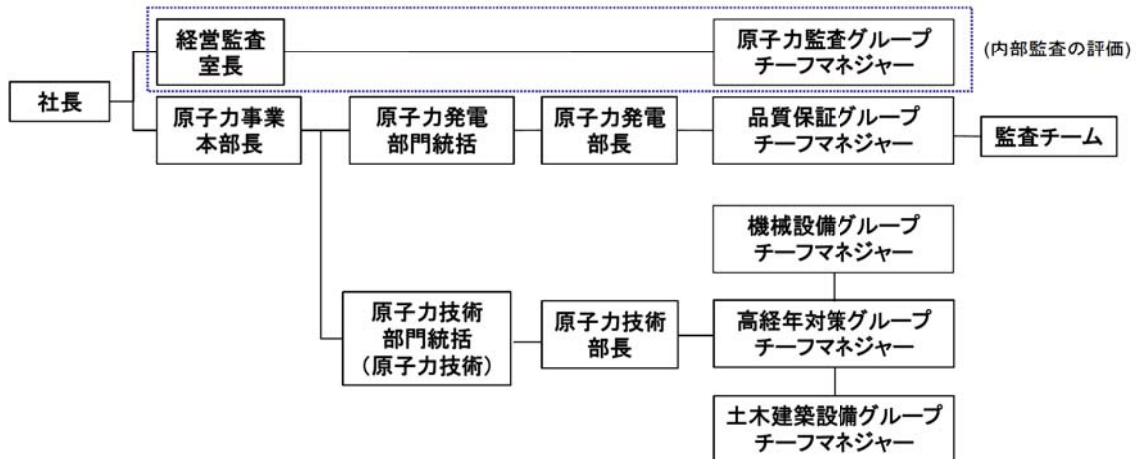
### （8）劣化状況評価の内部監査

#### 1) 目的

美浜発電所 3 号炉の劣化状況評価および保守管理に関する方針の策定に係る評価書作成プロセスについて、「高経年化対策実施手順書」に基づき実施されていることを確認する。

## 2) 体制

### ①内部監査に係る組織図



### ②内部監査責任者と監査チーム

- ・内部監査責任者：品質保証グループチーフマネジャー
- ・監査チーム：内部監査責任者が監査員の資格要件<sup>※1</sup>を備えた者の中から監査チームリーダー<sup>※2</sup>とメンバーを選任。

※1：社内および社外の内部監査員養成研修修了者(ISO9000 審査員研修コース修了者含む)

※2：役職者で監査経験1回以上を有する者

### ③経営監査室長

経営監査室長は、原子力事業本部から独立した組織において、原子力事業本部の内部監査情報を収集し、客観的にそれらの評価を行い、その適切性を確認する。

## 3) 内部監査の実施方法

### ①監査実施計画の作成

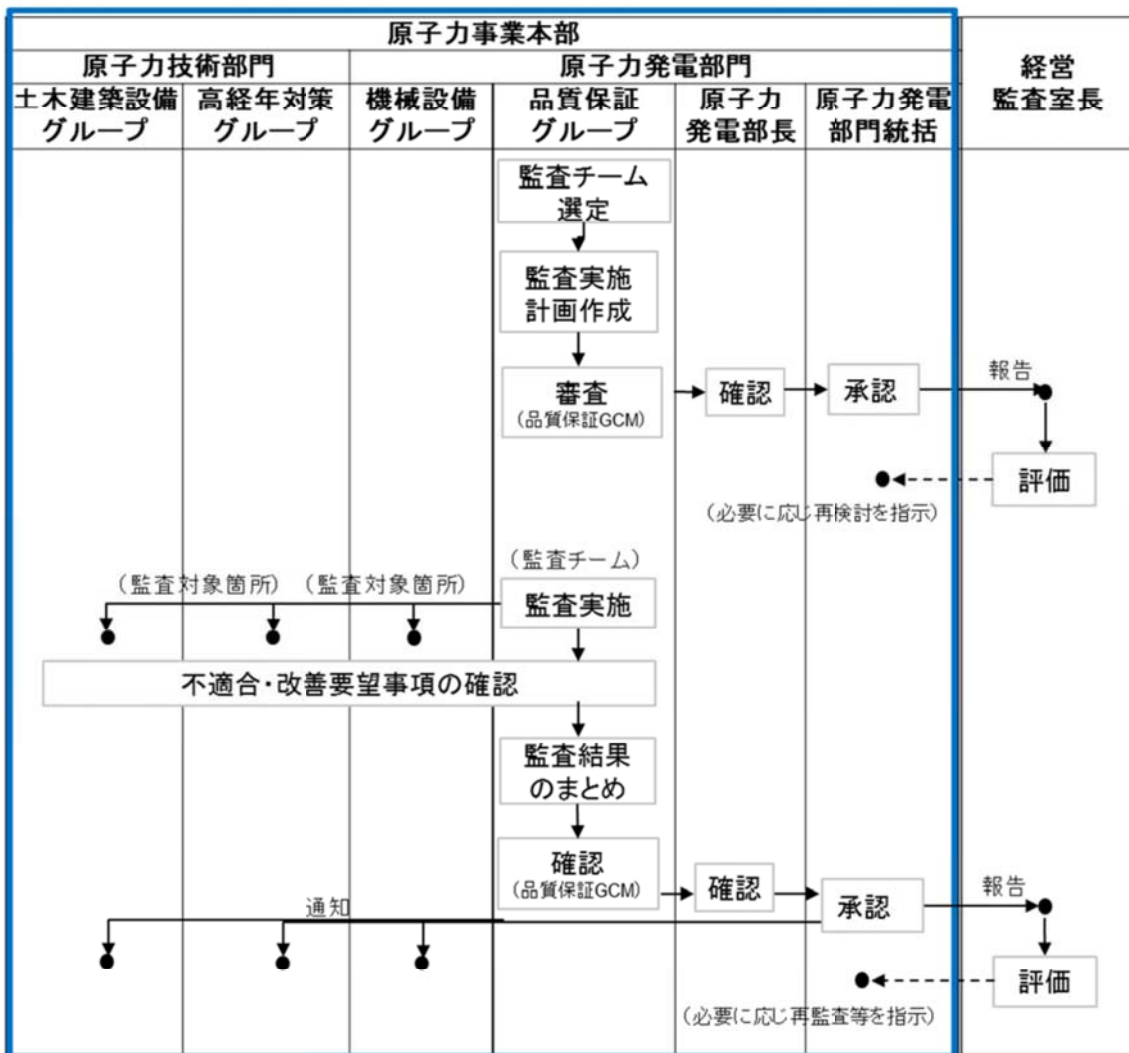
監査チームリーダーが美浜発電所3号炉の劣化状況評価に係る内部監査チェックシートを含む監査実施計画を作成し、品質保証グループチーフマネジャーの審査を受け、原子力発電部長の確認を得て、原子力発電部門統括の承認を得る。

### ②監査実施と監査結果のまとめ

監査チームは、関係書類の確認および監査対象箇所との質疑応答により監査を実施する。

監査チームは、不適合・改善要望事項を含む監査結果を取りまとめ、品質保証グループチーフマネジャーおよび原子力発電部長の確認を受け、原子力発電部門統括の承認を得る。

内部監査に係る業務フローを次頁に示す。



#### 4) 内部監査結果

監査チームは、美浜発電所3号炉の劣化状況評価に係る内部監査で、不適合および改善要望事項はなく、高経年化対策実施手順書に基づき適切に作成されていることを確認した。

#### 5) 内部監査に対する評価

経営監査室長は、内部監査実施計画および内部監査結果の評価において、監査プロセスの公平性・客観性が確保され、また内部監査結果は客観的に納得できる内容であることを確認した。

## 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は、30年目の高経年化技術評価を過去約10年間の供用実績、保全実績およ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、以下の評価を行った。

### (1) 経年劣化傾向の評価

30年目の高経年化技術評価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40年目評価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。

### (2) 保全実績の評価

30年目の高経年化技術評価の結果、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事象について、その評価を実施する。なお、その対象期間としては、2005年5月～2015年5月の10年間とした。

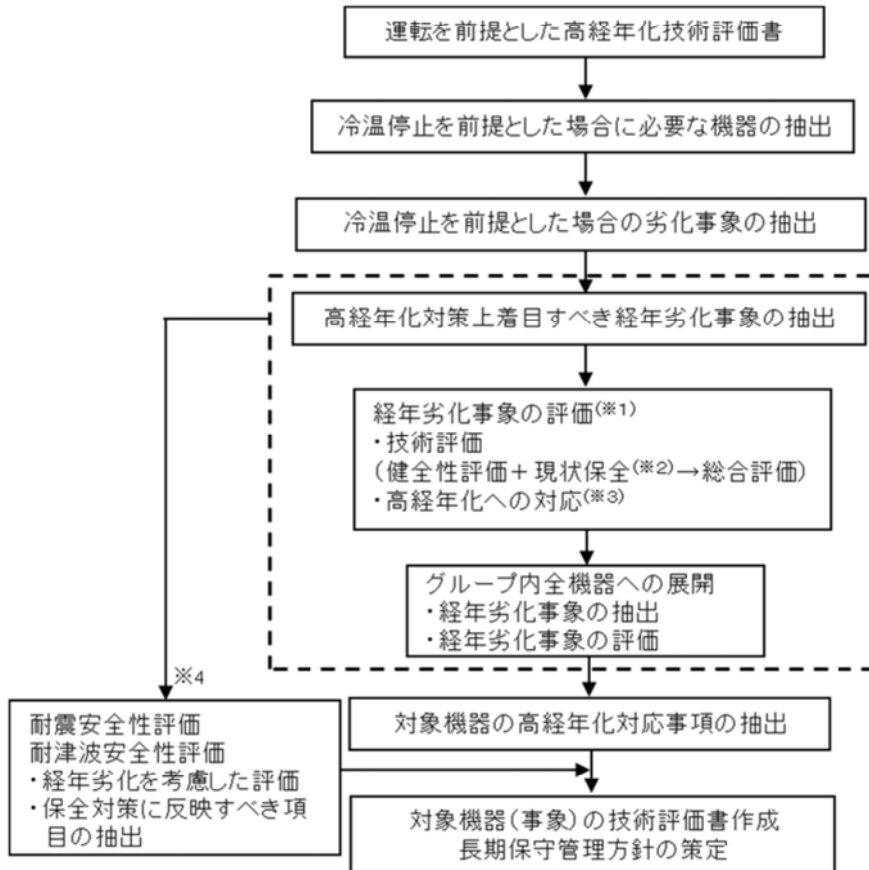
### (3) 長期保守管理方針の有効性評価

30年目の長期保守管理方針について、その有効性を評価した。

## 2. 5 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：運転を前提とした評価の代表機器として評価されている機器に関しては、冷温停止を前提とした場合にも代表機器として評価を記載することとする。
- ※2：系統レベルの機能確認を含む。
- ※3：高経年化対応としての保全のあり方を論じ、高経年化に関係のない一般的な保全は切り離す。
- ※4：経年劣化の発生・進展が否定できず、耐震安全性・耐津波安全性に影響を及ぼす可能性のある事象

# 別紙

## 【美浜3号炉】

別紙1. 劣化事象に関する保全管理の実施状況および保全の有効性評価の実施状況

別紙2. 日常劣化管理に関する劣化傾向の把握

別紙3. 保全活動の有効性

別紙4. 冷温停止時の充てん／高圧注入ポンプのフレット疲労評価

別紙5. 充てん流量制御弁、封水注入ライン制御弁の弁体、弁座等の腐食(エロージョン)

別紙6. 原子炉容器の炉内計装筒について、30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における疲労評価の解析条件の違い及びそれに伴う評価結果の相違

別紙7. ステンレス鋼配管の加圧器スプレイ配管について、30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における環境疲労評価の疲労累積係数の相違

別紙8. 一次冷却材管の加圧器サージライン用管台について、30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における疲労累積係数の相違

別紙9. 熱時効評価における30年目と40年目評価対象部位の差異

別紙10. 保全実績の評価の実施期間

別紙11. 長期保守管理方針の実施状況

別紙12. 配管破断防護設計指針等に基づき、破断前漏えい概念を適用している配管系に対する、劣化状況評価の対象期間における破断前漏えいの成立性について

別紙13. 海外情報の劣化状況評価への反映について

添付. 計算機プログラム(解析コード)の概要

タイトル	劣化事象に関する保全管理の実施状況及び保全の有効性評価の実施状況について
説明	<p>機器の保全内容については、劣化メカニズム整理表やこれまでの保守管理の結果から得られた”機器の部位別に想定される劣化事象”に着目し、保全項目の検討を行い、検討結果に基づく保全内容を担保するために必要な作業、検査項目などを選定しており、高経年化技術評価書においては別冊にて記述している。</p> <p>これらのことを踏まえ、各日常劣化管理事象に対する保全管理の実施状況を添付-1に示す。これらの点検の結果、異常が認められた場合は、速やかに対策を施すこととしており、高経年化対策上、問題とならない事象と判断している。また、保全の有効性評価の実施状況を添付-2に示す。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

## 美浜３号炉における日常劣化管理事象に対する保全概要（１／２）

No.	事象	保全内容の例	備考
1	SCC	定期的に超音波探傷検査を実施して有意な欠陥がないことを確認するとともに漏えい検査により機器の健全性を維持している。	余熱除去系統配管 母管の内面からの応力腐食割れ
2	靱性低下	日本機械学会 維持規格（JSME S NA1-2008）に基づく評価では、照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。また、炉心槽については定期的に水中テレビカメラによる可視範囲の目視確認を実施し、異常のないことを確認している。	炉内構造物 炉心槽の中性子照射による靱性低下
3	摩耗	定期的にVベルトの張力管理およびVプーリの目視確認を実施することで、機能を維持している。	制御建屋送気ファン Vプーリの摩耗
4	変形	定期的に水平継手面の隙間計測および当り状況の確認を実施し、健全性を維持している。	高圧タービン 車室の変形
5	全面腐食	巡視点検等で目視により塗膜の状態を確認し、はく離等が認められた場合は必要に応じて補修を実施することとしている。	充てん／高圧注入ポンプ軸受箱の外面からの腐食
6	異種金属接触腐食	定期的な分解点検時の目視確認で腐食やライニングの状況を確認し、その結果に応じて補修等を実施することにより、機器の健全性を維持している。	1次系冷却水クーラ管側耐圧構成品の海水による腐食（異種金属接触腐食を含む）
7	固着	定期的な注油、各部の目視確認、動作試験を実施することで、健全性を維持している。	メタクラ リンク機構（遮断器）の固着
8	照射クリープ	中性子吸収体によって変形が制限され、また、外観検査にて有意な変形のないことを確認している。	制御棒クラスタ 被覆管の照射クリープ
9	高サイクル熱疲労	定期的に隔離弁の分解点検を実施し、弁ディスク位置の調整により弁シート部の隙間を適正に管理していくことにより、機器の健全性を維持している。	余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れ（弁グランドリーク型）
10	孔食他	定期的な目視確認により各部の腐食の有無もしくは塗装の劣化の有無を確認し、腐食の状況により寸法計測を実施し、腐食進行程度の把握を行うことにより機能を維持している。	海水ポンプ主軸等接液部の腐食（孔食他）
11	腐食（エロージョン）	定期的な弁内面状態の目視確認により、機器の健全性を維持している。	ドレン系統仕切弁 弁箱等の腐食（エロージョン）
12	腐食（流れ加速型腐食）	「2次系配管肉厚の管理指針」に基づき、超音波を用いた肉厚測定を実施し、減肉の管理を実施することにより機能を維持している。	主蒸気系統配管、主給水系統配管 母管の腐食（流れ加速型腐食）
13	スケール付着	定期的な渦流探傷検査信号による閉塞率評価を実施し、スケール付着傾向を監視すると共に、必要に応じてカメラによる目視確認を行うことで傾向を把握している。	蒸気発生器管支持板穴へのスケール付着
14	照射誘起割れ	中性子照射量に応じた取替を行うことで、機能を維持している。	制御棒クラスタ 被覆管先端部の照射誘起割れ（外径増加によるクラック）
15	ホワイトメタルの摩耗、はく離	定期的に目視確認、車軸と軸受内面の隙間測定および軸受表面の当り幅を確認し、はく離についても、定期的に目視確認、ホワイトメタル部の浸透探傷検査および超音波探傷検査を実施することで、健全性を維持している。	高圧タービン ジャーナル軸受ホワイトメタルの摩耗、はく離
16	テフロン剥離	プラント起動時にスライドサポートの動作状況を確認することで、機能を維持している。	配管スライドサポート スライドプレートへのテフロンのはく離



## 美浜3号炉における日常劣化管理事象に対する保全概要（2/2）

No.	事象	保全内容の例	備考
17	伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管に対しては定期的に全数渦流探傷検査を実施し、健全性を確認している。さらに定期的にスラッジランシングを実施し、管板上のスラッジ除去を実施している。	蒸気発生器伝熱管の損傷
18	流路の減少	定期的な目視確認と清掃により、スクリーン流路の減少につながる異物は適切に取り除かれている。	格納容器再循環サンプスクリーン スクリーン流路の減少
19	断線	ほう酸水温度の連続監視を行っており、断線が生じた場合には検知し、2トレンのうち健全側に切替えた後、補修している。	化学体積制御系統配管 ヒートトレースの断線
20	真空度低下	定期的な真空度測定を実施することで、健全性を確認することとしている。	メタクラ 真空バルブ（遮断器）の真空度低下
21	目詰り	定期的エレメントの清掃を実施することで、健全性を維持している。	海水ストレーナ エLEMENTの目詰り
22	中性子およびγ線照射脆化	定期的に原子炉容器とキャビティに有意な高低差がないことをキャビティシール据付時の漏えい検査により確認している。	原子炉容器サポート ボルト等 原子炉容器炉心近傍部材の中性子およびγ線照射脆化
23	特性変化	定期的実圧または模擬信号での校正試験・調整を実施し、精度が保たれていることを確認している。	プロセス計測制御 伝送器の特性変化
24	導通不良	機器の動作に異常の無いことを確認し接点の導通不良による機能低下がないことを確認している。	プロセス計測制御 接点の導通不良
25	水素反応機能低下	定期的外観検査、機能検査による確認を行い、健全性に問題がないことを確認することとしている。	静的触媒式水素再結合装置 触媒プレート（触媒）の水素反応機能低下

## 美浜3号機第25保安サイクル(中間) 保安の有効性評価

<b>JEAC4209項目</b>	MC-15 保安の有効性評価																		
<b>評価項目</b>	a. 保安活動管理指標の監視結果																		
<b>評価方法</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・監視期間における指標の実績を集約し、目標値未満については、b～gのデータを活用し、対策検討がされていることを確認する。</li> <li>・実績が目標値超過については、その要因や是正内容の検討がされていることを確認する。</li> </ul>																		
<b>評価基準</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・監視期間におけるPC指標の実績が集約され、目標値未満については、対策検討がされていること。</li> <li>・目標値超過については、処置内容等を確認していること。</li> </ul>																		
<b>評価結果</b>	<b>実施状況確認結果</b>	<b>評価結果</b>	<b>改善が必要な内容または今後の取り組み</b>																
	<p>・第25保安サイクルの監視(中間) 美浜3号 第25保安サイクルにおける保安活動管理指標(プラントレベル、系統レベル)について監視計画を策定し、H23.2.15～H24.9.30の間、指標の監視を実施した。</p> <p>1. プラントレベル(監視期間:平成23年2月15日～平成24年9月30日)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>目標値</th> <th>実績値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計画外自動停止回数</td> <td>&lt;1回/7000監視時間</td> <td>0回/7000監視時間</td> <td></td> </tr> <tr> <td>計画外出力変動回数</td> <td>&lt;2回/7000監視時間</td> <td>0回/7000監視時間</td> <td></td> </tr> <tr> <td>工学的保安施設の計画外自動回数</td> <td>&lt;1回</td> <td>0回</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 系統レベル(監視期間:平成23年2月15日～平成24年9月30日) 系統レベル指標(MPPF、UA時間積算)について、カウント実施無し。</p>	項目	目標値	実績値	備考	計画外自動停止回数	<1回/7000監視時間	0回/7000監視時間		計画外出力変動回数	<2回/7000監視時間	0回/7000監視時間		工学的保安施設の計画外自動回数	<1回	0回		<p>(1) プラントレベル カウントした実績はなく、目標値を満足していることから、保安計画へ反映すべきものはなかった。</p> <p>(2) 系統レベル ・予防可能故障(MPPF)回数 カウントした実績はなく、目標値を満足していることから、保安計画へ反映すべきものはなかった。</p> <p>・非待機(UA)時間 カウントした実績はなく、目標値を満足していることから、保安計画へ反映すべきものはなかった。</p> <p>以上のことから保安は有効に機能しており、保安計画に反映すべきものはなかった。</p>	<p>改善が必要な内容または今後の取り組み 特になし</p>
項目	目標値	実績値	備考																
計画外自動停止回数	<1回/7000監視時間	0回/7000監視時間																	
計画外出力変動回数	<2回/7000監視時間	0回/7000監視時間																	
工学的保安施設の計画外自動回数	<1回	0回																	

## 美浜3号機第25保安サイクル(中間2) 保安の有効性評価

JEA4209項目	MC-15 保安の有効性評価																		
評価項目	a. 保安活動管理指標の監視結果																		
評価方法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・監視期間における指標の実績を集約し、目標値未満については、b~gのデータを活用し、対策検討がされていることを確認する。</li> <li>・実績が目標値超過については、その要因や是正内容の検討がされていることを確認する。</li> </ul>																		
評価基準	<ul style="list-style-type: none"> <li>・監視期間におけるPC指標の実績が集約され、目標値未満については、対策検討がされていること。</li> <li>・目標値超過については、処置内容等を確認していること。</li> </ul>																		
評価結果	<p>実施状況確認結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・第25保安サイクルの監視(中間) 美浜3号 第25保安サイクルにおける保安活動管理指標(プラントレベル、系統レベル)について監視計画を策定し、H24.10.1~H26.3.31の間、指標の監視を実施した。</li> </ul> <p>3号機第25保安サイクル(中間2):保安活動管理指標監視結果一覧</p> <table border="1" data-bbox="805 1131 1061 1668"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>目標値</th> <th>実績値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計画外自動停止回数</td> <td>&lt;1回/1000動作時間</td> <td>監視期間中は0回発生 (カウント対象外)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>計画外出力変動回数</td> <td>&lt;2回/1000動作時間</td> <td>監視期間中は0回発生 (カウント対象外)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>工学的安全施設の計画外作動回数</td> <td>&lt;1回</td> <td>0回</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項目	目標値	実績値	備考	計画外自動停止回数	<1回/1000動作時間	監視期間中は0回発生 (カウント対象外)		計画外出力変動回数	<2回/1000動作時間	監視期間中は0回発生 (カウント対象外)		工学的安全施設の計画外作動回数	<1回	0回		<p>評価結果</p> <p>(1) プラントレベル 監視期間中は3号機停止中であり、計画外自動停止回数および計画外出力変動回数についてはカウント対象外であった。 工学的安全施設の計画外作動回数についてはカウント実績なし。</p> <p>(2) 系統レベル 予防可能故障件数(MPFF)についてはカウント実績はなかった。 非待機時間(UA)については、3号機停止中でありカウント対象外であった。</p> <p>以上のことから保安は有効に機能しており、保安計画に反映すべきものはなかった。</p>	<p>改善が必要な内容または今後の取り組み</p>
項目	目標値	実績値	備考																
計画外自動停止回数	<1回/1000動作時間	監視期間中は0回発生 (カウント対象外)																	
計画外出力変動回数	<2回/1000動作時間	監視期間中は0回発生 (カウント対象外)																	
工学的安全施設の計画外作動回数	<1回	0回																	

タイトル	日常劣化管理に関する劣化傾向の把握について
説明	<p>劣化傾向管理に関して、劣化トレンドの管理のため状態監視保全及び点検手入れ前データの活用を行っており、下記の診断等を社内文書として定め、実施している。</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1 状態監視保全<ol style="list-style-type: none"><li>(1) 回転機器の軸受部に対する振動診断</li><li>(2) 回転機器に使用されている潤滑油の診断</li><li>(3) 電気設備や機械的摺動部に対する赤外線サーモグラフィ診断</li></ol></li><li>2 点検手入れ前データ<ol style="list-style-type: none"><li>(1) A s - f o u n dデータの収集・保全への反映</li></ol></li></ol> <p style="text-align: right;">以上</p>

## 回転機器振動診断実施マニュアル

### 目 次

<b>第1章 総則</b>	<b>4</b>
1. 目的	4
2. 適用範囲	4
3. 関係する外部文書（法令、民間規格等）	4
4. 関係する内部文書（社内標準等）	4
5. 用語の定義	4
<b>第2章 振動診断業務の実施に係る役務</b>	<b>6</b>
1. 目的	6
2. 役割分担	6
<b>第3章 振動診断の実施に必要な力量</b>	<b>8</b>
1. 目的	8
2. 必要とする力量	8
3. 力量管理	8
4. 教育訓練	8
<b>第4章 振動診断の実施</b>	<b>9</b>
1. 目的	9
2. 振動診断の業務プロセス	9
（1）対象範囲の策定	9
（2）振動診断実施計画の策定	9

## 別紙 1 4

## 回転機器潤滑油診断実施マニュアル

## 目 次

第1章 総則	
1. 目的	4
2. 適用範囲	4
3. 関係する外部文書（法令、民間規格等）	4
4. 関係する内部文書（社内標準等）	4
5. 用語の定義	4
第2章 潤滑油診断業務の実施に係る役務	
1. 目的	6
2. 役割分担	6
第3章 潤滑油診断の実施に必要な力量	
1. 目的	7
2. 必要とする力量	7
3. 力量管理	7
4. 教育訓練	8
第4章 潤滑油診断の実施	
1. 目的	9
2. 潤滑油診断の業務プロセス	9
(1) 対象範囲の策定	9
(2) 潤滑油診断実施計画の策定	9
(3) 潤滑油診断実績管理	10

## 別紙 15

## 赤外線サーモグラフィー診断実施マニュアル

## 目 次

第1章 総則	
1. 目的	3
2. 適用範囲	3
3. 関係する外部文書（法令、民間規格等）	3
4. 関係する内部文書（社内標準等）	3
5. 用語の定義	3
第2章 サーモグラフィー診断業務の実施に係る役割	
1. 目的	5
2. 役割分担	5
第3章 サーモグラフィー診断の実施に必要な力量	
1. 目的	7
2. 必要とする力量	7
3. 力量管理	7
4. 教育訓練	7
第4章 サーモグラフィー診断の実施	
1. 目的	8
2. サーモグラフィー診断の業務プロセス	8
（1）対象範囲の策定	8
（2）サーモグラフィー診断実施計画の策定	8
（3）サーモグラフィー診断実績管理	8
（4）測定	9
（5）評価	9
（6）対応の検討	10
（7）対応の計画、処置	10
第5章 マスターデータ、赤外線診断システムおよび赤外線熱画像計測装置の管理	
1. 目的	12
2. マスターデータの管理	12
3. 赤外線診断システムの管理	12
4. 赤外線熱画像計測装置の管理	12
第6章 サーモグラフィー診断結果の定期的な報告	
1. 目的	13
2. サーモグラフィー診断結果の定期的な報告	13

保修業務ガイド別紙３３

## 点検手入れ前データ採取業務マニュアル

平成２２年１２月７日 制 定

原子力事業本部 保修管理グループ



保-第 27 号

件 名

美浜3号機 第2回特別な保全計画（追加点検）に伴う  
保全の有効性評価の結果について

【承認者】

所長	副所長 (技術)	運営統括長 (1,2号)	運営統括長 (3号)	品質保証 室長	安全・防災 室長	品質保証室 課長	安全・防災室 課長	技術 課長	原子燃料 課長

放射線 管理課長	発電 室長	電気 保修課長	計装 保修課長	原子炉 保修課長	ケビン 保修課長	電気工事 グループ課長	機械工事 グループ課長	機械工事 グループ課長	機械工事 グループ課長

所長室 課長(劣安)	発電所 課長(BT)	発電所 課長(所則)	電気技術 アドバイザー	機械技術 アドバイザー

【保全計画課】

課長	計画 係長	保全技術 係長	係

【土木建築課】

課長	土木建築 係長	土木 係長	建築 係長

標記については、美浜3号機 第2回特別な保全計画（追加点検）に伴う保全の有効性評価の結果について、下記のとおり報告します。

記

1. 評価年月日  
以下品質保証委員会をもって、3号機 第2回特別な保全計画（追加点検）に伴う保全の有効性評価の内容についてのレビューを行った。  
・平成26年6月17日（火）
2. 評価者  
1項記載の品質保証委員会出席者（詳細添付1 議事録参照）
3. 評価結果  
保全の有効性について評価した結果および改善内容等については、添付2の評価資料参照。

以上

添付1：平成26年度 第2回 品質保証委員会 議事録 (H26.6.23)  
2：美浜3号機 第25回定検中 保全の有効性評価

美浜発電所 第3号機 第25回定検中の保全の有効性評価結果について

美浜発電所 保守業務所別に基づき、有効性評価を実施。

定期的な評価のインプット		報告評価	
分類1	分類2	対象期間	
a 保全活動管理指標の監視結果	①プラントレベル 保全活動管理指標が目標値を 超えたもの	H24.10.1～H26.3.31	すべての指標について、対象期間中にカウントした実績はなく、目標値を満足していることが確認できており、保全計画へ反映すべきものはなかった。
	②系統レベル 保全活動管理指標が目標値を 超えたもの	H24.10.1～H26.3.31	・予防可能故障(MPPF)回数 すべての指標について、対象期間中にカウントした実績はなく、目標値を満足していることが確認できており、保全計画へ反映すべきものはなかった。 ・非特種(UA)時間 すべての指標について、対象期間中にカウント対象外で、保全計画へ反映すべきものはなかった。
b 保全データ推移及び経年劣化の長期的傾向監視の実績	③手入れ前データ	第25回定検および長期停止に伴う保全計画に採取したデータ	対象期間中に採取した手入れ前データの定検中4,338作業項目および計装保守データの4,666データおよび長期停止に伴う保全計画922作業項目および計装保守データ(給)2,344作業項目を評価した結果、適切に把握されていることを確認した。その評価として保全計画へ反映すべきものはなかった。
	④状態監視データ	H24.10.1～H26.3.31に採取したデータ	対象期間中に採取した機器(182台)について、振動診断データを評価した結果、適切に把握されていることを確認した。その評価の結果として保全計画へ反映すべきものはなかった。 また、試運用で実施している赤外線診断は、643機器および、良滑油診断の3機器について実施した結果、適切に把握されていることを確認した。その評価の結果として保全計画へ反映すべきものはなかった。
	⑤系統及び機器運転データ	H24.10.1～H26.3.31	対象期間中に採取した定置点検(試験)16項目、定期事業者検査28項目のデータを評価した結果、有意な変化・傾向は認められなかったことから、保全計画へ反映すべきものはなかった。
	⑥経年劣化の長期的な傾向監視の実績	長期停止に伴う追加点検に採取したデータ 第25回定検および長期停止に伴う保全計画(H24.11.26～H25.11.6)	長期保守管理方針に基づく保全計画は実施項目なし 対象期間中に採取したトレンドデータ972項目について傾向監視を行った結果、2項目について取替計画がなされていた。そのほかには有意な傾向が認められなかったことから保全計画へ反映すべきものはなかった。 また、2次系配管については25回定検で実施した2,300箇所の実測測定の結果、全寿命10年未満の60箇所を次回測定することを計画しており、現状の保全方法で十分監視できていることから保全指針、保全計画へ反映すべきものはなかった。
c トラブルなど運転経緯	⑦当該プラントのトラブル及び不適合	H24.10.1～H26.3.31	対象期間中の定検中不具合101件、運転中不具合229件および前回評価において、処理が完了していなかった不具合115件の把握状況については、適切に把握されていることを確認した。 また、不適合和室-並正並置機についても対象期間中の4件について、適切に把握されていることを確認した。 不具合データの根本原因等から内容を確認および長期停止期間中の内容を確認した。 トラブルおよび不適合情報を評価した結果、保全指針改訂が完了した13件があったが、保全計画へ反映すべきものはなかった。
d 高齢化技術評価及び定期安全レビューの結果	⑧当該プラントの高齢化技術評価及び定期安全レビュー	定検中であり対象外	-
e 他プラントのトラブル及び経年劣化傾向に係るデータ	⑨他プラントの不適合情報(NUCIA、海外情報、NISA文書)	H24.10.1～H26.3.31	対象期間中に把握された予防処置情報(169件)のうち、予防処置が必要とされた11件および前回評価で処置予定としていた案件について、適切に把握されていることを確認した。 また、上記の予防処置実施方針を除く上伏機関指針22件についても、適切に把握されていることを確認した。 他プラントの不適合情報の保全の有効性評価を評価した結果、必要なものについては保全指針に反映を実施した。なお、保全計画に反映すべきものはなかった。
	⑩他プラントのPLM(経年劣化)評価	H24.10.1～H26.3.31	他プラントのPLM(経年劣化)情報は、劣化メカニズム整理表(不安定が維持管理)へ適宜反映されることになっている。なお、この期間に保全指針、保全計画へ反映するものはなかった。
f リスク情報、科学的知見	⑪リスク情報	定検中であり対象外	-
	⑫科学的知見(電共研、技術開発)	H24.10.1～H26.3.31	・予防処置が必要とされた11件を評価した結果、科学的知見によるものはなかった。 この期間で保全指針、保全計画に反映するものはなかった。
g その他	⑬その他自主活動	H24.10.1～H26.3.31	対象期間中に保全指針の作業項目の周期を変更したものは、1,633作業項目あった。保全計画に反映すべきものはなかった。
		H24.10.1～H26.3.31	対象期間中に設備(仕様)変更のあった工事168件について評価を行った結果、保全指針の改訂が必要とされた工事が19件あった。なお、保全計画へ反映すべきものはなかった。

タイトル	保全活動の有効性について
説明	保全活動の有効性については、添付－1に示す社内文書として定め、保全活動管理指標の監視により確認している。

## 保全活動管理指標の設定および監視マニュアル

添付

### 3号機第24保全サイクル: 保全活動管理指標監視結果一覧

1. プラントレベル(監視期間:平成21年12月13日～平成23年2月14日)

項目	目標値	実績値	備考
計画外自動停止回数	<1回/7000臨界時間	0回/7000臨界時間	
計画外出力変動回数	<2回/7000臨界時間	0回/7000臨界時間	
工学的安全施設の計画外作動回数	<1回	0回	

2. 系統レベル(監視期間:平成21年12月13日～平成23年2月14日)  
 系統レベル指標(MPFF、UA時間積算)について、カウント実績無し。

タイトル	冷温停止時の充てん/高圧注入ポンプのフレットィング疲労評価について
説明	<p>冷温停止時には化学体積制御系統の流量を低下させるため、充てん/高圧注入ポンプの吐出流量が低下するが、ポンプ回転数が同じ場合、主軸にかかる応力は吐出流量が少ないほど大きくなるため、当該劣化事象は断続運転を前提とした場合より厳しくなると考えられる。</p> <p>しかしながら、ポンプ流量が少なくなることを考慮しても、ポンプの曲げ応力振幅は疲労限に対し小さく、主軸のフレットィング疲労割れ発生の可能性は小さいことを確認している。</p> <p>また、巡視点検時の振動確認（通常運転時の振動状態と差異がないことの触診や目視による確認）ならびに試運転時および機能試験時における振動確認（変位、速度、加速度の測定等）により、運転状態に異常のないことを確認していることから健全性を維持できると判断している。</p> <p>なお、当該ポンプ主軸については、フレットィング疲労対策の応力緩和溝が設けられたものに取り替を実施しており、フレットィング疲労が生じる主軸と羽根車の焼き嵌め部の応力集中を低減している。</p> <p>以上を踏まえて、当該経年劣化事象は、運転を前提とした評価と同様、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断している。</p>

タイトル	<p>充てん流量制御弁、封水注入ライン制御弁の弁体、弁座等の腐食（エロージョン）について</p>
説明	<p>充てん流量制御弁、封水注入ライン制御弁は、高圧の充てん／高圧注入ポンプ出口ラインから、1次冷却系統に向って減圧する弁である。</p> <p>冷温停止状態の維持を前提とした場合では、原子炉冷却系統の圧力が運転中と比べて低くなり、高圧の充てん／高圧注入ポンプ出口ラインから1次冷却材管へ注水するラインにおいては、調整弁などで流量を絞ることでポンプ吐出側の圧力を原子炉冷却系統の圧力に減圧する。</p> <p>したがって、冷温停止状態の維持を前提とした場合、弁前後の差圧が大きい状態が長時間継続する可能性があるため、当該劣化事象は断続的運転を前提とした場合より厳しくなると考えられる。</p> <p>充てん流量制御弁、封水注入ライン制御弁の当該劣化事象について、通常運転時には定期的に分解点検を実施しており、弁体、弁座または弁箱弁座部シート面を確認している。</p> <p>現在美浜3号機は停止中で原子炉内に燃料がない状態であるため、充てん／高圧注入ポンプは原則停止しており、当該弁の劣化進展は緩やかであると判断し、現在までの停止期間中はこれまでに2回、分解点検を実施し、健全性を確認している。</p> <p>停止期間中の点検は、その状態における機器の劣化状況を判断し、点検頻度・内容を決めることにしており、運転状態の変化に応じて頻度を適切に見直し、分解点検を実施していく。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	原子炉容器の炉内計装筒について、30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における疲労評価の解析条件の違い及びそれに伴う評価結果の相違について								
説明	<p>原子炉容器の炉内計装筒について、30年目の高経年化技術評価（以下PLM30という）と劣化状況評価（以下PLM40という）における疲労累積係数の比較を表1に示す。</p> <p>表1 原子炉容器の炉内計装筒の疲労評価結果（疲労累積係数）の比較</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th rowspan="2" style="padding: 5px;">部位</th> <th colspan="2" style="padding: 5px;">60年時点の予測値</th> </tr> <tr> <th style="padding: 5px;">PLM30</th> <th style="padding: 5px;">PLM40</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="padding: 5px;">原子炉容器 炉内計装筒</td> <td style="padding: 5px;">0.000 (0.000)</td> <td style="padding: 5px;">0.140 (0.006)</td> </tr> </tbody> </table> <p>表内の上段の数値は大気中の疲労累積係数（Uf）を示す。 （）内の数値は接液中の疲労累積係数（Uen）を示す。</p> <p>PLM40の疲労評価においては、鏡部に対し斜めに取り付いた管台に発生する影響を考慮するため、3次元解析結果と管台が中央に位置していると仮定する2次元解析結果との比を3次元効果係数として算出し、2次元解析結果にその係数を掛け合わせて評価を実施<sup>*1</sup>することに加え、さらに、J溶接部と炉内計装筒の結合部に対して保守的に応力集中係数も考慮<sup>*2</sup>している。これらの差異がPLM30とPLM40とでUf値およびUen値に違いが生じる大きな理由である。</p> <p>※1 PLM30では溶接部近傍の応力が最大となるように、溶接結合長さが最小の中央近傍の管台を代表として評価を実施したが、PLM40ではより保守的な評価を行うために最外周の斜めに取り付く影響も加えた評価を実施している。これは高浜1号炉の炉内計装筒管台（最外周）に傷が発見され、補修工事の評価を行う際に最外周の影響を明確に考慮するために評価に取り入れたもので、以降は保守的に同様な評価を実施している。</p> <p>※2 PLM30では結合部近傍の評価点に対してFEMで直接求めたピーク応力を考慮した評価を実施したが、PLM40ではより保守的な評価を行うために疲労強度減少係数を用いた評価を実施している。これは結合部の実機の溶接部形状を厳密に決定してモデル化することが難しいため、汎用的な評価方法に改めたものである。</p> <p>1. 解析モデル 解析モデルは、PLM30、PLM40のいずれも2次元軸対称モデルとして解析評価を実施している。</p> <p>2. 最大評価点の選定 PLM30およびPLM40における、解析モデル上の評価結果および最大評価点の選定結果を、添付2に示す。PLM40では、前述のとおり、3次元効果係数および応力集中係数を考慮したことで繰返しピーク応力が増加した結果として、Uf値およびUen値が増加している。</p>	部位	60年時点の予測値		PLM30	PLM40	原子炉容器 炉内計装筒	0.000 (0.000)	0.140 (0.006)
部位	60年時点の予測値								
	PLM30	PLM40							
原子炉容器 炉内計装筒	0.000 (0.000)	0.140 (0.006)							



3. 疲労評価結果

PLM30およびPLM40における、疲労評価結果を添付 3 に示す。

4. 環境疲労評価結果

PLM40における、環境疲労評価結果を添付 4 に示す。なお、PLM30については、疲労評価時の一次+二次+ピーク応力の応力強さが疲労限以下であることから、環境疲労評価を実施していない。

PLM40では、保守的な設計想定による評価、標準的な設計手法導入による評価を実施したものであり、適切な評価結果であると考えている。



<以下、PLM40 における特記事項>

・評価点⑩（溶接部）は応力集中係数を考慮する。

（評価点⑩の応力集中係数：  $\frac{\sigma_{max}}{\sigma_{nom}}$ ）

・評価点⑨および評価点⑩の内圧および熱による応力に対して、炉内計装筒が斜めに  
取り付く影響を評価可能な 3 次元解析結果と炉内計装筒が中央に位置していると仮  
定する 2 次元軸対称解析結果との比較により求めた係数を考慮する。

（評価点⑨の係数：  $\frac{\sigma_{max}}{\sigma_{nom}}$ 、評価点⑩の係数：  $\frac{\sigma_{max}}{\sigma_{nom}}$ ）

図 1 原子炉容器 炉内計装筒 評価点 (PLM40 モデル図)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

表2 原子炉容器 炉内計装筒 最大評価点

部位	評価点	接液	Uf		Uen	
			PLM30	PLM40	PLM30	PLM40
原子炉容器 炉内計装筒	1	○	0.000	0.000	—	—
	2		0.000	0.000	—	—
	3	○	0.000	0.000	—	—
	4		0.000	0.000	—	—
	5	○	0.000	0.000	—	—
	6		0.000	0.000	—	—
	7	○	0.000	0.000	—	—
	8		0.000	0.000	—	—
	9	○	0.000	0.003	0.000	0.006
	10		0.000	0.140	—	—

表3 原子炉容器 炉内計装筒 疲労評価結果 (PLM30)

LOCATION : 9 POINT : C  
( S1-S2 )

STRESS INTENSITY				NUMBER OF CYCLES		USAGE
MAXIMUM	MINIMUM	KE	ALT	N	N*	FACTOR
0.0	-256.6	1.0	128.3	6	-----	0.00000
TOTAL =						0.00000

→Uf:0.000

表4 原子炉容器 炉内計装筒 疲労評価結果 (PLM40)

評価点 - 10  
( S31 )

応力強さ		( 単位 : MPa )			繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*	
1590.0	-146.7	1.0	868.3	855.2	1	875	0.00114
1474.2	-146.7	1.0	810.4	798.2	1	1090	0.00092
1213.6	-146.7	1.0	680.1	669.8	1	1990	0.00050
1191.0	-146.7	1.0	668.8	658.7	6	2110	0.00284
1188.7	-146.7	1.0	667.7	657.6	55	2130	0.02582
1188.7	-114.6	1.0	651.6	641.8	9	2330	0.00386
1182.7	-114.6	1.0	648.6	638.8	6	2370	0.00253
1179.3	-114.6	1.0	646.9	637.1	5	2400	0.00208
1119.1	-114.6	1.0	616.8	607.5	58	2870	0.02021
1119.1	-113.8	1.0	616.5	607.1	78	2870	0.02718
1119.1	-104.2	1.0	611.7	602.4	52	2960	0.01757
1119.1	0.0	1.0	559.6	551.1	142	4130	0.03438
1119.1	520.4	1.0	299.3	294.8	1	76900	0.00001
1119.1	766.0	1.0	176.6	173.9	6	1430000	0.00000
1119.1	893.4	1.0	112.9	111.2	4	11600000	0.00000
1119.1	895.7	1.0	111.7	110.0	2	12800000	0.00000
1119.1	900.3	1.0	109.4	107.7	1	15600000	0.00000
1119.1	903.9	1.0	107.6	106.0	7	18200000	0.00000
1119.1	909.4	1.0	104.9	103.3	1	25800000	0.00000
1119.1	912.4	1.0	103.4	101.8	7	32400000	0.00000
1119.1	924.9	1.0	97.1	95.6	1	152000000	0.00000
1119.1	951.5	1.0	83.8	82.5	346	-----	0.0
疲労累積係数 =							0.13906

→Uf:0.140

Ke : 割増し係数  
 ALT : 繰返しピーク応力強さ  
 ALT' : ALTに(195000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値  
 N : 設計繰返し回数  
 N\* : 許容繰返し回数

表5 原子炉容器 炉内計装筒 環境疲労評価結果 (PLM40)

評価点-9

通過条件 記号		一次+二次+ ピーク応力強さ		割増し 係数 KE	繰返しピーク 応力強さ		実通過 回数 n	許容繰返し 回数 n <sub>e</sub>	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 f <sub>en</sub>	環境効果を考慮した 疲労累積係数 u <sub>en</sub>
A	B	s <sub>max</sub>	s <sub>min</sub>		補正前 salt	補正後 salt'					
2J1	2D4	21.0	-658.8	1.00	339.9	334.7	1	39200	0.0003	2.548	0.0006
2J1	2D1	21.0	-621.4	1.00	321.2	316.3	1	52300	0.0002	2.594	0.0005
2J1	2A1	21.0	-524.2	1.00	272.6	268.5	6	128000	0.0005	2.377	0.0011
2J1	2H1	21.0	-519.8	1.00	270.4	266.3	1	134000	0.0001	2.381	0.0002
2J1	2J2	21.0	-515.8	1.00	268.4	264.3	55	140000	0.0039	2.345	0.0092
1B1	2J2	10.4	-515.8	1.00	263.1	259.1	9	156000	0.0006	1.165	0.0007
1B1	2B1	10.4	-512.3	1.00	261.3	257.4	5	162000	0.0003	1.969	0.0006
1B1	2I1	10.4	-506.8	1.00	258.6	254.7	6	172000	0.0003	1.528	0.0005
1B1	1C1	10.4	-486.0	1.00	248.2	244.4	58	218000	0.0027	1.470	0.0039
1I1	1C1	6.2	-486.0	1.00	246.1	242.4	52	230000	0.0023	3.367	0.0076
1A1	1C1	4.4	-486.0	1.00	245.2	241.5	78	236000	0.0033	2.654	0.0088
NSS	1C1	0.0	-486.0	1.00	243.0	239.3	142	249000	0.0057	3.367	0.0192
2E1	1C1	-234.0	-486.0	1.00	126.0	124.1	1	5740000	0.0000	1.000	0.0000
2A1	1C1	-341.9	-486.0	1.00	72.0	70.9	6	—————	0.0000	1.000	0.0000
合計 :											0.00530

(注) ひずみ振幅 ≤ 0.110% (salt' ≤ 214.5) の場合、f<sub>en</sub>=1.0→U<sub>en</sub>:0.006

タイトル	ステンレス鋼配管の加圧器スプレイ配管について、30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における環境疲労評価の疲労累積係数の相違について								
説明	<p>加圧器スプレイ配管について、30年目の高経年化技術評価（以下PLM30という）と劣化状況評価（以下PLM40という）における疲労累積係数の比較を表1に示す。</p> <p>表1 加圧器スプレイ配管疲労評価結果（疲労累積係数）の比較</p> <table border="1" data-bbox="510 734 1252 922"> <thead> <tr> <th rowspan="2">部位</th> <th colspan="2">60年時点の予測値</th> </tr> <tr> <th>PLM30</th> <th>PLM40</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加圧器スプレイ配管</td> <td>0.058 (0.970)</td> <td>0.005 (0.150)</td> </tr> </tbody> </table> <p>表内の上段の数値は大気中の疲労累積係数（Uf）を示す。 （）内の数値は接液中の疲労累積係数（Uen）を示す。</p> <p>PLM40において、配管改造および、より実運転に近い条件となるよう過渡条件を精緻化したことで、PLM30からUf値およびUen値が小さくなった。</p> <p><b>【過渡条件】</b> 添付 表2にスプレイ配管の過渡条件の比較を示す。PLM40ではプラント運転実績や運転手順に基づき、より実運転に近い条件を設定し、スプレイ配管に関する過渡条件を精緻化した。</p> <p><b>【大気中の疲労累積係数】</b> 添付 表3にスプレイ配管のUf値の比較を示す。PLM30において頂部水平配管で3次元FEMモデル（熱成層は考慮していない）、それ以外では梁モデルにて評価を実施、一方で、PLM40では全て梁モデルにて評価を実施という違いはあるが、前述のとおり、配管改造および、過渡条件を精緻化したことで、Uf値が小さくなった。</p> <p><b>【接液中の疲労累積係数】</b> 添付 表4にスプレイ配管のUen値の比較を示す。PLM30およびPLM40のいずれも、頂部水平配管は熱成層を考慮した3次元FEMモデル、それ以外は梁モデルを用いて評価を実施しているが、前述のとおり、配管改造および、過渡条件を精緻化したことで、Uen値が小さくなった。</p> <p>PLM40では、保守的な設計想定による評価、標準的な設計手法導入による評価を実施したものであり、適切な評価結果であると考えている。</p>	部位	60年時点の予測値		PLM30	PLM40	加圧器スプレイ配管	0.058 (0.970)	0.005 (0.150)
部位	60年時点の予測値								
	PLM30	PLM40							
加圧器スプレイ配管	0.058 (0.970)	0.005 (0.150)							

## 加圧器スプレイ配管に関する過渡条件（PLM30とPLM40との比較）

表2にPLM30とPLM40の主な過渡条件の違いを示す。PLM40では、起動／停止において、実績過渡回数の1.5倍以上の余裕を持たせた過渡回数としている。また、起動および停止時の冷水注入、ほう素濃度の均一化においては、プラント運転実績や運転手順に基づき、より実運転に近い条件となるよう過渡回数を精緻化している。

これらの違いが、PLM40におけるUf値およびUen値を小さくしている。

表2 過渡条件の比較（主な違い）

	PLM30	PLM40
起動／停止	83	78
起動時の冷水注入	83×6	78×2
停止時の冷水注入 (2.66MPaまで)	83×6	78×1
停止時の冷水注入 (2.66MPa以下)	83×6	—
ほう素濃度の均一化	2900	1250

## 加圧器スプレイ配管の疲労評価（PLM30とPLM40との比較）

PLM30において頂部水平配管で3次元FEMモデル(熱成層を考慮していない)、それ以外では梁モデルにて評価を実施、一方で、PLM40では全て梁モデルにて評価を実施という違いはあるが、配管改造および、過渡条件を精緻化したことで、Uf値が小さくなった。

表3にPLM30とPLM40における代表評価点と、その類似評価点におけるUf値の比較を示す。

表3 各評価点におけるUf値の比較

PLM30		PLM40	
評価点	Uf	評価点	Uf
加圧器頂点部エルボ (節点：45186)	0.058	加圧器頂点部エルボ (節点：176)	0.005
4×4 T E E (節点：2843)	0.027	4×4 T E E (節点：501)	0.005

使用条件の厳しい加圧器頂点部エルボおよび4×4 T E E部のいずれにおいても、Uf値が小さくなっている。

## 加圧器スプレイ配管の環境疲労評価（PLM30とPLM40との比較）

PLM30およびPLM40のいずれも、頂部水平配管は熱成層を考慮した3次元FEMモデル、それ以外は梁モデルを用いて評価を実施しているが、配管改造および、過渡条件を精緻化したことで、Uen値が小さくなっている。

表4にPLM30とPLM40における代表評価点(類似評価点)のUen値の比較を示す。

表4 各評価点におけるUen値の比較

評価点	PLM30			PLM40		
	1次+2次 応力強さ (MPa)	Uf	Uen	1次+2次 応力強さ (MPa)	Uf	Uen
加圧器頂点部 エルボ	556	0.161	0.970	472	0.016	0.150

1次+2次応力強さが緩和され、UfおよびUenの値も小さくなっている。



表5 加圧器スプレイ配管 環境疲労評価結果 (PLM30)

加圧器頂点部エルボ

評価部位: KN-3 PRZ SPRAY PIPE LINE

熱温度の組合せ		応力強さ (N/mm <sup>2</sup> )		割増し 係数 Kc	ピーク 応力強さ oall (N/mm <sup>2</sup> )	ひずみ 振幅 εa (%)	実繰返し回数 および 設計繰返し回数 N	評価曲線参照 による 繰返し回数 N*	疲労損傷 係数 UF	環境効果 係数 Pen	環境中 疲労損傷 係数 UF*
温度A 記号	温度B 記号	最大値	最小値								
1B8	1B2	133.5	-574.4	1.7	595.6	0.3414	83	2030	0.04089	5.799	0.23700
1B9	1A7	104.5	-541.4	1.6	540.3	0.3097	33	2927	0.02836	5.152	0.14699
1B8	2E2	84.6	-538.2	1.6	505.3	0.2896	1	3764	0.02027	5.236	0.00139
1B8	1A6	84.6	-567.3	1.5	502.3	0.2879	82	3849	0.02130	5.446	0.11601
1B8	1A6	61.1	-567.3	1.5	464.3	0.2661	1	5186	0.00019	5.408	0.00104
1B8	1B5	61.1	-581.6	1.3	417.0	0.2390	82	7999	0.01025	4.797	0.04917
1B8	1B5	56.9	-581.6	1.3	411.5	0.2359	1	8439	0.00012	4.819	0.00057
1B8	2A1	56.9	-519.5	1.4	403.6	0.2313	6	9125	0.00066	4.512	0.00297
1B8	2E1	56.9	-514.7	1.4	398.5	0.2284	1	9605	0.00110	4.528	0.00047
1B8	1B3	56.9	-537.0	1.3	396.7	0.2274	75	9782	0.00767	4.395	0.03370
1B8	1B3	53.4	-537.0	1.3	391.2	0.2242	8	10423	0.00077	4.385	0.00337
1B8	1C1	53.4	-512.6	1.4	285.8	0.2211	7	11152	0.00063	4.342	0.00285
1B8	1F1	53.4	-510.8	1.4	282.5	0.2192	3	11828	0.00025	4.560	0.00118
1B8	1E1	53.4	-510.7	1.4	282.3	0.2191	3	11657	0.00026	4.622	0.00119
1B8	1J1	53.4	-510.7	1.4	282.3	0.2191	1	11657	0.00009	4.561	0.00039
1B8	1C1	53.4	-510.5	1.4	281.9	0.2189	61	11717	0.00521	4.614	0.02402
1B7	1C1	44.4	-510.5	1.3	271.5	0.2129	33	13401	0.00619	5.708	0.03535
1B6	1C1	43.8	-510.5	1.3	270.7	0.2125	33	13542	0.00613	5.903	0.03618
1B6	1C1	27.6	-510.5	1.3	244.7	0.1976	82	19289	0.00490	6.772	0.02914
1A1	1C1	0.0	-510.5	1.2	208.8	0.1770	82	33587	0.00347	4.722	0.01167
1A3	1C1	0.0	-510.5	1.2	208.2	0.1756	82	34997	0.00337	4.228	0.01479
211	1C1	-13.4	-510.5	1.2	295.5	0.1694	72	41961	0.00172	4.722	0.00810
1A4	1C1	-19.4	-510.5	1.2	288.6	0.1654	82	47284	0.00175	7.269	0.01276
1A2	1C1	-27.6	-510.5	1.2	281.4	0.1613	33	54053	0.00154	5.246	0.00806
1B4	2J1	-20.6	-445.0	1.2	254.4	0.1458	6	93958	0.00006	10.563	0.00067
1B4	1A1	-20.6	-448.2	1.2	250.8	0.1438	77	101574	0.00076	9.112	0.00691
1A5	1C1	-41.6	-510.5	1.0	234.5	0.1344	46	146181	0.00031	9.418	0.00296
1A5	1D1	-41.6	-510.5	1.0	234.4	0.1344	37	146519	0.00025	9.400	0.00237
1B3	1D1	-46.5	-510.5	1.0	232.0	0.1330	83	154921	0.00054	9.859	0.00528
1A6	1D1	-51.0	-510.5	1.0	229.7	0.1317	83	162512	0.00051	10.629	0.00540
2E2	1D1	-53.9	-510.5	1.0	220.8	0.1266	1	202929	0.00000	12.183	0.00006
1B2	1D1	-73.8	-510.5	1.0	218.3	0.1251	83	217893	0.00038	11.394	0.00434
111	1D1	-74.7	-510.5	1.0	217.9	0.1249	460	220493	0.00209	11.806	0.02464
111	1J2	-74.7	-510.3	1.0	217.8	0.1248	1	221035	0.00000	11.807	0.00005
111	2C1	-74.7	-510.0	1.0	217.6	0.1247	1	222307	0.00000	11.787	0.00005
111	111	-74.7	-498.8	1.0	212.1	0.1216	2438	260840	0.00935	12.128	0.11354
1J2	111	-75.3	-498.8	1.0	211.8	0.1214	1	263155	0.00000	12.127	0.00005
1E1	111	-75.4	-498.8	1.0	211.7	0.1213	3	263922	0.00001	12.128	0.00014
1A7	111	-75.4	-498.8	1.0	211.7	0.1213	82	263922	0.00001	11.676	0.00367
1C1	111	-78.4	-498.8	1.0	210.2	0.1205	7	275914	0.00003	12.230	0.00031
1C1	111	-78.6	-498.8	1.0	210.1	0.1204	368	278735	0.00133	12.173	0.01619
1D1	1A5	-78.6	-448.4	1.0	203.1	0.1184	82	341941	0.00034	12.115	0.00294
1D1	1D4	-78.6	-446.4	1.0	193.9	0.1111	82	456724	0.00018	11.799	0.00214
1D1	1A1	-78.6	-448.2	1.0	184.8	0.1059	6	545455	0.00001	1.000	0.00001
1C1	1B9	-78.6	-422.4	1.0	171.9	0.0985	82	1.04E+06	0.00008	1.000	0.00008
1C1	2B1	-78.6	-405.6	1.0	163.5	0.0937	6	1.22E+06	0.00000	1.000	0.00000
1D1	1B5	-78.6	-402.1	1.0	162.3	0.0930	82	1.25E+06	0.00007	1.000	0.00007
1C1	2E1	-78.6	-397.4	1.0	159.4	0.0914	1	1.32E+06	0.00000	1.000	0.00000
1C1	2D1	-78.6	-397.4	1.0	159.4	0.0914	7	1.32E+06	0.00001	1.000	0.00001
1C1	2D3	-78.6	-397.4	1.0	159.4	0.0914	1	1.32E+06	0.00000	1.000	0.00000
1C1	2F1	-78.6	-397.4	1.0	159.4	0.0914	5	1.32E+06	0.00000	1.000	0.00000
1C1	2D2	-78.6	-397.4	1.0	159.4	0.0914	2	1.32E+06	0.00000	1.000	0.00000
1C1	2G1	-78.6	-397.4	1.0	159.4	0.0914	1	1.32E+06	0.00000	1.000	0.00000
1C1	2B1	-78.6	-393.7	1.0	157.5	0.0903	6	1.38E+06	0.00000	1.000	0.00000
1C1	2J1	-78.6	-393.5	1.0	157.5	0.0903	6	1.38E+06	0.00000	1.000	0.00000
1C1	2G1	-78.6	-388.1	1.0	154.8	0.0887	1	1.46E+06	0.00000	1.000	0.00000
1D1	3D1	-78.6	-306.3	1.0	133.9	0.0882	7	1.49E+06	0.00000	1.000	0.00000
1C1	3D2	-78.6	-381.0	1.0	151.2	0.0887	2	1.58E+06	0.00000	1.000	0.00000
1C1	2F1	-78.6	-380.5	1.0	150.9	0.0885	5	1.59E+06	0.00000	1.000	0.00000
1C1	2D3	-78.6	-378.9	1.0	150.1	0.0860	1	1.61E+06	0.00000	1.000	0.00000
1C1	2E1	-78.6	-345.7	1.0	133.6	0.0766	1	2.48E+06	0.00000	1.000	0.00000
1C1	1A4	-78.6	-340.0	1.0	130.7	0.0749	82	2.73E+06	0.00003	1.000	0.00003
1D1	1B6	-78.6	-329.1	1.0	125.3	0.0718	82	3.27E+06	0.00003	1.000	0.00003
1C1	1B8	-78.6	-324.5	1.0	123.0	0.0705	82	3.54E+06	0.00002	1.000	0.00002
1D1	1B7	-78.6	-318.3	1.0	118.1	0.0681	82	4.10E+06	0.00002	1.000	0.00002
1C1	211	-78.6	-292.5	1.0	106.9	0.0613	72	7.15E+06	0.00001	1.000	0.00001
1C1	1A2	-78.6	-265.1	1.0	93.2	0.0534	26	2.17E+07	0.00000	1.000	0.00000
1J1	1A2	-78.6	-265.1	1.0	93.2	0.0534	1	2.17E+07	0.00000	1.000	0.00000
1D1	1A2	-78.6	-265.1	1.0	93.2	0.0534	56	2.17E+07	0.00000	1.000	0.00000
1D1	1B5	-78.6	-261.1	1.0	91.3	0.0523	82	2.35E+07	0.00000	1.000	0.00000
1D1	2C1	-78.6	-206.9	1.0	64.2	0.0368	1	1.00E+11	0.00000	1.000	0.00000

累積疲労損傷係数: 0.96931

[注] 線形性係数 : E = 1.7446E+05 N/mm<sup>2</sup> ( 319.2 °Cにおける値 ) ( 材料: ステンレス鋼 )

応和ひずみ速度: εsat = 4.00E-04 ( %/sec )

限界ひずみ振幅: εth = εmin ( % )

環境効果下限値: εc = 0.1100 ( X )

適用疲労寿命式: εa ≥ 0.110 → 告示疲労曲線

εa < 0.110 → 告示疲労曲線

繰返し回数上限値: 1.00E+11

→Uen:0.970

表6 加圧器スプレイ配管 環境疲労評価結果 (PLM40)

加圧器頂点部エルボ

過渡条件 記号		一次+二次+ ピーク応力値		繰り返し 係数	繰返しピーク 応力値		実繰返 回数	許容繰返し 回数	応分累積係数	環境効果 補正係数	環境効果を考慮した 疲労累積係数
A	B	smax	smin		修正前 sall	修正後 sall'					
1A3	2E2	67.3	-546.5	1.40	545.5	545.5	1	4300	0.00023	4.738	0.00110
1A3	1A7	67.3	-477.1	1.40	420.7	420.7	77	12600	0.00611	5.308	0.03244
2E2	1A7	43.4	-477.1	1.30	374.1	374.1	1	22500	0.00004	12.452	0.00055
1B2	1B2	40.9	-424.3	1.20	321.2	321.2	78	48300	0.00161	11.684	0.01687
1I1	2C1	31.3	-410.4	1.00	248.9	248.9	1	196000	0.00001	11.650	0.00006
1I1	2H1	31.3	-398.8	1.00	242.4	242.4	1	230000	0.00000	11.892	0.00005
1I1	2A1	31.3	-384.6	1.00	234.4	234.4	6	283000	0.00002	12.114	0.00026
1I1	1A1	31.3	-351.5	1.10	232.4	232.4	78	299000	0.00026	12.190	0.00318
1I1	1G1	31.3	-376.4	1.00	229.8	229.8	7	321000	0.00001	12.309	0.00027
1I1	1F1	31.3	-374.2	1.00	228.6	228.6	3	331000	0.00001	12.367	0.00011
1I1	1E1	31.3	-374.1	1.00	228.5	228.5	3	332000	0.00001	12.392	0.00011
1I1	1J1	31.3	-374.0	1.00	228.4	228.4	1	333000	0.00000	12.368	0.00004
1I1	1D1	31.3	-373.8	1.00	228.3	228.3	691	334000	0.00207	12.376	0.02561
1I1	1C1	31.3	-373.7	1.00	228.3	228.3	459	334000	0.00137	12.394	0.01703
1E1	1C1	31.2	-373.7	1.00	228.2	228.2	3	335000	0.00001	12.406	0.00011
1J2	1C1	31.2	-373.7	1.00	228.2	228.2	1	335000	0.00000	12.448	0.00004
1B1	1C1	28.5	-373.7	1.00	226.6	226.6	243	350000	0.00069	12.284	0.00853
1B1	1J2	28.5	-373.4	1.00	226.5	226.5	1	351000	0.00000	12.261	0.00003
1D1	1I1	28.5	-367.8	1.00	223.3	223.3	447	383000	0.00117	12.644	0.01476
1G1	1I1	28.5	-367.8	1.00	223.3	223.3	7	383000	0.00002	12.844	0.00023
1F1	1I1	28.4	-367.8	1.00	223.3	223.3	3	383000	0.00001	12.741	0.00010
1J1	1I1	28.4	-367.8	1.00	223.3	223.3	1	383000	0.00000	12.791	0.00003
1C1	1E1	28.3	-367.8	1.00	223.2	223.2	706	384000	0.00186	12.694	0.02334
1A7	1I1	24.3	-367.8	1.00	221.0	221.0	78	409000	0.00019	11.861	0.00226
1A1	1J1	10.2	-367.8	1.00	213.0	213.0	8	516000	0.00002	1.000	0.00002
1A1	2J1	10.2	-323.2	1.00	187.9	187.9	6	1110000	0.00011	1.000	0.00001
1A1	2J1	10.2	-314.1	1.00	182.8	182.8	6	1210000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2B1	10.2	-278.6	1.00	162.7	162.7	5	1770000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2G1	10.2	-268.8	1.00	157.2	157.2	1	1990000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2E1	10.2	-268.8	1.00	157.2	157.2	1	1990000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2D3	10.2	-268.8	1.00	157.2	157.2	1	1990000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2D2	10.2	-268.8	1.00	157.2	157.2	2	1990000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2D1	10.2	-268.8	1.00	157.2	157.2	7	1990000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2F1	10.2	-268.8	1.00	157.2	157.2	4	1990000	0.00000	1.000	0.00000

1A1	2B1	10.2	-264.4	1.00	154.7	154.7	5	2130000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2G1	10.2	-257.8	1.00	151.0	151.0	1	2300000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2D1	10.2	-255.6	1.00	149.8	149.8	7	2440000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2D2	10.2	-249.3	1.00	146.2	146.2	2	2720000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2F1	10.2	-248.6	1.00	145.8	145.8	4	2750000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2D3	10.2	-246.7	1.00	144.8	144.8	1	2830000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2E1	10.2	-207.2	1.00	122.5	122.5	1	6190000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	211	10.2	-203.0	1.00	120.2	120.2	16	6930000	0.00000	1.000	0.00000
211	211	4.4	-203.0	1.00	111.1	111.1	48	11700000	0.00000	1.000	0.00000
211	1A3	4.4	-192.3	1.00	106.5	106.5	16	17400000	0.00000	1.000	0.00000
2A1	1A3	-24.7	-192.3	1.00	94.5	94.5	6	5590000000	0.00000	1.000	0.00000
2B1	1A3	-56.1	-192.3	1.00	76.8	76.8	1	-----	0.00000	1.000	0.00000
										合計 :	0.14917

(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$  (soft'  $\leq 214.5$ ) の場合、fen=1.0

→Uen:0.150

タイトル	一次冷却材管の加圧器サージライン用管台について、30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における疲労累積係数の相違について								
説明	<p>加圧器サージライン用管台について、30年目の高経年化技術評価（以下PLM30という）と劣化状況評価（以下PLM40という）における疲労累積係数の比較を表1に示す。</p> <p>表1 加圧器サージライン用管台疲労評価結果（疲労累積係数）の比較</p> <table border="1" data-bbox="520 674 1262 864"> <thead> <tr> <th rowspan="2">部位</th> <th colspan="2">60年時点の予測値</th> </tr> <tr> <th>PLM30</th> <th>PLM40</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加圧器サージ ライン用管台</td> <td>0.016 (0.124)</td> <td>0.154 (0.400)</td> </tr> </tbody> </table> <p>表内の上段の数値は大気中の疲労累積係数（<math>U_f</math>）を示す。 （）内の数値は接液中の疲労累積係数（<math>U_{en}</math>）を示す。</p> <p>シンニング加工<sup>※1</sup>部に対する評価方針の相違が、PLM30とPLM40とで<math>U_f</math>値および<math>U_{en}</math>値が異なる大きな理由である。当該評価点（評価点3）はシンニング加工部であることから、有意な応力集中は生じない。そのため、PLM30は応力集中を考慮せずに評価を実施している。一方で、PLM40では、保守的に応力集中を考慮している。</p> <p>※1 管台先端と配管の内径を合わせることを目的として、応力集中しないように滑らかに内面加工すること。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>解析モデル 解析モデルは、PLM30、PLM40のいずれも2次元軸対称モデルとして解析評価を実施している。</li> <li>最大評価点の選定 PLM30およびPLM40における、解析モデル上の評価結果および最大評価点の選定結果を、添付2に示す。PLM40では評価点3においてピーク応力を考慮しているため、繰り返しピーク応力が増加した結果として、<math>U_f</math>値も増加し、最大評価点となっている。</li> <li>疲労評価結果 PLM30およびPLM40における、疲労評価結果を添付3に示す。</li> <li>環境疲労評価結果 PLM30およびPLM40における、環境疲労評価結果を添付4に示す。</li> </ol> <p>PLM40では、保守的な設計想定による評価、標準的な設計手法導入による評価を実施したものであり、適切な評価結果であると考えている。</p>	部位	60年時点の予測値		PLM30	PLM40	加圧器サージ ライン用管台	0.016 (0.124)	0.154 (0.400)
部位	60年時点の予測値								
	PLM30	PLM40							
加圧器サージ ライン用管台	0.016 (0.124)	0.154 (0.400)							



<以下、PLM40における特記事項>

- ・評価点③、④、⑧、⑫において、応力集中係数を考慮する。
- ・応力集中係数は各形状に対応した値を使用する。(評価点③では、応力集中係数

① ~ ⑫L, ⑫C は応力評価点を示す。

Lは軸方向、Cは周方向の評価点

(単位：mm)

図1 1次冷却材管（加圧器サージライン用管台） 評価点（PLM40モデル図）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

表2 1次冷却材管（加圧器サージライン用管台） 最大評価点

部位	評価点	接液	Uf		Uen	
			PLM30	PLM40	PLM30	PLM40
加圧器サージ ライン用管台	1	○	0.0153	0.0260	0.1235	—
	2		0.0000	0.0013	—	—
	3	○	0.0001	0.1534	—	0.3992
	4		0.0003	0.0013	—	—
	5	○	0.0012	0.0015	—	—
	6		0.0000	0.0000	—	—
	Uf値、Uen値が小さい評価点7以降は省略					

表3 1次冷却材管（加圧器サージライン用管台） 疲労評価結果（PLM30）

## CYCLIC STRESSES AND CORRESPONDING USAGE FACTORS

LOCATION : LOIC POINT : C  
( S2-S3 )

STRESS INTENSITY				NUMBER OF CYCLES		USAGE FACTOR
MAXIMUM	MINIMUM	KE	ALT	N	N*	
422.3	-318.2	1.6	606.7	1	1890	0.00053
270.1	-318.2	1.3	379.4	1	11900	0.00008
248.1	-318.2	1.0	283.2	1	51600	0.00002
235.6	-318.2	1.0	276.9	1	58300	0.00002
228.6	-318.2	1.0	273.4	7	62500	0.00011
-0.8	-318.2	1.6	260.0	1	82300	0.00001
200.0	-318.2	1.0	259.1	486	83900	0.00579
200.0	-318.2	1.0	259.1	261	83900	0.00311
161.8	-318.2	1.0	240.0	711	127000	0.00560
161.8	-188.6	1.0	175.2	1	929000	0.00000
161.8	-88.8	1.0	125.3	48	-----	0.00000
TOTAL =						0.01528

→Uf:0.016

表4 1次冷却材管（加圧器サージライン用管台） 疲労評価結果（PLM40）

評価点 - 3  
( S31 )

応力強さ (単位: MPa)					繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*	
970.4	0.0	1.45	705.4	790.6	142	1130	0.12566
970.4	379.6	1.33	391.5	438.8	1	10200	0.00010
970.4	459.4	1.22	312.6	350.3	1	31200	0.00003
970.4	462.8	1.22	309.7	347.1	7	32700	0.00021
970.4	465.0	1.22	307.8	344.9	317	33800	0.00938
970.4	465.0	1.22	307.8	344.9	374	33800	0.01107
970.4	469.8	1.21	303.7	340.3	1	36100	0.00003
970.4	487.3	1.20	288.7	323.6	1	46500	0.00002
970.4	520.9	1.16	259.9	291.3	560	82100	0.00682
794.9	520.9	1.0	137.0	153.6	1	2200000	0.00000
747.0	520.9	1.0	113.1	126.7	1	5070000	0.00000
730.7	520.9	1.0	104.9	117.5	1	7910000	0.00000
686.3	520.9	1.0	82.7	92.7	706	-----	0.0
疲労累積係数 =							0.15332

Ke : 割増し係数  
 ALT : 繰返しピーク応力強さ  
 ALT' : ALTに(195000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値  
 N : 設計繰返し回数  
 N\* : 許容繰返し回数

→Uf:0.154

表5 1次冷却材管（加圧器サージライン用管台） 環境疲労評価結果（PLM30）

評価点-1

手法7（修正レートアプローチ法：適用、ひずみ速度：区間毎の平均値、温度：区間毎の平均値）  
 評価部位：\*\*\*\* KMN-3 HIROU HYOKA SURGE NOZZLE COND. I&II \*\*\*\*

熱過渡の組合せ		応力強さ (N/mm <sup>2</sup> )		割増し係数 Ke	ピーク応力強さ $\sigma_{all}$ (N/mm <sup>2</sup> )	ひずみ振幅 $\epsilon_a$ (%)	実過渡回数 および 設計過渡回数 N	評価曲線参照 による 繰返し回数 N*	疲労損傷 係数 UF	環境効果 係数 F <sub>en</sub>	環境中 疲労損傷 係数 UF <sub>w</sub>
過渡A 記号	過渡B 記号	最大値	最小値								
2D3	1A2	422.3	-318.2	1.6	506.7	0.3487	1	1890	0.00053	5.849	0.00309
1L1	1A2	270.1	-318.2	1.3	379.4	0.2180	1	11900	0.00008	6.820	0.00057
2G1	1A2	248.1	-318.2	1.0	283.2	0.1627	1	51600	0.00002	5.235	0.00010
2E1	1A2	235.6	-318.2	1.0	276.9	0.1592	1	58300	0.00002	5.273	0.00009
1G1	1A2	228.6	-318.2	1.0	273.4	0.1571	7	62500	0.00011	8.686	0.00097
2D3	1A2	-0.8	-318.2	1.6	260.0	0.1494	1	82300	0.00001	5.849	0.00007
1D1	1A2	200.0	-318.2	1.0	259.1	0.1489	486	83900	0.00579	9.018	0.05224
1D1	1B2	200.0	-318.2	1.0	259.1	0.1489	261	83900	0.00311	9.018	0.02806
1C1	1B2	161.8	-318.2	1.0	240.0	0.1379	711	127000	0.00560	6.837	0.03828
1C1	2H1	161.8	-188.6	1.0	175.2	0.1007	1	929000	0.00000	1.000	0.00000
1C1	1C1	161.8	-88.8	1.0	125.3	0.0720	48	-	0.00000	1.000	0.00000
累積疲労損傷係数： 0.12348											

【注】縦弾性係数 : E = 1.7400E+05 N/mm<sup>2</sup> (材料：ステンレス鋼)  
 飽和ひずみ速度 :  $\epsilon_{sat}$  = 4.00E-04 (%/sec)  
 限界ひずみ振幅 :  $\epsilon_{th}$  =  $\epsilon_{min}$  (%)  
 環境効果下限値 :  $\epsilon_c$  = 0.1100 (%)  
 適用疲労寿命式 :  $\epsilon_a \geq 0.110$  → 告示疲労曲線  
 $\epsilon_a < 0.110$  → 告示疲労曲線  
 繰返し回数上限値 : 1.00E+06

→U<sub>en</sub>:0.124

表6 1次冷却材管（加圧器サージライン用管台） 環境疲労評価結果（PLM40）

評価点-3

過渡条件 記号	一次+二次+ ピーク応力強さ	割増し 係数		繰返しピーク 応力強さ		実過渡 回数 n	許容繰返し 回数 n*	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 f <sub>en</sub>	環境効果を考慮した 疲労累積係数 u <sub>en</sub>	
		$\sigma_{max}$	$\sigma_{min}$	補正前 salt	補正後 salt'						
A	B			KE							
1A2	NSS	970.4	0.0	1.45	705.4	790.6	142	1130	0.12566	2.167	0.27225
1A2	2D5	970.4	379.6	1.33	391.5	438.8	1	10200	0.00010	5.673	0.00056
1A2	1L1	970.4	459.4	1.22	312.6	350.3	1	31200	0.00003	5.508	0.00018
1A2	1G1	970.4	462.8	1.22	309.7	347.1	7	32700	0.00021	5.682	0.00122
1A2	1D1	970.4	465.0	1.22	307.8	344.9	317	33800	0.00038	4.453	0.04176
1B2	1D1	970.4	465.0	1.22	307.8	344.9	374	33800	0.01107	4.453	0.04927
1B2	2G1	970.4	469.8	1.21	303.7	340.3	1	36100	0.00003	4.952	0.00014
1B2	2E1	970.4	487.3	1.20	288.7	323.6	1	46500	0.00002	4.724	0.00010
1B2	1M1	970.4	520.9	1.16	259.9	291.3	560	82100	0.00682	4.938	0.03368
2H1	1M1	794.9	520.9	1.00	137.0	153.6	1	2200000	0.00000	1.000	0.00000
2G1	1M1	747.0	520.9	1.00	113.1	126.7	1	5070000	0.00000	1.000	0.00000
2D5	1M1	730.7	520.9	1.00	104.9	117.5	1	7910000	0.00000	1.000	0.00000
1C1	1M1	686.3	520.9	1.00	82.7	92.7	706	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計：										0.39916	

(注) ひずみ振幅 ≤ 0.110% (salt' ≤ 214.5) の場合、f<sub>en</sub>=1.0

→U<sub>en</sub>:0.400



<p>タイトル</p>	<p>熱時効評価における30年目と40年目評価対象部位の差異について</p>												
<p>説明</p>	<p>美浜3号炉の30年目の高経年化技術評価では、1次冷却材管で2相ステンレス鋼を使用し、熱時効が想定される部位（母管、エルボ）に対して、フェライト量と応力の双方の条件を考慮し、代表点を選定した。 この結果、ホットレグ直管部を選定した。</p> <p style="text-align: center;">美浜3号炉 30年目熱時効評価対象部位一覧</p> <table border="1" style="margin: auto; border-collapse: collapse; width: 80%;"> <thead> <tr> <th style="padding: 5px;">評価部位</th> <th style="padding: 5px;">選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="padding: 5px;">ホットレグ直管部</td> <td style="padding: 5px;">フェライト量、荷重が総合的に高い</td> </tr> </tbody> </table> <p>一方、40年目の劣化状況評価では、「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」に基づき、1次冷却材管の2相ステンレス鋼を使用している部位に対して、フェライト量、応力の観点から最も厳しくなる評価点を選定している。 この結果、フェライト量最大としてクロスオーバーレグRCP側90°エルボ、応力最大としてホットレグ直管部、エルボの曲率部で応力が大きく評価が厳しくなる部位としてSG入口50°エルボを選定した。</p> <p>30年目評価、40年目評価ともにフェライト量と応力に着目して厳しくなる評価点を代表とするという考えは共通であるが、40年目評価ではフェライトと応力による厳しい部位をそれぞれ抽出することで部位の選定理由をより明確化した。</p> <p style="text-align: center;">美浜3号炉 40年目熱時効評価対象部位一覧</p> <table border="1" style="margin: auto; border-collapse: collapse; width: 80%;"> <thead> <tr> <th style="padding: 5px;">評価部位</th> <th style="padding: 5px;">選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="padding: 5px;">クロスオーバーレグRCP側90°エルボ</td> <td style="padding: 5px;">フェライト量最大</td> </tr> <tr> <td style="padding: 5px;">ホットレグ直管部</td> <td style="padding: 5px;">応力最大</td> </tr> <tr> <td style="padding: 5px;">SG入口50°エルボ</td> <td style="padding: 5px;">エルボの曲率部で応力が大きい</td> </tr> </tbody> </table>	評価部位	選定理由	ホットレグ直管部	フェライト量、荷重が総合的に高い	評価部位	選定理由	クロスオーバーレグRCP側90°エルボ	フェライト量最大	ホットレグ直管部	応力最大	SG入口50°エルボ	エルボの曲率部で応力が大きい
評価部位	選定理由												
ホットレグ直管部	フェライト量、荷重が総合的に高い												
評価部位	選定理由												
クロスオーバーレグRCP側90°エルボ	フェライト量最大												
ホットレグ直管部	応力最大												
SG入口50°エルボ	エルボの曲率部で応力が大きい												

タイトル	<p>保全実績の評価の実施期間について また、「格納容器排気筒ダクトの損傷」事象を経年劣化事象に起因する事象ではないとした理由について</p>
説明	<p>保全実績の評価対象期間については、劣化状況評価書の総括評価書（本冊） 4. 2. 2 国内外の新たな運転経験および最新知見の反映と同様、2015年5月を終点とし10年間（2005年5月以降から2015年5月）としている。</p> <p>2005年8月5日に美浜3号機で発生した「格納容器排気ダクト等の損傷」については、第21回定期検査中の目視で確認した事象であり、原子力施設情報公開ライブラリーの「原因調査の概要」に記載の通り、「ファン運転による内圧変動によりダクトが振動し、溶接部に疲労限を超える応力が作用したことにより疲労き裂が発生した」と推定したものである。</p> <p>振動による高サイクル疲労については、設計上発生しないように配慮すべき事象であり、当該不具合を受けた対策は不具合発生部位を補強（再発防止対策：取付板を厚いもの（板厚2.3mm → 6.0mm）に取替える）し応力を軽減していることから、経年劣化の問題ではなく設計・施工上の問題であり時間依存性なしの事象と判断した。</p> <p>なお、当時、当該不具合を受けてダクトに取り付けられたドレン管や計器等のアクセサリ及び劣化状況評価対象（補助建屋送排気系、格納容器送排気系、アニュラス循環排気系、中央制御室非常用循環系、補助建屋よう素除去排気系、制御建屋空調系、スプレ余熱除去ポンプ室冷却空調系、充てん・高圧注入ポンプ室冷却空調系、中間建屋送排気空調系）を含むその他ダクトについても目視確認を実施し、異常がないことも確認している。</p> <p>また、現状においても、日常点検としてダクトの目視確認を実施し、異常のないことを確認している。</p>

【登録日】 2005/06/26 【更新日】 2006/03/16

基本情報

通番	3216	報告書番号	2005-関西-M013
情報区分	保全品質情報	報告書状態	最終報告
事象発生日時	2005年 08月 05日	事象発生日時(補足)	
会社名	関西電力株式会社	発電所	美浜発電所3号
件名	格納容器排気ダクト等の損傷について		
国への法令報告根拠	なし	国際原子力 事象評価尺度 (INES)	評価不要

発生箇所および発生時の状況

事象発生箇所	【設備】換気空調設備 【系統】格納容器換気空調系 【機器】排気塔・煙突>煙突【部品】その他(格納容器排気ダクト等)
事象発生時の状況	美浜発電所3号機は、定期検査中、平成17年8月3日から補助建屋・格納容器空調ダクト等の点検を実施していたところ、A格納容器排気ファン出口の風量検出器取出部がダクトから外れていることを確認した。また、その他に補助建屋排気ダクト溶接部の割れなどが、放射線管理建屋内で6箇所認められた。 補助建屋排気ダクト溶接部の割れなどが認められた6箇所については、ステンレステープによる養生等、応急補修を行った。 今回、認められた損傷箇所は、いずれも放射線管理建屋内であり、施設外へ放射能の放出はなく、環境への影響はない。

原因

原因調査の概要	調査の結果、A格納容器排気系ファン出口風量検出器取出部等の溶接部の割れは、疲労割れの特徴を示していた。疲労割れに関する調査を行った結果、ファン運転による内圧変動によりダクトが振動し、溶接部に疲労限を超える応力が作用したことにより疲労き裂が発生し、割れに至ったと推定される。
事象の原因	溶接部に疲労限を超える応力が作用したことによる疲労
原因分類	
事象の種別	時間依存性のない事象(偶発事象を含む) 火災に該当しない事象

再発防止対策

再発防止対策	A格納容器排気系ファン出口風量検出器取出部については、ビーター管※取付板を厚いもの(板厚2.3mm → 6.0mm)に取替えるとともに、ビーター管についても、剛構造のものに取り替える。 補助建屋排気ファン出口煙感知器取付部等については、当該ダクトに補強用部材を追加することにより、ダクト面の振動等による発生応力を低減する。 ※ 圧力取り出し用配管
水平展開の検討	不要

参考資料

添付資料	状況図 M3概要図 (1,959KB)
プレスリリース	

プラント状況

発生時運転モード	その他	発生前の電気出力	0[MW]
発見の方法	作業・点検		
発電所への影響	なし		

分析用情報

外部への放射能の影響	なし		
保安規定違反	なし		
運転上の制限外への移行	なし		
自動で作動した安全系	なし	手動で作動した安全系	なし

関連情報

同発電所で発生した同様事例	
その他	

タイトル	長期保守管理方針の実施状況について
説明	長期保守管理方針の実施状況については、添付 1 の通り。

美浜3号炉30年目の高経年化技術評価に係る長期保守管理方針実施状況総括表

長期保守管理方針 No.	長期保守管理方針に基づく活動内容			実施時期※	実施状況	備考
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目			
1	余熱除去系統配管等	母管等 応力腐食割れ	<p>余熱除去系統配管等*の内面からの応力腐食割れについては、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」及びその他の安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。</p> <p>*: 余熱除去系統配管(母管) 化学体積制御系統配管(母管) 安全注入系統配管(母管) 計装配管 1次冷却材圧力(広域) 加圧器水位 1次冷却材圧力(狭域) 加圧器圧力 原子炉冷却材流量</p> <p>制御棒駆動装置原子炉水位計(圧力ハウジングのキャンベール)</p>	短期	原子力安全基盤機構による安全研究「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」およびその他の安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。	
2	原子炉容器	インコネル600合金使用部位 応力腐食割れ	<p>原子炉容器のニッケル合金(インコネル600合金)の応力腐食割れについては、以下の事項を行う。</p> <p>① 原子力安全基盤機構による安全研究「ニッケル合金応力腐食割れ進展評価技術実証」及びその他の安全基盤研究の成果に基づき、き裂発生及び進展評価の予測手法の策定の可否を判断し、可と判断した場合には保全への適用を図る。</p> <p>② 炉内計装簡-J-溶接部については、ウォータージェットピーニングにより応力改善を実施する。</p>	短期	<p>① 原子力安全基盤機構による安全研究「ニッケル合金応力腐食割れ進展評価技術実証」により得られた知見を踏まえ作成された事例規格「ニッケル合金のPWR-一次系水質環境中のSCCき裂進展速度」について、保全への適用は不要と判断した。</p> <p>② 原子炉容器炉内計装簡-J-溶接部について第22回定期検査時(2007年度)にウォータージェットピーニング(応力緩和)を施工した。</p>	
3	蒸気発生器	インコネル600合金使用部位 応力腐食割れ	<p>蒸気発生器のニッケル合金(インコネル600合金)の応力腐食割れについては、評価上厳しい原子炉容器に対して原子力安全・保安院指示文書「加圧水型凝水炉の一次冷却材圧力ハウジングにおけるNi合金使用部位に係る検査等について」(平成17年6月16日付け平成17-06-10原研第7号)に基づいて実施した超音波探傷検査のうち、使用時間の長い原子炉容器の検査結果から発生の可能性を判断し、発生の可能性がある場合には予防保全措置を講じる。</p>	中長期	<p>原子炉容器の600系ニッケル合金使用部位に対する超音波探傷検査については、美浜発電所3号炉が第27回定期検査時(2011年度～)より長期停止していることから原子力安全・保安院指示文書および日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」に基づき検査間隔を延長しており点検実績はないが、美浜発電所3号炉より使用期間の長い高浜発電所2号炉において第25回定期検査時(2009年度)に実施しており、応力腐食割れの発生は認められなかった。また、蒸気発生器の600系ニッケル合金使用部位(管板1次側肉盛り)については、定期的な目視点検により、その健全性を確認していることから、予防保全措置は不要と判断した。</p>	

※: 実施時期における、短期とは平成18年12月1日からの5年間、中長期とは平成18年12月1日からの10年間を言う。

美浜3号炉30年目の高経年化技術評価に係る長期保守管理方針実施状況総括表

長期保守管理方針 No.	長期保守管理方針に基づく活動内容			実施状況	備考
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目		
4	炉内構造物	ステンレス鋼 照射誘起型応力腐食割れ	炉内構造物のステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れについては、以下の事項を行う。 ①火力原子力発電技術協会(PWR)炉内構造物点検評価ガイドラインJ及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NAI-2004」に基づき超音波探傷検査の実施の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。なお、取替を行う場合には、ハンソルフオームボルトの取替、又は炉内構造物全体の取替を考慮して実施計画を策定する。 ②原子力安全基盤機構による安全研究「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」及びその他の安全基盤機構による安全研究「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」の成果に基づき、発生時間予測式の適用を図る。 可否を判断し、可と判断した場合には保全への適用を図る。	①原子力安全基盤機構による安全研究「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」、火力原子力発電技術協会「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NAI-2004」およびその他の安全基盤機構の最新知見や海外の播種事例等を勘案し、最新設計を反映した炉内構造物への取替計画を策定し、炉内構造物の取替に係る工事計画を申請したことから、超音波探傷検査については炉内構造物全体の取替を考慮し、実施不要と判断した。 ②原子力安全基盤機構による安全研究「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」の成果に基づき発生時間予測式の高精度化した評価を実施し、運転開始後60年時点の健全性を確認した。	中長期
5	蒸気加減弁（特殊弁）	弁体ボルト 応力腐食割れ	蒸気加減弁（特殊弁）の弁体ボルトの応力腐食割れについては、弁体取替時に目視検査を実施し、健全性を確認する。	弁体ボルト（低合金鋼）については、第18回定期検査時（2000年度）～第19回定期検査時（2001年度）に耐応力腐食割れに修れた弁体ボルト（ステンレス鋼）に取替を実施し、以降現在まで弁体取替実績はないことから、同種材料を採用している美浜発電所2号炉の同種弁の弁体ボルト（ステンレス鋼、約12年使用）の非破壊検査を実施し、その結果より美浜発電所3号炉の当該ボルトの健全性を確認した。	中長期
6	グラント蒸気復水器	銅板耐圧構成品等 腐食（エロージョン・コロージョン）	グラント蒸気復水器の銅板の腐食（エロージョン・コロージョン）については、肉厚計測を実施する。	第23回定期検査時（2008年度）に銅板の外面からの肉厚計測を実施し、有意な腐食のないことを確認した。	短期
7	脱気器	耐圧構成品等 腐食	脱気器の蒸気噴出管の腐食については、肉厚計測を実施する。	第23回定期検査時（2008年度）～第24回定期検査時（2009年度）に蒸気噴出管の肉厚計測を実施し、有意な腐食のないことを確認した。	短期
8	原子炉格納容器	銅板 腐食	原子炉格納容器の銅板の腐食については、肉厚計測を定期的にも実施する。	第24回定期検査時（2009年度）に銅板の外面からの肉厚計測を実施し、有意な腐食がないことを確認した。また、定期的な肉厚計測の実施を保全指針として策定した。	中長期

※：実施時期における、短期とは平成18年12月1日からの5年間、中長期とは平成18年12月1日からの10年間を言う。

美浜3号炉30年目の高経年化技術評価に係る長期保守管理方針実施状況総括表

長期保守管理方針 No.	長期保守管理方針に基づく活動内容			実施時期※	実施状況	備考
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目			
	余熱除去系統配管等 母管等 内面からの腐食(エロージョン)	桁位と経年劣化事象	活動項目 余熱除去系統配管等*1のステンレス調配管、及びグラウト蒸気系統配管等*2の底金鋼配管の母管内面からの腐食(エロージョン)については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理の管理指針を改訂した。JSM S NGI-2008」及び検査結果に基づき、保全への適用の可否を判断し、要の場合には2次系配管肉厚の管理指針を改訂する。また、原子力検査データ処理システム(NIPS)により減肉傾向を管理し、減肉傾向に応じて保全への適用の可否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。 *1: 余熱除去系統配管 格納容器内部スプレイ系統配管 第5軸気系統配管 補助給水系統配管 計器用空気系統配管 タービンEH油制御油系統配管 1次冷却系統配管 化学体積制御系統配管 燃料ピット冷却浄化系統配管 1次系試験採取系統配管 安全注入系統配管 燃料取替用水系統配管 主蒸気系統配管 第6軸気系統配管 低温再熱蒸気系統配管 第2軸気系統配管 グラウト蒸気系統配管 主給水系統配管 復水系統配管 トレンス系統配管 冷却材ドレンポンプ出口ライン貫通節配管 冷却材ドレンタンクガス分析ライン貫通節配管 原子炉格納容器内ウォッシュダウライン貫通節配管 液体廃棄物処理系統配管 1次系ドレン系統配管 1次系補給水系統配管 2次系補給水系統配管 純水系統配管 2次系薬品注入系統配管 補助蒸気系統配管 *2: グラウト蒸気系統配管 主給水系統配管 トレンス系統配管	短期 (終了は中長期)	日本機械学会「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理の管理指針を改訂した。JSM S NGI-2006」および検査結果に基づき、2次系配管肉厚の管理指針を改訂した。また、肉厚計測結果を原子力配管肉厚の管理システムによって管理し、減肉傾向に応じて適切な点検計画を策定した。	

※:実施時期における、短期とは平成18年12月1日からの5年間、中長期とは平成18年12月1日からの10年間を言う。

美浜3号炉30年目の高経年化技術評価に係る長期保守管理方針実施状況総括表

長期保守管理方針 No.	長期保守管理方針に基づく活動内容			実施状況	備考
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目		
10	主蒸気系統配管等	母管等 内面からの腐食(エロージョン・コロージョン) エロージョン)	<p>主蒸気系統配管等*の腐食傾向配管の母管内面からの腐食(エロージョン・コロージョン及びエロージョン)については、以下の事項を行う。</p> <p>①日本機械学会「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格」JSMES NGI-2006J及び「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格」JSMES NGI-2006J及び「検査結果に基づき、保全への適用の可否を判断し、要の場合には2次系配管肉厚の管理指針を改訂する。</p> <p>②2次系配管肉厚の管理指針における管理対象以外の配管についても知見拡充の観点で肉厚計測を行い、データを蓄積する。</p> <p>③原子力検査データ処理システム(NIPS)により減肉傾向を管理し、減肉傾向に反して保全への適用の可否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。</p> <p>④肉厚計測による実測データに基づき耐震安全性評価を策定した耐震配管(ドレン系統配管)については、今後の減肉進展の監視データに基づき、耐震安全性の再評価を実施する。</p> <p>*：主蒸気系統配管 主給水系統配管 低温再熱蒸気系統配管 第1抽気系統配管 第2抽気系統配管 第3抽気系統配管 第4抽気系統配管 グラント蒸気系統配管 復水系統配管 ドレン系統配管 蒸気発生器ブロアダウンライン貫通部配管 1次系補機冷却水系統配管 蒸気発生器ブロアダウン系統配管 1次系補給水系統配管 補助給水系統配管 復水処理系統配管 2次系補給水系統配管 高温再熱蒸気系統配管 消火設備配管 2次系冷却水系統配管 純水系統配管 2次系原料採取系統配管 原水・飲料水系統配管 補助蒸気系統配管 種内排水処理系統配管</p>	<p>①日本機械学会「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格」JSMES NGI-2006Jおよび「検査結果に基づき、2次系配管肉厚の管理指針を改訂した。</p> <p>②2次系配管肉厚の管理指針における管理対象外についても知見拡充の観点で肉厚計測を行い、データを蓄積した。</p> <p>③肉厚計測結果を原子力配管肉厚の管理システムによって管理し、減肉傾向に応じて適切な点検計画を策定した。</p> <p>④耐震配管(ドレン系統配管)については、配管サポートの追加を實施し、減肉進展予測に基づく評価上も厳しい必要最小限度で同方向一律減肉を想定した耐震安全性評価を実施した結果、耐震安全性に問題ないことを確認した。</p>	<p>短期 (終了は中長期)</p>

※：実施時期における、短期とは平成18年12月1日からの5年間、中長期とは平成18年12月1日からの10年間を言う。



美浜3号炉30年目の高経年化技術評価に係る長期保守管理方針実施状況総括表

長期保守管理方針 No.	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況	備考
	機器又は系統名	部位と経年化事象	活動項目	実施時期※		
11	余熱除去系統	母管 疲労割れ	余熱除去系統配管の母管の高サイクル熱疲労については、原子力安全・保安院指示文書「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年12月27日付け平成17-12-22原院第6号)又は「高サイクル熱疲労に係る評価及び検査」に対する要求事項について「平成19年2月16日付け平成19-02-15原院第2号」に基づき、部位を特定し、検査を実施する。	短期	第22回定期検査時(2007年度)に、「余熱除去冷却器出口パイプライン合流部」を対象に、原子力安全・保安院指示文書「高サイクル熱疲労に係る評価及び検査」に対する要求事項について「平成19年2月16日付け平成19-02-15原院第2号」を踏まえた非破壊検査(A系:溶接部8箇所+母材部、B系:溶接部7箇所+母材部)を実施した。高サイクル熱疲労による損傷の防止については、保安院指示文書「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年12月27日付け平成17-12-22原院第6号)に基づき、部位の特定および検査結果を国へ報告した。また、第23回定期検査時(2008年度)に、「高サイクル熱疲労」に対する更なる信頼性向上のため、「余熱除去冷却器出口パイプライン合流部」の配管取替を実施した。	
12	非常用ディーゼル発電機 清水冷却器 燃料弁冷却水冷却器	シリンダライナ等純水接液部 全面腐食 伝熱管 腐蝕及び高サイクル疲労割れ	非常用ディーゼル発電機潤滑油の全面腐食については、点検結果に基づき、腐食防止対策の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。 非常用ディーゼル機の清水冷却器及び燃料弁冷却水冷却器の伝熱管の腐蝕及び高サイクル疲労割れについては、点検結果に基づき、邪魔板に対する腐食防止対策の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	短期	純水接液部の全面腐食、清水冷却器および燃料弁冷却器の伝熱管の腐蝕および高サイクル疲労割れについては、第24回定期検査時(2009年度)に点検を実施した結果、異常は認められず、腐食防止対策については点検結果を踏まえて不要と判断した。	
13	蒸気発生器	伝熱管 スケール付着	蒸気発生器の伝熱管のスケール付着については、伝熱性能の傾向監視結果に基づき、スケール除去の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期	プラントパラメータ採取による伝熱性能の傾向監視の結果、有意な性能低下は認められなかったことから、スケール除去は不要であると判断した。	
14	原子炉容器	胴部(炉心領域部) 中性子照射脆化	原子炉容器の胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化については、最新知見による脆化予測で評価を行うと、従来の予測と乖離する場合には、使用済試験片の再生技術の適用による再生試験片の取替の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期	第25回定期検査時(2011年度)に第4回の監視試験片を取り出し、監視試験を実施した。最新知見であるJEAC4201-2007/2013追補版「原子炉構造材の監視試験方法」の国内脆化予測法による評価を実施した結果、関連温度実測値は予測の範囲内であり、特異な脆化傾向は認められなかった。30年目と40年目の高経年化技術評価を比較すると、評価結果の致し相違はあり、これらは最新の監視試験データや評価手法を反映した結果であり、40年目の監視評価においても原子炉容器の健全性に問題はないことを確認した。また、現在炉内には4体の監視試験片が採取されており、今後十分な数の監視試験データが採取可能であることから、再生試験片の取替は不要と判断した。	

※:実施時期における、短期とは平成18年12月1日からの5年間、中長期とは平成18年12月1日からの10年間を言う。

美浜3号炉30年目の高経年化技術評価に係る長期保守管理方針実施状況総括表

長期保守管理方針 No.	長期保守管理方針に基づく活動内容			実施時期※	実施状況	備考
	機器又は系統名	部位と経年化事象	活動項目			
15	炉内構造物	炉心そう中性子照射による脆性低下	炉内構造物の炉心そう中性子照射による脆性低下については、火力原子力発電技術協会「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン」及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NAI-2004」に基づき、検査又は取替の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。また、原子力安全基盤機構による安全研究「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」およびその他の他の安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期	「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NAI-2008」、原子力安全基盤機構による安全研究「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」およびその他の他の安全基盤研究の成果および海外における炉内構造物の他部位での損傷事例を動かし、予防保全として最新設計を反映した炉内構造物への取替計画を策定し、炉内構造物の取替に係る工事計画を申請した。	
16	炉内構造物	鋼製クラスタ案内管(案内板) 摩耗	炉内構造物の鋼製クラスタ案内管(案内板)の摩耗については、火力原子力発電技術協会「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン」及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NAI-2004」に基づき、摩耗判定の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期	「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン」及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NAI-2008」に基づき摩耗計測の実施計画(炉内構造物取替後40万時間での摩耗計測を計画)を策定した。	
17	燃料ピットクレーン	ロッキングカム 摩耗	燃料ピットクレーンのロッキングカムの摩耗については、フィンガとロッキングカムの隙間計測の結果に基づき健全性を確認する。	中長期	2006年度～第25回定期検査時(2011年度～)に燃料ピットクレーンのフィンガとロッキングカムの隙間計測を実施し、健全性を確認した。	
18	高圧CAケーブル等	絶縁体 絶縁低下	高圧CAケーブル等*の絶縁体の絶縁低下については、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果に基づき、保全への適用の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。また、原子力安全・保安院指示文書「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の調査実施について」(平成19年10月30日付け平成19-07-30原発第5号)に基づくCV内環境調査を実施する。 *：高圧CAケーブル 高圧CVケーブル 難燃高圧CSHVケーブル	短期	原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を確認した結果、当社プラントに布設している高圧ケーブルは、適用範囲の対象外であったことから、保全への適用は否と判断した。また、原子力安全・保安院指示文書「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実施について」(平成19年7月9日24時～平成20年9月1日0時)に実施し、国へ報告した。	

※：実施時期における、短期とは平成18年12月1日からの5年間、中長期とは平成18年12月1日からの10年間を言う。

美浜3号炉30年目の高経年化技術評価に係る長期保守管理方針実施状況総括表

長期保守管理方針 No.	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況	備考
	機器又は系統名	部位と経年化事象	活動項目	実施時期※		
19	KKケーブル等	絶縁体 絶縁低下	KKケーブル等*の絶縁体の絶縁低下については、原子力安全基礎構構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年化評価技術調査研究」の成果に基づき、長期健全性の再評価を実施する。また、原子力安全・保安院指示文書「原子力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)に基づきCV内環境調査を実施する。  * : KKケーブル 難燃PHケーブル SHVVケーブル VVケーブル 難燃KKケーブル KAケーブル 難燃PSHVケーブル SHVAケーブル HVVケーブル VAケーブル 三重同軸ケーブル 難燃三重同軸ケーブル1 難燃三重同軸ケーブル2	短期 (終了は中長期)	2008年度実施の「電動弁駆動装置の耐環境性評価研究」にて、60年間の運転期間における温度、放射線、機械的および設計基準事故時の劣化を加味した長期健全性試験において、絶縁性能が維持できることを確認したことから、保全への適用は不要と判断した。	
20	余熱除去ポンプ入口弁(第2弁を含む)電動装置等	モータ(低圧モータ)の固定子コイル及びびり口出線・接続部品 絶縁低下	余熱除去ポンプ入口弁電動装置等*のモータ(低圧モータ)の固定子コイル及びびり口出線・接続部品の絶縁低下については、60年間の運転期間における温度、放射線、機械的及び事故時雰囲気による劣化を想定した試験結果の保全への適用の可否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。  * : 余熱除去ポンプ入口弁(第2弁を含む)電動装置 封水戻りライン隔離弁電動装置 アキウムレータ出口弁電動装置 1次冷却材ポンプモータ冷却水出口第1遮断弁電動装置 1次冷却材ポンプサーマルバリア冷却水出口遮断弁電動装置 加圧器逆がし弁元弁電動装置	短期		

※: 実施時期における、短期とは平成18年12月1日からの5年間、中長期とは平成18年12月1日からの10年間を言う。

美浜3号炉30年目の高経年化技術評価に係る長期保守管理方針実施状況総括表

長期保守管理方針 No.	長期保守管理方針に基づく活動内容			実施時期※	実施状況	備考
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目			
21	動力変圧器 ディーゼル発電機制御盤及び発電機変圧器保護リレー盤	コイル絶縁低下 ロックアウトリレー特性変化	動力変圧器のコイルの絶縁低下並びにディーゼル発電機制御盤及び発電機変圧器保護リレー盤のロックアウトリレーの特性変化については、機器取替計画の策定、監視方法の改善又は再評価を実施する。	短期	動力変圧器について、熱加劣化試験による評価の結果、運転開始後60年時点においても、絶縁性能を維持できるとを確認した(出典:2006年6月 電力中央研究所報告)。また、ディーゼル発電機制御盤および発電機変圧器保護リレー盤については更新を行うとともに、ロックアウトリレーについては、過去取替実績および8.5℃半減則より決定した周期に基づき定期取替品とした。なお、ディーゼル発電機制御盤は第21回定期検査時(2004～2006年度)に、発電機変圧器保護リレー盤は25回定期検査時(2011年度～)に、動力変圧器(4-3C、D)は耐震性向上のため、第23回定期検査時(2008年度)に取替を行っている。	
22	メタルクラッド開閉装置等	保護リレー及び変圧器絶縁低下	メタルクラッド開閉装置等*の絶縁低下については、機器取替計画の策定、監視方法の改善又は再評価を実施する。  * :メタルクラッド開閉装置(保護リレー) パワーセンタ(保護リレー) ディーゼル発電機制御盤(保護リレー) 1次冷却材ポンプ母線計測盤(保護リレー) M/Gセット制御盤(保護リレー) 発電機変圧器保護リレー盤(保護リレー) 母線保護リレー盤(保護リレー) 計器用空気圧縮機(変圧器) 加圧器ヒータ制御盤(変圧器) M/Gセット制御盤(励磁装置)(変圧器) 燃料取換クレーン(変圧器) 燃料ピットクレーン(変圧器) 補助運搬クレーン(変圧器) 燃料移送装置(変圧器) 安全系インバータ(変圧器) 後備変圧器盤(変圧器)	中長期	2008年度に保護リレーについての更新計画を策定した。また、制御用変圧器コイルの絶縁低下に関しては、再評価を行うことにより、60年以上の健全性を確認した。	

※:実施時期における、短期とは平成18年12月1日からの5年間、中長期とは平成18年12月1日からの10年間を言う。

美浜3号炉30年目の高経年化技術評価に係る長期保守管理方針実施状況総括表

長期保守管理方針 No.	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況	備考
	機器又は系統名	部位と経年化事象	活動項目	実施時期※		
23	1次冷却材圧力(広域)等 1次冷却材高温側温度(広域)等	伝送器等特性変化 測定抵抗体総線低下	1次冷却材圧力(広域)等*1の伝送器等*2の特性変化及び1次冷却材高温側温度(広域)等*3の測定抵抗体の総線低下については、健全性評価において想定した供用期間に基づく機器取替計画の策定を実施する。 *1:1次冷却材圧力(広域) 格納容器内高レンジエリアモニタ 加圧器圧力 格納容器再循環サンプ水位 蒸気発生器水位(狭域) 蒸気発生器水位(広域) *2:伝送器 放射線検出器 *3:1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 格納容器温度	短期	1次冷却材圧力(広域)等の伝送器等については、2008年度に、各々の健全性評価結果に基づく機器取替計画を策定した。	
24	コンクリート構造物	強度低下	コンクリート構造物の代表構造物*の強度低下については、定期的リハバウンドハンマーを用いた非破壊試験による点検を実施し、強度に急激な経年化が生じていないことを確認する。 * :外部遮へい壁 内部コンクリート 原子炉格納施設基礎 原子炉補助建屋 取水構造物 タービン建屋(タービン平台)	中長期	定期的リハバウンドハンマーを用いた非破壊試験による点検を実施することとし、第22回定期検査時(2007年度)および第25回定期検査時(2011年度)に代表部位に対して非破壊試験を実施し、強度に急激な経年化が生じていないことを確認した。	
25	スタッドボルト等	大気接触部全面腐食	スタッドボルト等*の大気接触部の全面腐食については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。 * :スタッドボルト タービンボルト及びシールド(メカニカルアンカ) アンカボルト(ケミカルアンカ)	中長期	スタッドボルト等については、美浜発電所3号炉において機器取替等の適切な機会がなかったことから、大飯2号炉にて得られたケミカルアンカに対する実機調査結果を新たに評価に反映した。	
26	ケミカルアンカ	樹脂劣化	ケミカルアンカの樹脂の劣化については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。	中長期	ケミカルアンカの樹脂の劣化については、美浜発電所3号炉において機器取替等の適切な機会がなかったことから、大飯2号炉にて得られた実機調査結果を新たに評価に反映した。	

※:実施時期における、短期とは平成18年12月1日からの5年間、中長期とは平成18年12月1日からの10年間を言う。

美浜3号炉30年目の高経年化技術評価に係る長期保守管理方針実施状況総括表

長期保守管理方針 No.	長期保守管理方針に基づく活動内容			実施時期※	実施状況	備考
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目			
27	系熱除去ポンプ等	ケーシング(ケーシングカバーを含む)等 疲労割れ	<p>原子炉容器等*の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p> <p>*系熱除去ポンプ(ケーシング(ケーシングカバーを含む))</p> <p>1次冷却材ポンプ(ケーシング)</p> <p>抽出水再生クーラ(管板)</p> <p>系熱除去クーラ(管板)</p> <p>蒸気発生器(給水入口管台、管板)</p> <p>原子炉容器(冷却材入口管台、冷却材出口管台、蒸用管台、空気抜用管台、炉内計装筒、上部鏡、上部胴、中間胴、下部胴、下部鏡、上部蒸フランジ、上部胴フランジ、炉心支持釜物、スタットポルト)</p> <p>加圧器(スプレイライン用管台、サージ用管台)</p> <p>抽出ライン貫通部(固定式配管貫通部)(端板)</p> <p>主蒸気・主給水ライン貫通部(伸縮式配管貫通部)(伸縮継手)</p> <p>系熱除去系統(母管)</p> <p>1次冷却系統配管(母管)</p> <p>主給水系統配管(母管)</p> <p>1次冷却材管(母管及びび管台)</p> <p>系熱除去系統配管サポート(配管サポート)</p> <p>系熱除去系統(仕切弁)(弁箱)</p> <p>化学体積制御系統(玉形弁)(弁箱)</p> <p>安全注入系統(スイング逆止弁)(弁箱)</p> <p>化学体積制御系統(リフト逆止弁)(弁箱)</p> <p>炉内構造物(炉心支持構造物(上部炉心板、上部炉心支持柱、上部炉心支持板、下部炉心板、下部炉心支持柱、下部炉心支持板、炉心そら))</p> <p>低圧タービン(第1内部車室)</p> <p>タービン駆補助給水ポンプタービン(ケーシング(ケーシングカバーを含む))及びダイヤフラム)</p> <p>加圧器サポート(加圧器スカート溶接部)</p>	中長期	<p>実過渡回数に基づく運転開始後60年時点での過渡回数を算出して、「日本機械学会 設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007)」や「日本機械学会 環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)」に基づき疲労評価等を実施し、健全性を確認した。</p>	

※:実施時期における、短期とは平成18年12月1日からの5年間、中長期とは平成18年12月1日からの10年間を言う。

タイトル	配管破断防護設計指針等に基づき、破断前漏えい概念を適用している配管系に対する、劣化状況評価の対象期間における破断前漏えいの成立性について
説明	<p>設計評価（工事計画認可申請書）で破断前漏えい概念（以下LBB）適用を確認している配管は添付 1 に示す配管系統である。</p> <p>これらの配管系統に対して劣化状況評価において、着目すべきとしている劣化事象とその部位の組合せは以下のとおりである。</p> <p>＜ステンレス鋼配管＞  ○ 1 次冷却系統配管（分岐管台含む）  ・疲労割れ（低サイクル疲労）</p> <p>＜1 次冷却材管＞  ○ 母管（直管、エルボ）  ・疲労割れ（低サイクル疲労）  ・熱時効</p> <p>これら劣化事象のうち、疲労割れ（低サイクル疲労）については、劣化状況評価の結果から、60 年の運転期間を想定しても発生の可能性はない。一方で熱時効については、劣化による影響が考えられるため、1 次冷却材管の母管（直管、エルボ）に対して熱時効による劣化の影響を考慮して LBB の成立性を確認する。</p> <p>美浜 3 号炉の配管における 2 相ステンレス鋼使用部位は 1 次冷却材管母管であり、破損想定位置は原子炉容器出入口管台と配管との接続部（母管）である。（添付 1）</p> <p>これら 2 部位に対して熱時効劣化状態における LBB 成立性を確認することとするが、出口管台と入口管台の判定応力は同じであり、作用応力は出口管台の方が大きい。このため、入口管台の評価は出口管台で代表させて評価を行う。</p> <p><b>【評価方法】</b></p> <p>LBB 成立性の確認は、「配管の破断に伴う「内部発生飛来物に対する設計上の考慮」について」に基づいて行う。具体的には以下の方法で行う。</p> <p>(1) 評価部位</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価部位（配管破損想定位置）は、設計評価と同じ位置とする。具体的には原子炉容器出口管台と配管との溶接部とする。</li> <li>・熱時効による材料特性の変化（靱性の低下）を考慮して、き裂安定性評価を行い、配管破損形式を確認する。</li> </ul> <p>(2) 評価用初期欠陥</p> <p>初期欠陥は、<math>0.2t</math>（深さ）<math>\times 1.0t</math>（長さ）<math>t</math>:板厚 の半楕円の管内面周方向単一欠陥とする。</p> <p>(3) 評価用荷重</p>

	<p>き裂進展解析に用いる評価用荷重は、供用状態A、Bおよび1/3Sd地震を考慮して設定した荷重とする。</p> <p>(4) き裂進展解析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・き裂進展解析は、Paris則によるものとする。き裂進展速度は国内軽水炉環境下の試験データから定められた「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG4613-1998)」（以下JEAG4613）、「3.2 評価方法」に記載の相関式を用いて実施する。</li> <li>・き裂が配管を貫通するまで解析を行う。</li> </ul> <p>(5) 想定き裂の決定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・き裂安定性解析に用いる想定き裂の寸法は、漏洩検知設備の検知能力に対し安全余裕を取り、通常運転荷重をもとに決定したき裂の大きさを下回らないものとする。</li> <li>・漏洩量計算のための開口面積の計算はTada&amp;Parisの式によるものとする。</li> <li>・き裂からの漏洩量計算はHenryの式 (サブクール水) によるものとし、き裂面の表面粗さを考慮する。</li> <li>・美浜3号機は設計評価にてRCPB配管から1gpmの漏洩が生じたときの検出能力を有することを確認しており、さらにJEAG4613の参考資料1にて(4)のき裂進展解析によるオーステナイトステンレス鋼の貫通時のき裂長さは約5tで包絡されることが確認されていることから、想定き裂の寸法は検出能力に対して安全余裕を持った5gpmとき裂進展解析による5tの大きい方を想定き裂とする。</li> </ul> <p>(6) き裂安定性解析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・正味応力概念に基づくき裂安定性解析を行い、き裂部が破壊に至らない応力を求める。ただし、今回評価対象とするステンレス鋳鋼については熱時効により破壊靱性が低下し弾塑性的破壊挙動を示すため、正味応力概念に基づいて評価した破壊時の応力を弾塑性破壊力学評価法で補正することで求めることとする。</li> <li>・流動応力は設計・建設規格に規定されている設計降伏点と設計引張強さの和の1/2とする。</li> <li>・作用荷重は、供用状態A、B、Cおよび供用状態A+Sd地震動の組み合わせを考慮する。</li> <li>・考慮する荷重は一次応力 (自重、内圧、その他機械荷重) + 二次応力成分のうち熱膨張荷重とする。</li> <li>・き裂安定性解析により求められる安定限界応力が設計荷重により生じる応力以下の場合は「破断」。上回る場合は「漏洩」を想定する。</li> </ul> <p>(7) 設計用開口面積</p> <p>上記評価により「漏洩」と判断された場合には、冷却材の噴出によるジェット力を評価するための設計用開口面積を求める。開口面積はTada&amp;Parisの式により求めた計算値に1.5を乗ずる。</p> <p>なお、上記に基づく評価の結果が「発電用原子力設備規格 配管破損防護設計規格 (JSME S ND1-2002)」（以下LBB規格)の表D-2400-2にPWRのオーステナイトステンレス鋼配管に対してとめられており、表D-2400-2(3/3)はステンレス鋳鋼に対して適用されるものである。ここで適用されている安</p>
--	---



定限界応力は最も保守的となる実機プラントの最大フェライト量約23.5%<sup>\*1</sup>の主冷却材管（SCS14A材）に対して、熱時効による靱性低下の飽和J-R曲線（予測）を用い、2パラメータ法から評価したHp係数<sup>\*2</sup>により極限荷重評価法による破壊時曲げ応力を補正した安定限界応力から評価したものである。このため、運転開始後60年の熱時効劣化を考慮したLBB成立性評価は、表D-2400-2(3/3)を用いる。

\*1 美浜3号炉主冷却材管（原子炉容器出入口管台部）のフェライト量は約10.1%～約18.2%

\*2  $H_p = M_{of} / M_1 = 1.45$ （29B主冷却材管の場合）

$M_{of}$ ：極限荷重評価法による最大曲げモーメント

$M_1$ ：2パラメータ法（R6法Option2）による破壊評価曲線図における破壊評価曲線とJ-R曲線等から求めたき裂進展評価曲線の接点から算出（詳細はJSME S ND1-2002に記載）

**【LBB成立性評価】**

原子炉容器出口管台に対して、配管破損形式の決定を行う。供用状態A, B, C及び供用状態A+Sd地震の荷重に基づき作用する応力を求め、表1に従い判定応力と比較することで、配管破損形式及び開口面積を決定する。なお、配管の破損形式は、以下に分類する。

(1) 漏えい

- a. 表1で作用応力が判定応力より低い場合、配管に想定する。
- b. 表1に示す開口面積に相当する円形の開口を配管の周方向任意位置に想定する。

(2) 破断

表1で作用応力が判定応力以上の場合、配管に周方向破断を想定する。

表1 配管の破損形式及び開口面積

呼び径 (B)		29 (内径)
外径Do (mm)		882.0
板厚t (mm)		72.7
想定き裂角2θ (度) (注4)		56.6
判定応力 ( $\times S_m$ ) (注2)		1.76
作用応力	$P_m=0.5S_m$ $P_b=0$	L(207)
	$P_m=0.5S_m$ $P_b=0.5S_m$	L(543)
	$P_m=0.5S_m$ $P_b=1.0S_m$	L(1235)
	$P_m=0.5S_m$ $P_b=1.5S_m$	B
	$P_m=0.5S_m$ $P_b=2.0S_m$	B
	(注2) 判定応力	L(1876)

(注1) B：破断を想定する

L：漏えいを想定する

(注2) 判定応力 ( $P_m+P_b$ ) 及び作用応力のうち $P_m$  (膜応力) は内圧で $0.5S_m$ とみなし、残りは $P_b$  (曲げ応力) とする。ただし、 $S_m$ は  $114.7 \text{ N/mm}^2$ とする。

(注3) 開口面積は作用応力に応じて内挿するものとする。

(注4) 想定き裂角度 $2\theta$  は、想定き裂長さに対する中心角を表す。

原子炉容器出口管台について、作用する応力を基に、LBB規格の添付5を用いて決定した配管破損形式及び開口面積を表2に示す。

表2 美浜3号炉における熱時効を考慮したLBB成立性確認結果

破損想定位置	呼び径(B)	作用応力(合計) ( $\times S_m$ )	安定限界応力 ( $\times S_m$ )	配管破損形式	開口面積 ( $\text{mm}^2$ )
原子炉容器出口管台	29 (内径)	1.50	1.76	L	1235

このとおり配管破損形式は「漏えい」となることから、美浜3号炉において、LBBを適用している2相ステンレス鋼配管は60年間の熱時効劣化を考慮してもLBEが成立することが確認できた。

以上

美浜3号機 工事計画認可申請書 (H28.8.26 一部補正申請)

添付資料14 別添7 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対するLBB成立性評価  
結果に関する説明書 (抜粋)

第4-1表 LBB成立性評価結果 (1/2)

評価対象：1次冷却材管

分類	破損想定位置	呼び径 (B)	作用応力 ( $\times S_m$ )			判定応力 ( $\times S_m$ )	配管破損 形式	開口面積 ( $\text{mm}^2$ )	配管破損 反力 (kN)
			膜応力 <sup>(注1)</sup>	曲げ応力	合計応力				
母管	原子炉容器出口管台	29(内径)	0.5	1.00	1.50	2.28	L	1,235	27
	原子炉容器入口管台	27.5(内径)	0.5	0.24	0.74	2.28	L	329	9
分岐管台 <sup>(注4)</sup>	サージ管台	14	0.5	1.20	1.70	2.00	L	720	16
	アキュムレータ注入管台	12	0.5	0.64	1.14	1.93	L	239	6
	余熱除去ポンプ入口管台	12	0.5	0.24	0.74	1.93	L	110	3
	安全注入管台 <sup>(注2)</sup>	6	0.5	0.38	0.88	1.83	L	47	2
	スプレイ管台	4	0.5	0.59	1.09	1.54	L	74	2
	充てん管台 <sup>(注3)</sup>	3	—	—	—	1.35	B	3,489	86
	抽出管台 <sup>(注3)</sup>	3	—	—	—	1.35	B	3,489	86
冷却材ドレン管台 <sup>(注3)</sup>	2	—	—	—	1.03	B	1,459	36	

(注1) 膜応力は第3-1表の(注2)に従い、 $0.5S_m$ とする。

(注2) 安全注入管台(高温側)及び安全注入管台(低温側)を含めて安全注入管台とする。

(注3) 3B以下の配管は保守的に破断を想定する。

(注4) 同一種類の管台で複数存在する場合、厳しい側の結果を代表として記載する。

第4-1表 LBB成立性評価結果 (2/2)

評価対象：加圧器

分類	破損想定位置	呼び径 (B)	作用応力 ( $\times S_m$ )			判定応力 ( $\times S_m$ )	配管破損 形式	開口面積 ( $\text{mm}^2$ )	配管破損 反力 (kN)
			膜応力 <sup>(注1)</sup>	曲げ応力	合計応力				
接続管台 <sup>(注2)</sup>	サージ管台	14	0.5	0.72	1.22	2.00	L	293	7
	安全弁管台	6	0.5	0.63	1.13	1.83	L	80	3
	逃がし弁管台	6	0.5	1.14	1.64	1.83	L	213	5
	スプレイ管台	4	0.5	0.76	1.26	1.54	L	113	3

(注1) 膜応力は第3-1表の(注2)に従い、 $0.5S_m$ とする。

(注2) 同一種類の管台で複数存在する場合、厳しい側の結果を代表として記載する。

## 工認と劣化状況評価のLBB評価比較

劣化状況評価で実施する経年劣化を考慮したLBB評価においては、JEAG4613による評価を基本としているが、ステンレス鋳鋼の熱時効を考慮した評価を行うため、安定限界応力はLBB規格に記載の値を使用した。（工認では熱時効を考慮しておらず、JEAG4613に記載の安定限界応力を使用している。）

なお、工認と劣化状況評価の評価条件の相違点を下表に示す。

表. 工認と劣化状況評価のLBB評価比較

		美浜3号炉再稼働工認申請	美浜3号炉劣化状況評価	備考	
適用規格	適用規格	JEAG4613-1998	JEAG4613-1998（安定限界応力はJSME S ND1-2002の値を使用）	熱時効考慮の有無	
	対象材料	オーステナイト系 ステンレス鋼管	ステンレス鋳鋼		
	想定き裂長さ	管の厚さの5倍の長さ		相違なし	
	想定き裂角 $2\theta$	56.6度		相違なし	
	Hp係数	—	1.45 (29B)	熱時効考慮の有無	
入力	評価部位	原子炉容器出口		相違なし	
	形状	原子炉容器出口（外径、板厚、断面係数）		相違なし	
	作用荷重	<ul style="list-style-type: none"> <li>自重による荷重</li> <li>熱膨張（供用状態A、供用状態B、供用状態C）による荷重</li> <li>地震（Sd）による荷重</li> </ul>		相違なし	
評価過程	膜	作用応力 ( $P_m$ )	$P_m = 0.5S_m$		相違なし
		作用応力式 ( $P_b$ )	以下のうち最大のもの <ul style="list-style-type: none"> <li>供用状態A <math>P_b = \text{自重}/Z + \text{熱膨張}/Z</math> <math>= (0.08 + 0.58) S_m</math></li> <li>供用状態B <math>P_b = \text{自重}/Z + \text{熱膨張}/Z</math> <math>= (0.08 + 0.59) S_m</math></li> <li>供用状態C <math>P_b = \text{自重}/Z + \text{熱膨張}/Z</math> <math>= (0.08 + 0.64) S_m</math></li> <li>供用状態A+Sd <math>P_b = (\text{自重} + \text{地震})/Z + \text{熱膨張}/Z</math> <math>= (0.08 + 0.34 + 0.58) S_m</math></li> </ul>	以下のうち最大のもの <ul style="list-style-type: none"> <li>供用状態A <math>P_b = \text{自重}/Z + \text{熱膨張}/Z</math> <math>= (0.08 + 0.58) S_m</math></li> <li>供用状態B <math>P_b = \text{自重}/Z + \text{熱膨張}/Z</math> <math>= (0.08 + 0.59) S_m</math></li> <li>供用状態C <math>P_b = \text{自重}/Z + \text{熱膨張}/Z</math> <math>= (0.08 + 0.64) S_m</math></li> <li>供用状態A+Sd <math>P_b = (\text{自重} + \text{地震})/Z + \text{熱膨張}/Z</math> <math>= (0.08 + 0.34 + 0.58) S_m</math></li> </ul>	相違なし (太字は最大となった応力状態)
		作用応力 ( $P_b$ )	$P_b = 1.00S_m$	$P_b = 1.00S_m$	
	合計	作用応力 ( $P_a = P_m + P_b$ )	$P_a = 1.50S_m$	$P_a = 1.50S_m$	
評価結果	安定限界応力	$P_f = 2.28S_m$	$P_f = 1.76S_m$	熱時効考慮の有無	
		L (4333)	L (1876)		
	開口面積(mm <sup>2</sup> )	1235	1235	相違なし	
判定	L ( $P_a < P_f$ )	L ( $P_a < P_f$ )	—		

タイトル	海外情報の劣化状況評価への反映について
説明	<p>海外情報の劣化状況評価への反映については以下の通り対応している。</p> <p>1. 原子力事業本部での対応</p> <p>原子力部門の品質マネジメントシステムにおける予防処置に関する業務として、社内標準「原子力発電業務要綱」の規定に基づき、当社原子力発電所、国外原子力発電所、国内他社原子力発電所、他産業・当社他部門およびその他の不具合情報等を対象とし、情報の入手からスクリーニングを経て、予防処置のインプット情報として同種不適合の再発防止、設備改善等に活用している。</p> <p>具体的な海外情報としては、NRC 情報、ASN 情報、IAEA 情報、海外メーカ情報等について、比較的検討に時間は要するが、網羅的に原子力安全システム研究所においてスクリーニング、分析評価、改善提言案作成を実施し、その結果は国内 PWR 電力各社が委員として構成される PWR 海外情報検討会に報告され、メーカの技術支援を得ながら分析評価結果の確認、影響プラントの抽出、対策実施状況フォローを行っている。</p> <p>2. 劣化状況評価に係る対応</p> <p>高経年対策グループでは、業務決定文書「高経年化対策実施手順書」において、最新知見、運転経験の反映を規定しており、1. で記した対応とは別に、インプットの情報は予防措置のために収集したものを活用しつつも審査ガイド解説の「最新の運転経験及び知見等」で例示されている NRC 情報 (Bulletin、Generic Letter、Information Notice) を調査範囲の対象に含め、経年劣化の観点での分析・スクリーニングを網羅的に実施し、劣化状況評価に反映している。</p> <p>経年劣化の観点での分析・スクリーニングは予防処置のものとは異なり、不具合の原因が①経年劣化に起因するもの (設計や施工不良、H E等を除外) に該当するか、②経年劣化に起因する場合はこれまで経験したことのない新たな劣化モード (部位と劣化事象の組み合わせ) に該当するかという 2 段階で実施しており、①と②を経たものが劣化状況評価へ反映すべき対象としているが、今般の美浜 3 号炉の劣化状況評価では結果的に反映すべき海外情報は抽出されなかった。</p> <p>3. 審査ガイド解説の「最新の運転経験及び知見等」で例示されていない情報の対応</p> <p>さらにタイムリーな情報活用の観点から、当社組織 (パリ事務所、社</p>

内関係グループ)、社外組織 (INSS, JANUS, MHI, EPRI, WH, 情報交換協定の締結各社等) からもたらされる情報等についても劣化状況評価に影響を与える可能性のある情報については、追加情報による影響を都度評価している。

以上

計算機プログラム（解析コード）の概要

## 1. はじめに

## 2. 解析コードの概要

- 2.1 ABAQUS Ver. 6.3-1
- 2.2 ABAQUS Ver. 6.7-1
- 2.3 ABAQUS Ver. 6.8-1
- 2.4 ABAQUS Ver. 6.8-4
- 2.5 ABAQUS Ver. 6.12-3
- 2.6 ANISN (ANISN-W)
- 2.7 ANSYS Ver. 5.7
- 2.8 ANSYS Ver. 11.0
- 2.9 ANSYS Ver. 12.0
- 2.10 ANSYS Ver. 15.0
- 2.11 AUTO PIPE Ver. 6.3
- 2.12 AUTO PIPE Ver. 09.03.02
- 2.13 DORT Ver. 1.5.11
- 2.14 FINAS Ver. 20.1
- 2.15 MSAP PC版
- 2.16 MSAP (配管) PC 1.0
- 2.17 MSC MARC Ver. 2005r3
- 2.18 NX NASTRAN Ver. 7.0
- 2.19 RESP-T Ver. 5.1.7
- 2.20 SPAN2000 Ver. 5.0 Ver. 6.0
- 2.21 制御棒挿入時間解析コード Ver. 1



## 1. はじめに

本資料は、解析コードについて説明するものである。

## 2. 解析コードの概要

### 2.1 ABAQUS Ver. 6.3-1

#### 2.1.1 ABAQUS Ver. 6.3-1 の概要

対象：疲労評価、熱成層解析

項目	コード名
	ABAQUS
開発機関	ダッソー・システムズ株式会社
開発時期	1978年
使用したバージョン	Ver. 6.3-1
使用目的	2次元軸対称又は3次元有限要素法（ソリッド要素）による 応力解析
コードの概要	<p>米国 HKS (Hibbitt, Karlsson &amp; Sorensen) 社によって開発され、現在はダッソーシステムズ（株）によって保守されている有限要素法による構造解析用汎用コードである。</p> <p>応力解析、熱応力解析、伝熱解析などを行うことができ、特に非線形解析が容易に行えることが特徴であり、多くの民間・国立研究所、大学及び産業界で利用されている実績を持つ。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証(Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 材料力学分野における一般的知見により解を求めることができる体系について応力解析（2次元軸対称または3次元有限要素法（ソリッド要素）による線形解析機能による応力解析）を行い、解析解が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードは、自動車、航空宇宙、防衛、工業製品、学術研究などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・ 三菱重工業（株）が実施した配管ティー継手を対象とした3次</li> </ul>

	<p>元有限要素法（ソリッド要素）を用いた応力解析の事例がある。 （PVP2012-78686 : COMPARISON BETWEEN PRESSURE TESTS AND SIMULATIONS FOR THICKNESS MANAGEMENT OF WALL THINNING T-JOINTS）</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・ 開発機関が提示するマニュアルにより、2次元軸対称または3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。</li><li>・ 検証の体系と本評価で使用する体系が同等であることから、解析解と理論解の一致をもって、解析機能の妥当性も確認できる。</li><li>・ 本評価において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li><li>・ 本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li></ul>
--	--

## 2.2 ABAQUS Ver. 6.7-1

### 2.2.1 ABAQUS Ver. 6.7-1 の概要

対象：疲労評価、応力解析

項目 \ コード名	ABAQUS
開発機関	ダッソー・システムズ株式会社
開発時期	1978 年
使用したバージョン	Ver. 6.7-1
使用目的	2次元軸対象または3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析
コードの概要	<p>米国 HKS (Hibbitt, Karlsson &amp; Sorensen) 社によって開発され、現在はダッソー・システムズ (株) によって保守されている有限要素法による構造解析用汎用コードである。</p> <p>応力解析、熱応力解析及び伝熱解析などを行うことができ、特に非線形解析が容易に行えることが特徴であり、多くの民間・国立研究所、大学及び産業界で利用されている実績を持つ。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本評価で使用する解析機能は、材料力学分野における一般的知見により解を求めることができる体系について、2次元軸対象または3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析を行い、解析解が理論解と一致することを確認している。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードは、自動車、航空宇宙、防衛、工業製品、学術研究などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・ 三菱重工業（株）が実施した配管ティー継手を対象とした3次元有限要素法（ソリッド要素）を用いた応力解析の事例がある。 (PVP2012-78686 : COMPARISON BETWEEN PRESSURE TESTS AND</li> </ul>

	<p>SIMULATIONS FOR THICKNESS MANAGEMENT OF WALL THINNING T-JOINTS)</p> <ul style="list-style-type: none"><li>• 開発機関が提示するマニュアルにより、本評価で使用する２次元軸対象または３次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。</li><li>• 検証の体系と本評価で使用する体系が同等であることから、解析解と理論解の一致をもって、解析機能の妥当性も確認できる。</li><li>• 本評価において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li><li>• 本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li></ul>
--	---

## 2.3 ABAQUS Ver. 6.8-1

### 2.3.1 ABAQUS Ver. 6.8-1 の概要

対象：疲労評価、応力解析

項目 \ コード名	ABAQUS
開発機関	ダッソー・システムズ株式会社
開発時期	1978 年
使用したバージョン	Ver. 6.8-1
使用目的	3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析
コードの概要	<p>米国 HKS (Hibbitt, Karlsson &amp; Sorensen) 社によって開発され、現在はダッソー・システムズ (株) によって保守されている有限要素法による構造解析用汎用コードである。</p> <p>応力解析、熱応力解析及び伝熱解析などを行うことができ、特に非線形解析が容易に行えることが特徴であり、多くの民間・国立研究所、大学及び産業界で利用されている実績を持つ。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本評価で使用する解析機能は、材料力学分野における一般的知見により解を求めることができる体系について、3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析を行い、解析解が理論解と一致することを確認している。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードは、自動車、航空宇宙、防衛、工業製品、学術研究などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・ 三菱重工業（株）が実施した一次冷却材ポンプの応力解析の事例がある。</li> <li>・ 開発機関が提示するマニュアルにより、本評価で使用する3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析に本解析コード</li> </ul>

	<p>が適用できることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・ 検証の体系と本評価で使用する体系が同等であることから、解析解と理論解の一致をもって、解析機能の妥当性も確認できる。</li><li>・ 本評価において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li><li>・ 本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li></ul>
--	--

## 2.4 ABAQUS Ver. 6.8-4

### 2.4.1 ABAQUS Ver. 6.8-4 の概要

対象：応力解析

項目 \ コード名	ABAQUS
開発機関	ダッソー・システムズ社
開発時期	1978 年
使用したバージョン	Version. 6.8-4
使用目的	有限要素法（軸対称ソリッド要素）による 応力解析
コードの概要	<p>米国 HKS 社によって開発され、現在はダッソー・システムズ (株) によって保守されている有限要素法による構造解析用汎用コードである。</p> <p>応力解析、熱応力解析及び伝熱解析などを行うことができ、特に非線形解析が容易に行えることが特徴であり、多くの民間・国立研究所、大学及び産業界で利用されている実績を持つ。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証(Verification)】</b>            本解析コードの検証の内容は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 材料力学分野における一般的知見により解を求めることができる体系について、適用機能（軸対称ソリッド要素）による応力解析を行い、解析解が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。</li> <li>・ 本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b>            本解析コードの妥当性確認の内容は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードは、自動車、航空宇宙、防衛、工業製品、学術研究などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・ 今回の評価で行う解析と類似する三菱重工業 (株) が実施した配管ティー継手を対象とした 3 次元有限要素法（ソリッド要素）を用いた応力解析の事例がある。            (PVP2012-78686 : COMPARISON BETWEEN PRESSURE TESTS)</li> </ul>



	<p>AND SIMULATIONS FOR THICKNESS MANAGEMENT OF WALL THINNING T-JOINTS)</p> <ul style="list-style-type: none"><li>• 開発機関が提示するマニュアルにより、今回の申請で使用する有限要素法（軸対象ソリッド要素）による応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。</li><li>• 検証の体系と今回の評価で使用する体系が同等であることから、解析解と理論解の一致をもって、解析機能の妥当性も確認できる。</li><li>• 今回の評価で行う軸対称ソリッド要素による応力解析の用途、適用範囲が、上述の妥当性確認内にあることを確認している。</li></ul>
--	--

## 2.5 ABAQUS Ver. 6.12-3

### 2.5.1 ABAQUS Ver. 6.12-3 の概要

対象：熱時効評価、応力解析

項目	コード名
	ABAQUS
開発機関	ダッソー・システムズ株式会社
開発時期	1978 年
使用したバージョン	Ver. 6.12-3
使用目的	2次元軸対象または3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析
コードの概要	<p>米国 HKS (Hibbitt, Karlsson &amp; Sorensen) 社によって開発され、現在はダッソー・システムズ (株) によって保守されている有限要素法による構造解析用汎用コードである。</p> <p>応力解析、熱応力解析、伝熱解析などを行うことができ、特に非線形解析が容易に行えることが特徴であり、多くの民間・国立研究所、大学及び産業界で利用されている実績を持つ。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 材料力学分野における一般的知見により解を求めることができる体系について応力解析（2次元軸対称または3次元有限要素法（ソリッド要素）による線形解析機能による応力解析）を行い、解析解が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードは、自動車、航空宇宙、防衛、工業製品、学術研究などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・ 三菱重工業（株）が実施した配管ティー継手を対象とした3次元有限要素法（ソリッド要素）を用いた応力解析の事例がある。</li> </ul>

	<p>(PVP2012-78686 : COMPARISON BETWEEN PRESSURE TESTS AND SIMULATIONS FOR THICKNESS MANAGEMENT OF WALL THINNING T-JOINTS)</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・ 開発機関が提示するマニュアルにより、本評価で使用する２次元軸対称または３次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。</li><li>・ 検証の体系と本評価で使用する体系が同等であることから、解析解と理論解の一致をもって、解析機能の妥当性も確認できる。</li><li>・ 既工事計画において使用されているもの同じであることを確認している。</li><li>・ 本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li></ul>
--	---

## 2.6 ANISN (ANISN-W)

### 2.6.1 ANISN (ANISN-W)の概要

対象：放射線束分布解析

項目 \ コード名	ANISN
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1967 年
使用したバージョン	ANISN-W
使用目的	遮蔽解析 (コンクリート中の中性子及びガンマ線の放射線束分布解析)
コードの概要	<p>本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所にて中性子の遮蔽計算を目的として開発されたコードである。</p> <p>1 次元ボルツマン輸送計算式による中性子及びガンマ線の放射線束分布の算出が可能である。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証(Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードの計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> <li>・ ANISN は、中性子の放射線束分布解析を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら解析条件が与えられれば中性子の放射線束分布解析は可能であり、ANISN は 1 次遮蔽における中性子の放射線束分布解析に適用可能である。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 日本原子力学会の「中性子遮蔽設計ハンドブック 1993 年 4 月」において、遮蔽体 (コンクリート及び水) を通過した中性子スペクトルの実測値と ANISN による計算値を比較した結果、概ね一致しているこ</li> </ul>

	<p>とを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>• 本評価で実施する中性子の放射線束分布解析の用途及び適用範囲が、上述の妥当性確認の範囲内にあることを確認している。</li><li>• また、「原子力発電所放射線遮へい設計規程」(JEAC4615-2008)では、1次遮蔽のための輸送計算コードとして、ANISNが挙げられている。</li></ul>
--	--

## 2.7 ANSYS Ver. 5.7

### 2.7.1 ANSYS Ver. 5.7 の概要

対象：伝熱解析

項目 \ コード名	ANSYS
開発機関	ANSYS, Inc. (米国)
開発時期	1970年
使用したバージョン	Ver. 5.7
使用目的	有限要素法（ソリッド要素）による支持構造物及びコンクリートの定常伝熱解析
コードの概要	1970年に、米国 Swanson Analysis System Inc. (現 ANSYS, Inc.)により開発された有限要素法による汎用構造解析計算機コードである。線形/非線形の静解析及び動解析（固有値解析、応答解析等）を行うことができ、汎用有限要素法構造解析コードとして、産業界で幅広く利用されている実績を持つ。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・理論解との比較による検証</li> </ul> <p>今回の使用内容である支持構造物及びコンクリートの定常伝熱解析は、支持構造物と支持構造物回りのコンクリートをソリッド要素でモデル化し温度を入力した定常伝熱解析であるため、定常熱伝導計算に該当する解析を検算し、一致することを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・定常熱伝導計算（ソリッド要素のモデルに温度を入力した解析結果と手計算による理論解との比較）</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は以下の通りである。</p>

	<ul style="list-style-type: none"><li>・本解析コードは、国内外の航空宇宙、自動車、機械、建築、土木などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li><li>・今回の解析と類似する有限要素法（ソリッド要素）による定常伝熱解析の事例が、開発機関が提示するマニュアルに例題として掲載されている。</li><li>・開発機関が提示するマニュアルにより、本解析コードの適正な用途、適用範囲を確認している。</li><li>・今回行う有限要素法による支持構造物及びコンクリートの定常伝熱解析の用途、適用範囲が前述の検証及び上述の妥当性確認の範囲内にある事を確認している。</li></ul>
--	--

## 2.8 ANSYS Ver. 11.0

### 2.8.1 ANSYS Ver. 11.0 の概要

対象：応力解析

項目 \ コード名	ANSYS
開発機関	ANSYS, Inc. (米国)
開発時期	1970 年
使用したバージョン	Ver. 11.0
使用目的	2次元有限要素法（はり要素）による応力解析
コードの概要	<p>線形/非線形の静解析及び動解析（固有値解析、応力解析等）を行うことができる汎用有限要素法構造解析コードである。</p> <p>地震時の燃料集合体変形等を入力して、制御棒クラスタ各部（制御棒被覆管、制御棒接合部）に生じる荷重や応力を算出する。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証(Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 材料力学分野における一般的な知見により解を求めることができる体系について、2次元有限要素法（はり要素）による応力解析に関する理論モデルによる理論解との比較を行い、解析解が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードは、航空宇宙、自動車などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・ 本評価で行う解析と類似する2次元有限要素法（はり要素）による応力解析の事例が、開発機関が提示するマニュアルに例題として掲載されている。</li> <li>・ 開発機関が提示するマニュアルにより、本評価で使用する2次元有限要素法（はり要素）による応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。</li> <li>・ 検証の体系と本評価で使用する体系が同等であることから、解</li> </ul>



	<p>析解と理論解の一致をもって、解析機能の妥当性も確認できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 実機炉内構造物（燃料集合体を含む）を模擬した実寸大供試体による「PWR炉内構造物耐震実証試験」や「機器耐力その2 PWR制御棒挿入性」の振動試験のシミュレーション解析をANSYSで実施しており、制御棒案内シンプル及び燃料棒の応力に対する試験結果との比較により、燃料集合体解析モデルの妥当性が検証されていることを確認している。</li> <li>• 詳細は、「原子力発電施設 信頼性実証試験の現状」（昭和61年、原子力工学試験センター）や「平成17年度 原子力発電施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その2（PWR制御棒挿入性）に係る報告書」（平成18年、独立行政法人原子力安全基盤機構）に示されている。</li> <li>• 本評価において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li> <li>• 本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li> </ul>
--	---

## 2.9 ANSYS Ver. 12.0

### 2.9.1 ANSYS Ver. 12.0 の概要

対象：環境疲労評価

項目 \ コード名	ANSYS
開発機関	ANSYS, Inc. (米国)
開発時期	1970年
使用したバージョン	Ver. 12.0
使用目的	3次元有限要素法（ソリッド要素）による 応力解析
コードの概要	1970年に、米国 Swanson Analysis System Inc. (現 ANSYS, Inc.)により開発された有限要素法による汎用構造解析計算機コードである。線形/非線形の静解析及び動解析（固有値解析、応答解析等）を行うことができ、汎用有限要素法構造解析コードとして、産業界で幅広く利用されている実績を持つ。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証(Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・材料力学分野において十分な実績のある他の解析コード、および、一般的な知見により解を求めることができる体系について、3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析に関する理論モデルによる理論解との比較を行い、解析解が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。</li> </ul> <p>具体的には、以下の項目である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非定常熱伝導解析</li> <li>・熱膨張解析</li> <li>・内圧解析</li> <li>・定常熱伝導解析</li> <li>・静的解析</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul>

**【妥当性確認(Validation)】**

本解析コードの妥当性確認の内容は以下の通りである。

- 本解析コードは、国内外の航空宇宙、自動車、機械、建築、土木などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。
- 今回の運転期間延長申請において使用するバージョンに対して、更新されたバージョンにおける機能等の改良による Ver. 12.0 への影響が無いことを確認している。
- 今回の運転期間延長申請で行う有限要素法による配管の応力解析の用途、適用範囲が前述の検証及び上述の妥当性確認の範囲内にある事を確認している。

## 2.10 ANSYS Ver. 15.0

### 2.10.1 ANSYS Ver. 15.0 の概要

対象：環境疲労評価

項目 \ コード名	ANSYS
開発機関	ANSYS, Inc. (米国)
開発時期	1970 年
使用したバージョン	Ver. 15.0
使用目的	3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析
コードの概要	1970年に、米国 Swanson Analysis System Inc. (現 ANSYS, Inc.)により開発された有限要素法による汎用構造解析計算機コードである。線形/非線形の静解析及び動解析（固有値解析、応答解析等）を行うことができ、汎用有限要素法構造解析コードとして、産業界で幅広く利用されている実績を持つ。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・材料力学分野において十分な実績のある他の解析コード、および、一般的な知見により解を求めることができる体系について、3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析に関する理論モデルによる理論解との比較を行い、解析解が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。</li> </ul> <p>具体的には、以下の項目である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非定常熱伝導解析</li> <li>・熱膨張解析</li> <li>・内圧解析</li> <li>・定常熱伝導解析</li> <li>・静的解析</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul>

	<p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>• 本解析コードは、国内外の航空宇宙、自動車、機械、建築、土木などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li><li>• 今回の運転期間延長申請において使用するバージョンに対して、更新されたバージョンにおける機能等の改良による Ver. 15.0 への影響が無いことを確認している。</li><li>• 今回の運転期間延長申請で行う有限要素法による配管の応力解析の用途、適用範囲が前述の検証及び上述の妥当性確認の範囲内にある事を確認している。</li></ul>
--	---

## 2.11 AUTO PIPE Ver. 6.3

### 2.11.1 AUTO PIPE Ver. 6.3 の概要

対象：応力解析

項目 \ コード名	AUTO PIPE
開発機関	Bentley Systems 社
開発時期	1986 年（一般商業用リリース）
使用したバージョン	Ver. 6.3
使用目的	3次元有限要素法（はり要素）による静解析（応力解析）
コードの概要	<p>AutoPIPE は、米 Bentley Systems 社が開発した配管応力解析コードであり、発電、石油、ガス、原子力等の配管設計に広く利用されている実績がある。</p> <p>線形/非線形の静解析及び動解析（固有値解析、応力解析等）を行うことができる汎用有限要素法構造解析である。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証(Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 3次元有限要素法による応力解析に関するAcceptance Test Setの検証例題について、AutoPIPE Ver. 6.3による解析解がAcceptance Test Setの記載値と一致することを確認している。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードは、発電、石油、ガス、原子力などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・ 検証の体系と本評価で使用する体系が同等であることから、解析解と理論解の一致をもって、解析機能の妥当性も確認できる。</li> <li>・ 本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li> </ul>

2.12 AUTO PIPE Ver.09.03.02

2.12.1 AUTO PIPE Ver.09.03.02 の概要

対象：応力解析

項目 \ コード名	AUTO PIPE
開発機関	Bentley Systems 社
開発時期	1986 年（一般商業用リリース）
使用したバージョン	Ver. 09. 03. 02
使用目的	3次元有限要素法（はり要素）による静解析（応力解析）
コードの概要	<p>AutoPIPE は、米 Bentley Systems 社が開発した配管応力解析コードであり、発電、石油、ガス、原子力等の配管設計に広く利用されている実績がある。</p> <p>線形/非線形の静解析及び動解析（固有値解析、応力解析等）を行うことができる汎用有限要素法構造解析である。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証(Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 3次元有限要素法による応力解析に関するAcceptance Test Setの検証例題について、AutoPIPE Ver. 09. 03. 02による解析解がAcceptance Test Setの記載値と一致することを確認している。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードは、発電、石油、ガス、原子力などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・ 検証の体系と本評価で使用する体系が同等であることから、解析解と理論解の一致をもって、解析機能の妥当性も確認できる。</li> <li>・ 本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li> </ul>

## 2.13 DORT Ver. 1.5.11

### 2.13.1 DORT Ver. 1.5.11 の概要

対象：放射線束分布解析

項目 \ コード名	DORT
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1987 年
使用したバージョン	Ver. 1.5.11
使用目的	遮蔽解析 (原子炉容器における中性子の放射線束分布解析)
コードの概要	本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所にて中性子の遮蔽計算を目的として開発されたコードである。 2次元ボルツマン輸送計算式による中性子及びガンマ線の放射線束分布の算出が可能である。
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証(Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードの計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードは既工事計画において使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・ Reactor Dosimetry in the 21<sup>st</sup> Century (World Scientific) pp59-66 「Three Dimensional Radiation Transport Analyses in PWR with TORT and MCNP」 2002 における、サーベイランス試験片の実測放射能濃度と DORT コードによる解析結果との比較において、実測値に対する解析値の比が 0.98~1.05 と概ね一致しており、本解析コードが放射線束分布を適切に</li> </ul>



	<p>模擬できていることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・ 本評価で実施する中性子の放射線束分布解析の用途及び適用範囲が、上述の妥当性確認の範囲内にあることを確認している。</li></ul>
--	---

## 2.14 FINAS Ver. 20.1

### 2.14.1 FINAS Ver. 20.1 の概要

対象：振動応答解析

項目 \ コード名	FINAS
開発機関	伊藤忠テクノ ソリューションズ (株)
開発時期	1976 年
使用した バージョン	Ver. 20.1
使用目的	梁—質点モデルによる地震応答解析
コードの概要	<p>耐震計算で使用している解析コード FINAS は、科学技術庁（現文部科学省）の委託として動燃事業団（現独立行政法人日本原子力研究開発機構）が株式会社センチュリ リサーチ センタ（伊藤忠テクノソリューションズ株式会社）と共同開発したコードである。FINAS は、静的解析、動的応答解析、熱伝導解析の機能を備えており、線形解析をはじめとして、非線形領域の構造解析シミュレーションを中心に幅広い解析機能を有している。</p> <p>加圧水型原子力発電設備 炉内構造物の建設及び取替工事の認可において、耐震計算書における静的解析、動的応答解析に FINAS を使用した実績がある。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証(Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・材料力学分野における一般的な知見より解を求めることができる体系について、適用機能(梁—質点モデル)に関する理論モデルによる理論解と解析との比較を行い、解析解が理論解と一致することを確認している。</li> <li>・本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は以下の通りである。</p>

	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 本解析コードは、自動車、機械、建築などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li><li>・ 今回の解析と類似する地震応答解析の事例が、開発機関が提示するマニュアルに掲載されている。</li><li>・ 開発機関が提示するマニュアルにより、今回使用する梁－質点モデルによる地震応答解析に本解析コードが適用できることを確認している。</li><li>・ 検証の体系と今回使用する体系が同等であることから、解析解と理論解の一致をもって、解析機能の妥当性も確認できる。</li><li>・ 今回行う、梁－質点モデルによる地震応答解析の用途、適用範囲が上述の妥当性確認範囲内にあることを確認している。</li></ul>
--	---

## 2.15 MSAP PC版

### 2.15.1.1 MSAP PC版の概要

対象：外荷重条件整備（静的解析、振動応答解析）

項目	コード名	MSAP
開発機関		三菱重工業株式会社
開発時期		1980年
使用したバージョン		PC版
使用目的		3次元はり要素による静的解析及び動的解析（地震応答解析）
コードの概要		強度及び耐震計算で使用している解析コードMSAPは、カリフォルニア大学のE. L. Wilson教授らによって開発された線形構造解析プログラムSAP Vをベースに、三菱重工業（株）で機器・配管系の耐震構造解析等に活用すべく改良・整備を行った汎用コードである。
検証(Verification)及び 妥当性確認(Validation)		<p><b>【検証(Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 開発のベースとなったSAP Vについて、開発元より発行されている例題集の中で、モデル要素ごとに静的及び動的解析の例題に対して、解析結果と理論モデルによる理論解または他の計算プログラムでの計算結果と概ね一致していることを確認している。また、サンプルモデルに対する固有値解析結果が、手計算と一致していることを確認している。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、動作環境を満足する計算機にインストールして用いていることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧水型原子力発電設備における様々な機器・配管系の強度及び耐震設計に使用され、多くの使用実績を有している。</li> <li>・ JEAG4601-1987 6.5.2項の1次冷却ループの多質点3次元はり要素による解析の妥当性確認として、1次冷却ループを模擬した縮尺供試モデルを用いた試験を行い、振動特性（固有振動数、振動モード、減衰）及び地震応答量（加速度、荷重、応力）について、試験結果とMSAPコードによる解析結果（3次元はり要</li> </ul>

	<p>素による地震応答解析結果)を比較しており、地震応答量において解析結果が試験結果を概ね上回っていることを確認している。上記試験は、「原子力発電施設耐震信頼性実証試験の概要」(2006年11月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)、「原子力発電施設信頼性実証試験の現状」(平成元年 財団法人 原子力工学試験センター/財団法人 発電設備技術検査協会)に示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>• 本解析コードの適用制限として使用節点数・要素数があるが、適用範囲内であることを確認している。</li><li>• 本評価において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li><li>• 本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li></ul>
--	--

### 2.15.2.1 MSAP PC版の概要

対象：疲労評価、環境疲労評価、熱時効評価

項目 \ コード名	MSAP
開発機関	三菱重工業株式会社
開発時期	1980年
使用したバージョン	PC版
使用目的	部材力の算定（2次元はり要素による静的構造解析）
コードの概要	<p>強度及び耐震計算で使用している解析コードMSAPは、カリフォルニア大学のE. L. Wilson教授らによって開発された線形構造解析プログラムSAP Vをベースに、三菱重工業（株）社で機器・配管系の耐震構造解析等に活用すべく改良・整備を行った汎用コードである。</p> <p>加圧水型原子力発電設備における様々な機器・配管系の強度及び耐震設計に使用され、多くの使用実績を有している。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証(Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>開発のベースとなったSAP Vについて、開発元より発行されている例題集に重機器サポートの解析で使用するBeam要素についての静解析が含まれており、解析結果と理論モデルによる古典的理論解または他の計算プログラムでの計算結果を比較し一致していることを確認している。</li> <li>本解析コードの運用環境について、動作環境を満足する計算機にインストールして用いていることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>加圧水型原子力発電設備における様々な機器・配管系の強度及び耐震設計に使用され、多くの使用実績を有している。</li> <li>MSAPのベースとなったSAP Vは航空宇宙、自動車、造船、機械、建築、土木などの様々な分野における使用実績を有した妥当性が十分に確認された解析プログラムであり、MSAPではSAP Vの解析基本ルーチンに変更していない。従って、重機器サポートの構造解析で使用しているはり要素による静的解析は十分に</li> </ul>

	<p>実績のある解析機能である。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>• SAP Vは、理論モデルをそのまま解析コード化したものであり、理論モデルによる理論解と解析解を比較することで、妥当性を確認している。</li><li>• 本解析コードの適用制限として使用節点数・要素数があるが、適用範囲内であることを確認している。</li><li>• 本評価において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li><li>• 本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li></ul>
--	---

2.16 MSAP (配管) PC 1.0

2.16.1 MSAP (配管) PC 1.0 の概要

対象：振動応答解析、応力解析

項目 \ コード名	MSAP (配管)
開発機関	三菱重工業株式会社
開発時期	1980 年
使用したバージョン	PC 1.0
使用目的	3次元有限要素法 (はり要素) による 固有値解析、地震応答解析、応力算出
コードの概要	<p>強度及び耐震計算で使用している解析コードMSAPは、カリフォルニア大学のE. L. Wilson教授らによって開発された線形構造解析プログラムSAP Vをベースに、三菱重工業 (株) で機器・配管系の耐震構造解析等に活用すべく改良・整備を行った汎用コードである。</p> <p>対話方式による入力及び構造解析の出力データを基に規格基準の算出式に従った評価が可能である。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 開発のベースとなったSAP Vについて、開発元より発行されている例題集の中で、モデル要素ごとに静的及び動的解析の例題に対して、解析結果と理論モデルによる理論解又は他の計算プログラムでの計算結果と概ね一致していることを確認している。また、サンプルモデルに対する固有値解析結果が、手計算と一致することを確認している。</li> <li>・ 対話方式により入力されたデータはインプットファイルとして出力され、入力データと一致していることを確認している。</li> <li>・ 入力データが正しく構造解析に受け渡されていること、構造解析データが正しく規格計算に受け渡されていることをそれぞれ確認している。</li> <li>・ 構造解析結果として出力されたデータを規格基準に従い、発生応力、疲労累積係数を算出しており、その過程が理論解を再現できることを確認している。</li> <li>・ 地震動の組合せ処理は、本解析コード内で処理しており、アウ</li> </ul>



	<p>トットファイルと手計算結果が一致していることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードの運用環境について、動作環境を満足する計算機にインストールして用いていることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧水型原子力発電設備における様々な機器・配管系の強度及び耐震設計に使用され、多くの使用実績を有している。</li> <li>・ JEAG4601-1987 6.5.2項の1次冷却ループの多質点3次元はり要素による解析の妥当性確認として、1次冷却ループを模擬した縮尺供試モデルを用いた試験を行い、振動特性（固有振動数、振動モード、減衰）及び地震応答量（加速度、荷重、応力）について、試験結果とMSAPコードによる解析結果（3次元はり要素による地震応答解析結果）を比較しており、地震応答量において解析結果が試験結果を概ね上回っていることを確認している。上記試験は、「原子力発電施設耐震信頼性実証試験の概要」（2006年11月 独立行政法人 原子力安全基盤機構）、「原子力発電施設信頼性実証試験の現状」（平成元年 財団法人 原子力工学試験センター/財団法人 発電設備技術検査協会）に示されている。</li> <li>・ 上記妥当性確認を行ったのは1次冷却ループの3次元はり要素であるが、1次冷却ループに含まれる1次冷却材管は今回解析する配管と幾何学的に類似しており、同様の3次元はり要素を用いてモデル化している。</li> <li>・ 本解析コードの適用制限として使用節点数・要素数があるが、適用範囲内であることを確認している。</li> <li>・ 本評価において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li> <li>・ 本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li> </ul>
--	---

## 2.17 MSC MARC Ver. 2005r3

### 2.17.1 MSC MARC Ver. 2005r3 の概要

対象：熱時効評価

項目	コード名
	MARC
開発機関	MSC Software Corporation
開発時期	1960 年代後半
使用したバージョン	Ver. 2005r3
使用目的	3次元有限要素法（ソリッド要素）による J 積分解析
コードの概要	<p>有限要素法を用いた MSC MARC は、ロンドン大学とブラウン大学で 12 年以上にわたって研究教育機関に携わったペドロ・V・マサール博士によって開発され、現在は MSC Software によって保守されている有限要素法による構造解析汎用計算コードである。</p> <p>MSC MARC は応力解析、熱応力解析、伝熱解析、動的解析などを行うことができ、特に非線形解析、非定常解析が容易に行えることが特徴であり、多くの民間・国立研究所、大学及び産業界で利用されている実績を持つ。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・材料力学分野で一般的な知見により理論解を求めることができる簡素な体系で、理論モデルによる理論解と解析解の比較を行い、一致することを確認している。</li> <li>・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードは、航空宇宙、自動車、電機電子、建築、医療系などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・破壊力学パラメータを基に算出した破壊荷重は、配管</li> </ul>

	<p>の破壊試験での破壊荷重と概ね合致した結果が得られることが確認されている。</p> <p>(ICPVT-9-J-028 : Four-Point Bending Tests of Aged Cast Duplex Stainless Steel Pipes)</p> <ul style="list-style-type: none"><li>• 破壊力学パラメータを基に算出した応力拡大係数は、別の手法で算出した応力拡大係数と合致することを確認している。</li></ul> <p>(JNES IAF プロジェクト 06 基材報-0008)</p>
--	---

## 2.18 NX NASTRAN Ver. 7.0

### 2.18.1 NX NASTRAN Ver. 7.0 の概要

対象：応力解析

項目	コード名
	NX NASTRAN
開発機関	Siemens Product Lifecycle Management Software Inc.
開発時期	1971年（一般商業用リリース）
使用したバージョン	Ver. 7.0
使用目的	3次元有限要素法（ソリッド要素）による静解析（応力解析）
コードの概要	<p>米国航空宇宙局（NASA）が開発した NASTRAN を 1971 年に The MacNeal-Schwendler Corporation（現 MSC. Software Corporation）から MSC. NASTRAN として一般商業用にリリースされ、この MSC. NASTRAN コードをベースに、UGS 社（現 Siemens Product Lifecycle Management Software Inc.）が継承して開発したプログラムで、MSC. NASTRAN と同じ機能を持つ汎用構造解析プログラムである。</p> <p>NX NASTRAN は自動車、航空宇宙、防衛、重機、造船などの製造分野で幅広く利用され、加圧水型原子力発電設備における様々な機器の耐震及び強度設計に使用され、多くの使用実績を有している。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>材料力学分野における一般的知見により解を求めることができる体系について、3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析を行い、解析解が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。</li> <li>本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>本解析コードは、航空宇宙、自動車、造船、機械、建築、土木などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>開発機関が提示するマニュアルにより、本評価で使用する3次</li> </ul>

	<p>元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・ 検証の体系と本評価で使用する体系が同等であることから、解析解と理論解の一致をもって、解析機能の妥当性も確認できる。</li><li>・ 本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li></ul>
--	---

## 2.19 RESP-T Ver. 5.1.7

### 2.19.1 RESP-T Ver. 5.1.7 の概要

対象：外荷重条件整備（静的解析、振動応答解析）

項目	コード名 RESP-T
開発機関	株式会社構造計画研究所
開発時期	1989年
使用したバージョン	Ver. 5.1.7
使用目的	3次元はり要素による地震応答解析（建屋・ループ連成解析）
コードの概要	<p>（株）構造計画研究所によって開発され保守されている建築・土木構造物等の構造解析用の汎用市販コードである。</p> <p>建屋、機器及び配管を含む3次元構造物を、はり要素、配管要素、平面要素（面内要素）及びばね要素に置換して、静的・動的非線形解析（応答解析を含む）を行うものである。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証(Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードの計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードは、建築、土木の分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・ 原子炉格納施設を模擬した1次元はり要素部の地震応答解析について、既工事計画において実績のある他機関のコード（TDAPⅢ）による解析結果と、RESP-Tを用いた同一の諸元のモデルによる解析結果が一致することを確認している。</li> <li>・ 1次冷却設備を模擬した3次元はり要素部については、同一諸元のモデルによる固有値解析結果が既工事計画において実績のある他コード（MSAP）による解析結果と一致し、適切な振動モードを表現していることを確認している。</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 本評価で行う解析と類似するものとして、首都高速道路公団が実施した3次元はり要素による地震応答解析の実例がある。 (土木学会地震工学論文集)</li><li>・ 開発機関が提示するマニュアルにより、本評価で使用する3次元はり要素による地震応答解析に本解析コードが適用できることを確認している。</li><li>・ 建屋ループ連成解析では、原子炉格納施設を模擬した1次元はり要素部の応答が、1次冷却設備を模擬した3次元はり要素部に入力される。上述の原子炉格納施設を模擬した1次元はり要素部及び1次冷却設備を模擬した3次元はり要素部のそれぞれに対する検証及び建屋からループへの応答の伝達について、既工事計画において建屋ループ連成解析の実績がある他コード(MSAP)による類似解析と照らして解析結果が概ね一致することを確認していることから、建屋ループ連成解析の妥当性を確認している。</li><li>・ 本解析コードの適用制限として使用節点数・要素数があるが、開発機関から提示された適用範囲内であることを確認している。</li><li>・ 本評価において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li><li>・ 本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li></ul>
--	--

2.20 SPAN2000 Ver. 6.0

2.20.1 SPAN2000 Ver. 5.0、6.0の概要

対象：振動応答解析、応力解析

項目 \ コード名	SPAN2000
開発機関	三菱重工業株式会社
開発時期	2002年
使用したバージョン	Ver. 5.0、6.0
使用目的	等分布質量連続はり要素による耐震最大支持間隔算出
コードの概要	<p>配管等の耐震設計に用いる目的として開発したメーカオリジナルの解析コードである。</p> <p>配管直管部（一般部）について、発生応力、固有振動数等が許容値や制限値を超えない範囲における最大長さを標準支持間隔として求めることが可能であり、加圧水型原子力発電設備において、多くの使用実績を有している。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証(Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 等分布質量連続はり要素による配管直管部（一般部）の耐震最大支持間隔算出及びそれに発生する一次応力の算出について、入力データ（支持間隔、配管・物性値データ）に対する応力算出結果において、解析解と理論モデルによる理論解との比較を行い、解析解が理論解と一致することを確認している。また、固有振動数に関しても、上記検証において、解析解と理論解との比較を行い、解析解が理論解と一致することを確認している。</li> <li>・ 地震動の組合せ処理に関しては、本解析コード内で処理しており、アウトプットファイルと手計算結果が一致していることを確認している。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、動作環境を満足する計算機にインストールして用いていることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p>



	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 加圧水型原子力発電設備において、多くの使用実績を有している。</li><li>・ 耐震最大支持間隔算出は、JEAG4601-1987の定ピッチスパン法に従い等分布質量連続はりにモデル化している。</li><li>・ 本評価において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li><li>・ 本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li></ul>
--	--

## 2.21 制御棒挿入時間解析コード Ver.1

### 2.21.1 制御棒挿入時間解析コード Ver.1 の概要

対象：制御棒挿入時間解析

項目	コード名
	制御棒挿入時間解析コード
開発機関	三菱重工業株式会社
開発時期	1972年
使用したバージョン	Ver.1
使用目的	制御棒挿入時間解析（時刻歴手法）
コードの概要	<p>制御棒クラスタ及び駆動軸（以下「制御棒系」という。）が自重で落下する時に受ける各種の抗力を考慮して、制御棒系の落下速度を求め、最終的に制御棒系の挿入距離と挿入時間を求めるコードである。</p> <p>なお、地震時の挿入時間の算出においては、挿入経路機器である制御棒駆動装置、制御棒クラスタ案内管、燃料集合体の地震応答に対応する挿入抗力を考慮し、挿入時間を算出する。</p> <p>時刻歴手法では、挿入経路機器応答の時刻歴の変動に対応する挿入抗力を考慮する。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証(Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードの計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。</li> <li>・ 本解析コードの基本的な機能である各種抗力を考慮し挿入時間を算出する評価方法及び算出される制御棒クラスタ挿入時間については、開発時に妥当性が確認されており、時刻歴手法を適用する際に設定する抗力を含め、時刻歴手法による評価結果が適切であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、動作環境を満足する計算機にインストールして用いていることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p>

- ・ 本解析コードに対しては、美浜発電所2号機を対象とした制御棒落下試験結果と試験条件に対するシミュレーション解析の比較検証が行われている。検証結果は美浜発電所2号機の工事計画認可申請書「地震時における制御棒挿入機能に係る報告書」として提出されており、通商産業省顧問会の機器部会において審議され、各種抗力を考慮し挿入時間を算出する評価方法及び算出される制御棒クラスタ挿入時間について妥当性が確認されている。
- ・ さらに、制御棒クラスタ挿入時間について、制御棒落下試験と本解析コードによる解析結果との比較検証により、制御棒の落下時間が適切に再現できていることを確認している。詳細は、「三菱PWR制御棒挿入時間評価について」(MHI-NES-1036 改1 平成21年5月三菱重工業(株)及び「地震時制御棒挿入性評価について」(MHI-NES-1051 改1 平成27年2月 三菱重工業(株))に示されている。
- ・ 通常時の制御棒クラスタ挿入時間に対し、炉外流水試験ループを用いた試験において、流量や温度をパラメータとした試験の制御棒系の落下時間と、解析コードによる計算結果との比較を行った。その結果、制御棒クラスタ落下時間は概ね一致しており、適切に模擬できていることを確認している。
- ・ 地震時の制御棒クラスタ挿入時間が適切に算出されていることの妥当性確認を目的として、メーカー試験やJNESにより実施された各挿入経路機器、又は全体を加振した条件下での制御棒落下試験における制御棒クラスタの落下時間を計測し、解析コードによる計算結果との比較を行った。その結果、時刻歴手法を適用した際の制御棒クラスタ落下時間は機器ごとに試験結果を、各機器に対する正弦波加振試験に対しては、傾向として再現し、また、全体を加振した試験に対しては、下回ることがないことを確認している。
- ・ 地震時の制御棒クラスタ挿入時間の算出に用いる機器応答に対応する抗力データは、種々の試験等により妥当性が確認された範囲で適用することとし、解析コードと合わせて管理してい

	<p>る。地震時の鉛直地震動が制御棒クラスタ挿入時間へ与える影響については、NUPECが実施した「PWR炉内構造物耐震実証試験」を基に検討を行い、挿入時間へ与える影響が軽微であることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>• 本解析コードの使用制限（評価対象）について、開発時に想定された要件を満足していることを確認している。</li><li>• 本評価において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li><li>• 本評価で実施する制御棒挿入時間解析の用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li></ul>
--	--