

高浜発電所1、2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6月16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	8
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	28

別紙1～38

## 【高浜1号炉】

別紙1. 認可済の冷温停止状態が維持されることを前提とした評価の技術評価書において高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と抽出された劣化事象を、劣化状況評価書において高経年化対策上着目すべき事象ではない事象として抽出した考え方について	31
別紙2. 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	33
別紙3. 日常劣化管理に関する劣化傾向の把握について	37
別紙4. 保全活動の有効性について	43
別紙5. 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	45
別紙6. 制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗について	55
別紙7. 炉心計装用シンプルチューブの摩耗について	57
別紙8. 重機器サポートのパッド、ヒンジ等摺動部の摩耗について	60
別紙9. 被覆管の摩耗について	62
別紙10. 熱交換器2次側構成品（低合金鋼使用部位）の腐食について	67
別紙11. 炉心そうの中性子照射による靱性低下について	86
別紙12. 30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価におけるケーシング吐出ノズルの疲労累積係数の相違について	90
別紙13. 30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における給水入口管台及び管板廻りの疲労累積係数の相違について	97
別紙14. 30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価におけるスプレイライン用管台及びサージ用管台の疲労累積係数の相違について	104
別紙15. 30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における加圧器スプレ配管の疲労累積係数の相違について	112
別紙16. 30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における加圧器サージライン用配管の疲労累積係数の相違について	117

別紙 17. 30 年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における抽出水しゃ断弁の疲労累積係数の相違について	121
別紙 18. 1 次冷却材管の熱時効評価部位の選定について	126
別紙 19. 長期停止に伴う特別な保全計画の内容について	127
別紙 20. 計器用空気圧縮機空気だめ等の腐食評価について	129
別紙 21. スタッドボルトコンクリート直上部の腐食評価について	130
別紙 22. 美浜発電所 1 号炉他スタッドボルトに対する実機調査結果について	132
別紙 23. 長期保守管理方針の実施状況について	133

#### 【高浜 2 号炉】

別紙 24. 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	147
別紙 25. 制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗について	154
別紙 26. 炉心計装用シンプルチューブの摩耗について	156
別紙 27. 重機器サポートパッド、ヒンジ等摺動部の摩耗について	159
別紙 28. 被覆管の摩耗について	161
別紙 29. 熱交換器 2 次側構成品（低合金鋼使用部位）の腐食について	166
別紙 30. 炉心そうの中性子照射による靱性低下について	184
別紙 31. 30 年目の高経年化技術評価と劣化状況評価におけるケーシング吐出ノズルの疲労累積係数の相違について	187
別紙 32. 30 年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における給水入口管台及び管板廻りの疲労累積係数の相違について	194
別紙 33. 30 年目の高経年化技術評価と劣化状況評価におけるスプレイライン用管台及びサージ用管台の疲労累積係数の相違について	202
別紙 34. 30 年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における加圧器スプレ配管の疲労累積係数の相違について	210
別紙 35. 30 年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における加圧器サージライン用配管の疲労累積係数の相違について	216
別紙 36. 30 年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における抽出水しゃ断弁の疲労累積係数の相違について	220
別紙 37. 高浜 1 号炉と共有する施設について	223
別紙 38. 日常劣化管理に関する劣化傾向の把握について	226

添付. 計算機プログラム（解析コード）の概要



## 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、高浜発電所の保安活動と同様「高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の制定により点検計画を策定した。

### (2) 点検の実施

原子力事業本部 原子力技術部長は、高浜発電所長に特別点検の実施を依頼した。

高浜発電所原子炉保修課長および土木建築課長<sup>※1</sup>は、保修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、保修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、保修業務要綱、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高浜発電所原子炉保修課長および土木建築課長に提出し、事前に承認を得たうえで点検を行った。

また、高浜発電所原子炉保修課長および土木建築課長は、保修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高浜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、高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および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、高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

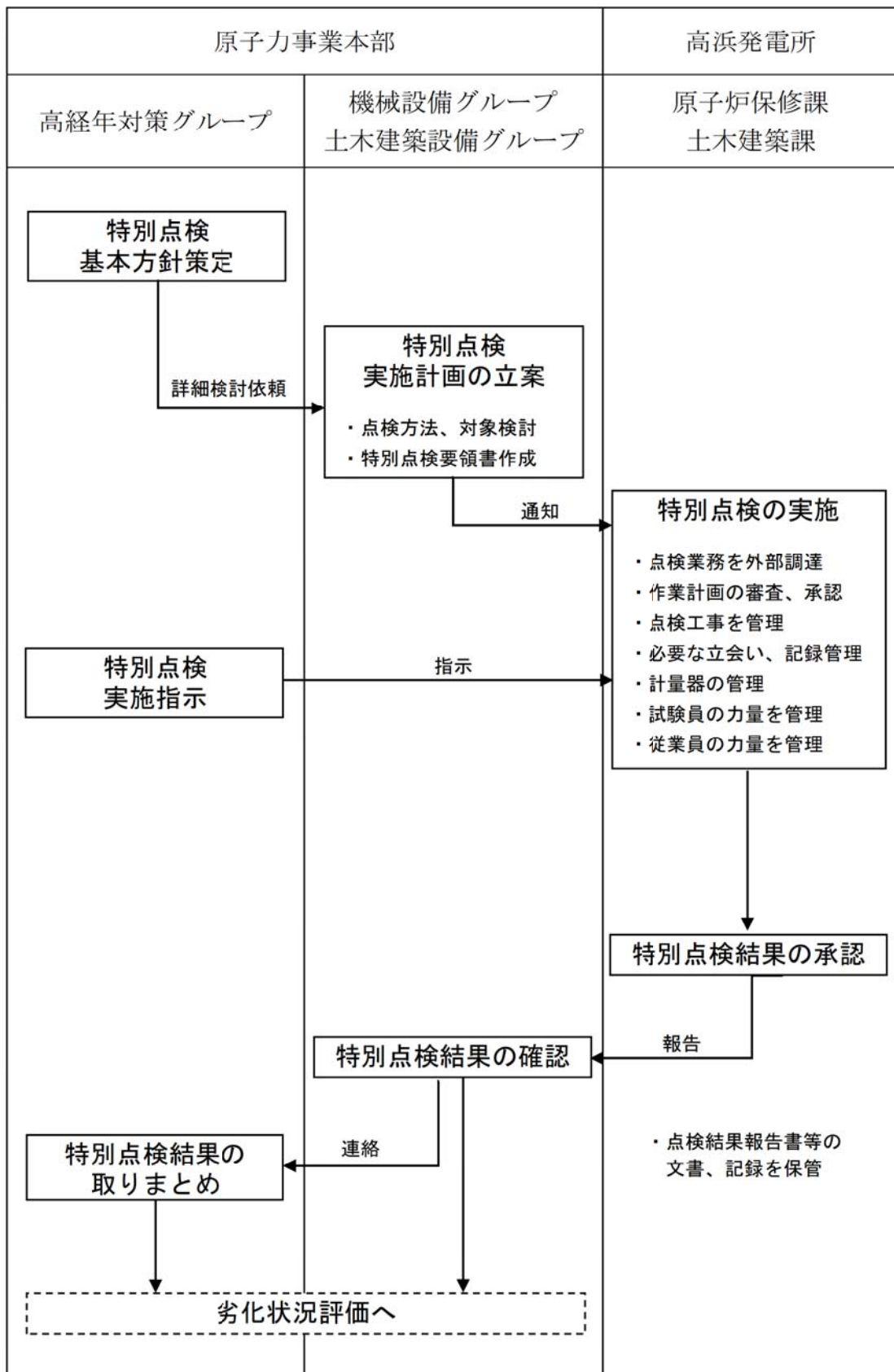
高浜発電所原子炉保修課長および土木建築課長は、点検工事に使用する測定機器について、高浜発電所監視機器・測定機器および計量器管理所則等に基づき、国際または国家標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正が行われていることを、トレーサビリティ証明書等により確認した。

#### (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、高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。

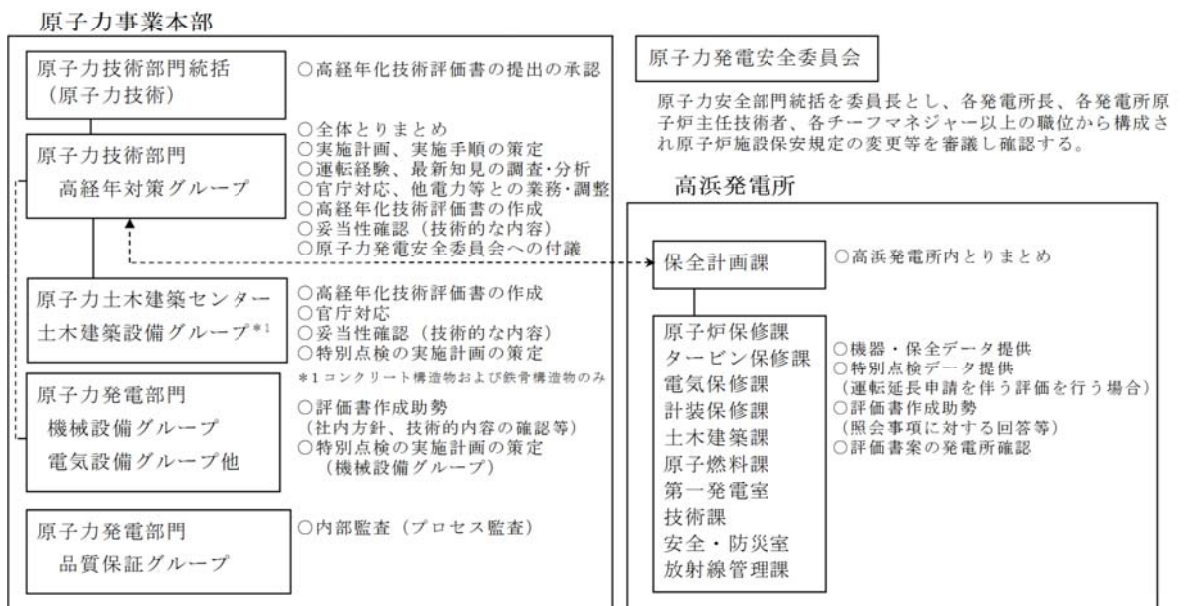
業務プロセス	所管箇所	業務内容	関連文書・記録
点検計画	高経年対策 G	・運用ガイドの要求に従い点検対象とする機器・構造物、対象部位、点検方法・点検項目を設定し、事業本部所管 G に点検の実施計画を指示。	点検基本方針
	機械設備 G 土木建築設備 G	・点検基本方針に基づき点検要領書を作成し、高浜発電所所管課に対する業務連絡文書により点検実施を指示。	特別点検要領書 業務連絡文書
点検の実施	原子炉 保修課 土木 建築課	・点検要領書の内容を満足するよう、調達文書（工事仕様書）を作成。 （原子炉格納容器特別点検工事については原子力事業本部機械設備 G が実施）	工事实施りん議
		・調達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。

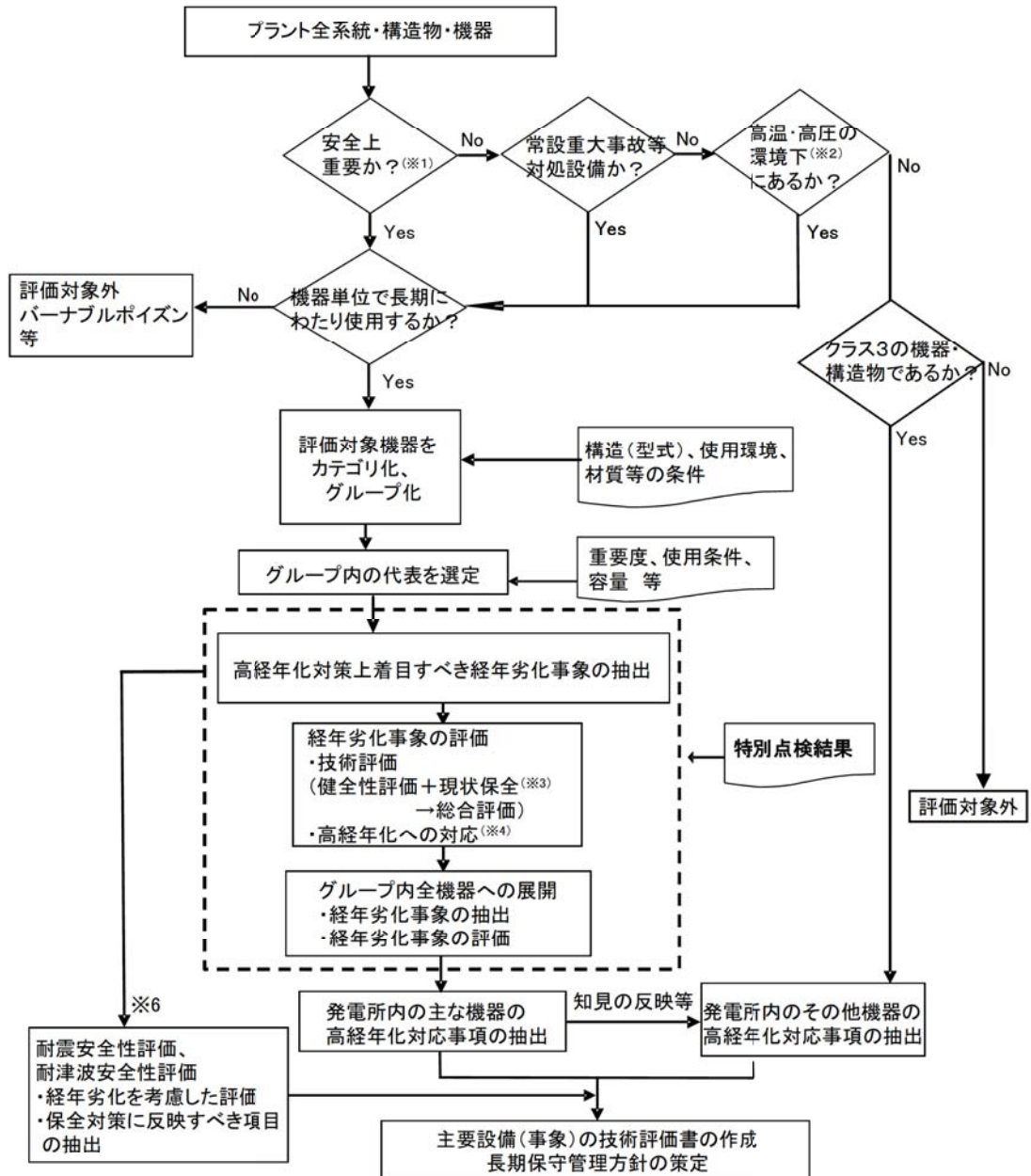
また、劣化状況評価で追加する評価、冷温停止を前提とした評価を除く劣化状況評価の流れは次頁のフローにて実施しており、具体的な説明については次々頁以降に記載する。さらに、劣化状況評価で追加する評価については2. 4で、冷温停止を前提とした評価については2. 5で記載した。

高浜発電所 1、2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、高浜発電所1、2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。

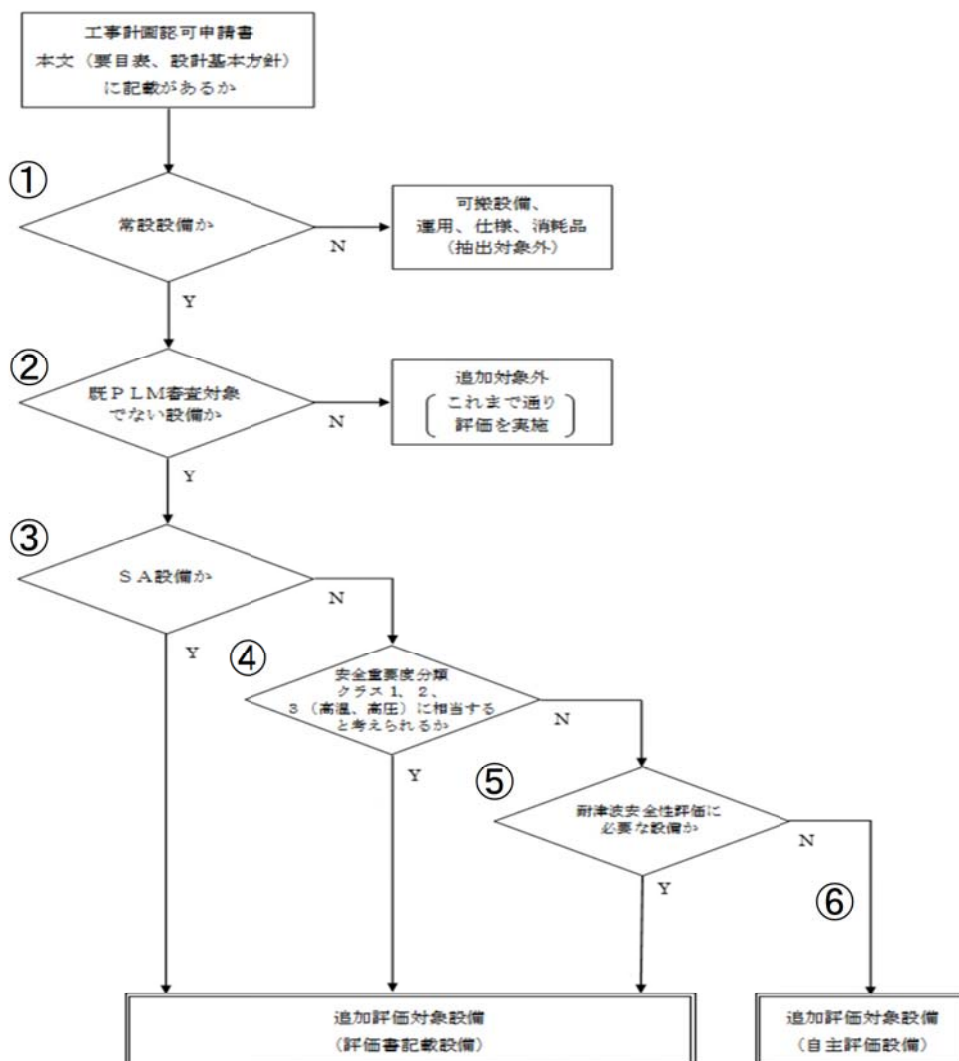
※1：「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）」

※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。

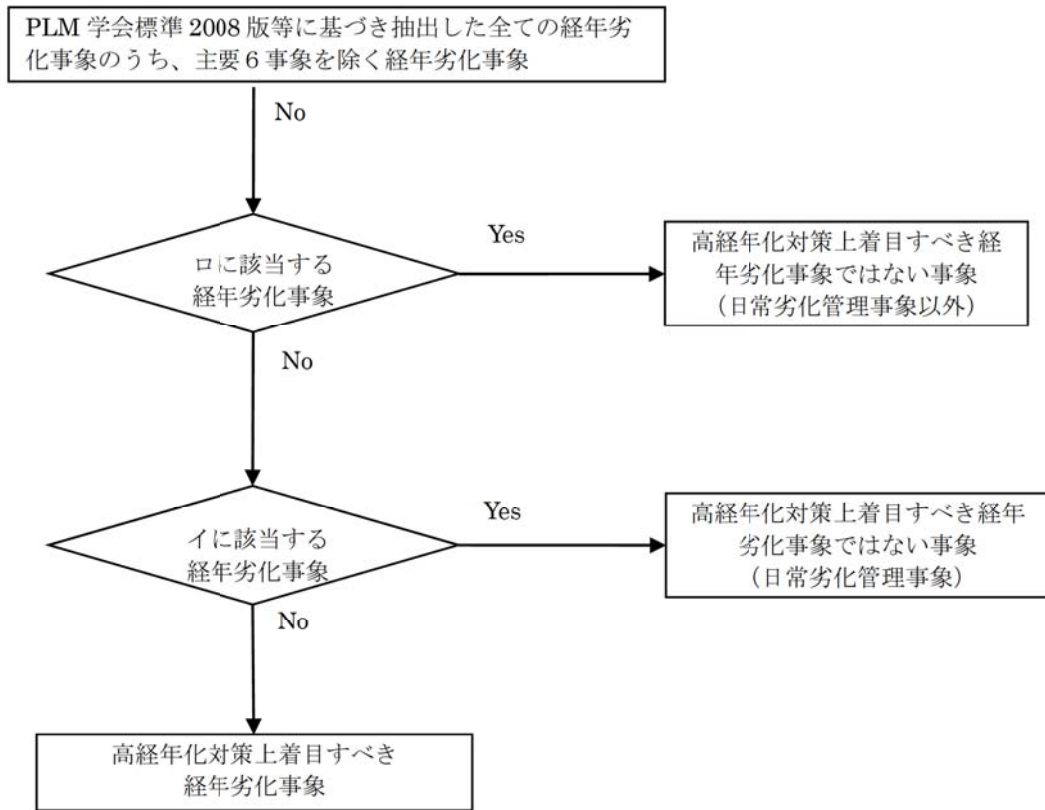
イ. 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの。

(△：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。





### 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。

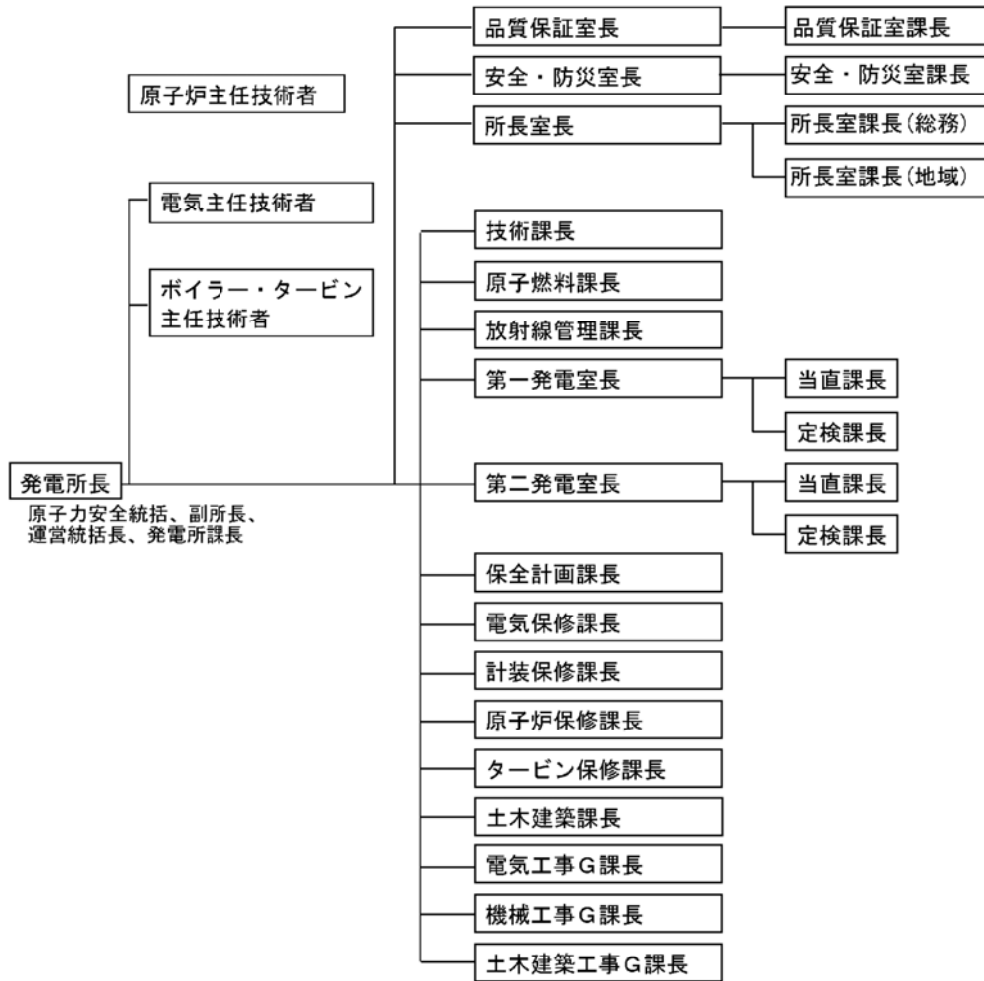
当社は、運転監視、巡視点検、定期的な検査および点検により設備の健全性を確認し、経年劣化等の兆候が認められた場合には詳細な調査および評価を行い、補修、取替等の保全を実施している。特に長期の使用によって発生する経年劣化事象については、点検により経年的な変化の傾向を把握し、故障に至る前に計画的な保全を実施している。

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。



(高浜、大飯発電所)



G : 「グループ」の略

高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。
- ・ 電気保守課長は、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。
- ・ 計装保守課長は、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。
- ・ 原子炉保守課長は、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。
- ・ タービン保守課長は、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および土木建築工事グループ課長の所管業務を除く。) 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

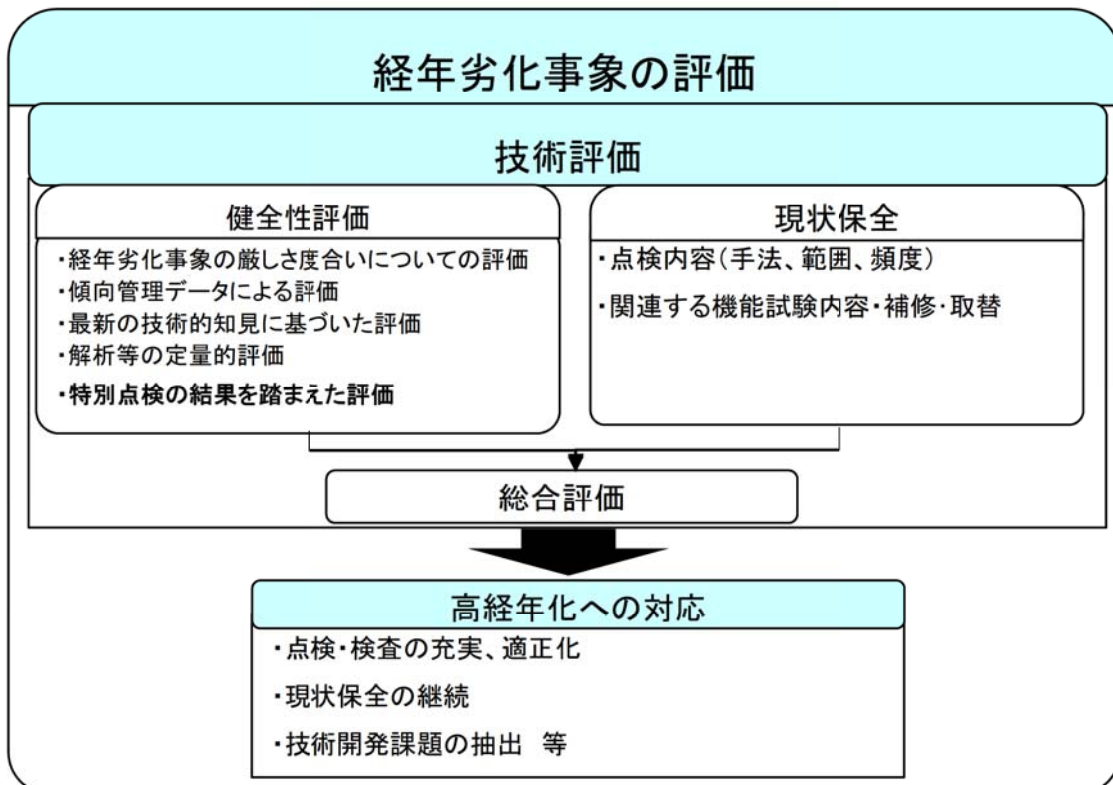
評価対象部位に実施している点検内容、関連する機能試験内容、補修・取替等の現状保全の内容について整理。

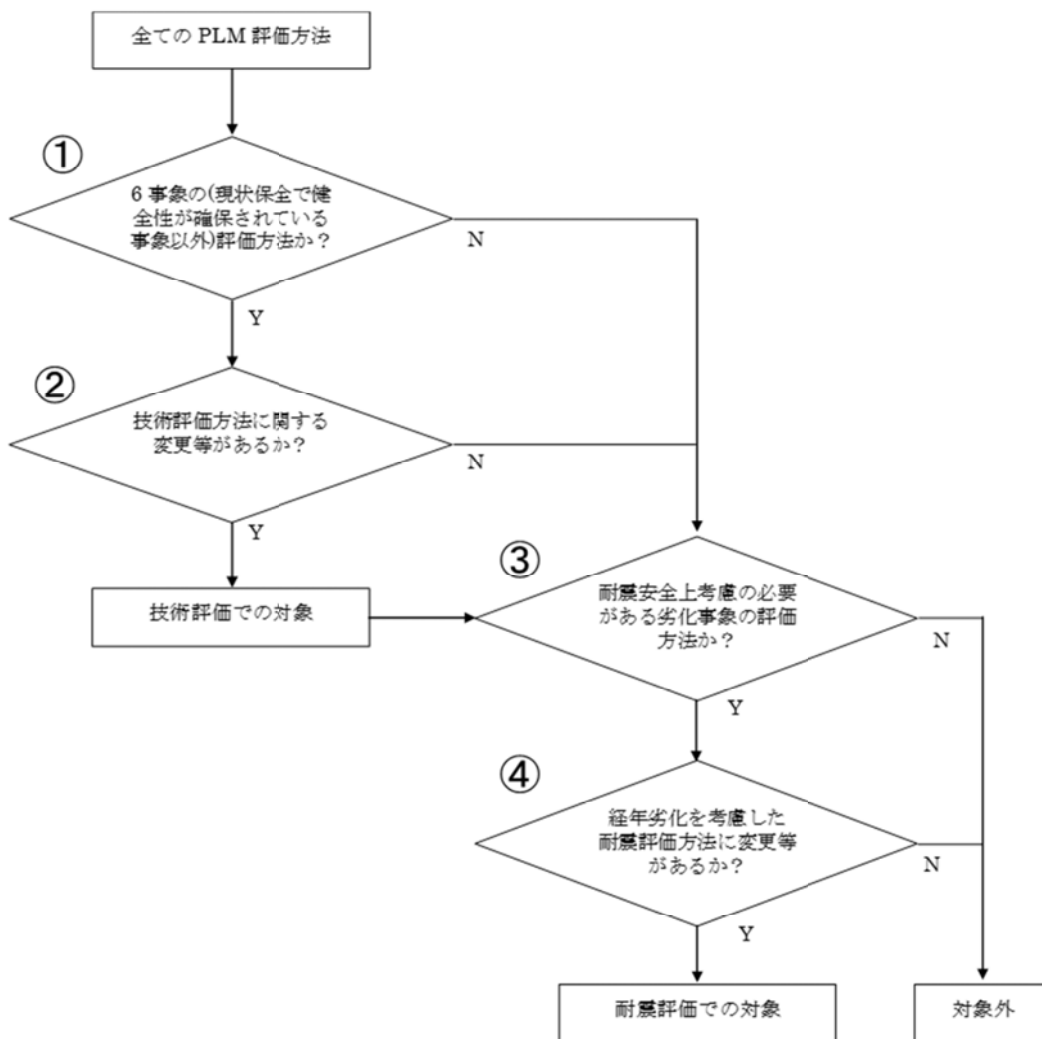
##### 3) 総合評価

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4月～2014年12月（高浜発電所1, 2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、技術評価への反映要否を判断した。なお、その期間以降の最新知見、運転経験については、審査の状況等も踏まえ、適宜反映する。

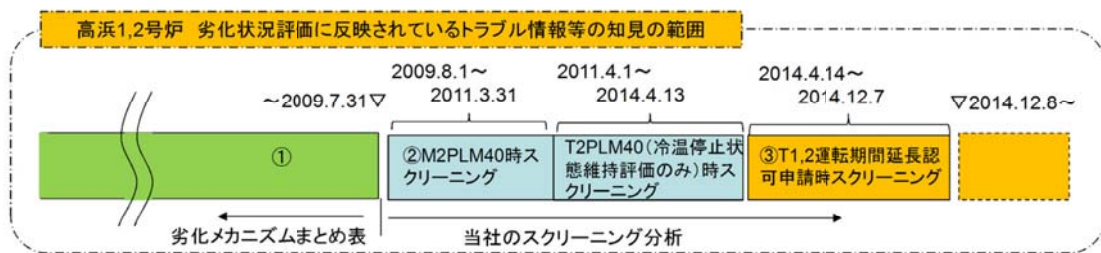
### 1) 運転経験

国内運転経験として、原子力安全推進協会が運営している原子力発電情報公開ライブラリー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、高浜発電所1, 2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。

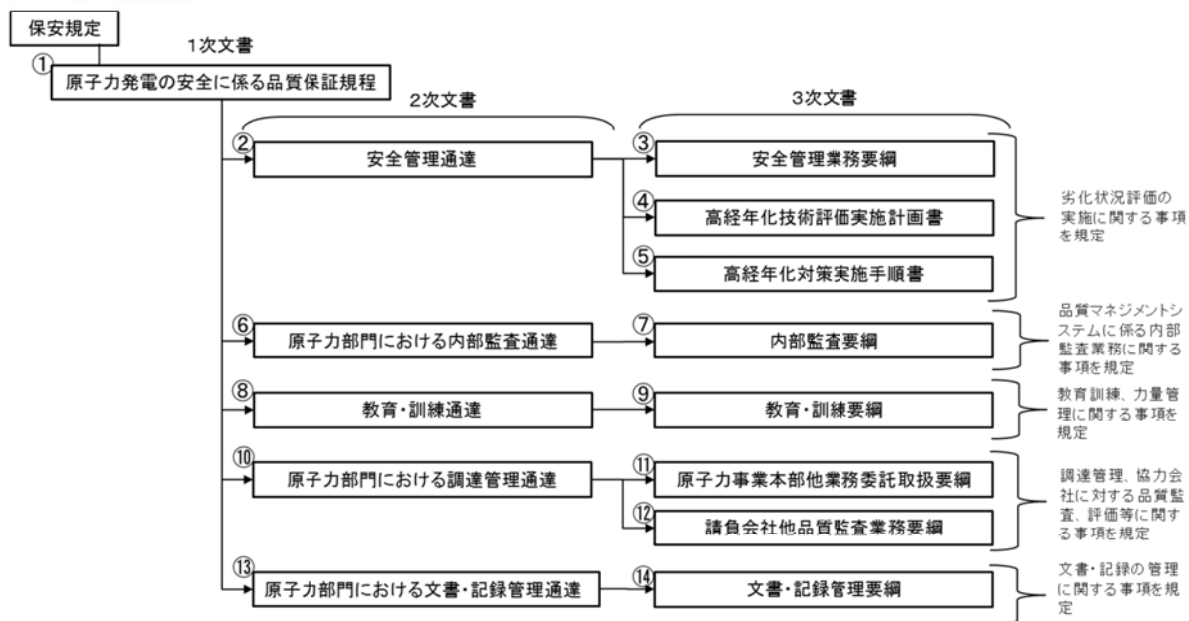


- ① ~2009.7.31 のトラブル情報等（美浜1号炉40年目高経年化技術評価(以降 PLM 評価という)時までの知見)劣化メカニズムまとめ表に整理されており、このまとめ表を活用
- ② 2009.8.1～2014.4.13 のトラブル情報等（美浜2号炉40年目 PLM 評価時～高浜2号炉40年目 PLM 評価時の知見）美浜2号炉40年目評価時～高浜2号炉40年目 PLM 評価（冷温停止維持評価のみ）時にスクリーニング済みであり、この知見を活用
- ③ 2014.4.14～2014.12.7 のトラブル情報等（高浜2号炉40年目 PLM 評価（冷温停止維持評価のみ）時以降の知見）高浜1, 2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

トラブル情報等による知見については、高浜1, 2号炉のスクリーニング期間中のものは③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は①および②を活用することで同じく高浜1, 2号炉の評価に反映した。なお、③でスクリーニング対象とした国内外の情報件数は31件で、経年劣化に起因する案件は1件、新たに評価書に反映が必要な案件は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) 高浜発電所1、2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高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高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 22 年 3 月 18 日
- ・ 株式会社原子力エンジニアリング 平成 24 年 10 月 22 日
- ・ 三菱重工業株式会社 平成 23 年 7 月 19 日
- ・ 三菱電機株式会社 平成 23 年 6 月 14 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

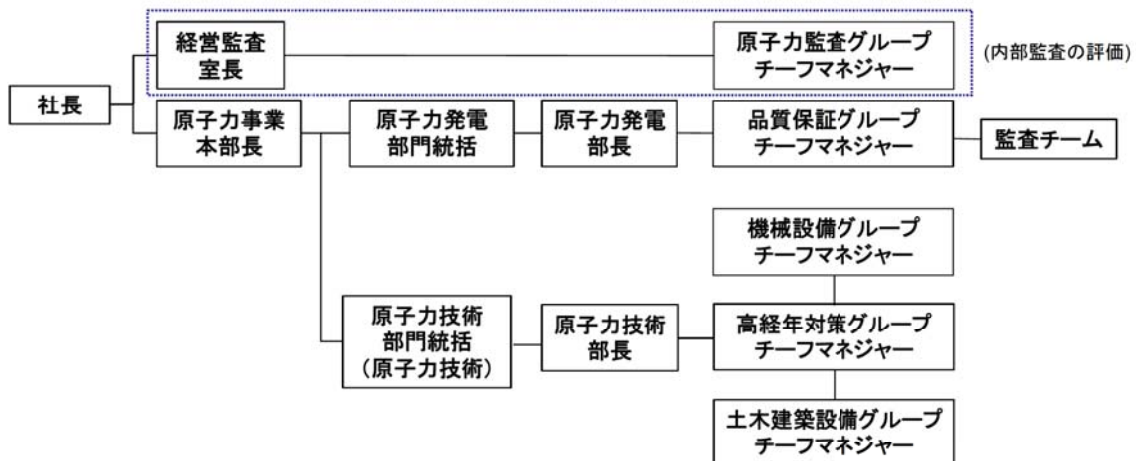
### (8) 劣化状況評価の内部監査

#### 1) 目的

高浜発電所1、2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

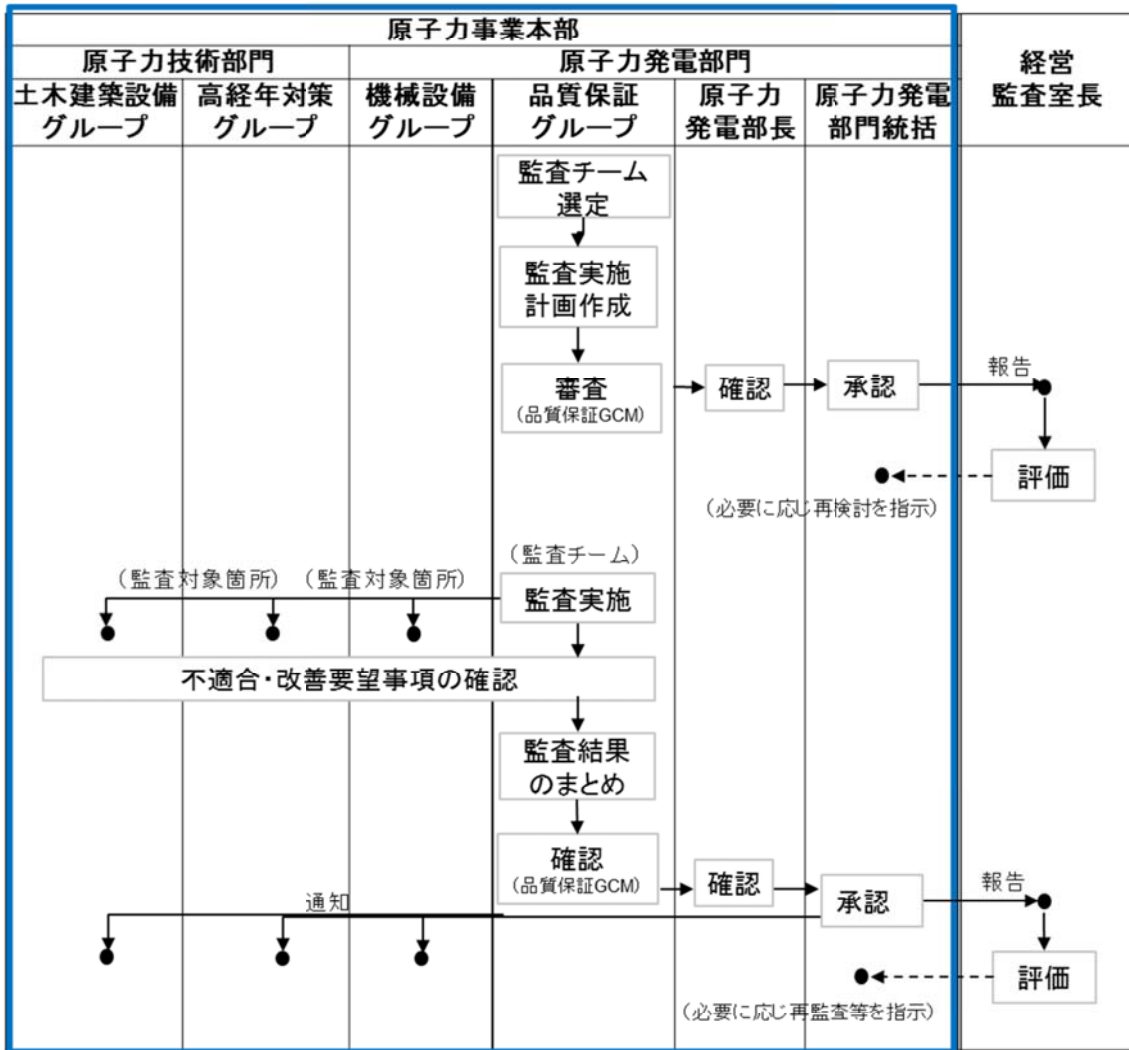
監査チームリーダーが高浜発電所1、2号炉の劣化状況評価に係る内部監査チェックシートを含む監査実施計画を作成し、品質保証グループチーフマネジャーの審査を受け、原子力発電部長の確認を得て、原子力発電部門統括の承認を得る。

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、高浜発電所1、2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する。

(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、高浜発電所1号炉が2003年4月～2014年12月、高浜発電所2号炉が2003年4月から2015年4月の10年間とした。

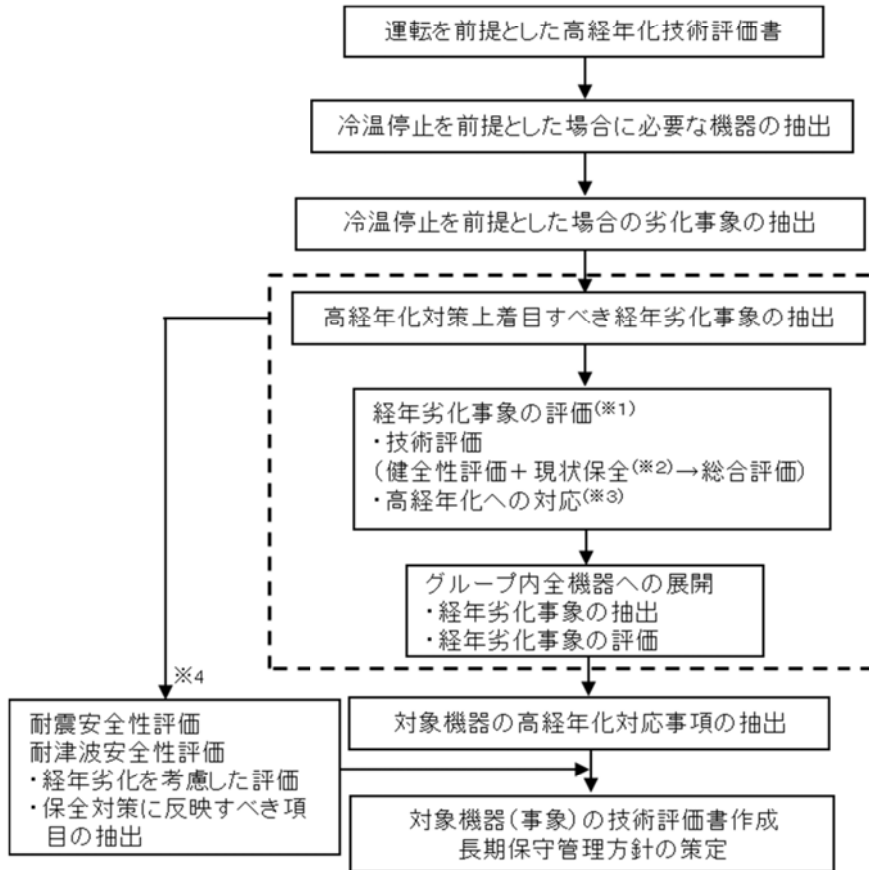
(3) 長期保守管理方針の有効性評価

30年目の長期保守管理方針について、その有効性を評価する。

## 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

## 【高浜1号炉】

- 別紙1. 認可済の冷温停止状態が維持されることを前提とした評価の技術評価書において高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と抽出された劣化事象を、劣化状況評価書において高経年化対策上着目すべき事象ではない事象として抽出した考え方について
- 別紙2. 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
- 別紙3. 日常劣化管理に関する劣化傾向の把握について
- 別紙4. 保全活動の有効性について
- 別紙5. 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6. 制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗について
- 別紙7. 炉心計装用シンプルチューブの摩耗について
- 別紙8. 重機器サポートのパッド、ヒンジ等摺動部の摩耗について
- 別紙9. 被覆管の摩耗について
- 別紙10. 熱交換器2次側構成品（低合金鋼使用部位）の腐食について
- 別紙11. 炉心そうの中性子照射による靱性低下について
- 別紙12. 30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価におけるケーシング吐出ノズルの疲労累積係数の相違について
- 別紙13. 30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における給水入口管台及び管板廻りの疲労累積係数の相違について
- 別紙14. 30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価におけるスプレイライン用管台及びサージ用管台の疲労累積係数の相違について
- 別紙15. 30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における加圧器スプレ配管の疲労累積係数の相違について
- 別紙16. 30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における加圧器サージライン用配管の疲労累積係数の相違について
- 別紙17. 30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における抽出水しゃ断弁の疲労累積係数の相違について
- 別紙18. 1次冷却材管の熱時効評価部位の選定について
- 別紙19. 長期停止に伴う特別な保全計画の内容について
- 別紙20. 計器用空気圧縮機空気だめ等の腐食評価について
- 別紙21. スタッドボルトコンクリート直上部の腐食評価について
- 別紙22. 美浜発電所1号炉他スタッドボルトに対する実機調査結果について
- 別紙23. 長期保守管理方針の実施状況について

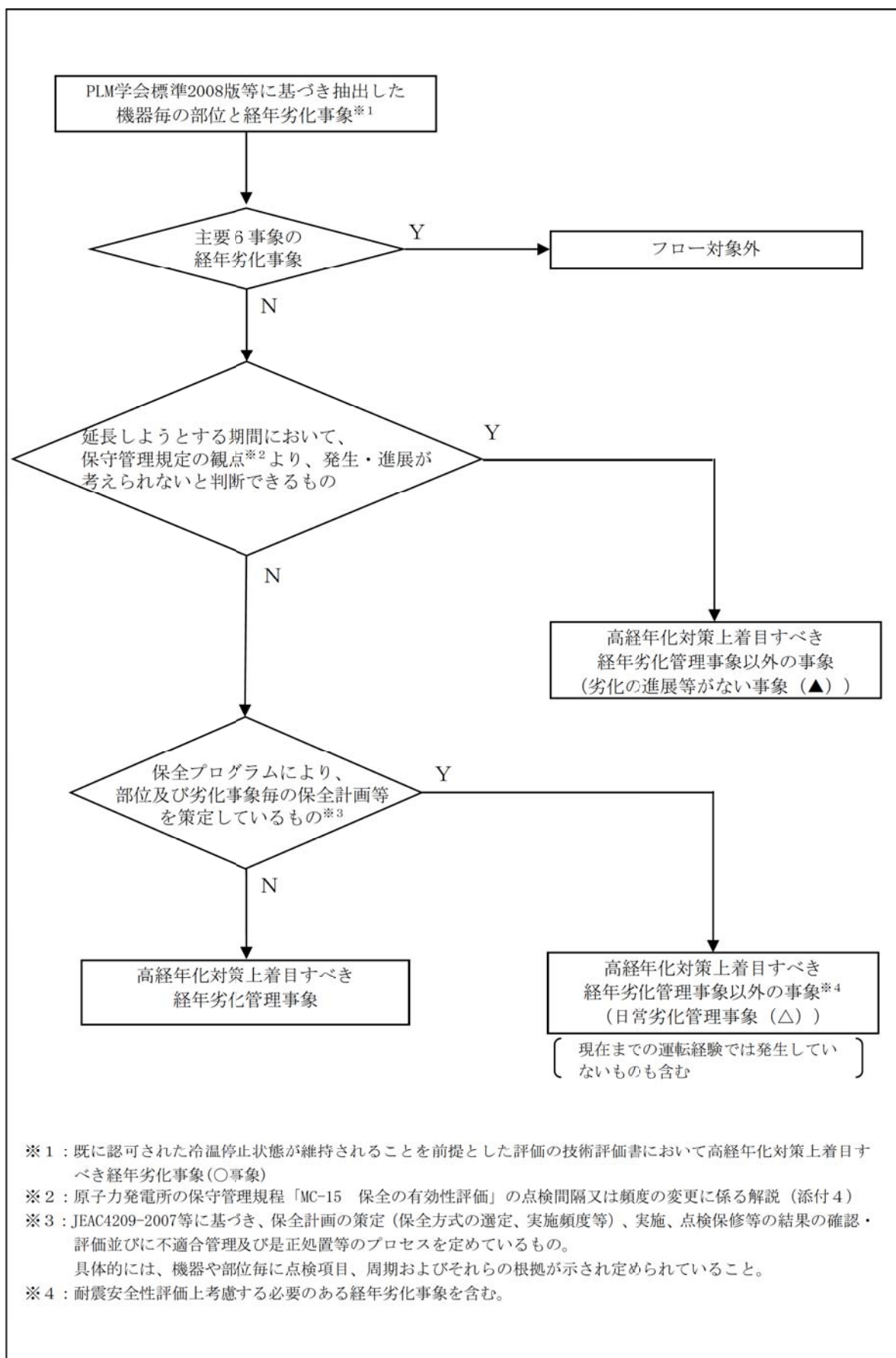


【高浜 2 号炉】

- 別紙 2 4. 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 2 5. 制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗について
- 別紙 2 6. 炉心計装用シンプルチューブの摩耗について
- 別紙 2 7. 重機器サポートパッド、ヒンジ等摺動部の摩耗について
- 別紙 2 8. 被覆管の摩耗について
- 別紙 2 9. 熱交換器 2 次側構成品（低合金鋼使用部位）の腐食について
- 別紙 3 0. 炉心そうの中性子照射による靱性低下について
- 別紙 3 1. 30 年目の高経年化技術評価と劣化状況評価におけるケーシング吐出ノズルの疲労累積係数の相違について
- 別紙 3 2. 30 年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における給水入口管台及び管板廻りの疲労累積係数の相違について
- 別紙 3 3. 30 年目の高経年化技術評価と劣化状況評価におけるスプレイライン用管台及びサージ用管台の疲労累積係数の相違について
- 別紙 3 4. 30 年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における加圧器スプレ配管の疲労累積係数の相違について
- 別紙 3 5. 30 年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における加圧器サージライン用配管の疲労累積係数の相違について
- 別紙 3 6. 30 年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における抽出水しゃ断弁の疲労累積係数の相違について
- 別紙 3 7. 高浜 1 号炉と共有する施設について
- 別紙 3 8. 日常劣化管理に関する劣化傾向の把握について

添付. 計算機プログラム（解析コード）の概要

タイトル	<p>認可済の冷温停止状態が維持されることを前提とした評価の技術評価書において、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と抽出された劣化事象を、劣化状況評価書において高経年化対策上着目すべき事象ではない事象として抽出した考え方について</p>
説明	<p>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。具体的には、「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2007）」に基づき、社内標準類を策定し保守管理を実施している。</p> <p>また、より一層の安全性、信頼性を確保するため、現行の保全活動のレベルを向上することが重要であるとの観点から、改善活動として、保全データの推移および経年劣化の長期的な傾向監視の実績、高経年化技術評価や定期安全レビュー結果、他プラントのトラブルおよび経年劣化傾向に係るデータ等に基づいて保全の有効性評価を実施するとともに、その結果と保守管理目標の達成度から定期的に保守管理の有効性評価を実施し、保守管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善に取り組んでいる。</p> <p>それらの実績を踏まえ、本評価書について、これまで高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）と抽出していた経年劣化事象に対し、「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）」または「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）」という視点から再整理を行なったため冷温停止を前提とした評価から変更したものである。</p> <p>具体的には、冷温停止状態を前提とした評価において○事象であるものは、再整理を行わなければ運転を断続的に行うことを前提とした評価でも○事象であることから、前者において健全性評価を行った結果として、「発生の可能性はない」と判断した経年劣化事象のうち、データ等に基づき判断したものを▲事象として整理し、それ以外の経年劣化事象については、現状保全が点検手法として適切であると判断した場合に△事象として整理している。これらの整理の考え方を添付 1 に、その具体例を添付 2 に、原子力保全総合システム (M35) 以外で現状保全を定める文書を添付 3 に示す。</p> <p>▲事象については、添付 1 の※ 2 により延長しようとする期間において進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと判断したものを整理している。</p> <p>△事象については、JEAC4209 に基づく保全プログラムが策定、具体的には、原子力保全総合システム (M35)、原子力配管肉厚管理システム (M38) 又は社内標準等に基づき、点検項目、点検周期および点検時期を策定しており、保守管理の P D C A を廻し継続的な改善を図っているものを整理している。</p>



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それぞれ個々に検討しており、具体的に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表1に提示する。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。</p> <p>また、保全の有効性評価の実施状況の至近の状況およびその活用結果の例については、添付1の通り。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

表1 (1/2) . 高浜1号炉における日常劣化管理事象に対する保全概要

No.	事象	保全内容の例	備考
1	SCC	定期的に溶接部の超音波探傷検査により有意な欠陥がないことを確認し、漏えい試験により耐圧部の健全性を確認している。	蒸気発生器冷却材出入口管台セーフエンドの応力腐食割れ
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、炉心そう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。	炉内構造物炉心そう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。	空調設備ファン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。	低圧ポンプモータフレーム、端子箱およびブラケットの腐食
6	異種金属腐食	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	国内プラントにおける隔離弁の分解点検実績を基に保守的なリーク量を仮定しても熱成層の変動による影響は小さく、問題ないことを確認した。さらに、隔離弁の定期的な分解点検により、弁リークの発生を防止することで、機器の健全性を維持している。	ステンレス鋼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、吐出管等接液部の腐食 (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)	「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。	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、剥離	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 スライドプレートのテフロンのはく離

表1 (2/2) . 高浜1号炉における日常劣化管理事象に対する保全概要

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。	フィルタ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等の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	清浄な計器用空気を使用しており、また、分解点検時にフィルターの清掃または取替を実施している	プロセス制御設備フィルター付減圧弁の目詰り
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。	重機器サポート 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	減肉	定期的に寸法計測を実施しており、必要に応じて耐火煉瓦の張替を実施し健全性を維持している。	雑固体焼却設備 雑固体焼却炉耐火煉瓦の減肉
24	煉瓦等の割れ	定期的に目視確認により機器の健全性を維持している。	雑固体焼却設備 耐火煉瓦等の割れ
25	特性変化	定期的に実玉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
26	導通不良	機器の動作確認時に接点の導通不良による有意な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

保全の有効性評価結果（H26年度評価）（2/12）

JEAC4209 項目	MC-15 保全の有効性評価
項目	b-1. 保全データの推移および経年劣化の長期的な傾向監視の実績【点検手入力前データ】
評価方法	点検毎に実施している点検手入力前データの判定結果に基づく保全計画への反映状況を評価する。
評価基準	点検手入力前データ評価結果からの保全計画への反映要否判断が妥当であること。
評価結果 (1)実施状況確認結果 (2)実施状況確認結果に基づく評価方法 (3)評価結果 (4)改善のための提案	<p>(1) 実施状況確認結果 取りまとめ：保全計画課 実施状況確認期間：1号機～4号機 平成25年12月1日～平成26年11月30日</p> <p>(2) 実施状況確認結果に基づく評価方法</p>

4/24

	<p>(3) 評価結果</p> <p>(4) 改善のための提案 : なし</p>
備考（資料番号等）	資料2：点検手入力前データ実績

5/24

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。

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>当社の劣化傾向管理に関しては、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、具体的には下記の診断等を実施している。</p> <p>1 状態監視保全</p> <ul 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) 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ー診断</li><li>(3) 軸受に使用されている潤滑油の診断（試運用中）</li></ul> <p>2 点検手入れ前データ</p> <ul 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></ul> <p>なお、1 (1)、(2)及び2 (1)は社内文書としてマニュアルを定め運用しており、添付1、2にそれらの実施状況を示す。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>



簡 品-69

<p>件 名</p> <p>平成26年度 発電所運営会議（保守管理会議）の結果について</p>												
<p>所 長</p> <p>原子力安全統括</p> <p>副所長(技術)</p> <p>運営統括長(1/20)</p> <p>運営統括長(3/4u)</p> <p>安全・防災室</p> <p>安全・防災室課長</p> <p>所長室課長(労働安全)</p> <p>技術課長</p> <p>原子燃料課長</p> <p>放射線管理</p> <p>第一発電室長</p> <p>第二発電室長</p> <p>保全計画課長</p> <p>次頁有り。</p>	<p>所 管 品質保証室</p> <table border="1"> <tr> <td>室 長 (3/4u 炉主任)</td> <td>課 長</td> <td>係 長</td> <td>係</td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="background-color: black;"></td> </tr> </table> <p>標記については、平成27年2月2日に開催された発電所運営会議（保守管理会議）の結果をとりまとめましたので上申します。</p> <p>なお、本上申をもって「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2007）」の「MC-16 保守管理の有効性評価」で要求される以下の評価の記録として扱います。</p> <p>1. 評価年月日、評価者</p> <p>(1) 評価年月日 平成27年2月2日</p> <p>(2) 評価者 「高浜発電所 発電所運営会議所達」に定める保守管理会議メンバー（31名/34名中）</p> <p>2. 保守管理の有効性について評価した結果およびその根拠（改善内容を含む）</p> <p>(1) 評価結果 JEAC4209 の要求事項に沿ったプロセスが確立され、それに基づき実施されていることから、保守管理は有効に機能していると評価する。</p> <p>(2) 評価の根拠 発電所運営会議（保守管理会議）議事録および会議資料</p> <p>3. その他必要な事項 特になし。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p>添付資料： 添付-1 発電所運営会議（保守管理会議）議事録 添付-2 発電所運営会議（保守管理会議）会議資料 (保守管理目標の達成状況、保全の有効性評価結果)</p> <table border="1"> <tr> <td>品質保証規程7.2.1 (業務に対する要求事項) のレビューの結果 <b>良好</b>・変更要</td> <td>原子力発電安全 運営委員会付議 要・<b>否</b></td> <td>幹 事 (安全係長)</td> </tr> </table>	室 長 (3/4u 炉主任)	課 長	係 長	係					品質保証規程7.2.1 (業務に対する要求事項) のレビューの結果 <b>良好</b> ・変更要	原子力発電安全 運営委員会付議 要・ <b>否</b>	幹 事 (安全係長)
室 長 (3/4u 炉主任)	課 長	係 長	係									
品質保証規程7.2.1 (業務に対する要求事項) のレビューの結果 <b>良好</b> ・変更要	原子力発電安全 運営委員会付議 要・ <b>否</b>	幹 事 (安全係長)										

添付3 平成25年度「保全の有効性評価結果」について

定期的な評価のインプット		評価期間	評価結果
分類1	分類2		
a.	保全活動管理指標の監視結果	-	
		1u H24. 9. 3~H25.11.30 2u H24.12. 1~H25.11.30 3u H24.12. 1~H25.11.30 4u H24.12. 1~H25.11.30	
b.	保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視の実績	1u~4u H24.12. 1~H25.11.30	
		u~4u H24.12. 1~H25.11.30	
		u H24. 9. 3~H25.11.30 2u H24.12. 1~H25.11.30 3u H24.12. 1~H25.11.30 4u H24.12. 1~H25.11.30	
c.	トラブルなど運転経験	1u~4u H24.12. 1~H25.11.30	
		u~4u H24.12. 1~H26. 1.15	
d.	高経年化技術評価及び定期安全レビュー結果	24.12.1~H25.11.30	
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	u~4u H24.12. 1~H25.11.30	
		u~4u H24.12. 1~H25.11.30	
f.	リスク情報、科学的知見	1 H22. 11.23~H25.11.30 第27回定検分) 2 H23.8.31~H25.11.30 第27回定検分) 3 H23. 12.13~H25.11.30 第21回定検分) 4 H23. 3.30~H25.11.30 第20回定検分)	
		u~4u H24.12. 1~H25.11.30	
g.	その他	1 H22. 11.25~H25.11.30 第27回定検分) 2 H23.7.1~H25.11.30 第27回定検分) 3 H23. 10.25~H25.11.30 第21回定検分) 4 H23. 3.18~H25.11.30 第20回定検分)	

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。

## 回転機器振動診断マニュアル

## 目 次

第1章 総則	3-1
1. 目的	3-1
2. 適用範囲	3-1
3. 関連する外部文書（法令、民間規格等）	3-1
4. 関係する内部文書（社内標準等）	3-1
5. 用語の定義	3-1
第2章 振動診断業務の実施に係る役務	3-3
1. 目的	3-3
2. 役割分担	3-3
3. 実施体制	3-4
第3章 振動診断実施に必要な力量	3-5
1. 目的	3-5
2. 必要とする力量	3-5
3. 力量管理	3-5
4. 教育訓練	3-5
第4章 振動診断の実施	3-6
1. 目的	3-6
2. 振動診断業務のプロセス	3-6
(1) 対象範囲の策定	3-6
(2) 振動診断の実施計画	3-6
(3) 測定	3-7
(4) 評価	3-8
(5) 評価結果に基づく対策の実施	3-8
(6) 処置（グリスアップ等の軽微は処置は除く）	3-9
(7) 振動診断管理基準の管理	3-9
(8) マスターデータの管理	3-10
(9) 神童君システムの管理	3-10
第5章 振動診断結果の報告	3-11
1. 目的	3-11
2. 振動診断結果の定期的な報告	3-11

高浜発電所 保修業務所則指針  
別紙4

## 赤外線サーモグラフィ診断マニュアル

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

タイトル	保全活動の有効性について
説明	<p>平成21年1月に、原子力安全保安院（当時）により、プラント毎の特性に応じた個別の検査の充実を含む新しい検査制度が施行され、高浜1号については、平成21年度(第26回定期検査工事)から新検査制度を適用し、それに伴い保安活動管理指標が運用されている。</p> <p>それらを踏まえ、当該プラントの保全活動が有効に実施されていると評価している根拠として、高浜1号炉で評価した保安活動管理指標の詳細について、添付1の通り提示する。</p> <p>また、高浜発電所1号炉の計画外停止回数や事故・故障等の年度推移においても、共用期間の長期化に伴い、トラブル等が増加する明確な傾向は認められていないことを確認している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

高浜1号機 第26保安サイクル 保安活動管理指標監視結果

1. プラントレベル

項目	目標値	実績値
計画外自動停止回数		
計画外出力変動回数		
工学的安全施設の計画外作動回数		

1. 系統レベル

系統名	要求種別	保安活動管理指標			備考
		MPPF回数	目標値	実績値	

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。

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>&lt;ステンレス鋼配管&gt;  ○ 1 次冷却系統配管  ・ 疲労割れ（低サイクル疲労）  ・ 熱時効（加圧器サージ配管）</p> <p>&lt; 1 次冷却材管 &gt;  ○ 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、加圧器サージ配管、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>高浜1号炉の配管における2相ステンレス鋼使用部位は加圧器サージ配管、1次冷却材管母管、分岐管台であり、その部位中の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）、加圧器サージ管台とサージ配管との接続部（配管）である。（添付1）</p> <p>これら3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、加圧器サージ管台と加圧器サージ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 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 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 ・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。 ・き裂が配管を貫通するまで解析を行う。</p> <p>(5) 想定き裂の決定 ・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。 ・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。 ・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。 ・高浜1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。 (添付2)</p> <p>(6) き裂安定性解析 ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 ・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には「破断」。上回る場合は「漏洩」を想定する。</p> <p>(7) 設計用開口面積 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>
--	--

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求められており、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)を用いることとする。

ただし、表D-2400-2(3/3)は外径816.2mm以上の配管に対してのみ安定限界応力が決められていることから、加圧器サージ配管のき裂安定性解析は、材料のき裂進展抵抗 (Jmat) とき裂先端のき裂進展力 (Japp) を比較することで「破断」か「漏洩」の判定を行う。

\*1 高浜1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10.3%~約15.3%

\*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】

##### 1. 原子炉容器出口管台

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 $D_o$ (mm)		883.0	
板厚 $t$ (mm)		72.2	
想定き裂角 $2\theta$ (度) (注4)		56.0	
判定応力 ( $\times S_m$ ) (注2)		1.76 (注5)	
作用応力	$P_m=0.5S_m$ $P_b=0$	(注1, 3) 破損形式及び 開口面積(mm <sup>2</sup> )	L(203)
	$P_m=0.5S_m$ $P_b=0.5S_m$		L(531)
	$P_m=0.5S_m$ $P_b=1.0S_m$		L(1203)
	$P_m=0.5S_m$ $P_b=1.5S_m$		B
	$P_m=0.5S_m$ $P_b=2.0S_m$		B
	(注2) 判定応力		L(1876) (注5)

(注1) B : 破断を想定する

L : 漏えいを想定する

(注2)

(注3)

(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。

(注5) LBB指針に記載されている外径882.0mm (内径29B) の配管に対する値。実機とのサイズ差がわずかであることから同等の値として評価を行う。

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。

## 2. 加圧器サージ配管

加圧器サージ配管に対して、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、そのうちの最大応力となる供用状態A+Sd地震の荷重におけるき裂進展力(Japp)と実機フェライト量に基づく、き裂進展抵抗(Jmat)を比較する。その評価を添付4に示す。

その結果、JmatがJappを上回り、JmatとJappの交点でJmatの傾きがJappの傾きを上回るため、配管は破断せず、漏えいと判断する。

加圧器サージ配管について判断した配管破損形式及び開口面積を表2に示す。

表2 高浜1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)		1.76	L	
加圧器サー ジ配管	14 (外径)		-(注)	L(注)	

(注)：サージ配管の配管破損形式の判定は添付4に示す。

このとおり配管破損形式は「漏えい」となることから、高浜1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

！ 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 ！

高浜 1 号機 工事計画認可申請書 (H28. 4. 27 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			2.29	L		
	原子炉容器入口管台	27.5(内径)	0.5			2.29	L		
分岐管台 <sup>(注4)</sup>	サージ管台	14	0.5			2.00	L		
	アキュムレータ注入管台	12	0.5			1.93	L		
	余熱除去ポンプ入口管台	12	0.5			1.93	L		
	安全注入管台 <sup>(注2)</sup>	6	0.5			1.83	L		
	スプレイ管台	4	0.5			1.54	L		
	充てん管台 <sup>(注3)</sup>	3	0.5			1.35	B		
	抽出管台 <sup>(注3)</sup>	3	0.5			1.35	B		
	冷却材ドレン管台 <sup>(注3)</sup>	2	0.5			1.03	B		

(注1) 膜応力は第 3-1 表の (注2) に従い、 $0.5 S_m$ とする。

第 4-1 表 LBB 成立性評価結果 (2/2)

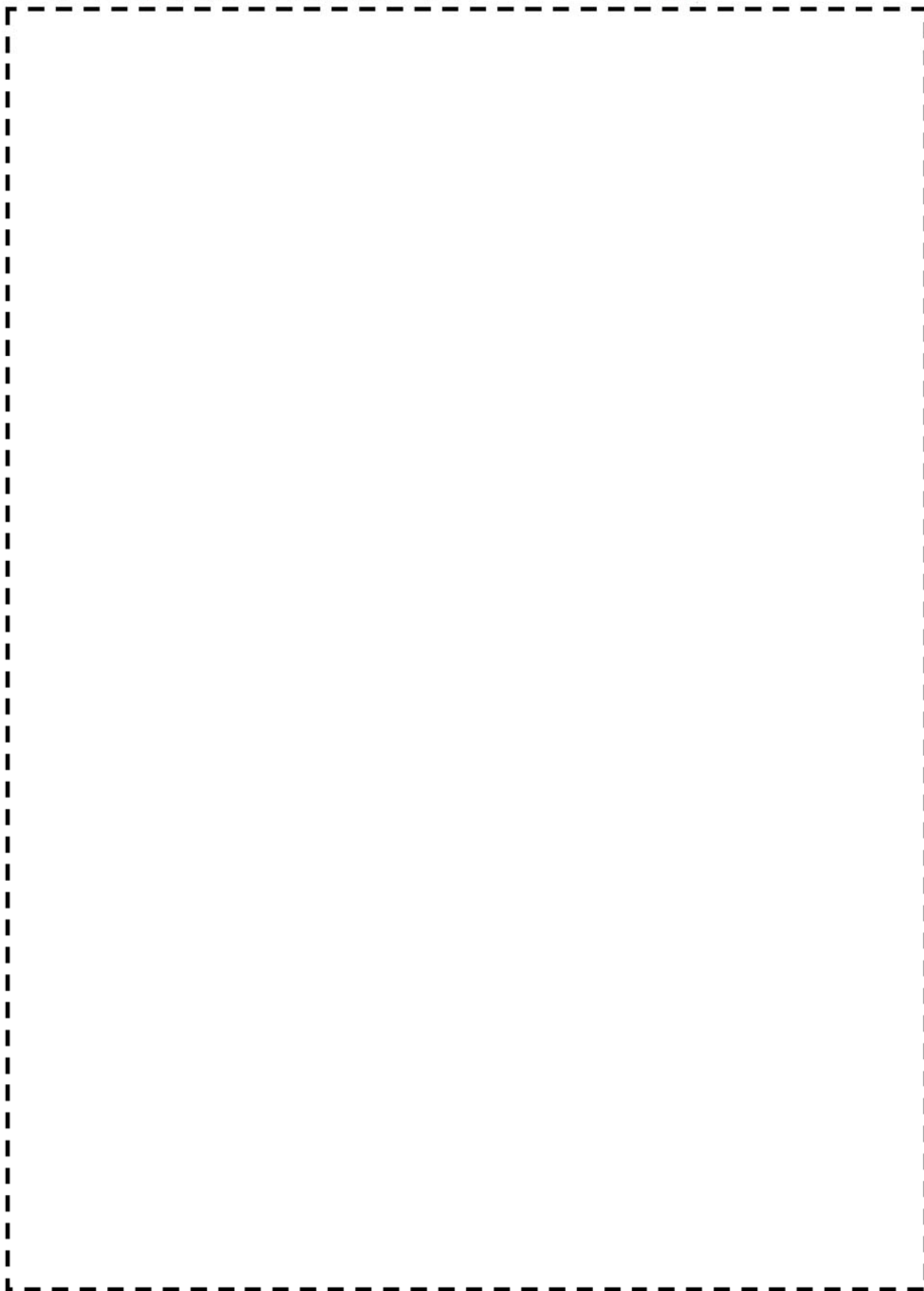
評価対象：加圧器

分類	破損想定位置	呼び径 (D)	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			2.00	L		
	安全弁管台	6	0.5			1.83	L		
	逃がし弁管台	6	0.5			1.83	L		
	スプレイ管台	4	0.5			1.54	L		

(注1) 膜応力は第 3-1 表の (注2) に従い、 $0.5 S_m$ とする。

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

原子炉安全基準専門部会 配管防護設計小委員会 バックデータ集（抜粋）




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

## 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による評価は基本としているが、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た。）

なお、工認とPLMの評価条件の相違点を下表に示す。

表3－1．工認と劣化状況評価のLBB評価比較（原子炉容器出口）

		高浜1号炉再稼働工認申請	高浜1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 $2\theta$	56.0度	56.0度	相違なし	
	Hp係数	—	1.45 (29B)	熱時効考慮の有無 ただし、JSMEでHp係数が規定されている配管サイズとわずかに異なるため、劣化状況評価書では最も近いサイズ（外径882.0mm、板厚72.7mm）の値を用いた	
入力	評価部位	原子炉容器出口		相違なし	
	形状	外径:883.0mm 板厚:72.2mm	外径:883.0mm 板厚:72.2mm	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 (Pm)	Pm=0.5Sm		相違なし
		作用応力式 (Pb)			相違なし (太字は最大となった応力状態)
		作用応力 (Pb)			相違なし
	合計	作用応力 (Pa=Pm+Pb)			相違なし
評価結果	安定限界応力	Pf=2.29Sm L (4259)			Pf=1.76Sm L (1876)
	開口面積	 mm <sup>2</sup>	 mm <sup>2</sup>	相違なし	
	判定	L (Pa<Pf)	L (Pa<Pf)	—	

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

高浜1号機 加圧器サージ管の熱時効を考慮したLBB評価の成立性確認について

1. はじめに

高浜1号機の加圧器サージ管は、2相 SUS 製であり、1次冷却材管母管との接続部（管台）が LBB 評価における破損想定位置となっている。

このため、劣化状況評価として熱時効による靱性低下を考慮した LBB 評価の成立性確認を行う。

2. 評価方法

LBB 評価成立性の確認は、「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。1次冷却材管母管に対しては具体的には「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG4613-1998)」及び、「発電用原子力設備規格 配管破損防護設計規格 (JSME S ND1-2002)」をもとに、Hp 係数により補正した極限荷重評価法を用いてき裂安定性評価を行うが、サージ管のサイズに対する Hp 係数は JSME に明記されていないため、き裂進展力とき裂進展抵抗の比較 (Japp と Jmat の比較) によるき裂安定性評価を行う。

3. 評価条件

高浜1号機の加圧器サージ配管の仕様、評価条件を以下に示す。

呼び径 (B)	外径 (mm)	板厚 (mm)	想定き裂角	フェライト量
14	355.6	35.7	72°	14.1%

供用状態 A,B,C および供用状態 A+Sd 地震荷重に基づく作用応力を考慮するが、最大となる A+Sd 地震荷重は添付1 (工事計画認可申請書) より以下の応力である。工認条件と同じ応力で、き裂進展力の評価を行う。

膜応力(MPa)	曲げ応力(MPa)	合計応力(MPa)
(0.5Sm)		

高浜1号機 工事計画認可申請書 (H28.4.27 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 (× Sm)			判定応力 (× Sm)	配管破損形式	開口面積 (mm <sup>2</sup> )	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			2.29	L		
	原子炉容器入口管台	27.5(内径)	0.5			2.29	L		
分岐管台 <sup>(注4)</sup>	サージ管台	14	0.5			2.00	L		
	アキュムレータ注入管台	12	0.5			1.93	L		
	余熱除去ポンプ入口管台	12	0.5			1.93	L		
	安全注入管台 <sup>(注2)</sup>	6	0.5			1.83	L		
	スプレイ管台	4	0.5			1.54	L		
	充てん管台 <sup>(注3)</sup>	3	0.5			1.35	B		
	抽出管台 <sup>(注3)</sup>	3	0.5			1.35	B		
	冷却材ドレン管台 <sup>(注3)</sup>	2	0.5			1.03	B		

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



## 4. 評価結果

き裂安定性評価結果を図1に示す。

評価に用いるき裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ ) は、電共研で改良された脆化予測モデル (H3Tモデル: Hyperbolic-Time Temperature Toughness) を用いて算出する。なお、 $J_{mat}$  は H3T モデルの平均線と、下限線 ( $-2\sigma$ ) を算出した。

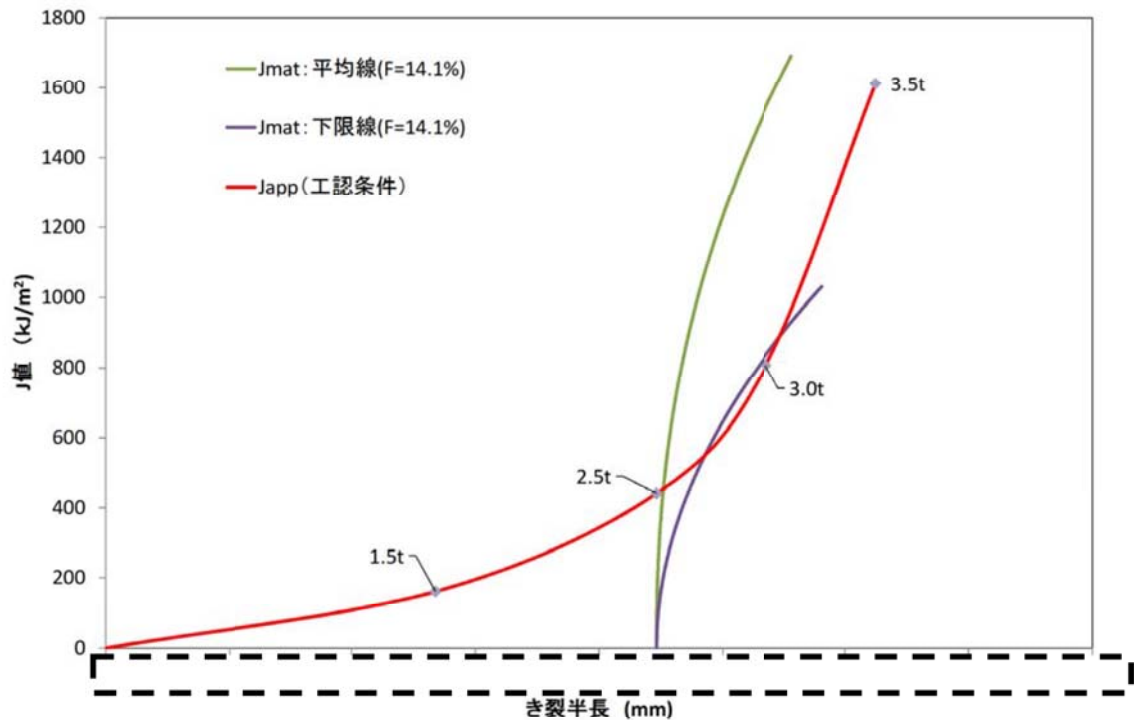


図1 加圧器サージ管 き裂安定性評価線図

工認条件のき裂進展力 ( $J_{app}$ ) と  $J_{mat}$  の下限線を比較すると、 $J_{mat}$  が  $J_{app}$  と交差し、 $J_{mat}$  が  $J_{app}$  を上回ることで、おおよび  $J_{mat}$  と  $J_{app}$  との交点で  $J_{mat}$  の傾きが  $J_{app}$  の傾きを上回る。

工認条件の  $J_{app}$  と  $J_{mat}$  の下限線と比較することで大きな保守性を有する評価を用いても、配管は破断せず、漏えいとなることが確認できた。

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

タイトル	制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗について
説明	<p>制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗については、日本機械学会 維持規格（JSME S NA1-2008）および原子力安全推進協会 PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[制御棒クラスタ案内管]（第3版）（グループ4）に基づき将来の摩耗予測を実施し、制御棒クラスタ案内管（案内板）から制御棒が抜け出す可能性が出てくると考えられる摩耗長さ74%に至るのは62.7万運転時間であると評価している。（図1、図2参照）</p> <p>一方で、高浜1号炉の2015年4月時点の運転実績は約23万時間であることから、制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗が制御棒の案内機能に直ちに影響を及ぼす可能性はないと考えている。</p> <p>また、定期的に制御棒の落下試験を実施し、挿入時間に問題がないことにより健全性を確認している。</p> <p>高浜1号炉の制御棒クラスタ案内管（案内板）の点検については、PWR 炉内構造物点検評価ガイドラインに基づき、同一グループ内で先行して点検したプラントの2回目の点検時期である40万運転時間を目処に計画している。</p> <p>したがって、今後も現状保全を継続することで、機能の維持は可能であると考えている。</p>

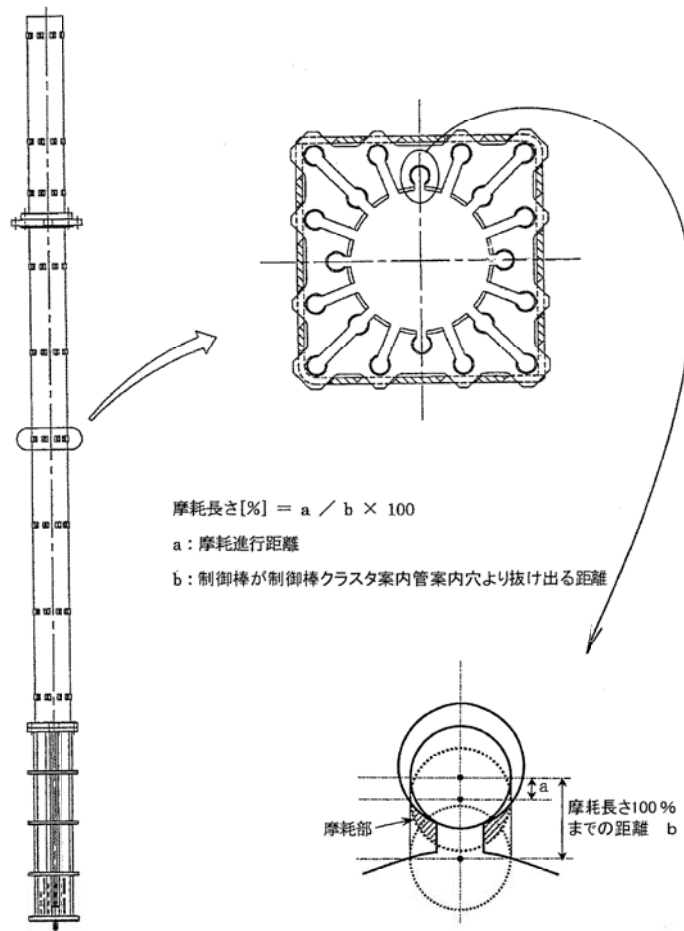


図1 高浜1号炉 制御棒クラスター案内管（案内板）摩耗長さ



図2 高浜1号炉 制御棒クラスター案内管案内板摩耗進行予測結果

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。

タイトル	炉心計装用シンプルチューブの摩耗について
説明	<p>炉心計装用シンプルチューブは、1次冷却材の流れによってシンプルチューブが振動し、燃料集合体下部ノズルまたは下部炉心構造物の通路と接触することによる摩耗が考えられる。</p> <p>この減肉した炉心計装用シンプルチューブの耐圧健全性を確認するために、実機での減肉形状を模擬して外圧による圧壊試験を行い、限界減肉率（<math>\square</math> %）を求めている。</p> <p>また、炉心計装用シンプルチューブの摩耗による減肉に対しては、定期的な渦流探傷検査により摩耗状況を確認し、必要に応じて位置変更または取替を実施している。渦流探傷検査の判定基準は限界減肉率に十分に余裕を見込んだ値として以下のとおり設定している。</p> <p style="text-align: center;">-----</p> <p>渦流探傷検査は定期的実施し、減肉箇所と減肉量を把握しており、これまでに急激な減肉は認められていない。また、判定基準に基づき、必要に応じて位置変更や取替の処置を適切に実施しており、これまでの運転経験においてもシンプルチューブからの漏えいは経験していない。</p> <p>なお、過去には高浜1号炉のシンプルチューブにおいて、<math>\square</math> %の使用後に<math>\square</math> %の減肉を確認し、取替を実施したものがあ（添付1参照）。当該シンプルチューブは、<math>\square</math> %の使用による中性子照射を受けたものであり、かつ<math>\square</math> %の減肉した状態でしたが、使用期間中において漏えい事象はない。</p> <p>一方、現在は減肉率<math>\square</math> %でシンプルチューブの位置変更を行っており、減肉率の低いところで管理できている状態にある。実機での使用実績からも現状の判定基準を用いることで問題ないと考えている。</p> <p>シンプルチューブ先端近傍では中性子照射による材料性状の変化（硬化）が考えられるが、シンプルチューブ自体は拘束のない状態（1次冷却材の外圧を受けるのみ）にあることから、これが直ちに問題となる可能性は小さいと考えている。</p> <p>仮にシンプルチューブから漏えいが発生した場合には、シンプルチューブの先にある中性子束計測装置の漏洩検出器により検出可能であり、隔離弁を閉止することで系外への漏えいを阻止できるように設計されている。また、シンプルチューブから漏えいが発生した場合は、エリアモニタ、格納容器サンプ水位上昇等による検出もあり、これらにより漏えいを検出した後は警報時操作所則に従い、対応を行うこととなる。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

-----

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 減肉指示チューブリスト

(高浜1号機 第21回定検)

— : 指示なし  
 記号 : 減肉箇所  
 数字 : 減肉量(%)  
 / : 処置なし

シンプルチューブ		前回		今回	シンプルチューブ		前回		今回
番号	アドレス	結果	処置		番号	アドレス	結果	処置	
* 1	J- 7				26	L- 4			
* 2	G- 7				27	H- 3			
* 3	G- 9				28	D- 5			
* 4	H- 6				29	C- 8			
* 5	F- 8				* 30	N- 7			
6	J-10				* 31	J- 3			
7	F- 9				32	N-10			
* 8	F- 6				33	F-13			
9	H-11				* 34	D-12			
10	L- 8				* 35	N- 5			
* 11	L- 9				* 36	B- 8			
* 12	J- 5				37	B- 7			
13	L- 6				38	G-14			
14	F-11				* 39	F- 2			
* 15	H- 4				* 40	B-10			
16	J-12				41	N-12			
17	D- 7				42	M- 3			
* 18	L-11				43	D- 3			
* 19	L- 5				44	C-12			
* 20	E- 5				45	L-14			
* 21	E-11				46	B- 5			
* 22	F- 4				47	R- 8			
* 23	D-10				48	H- 1			
24	H-13				**49	J-15			
25	N- 8				**50	A- 9			

\*\* : 特殊計装案内管 (本)  
 \* : 計装案内管 (本)  
 無印 : 十字計装案内管 (本)

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。

高浜1号機シンブルチェーン減肉指示リスト(5/6)

シンブル 番号	シンブル 外径	第10回		第11回		第12回		第15回		第17回		第18回	
		ECT	処置	ECT	処置	ECT	処置	ECT	処置	ECT	処置	ECT	処置
41	N-12												
42	M-3												
43	D-3												
44	C-12												
45	L-14												
46	B-5												
47	R-8												
48	H-1												
**49	J-15												
**50	A-9												
正検及びECT結果からの記事													

54

DC-AF-042

6

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。

注) : 位置変更の旧当たり位置を示す。

無印 : 十字計装案内管

\*\* : 特殊計装案内管

\* : 計装案内管

プリント

KTN-1

<p>タイトル</p>	<p>重機器サポートのパッド、ヒンジ等摺動部の摩耗について</p>
<p>説明</p>	<p>原子炉容器サポート、蒸気発生器支持脚および1次冷却材ポンプ支持脚の摺動部は、重機器の自重を支えていることから、運転開始後60年時点における推定摩耗量を評価した。</p> <p>摩耗量については、現在定量的に評価する理論が確立されていないが、ここではホルム (Holm) の理論式 (機械工学便覧 (日本機械学会編)) により、概略の摩耗量の推定を行った。</p> <p>ホルムの式：<math>W = K \cdot S \cdot P / P_m</math></p> <p>W : 摩耗量 [m<sup>3</sup>]          K : 摩耗係数 [-] [ ]          S : すべり距離 [m]          P : 荷重 [N]          P<sub>m</sub> : 硬さ [N/m<sup>2</sup>] [ ] [gf/cm<sup>2</sup>]</p> <p>なお、評価にあたっては、通常運転時における評価対象サポートに加わる荷重 [ ] を算出した。すべり距離 [ ] については計算により求めた熱移動量を基に運転状態 I および運転状態 II の過渡条件とその回数から算出した。</p> <p>摩耗係数および硬さについては J. F. Archard &amp; W. Hirst, Proc. Roy. Soc., 236, A, (1956), 397 より使用温度での硬さの変化を考慮しても安全側の評価となるよう、実機より柔らかい材料である潤滑材なしの軟鋼-軟鋼のデータを引用した。</p> <p>上記式より、運転開始後60年時点の推定摩耗量と、原子炉容器パッド部や蒸気発生器支持脚および1次冷却材ポンプ支持脚の接触面積から、運転開始後60年時点の推定摩耗深さを求める。表 1 に各数値を示す。</p>

[ 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1 高浜1号炉 評価対象部位の各数値

部 位	推定摩耗量 (cm <sup>3</sup> )	接触面積 (cm <sup>2</sup> )	運転開始後 60年時点の 推定摩耗深さ (mm)
原子炉容器 パッド			
蒸気発生器 支持脚ヒンジ			
1次冷却材ポンプ 支持脚ヒンジ			

(\*1) 値が大きい方を代表として記載

評価結果を表2に示すが、運転開始後60年時点の推定摩耗深さ（推定減肉量）は微小であり、許容値に比べ十分小さい。また原子炉容器パッドについてはキャビティシール据付時に漏えい検査を実施しており、原子炉容器とキャビティに機器の健全性に影響を及ぼすような有意な高低差は認められないことから、長期運転にあたっては支持機能に影響を及ぼす可能性はないと考える。

表2 高浜1号炉 重機器サポート摺動部の摩耗量評価結果

部 位	運転開始後 60年時点の 推定摩耗深さ (mm)	許容値 (mm)	運転開始後60年時点 の推定摩耗深さ ／ 許容値
原子炉容器 パッド			約1 / 3
蒸気発生器 支持脚ヒンジ			約1 / 1250
1次冷却材ポンプ 支持脚ヒンジ			約1 / 1150

(\*1) キャビティシール据付基準範囲

(\*2) 他部位へ干渉しない限界値

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。



タイトル	被覆管の摩耗について
説明	被覆管の摩耗についての健全性評価およびその根拠を添付に示す。

制御棒クラスターの構造と挿入位置関係を図1に示す。

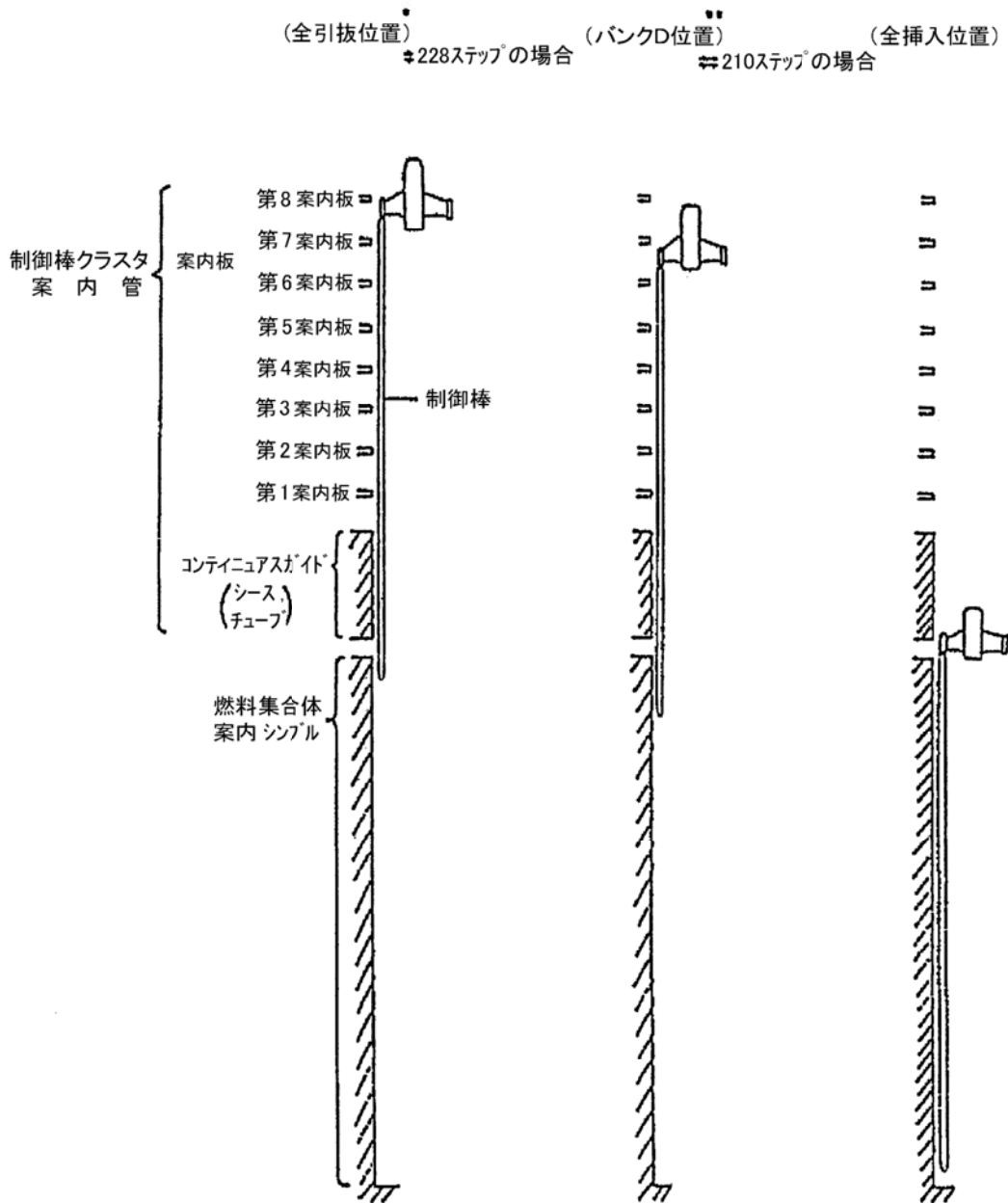


図1 高浜1号炉 制御棒クラスターの構造と挿入位置関係

米国ポイントビーチ (Point Beach) 発電所2号炉で被覆管の摩耗が認められたという報告が、1984年3月にされたため、国内プラントでも検討を行い、図2および図3に示すとおり摩耗測定結果から摩耗の進行を評価しており、予防保全的に摩耗深さが肉厚を超えないよう定期的に取り替を行っている。

なお、万一被覆管が減肉により貫通してもただちに制御棒クラスタの機能に与える影響は小さいことを確認している。

- ・ 被覆管強度 : 摩耗減肉後、さらに貫通した状態で、最も条件が厳しいステッピング荷重を考慮しても、応力や疲労評価上問題なく、被覆管強度は保たれる。
- ・ 中性子吸収体の溶出 : 被覆管に穴が開いても、中性子吸収体が1次冷却材中に溶出する量は微量であり、制御能力にはほとんど影響ない。
- ・ 挿入性、挿入時間への影響 : 被覆管が貫通しても挿入性は確保される。

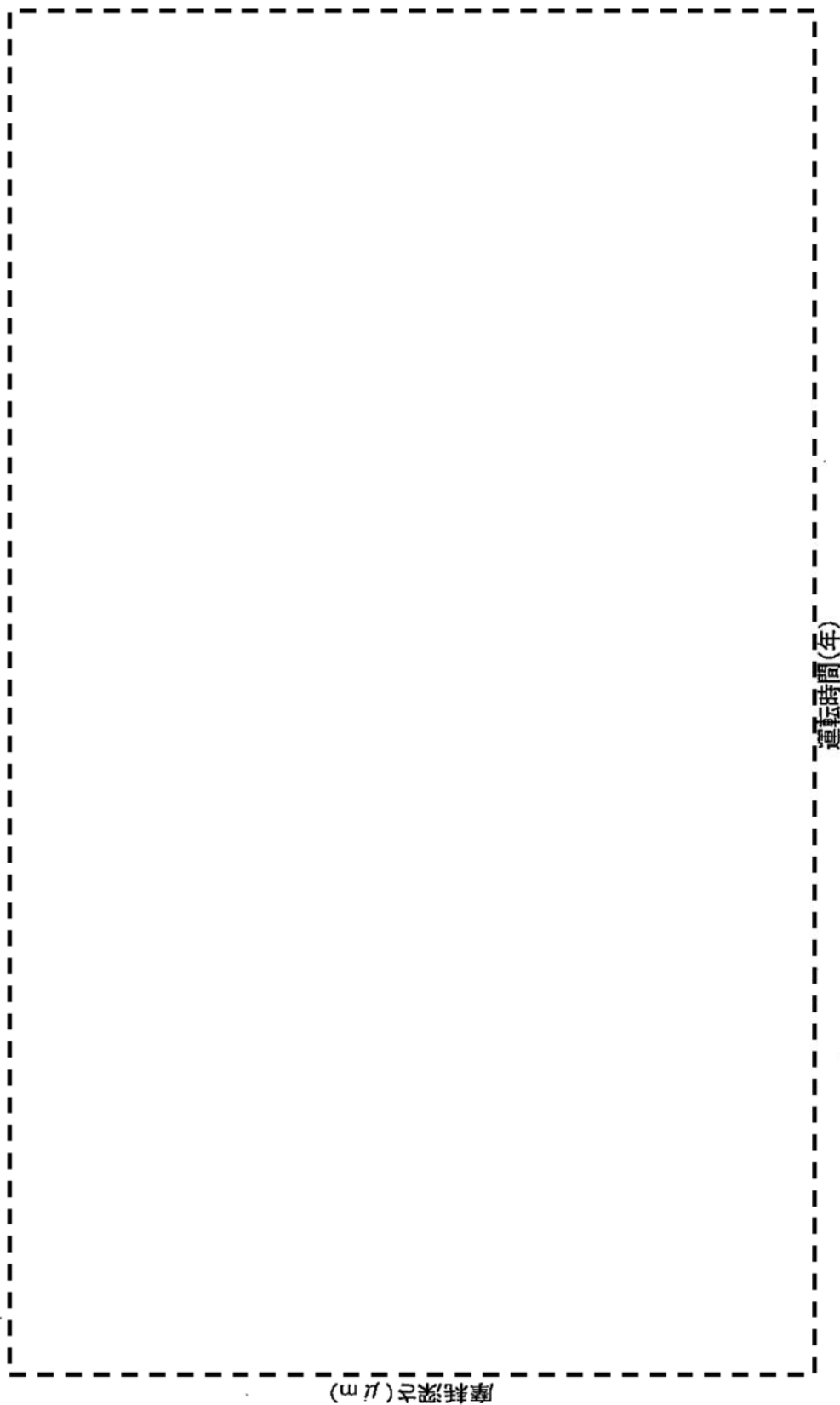


図2 運転時間と制御棒被覆管 (C r ヲ ッ キ 部) 摩耗深さの関係

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。

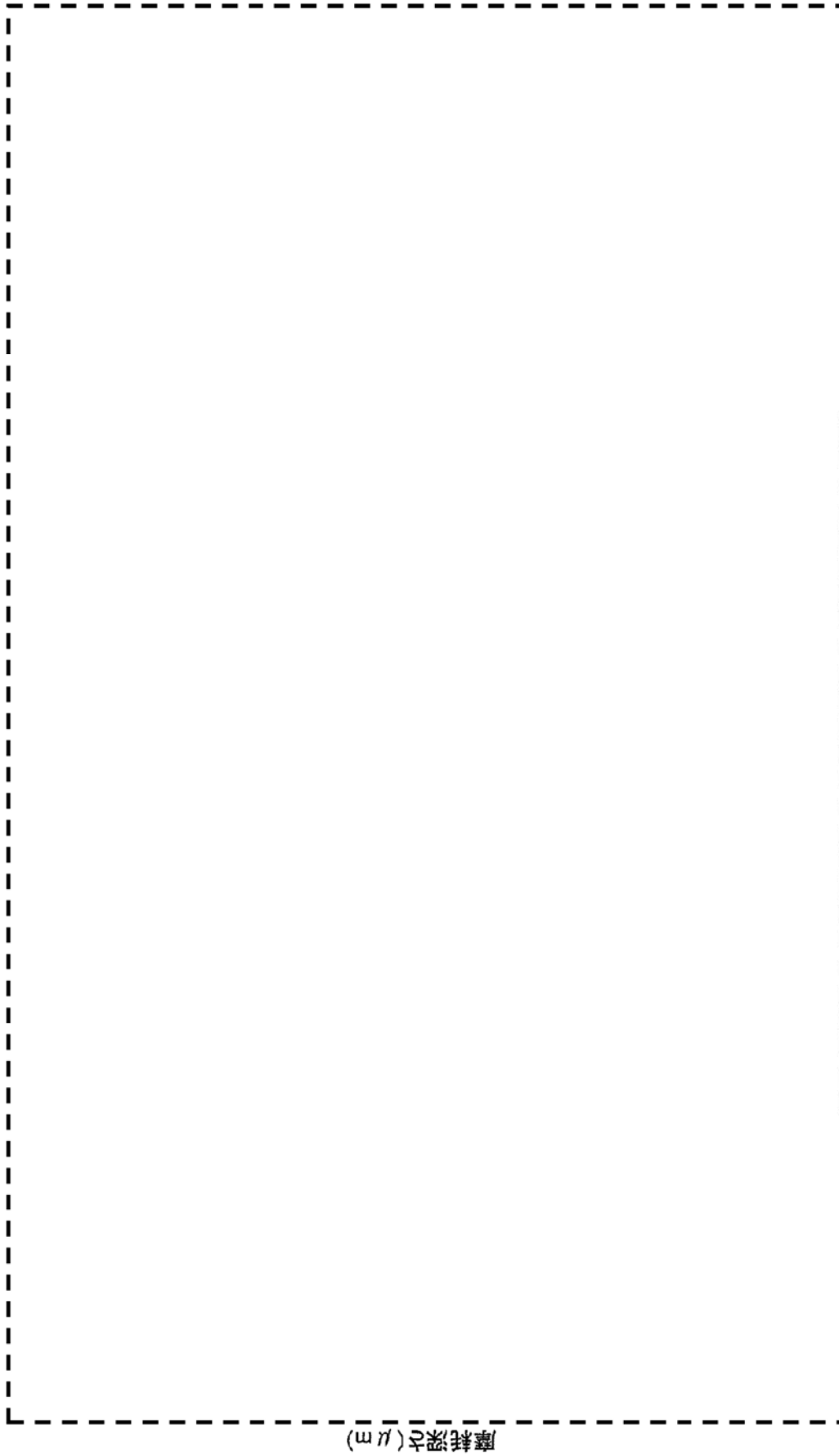


図3 運転時間と制御棒被覆管先端部摩耗深さの相関

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。

<p>タイトル</p>	<p>熱交換器2次側構成品（低合金鋼使用部位）の腐食について</p>
<p>説明</p>	<p>高浜1号炉の劣化状況評価書において、流れ加速型腐食が想定される部位が低合金鋼であることから、炭素鋼より流れ加速型腐食に優れているとの記載がある箇所、材料は以下の通りである。</p> <p>① 蒸気発生器</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 給水リング</li> <li>b) Jチューブ</li> <li>c) 給水入口管台</li> <li>d) 蒸気出口管台</li> <li>e) 2次側胴</li> <li>f) 気水分離器</li> </ul> <p>② 高圧タービン</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>車軸</li> </ul> <p>③ 低圧タービン</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>車軸</li> </ul> <p>ただし、上記の部位のうち、蒸気発生器の2次側胴に使用されている材料はクロムを含んでおらず、炭素鋼に対する流れ加速型腐食に対する優位性は小さい材料である。</p> <p>これらの部位の流れ加速型腐食に対する健全性を以下に示す。</p> <p>① 蒸気発生器</p> <p>蒸気発生器2次側の各部位については、内部構成品の目視確認を実施しており、可視可能範囲は定期的 [ ] に健全であることを確認している。（添付-1）</p> <p>また、給水リング内部、給水入口管台内部はH23年に高浜2号炉（取替後の供用期間が高浜1号炉より長い）に対して目視点検を実施しており、腐食などの劣化がないことを確認している。（添付-2）</p> <p>蒸気出口管台は内部に690系ニッケル基合金製のフローリストリク</p>

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。

タベンチュリーが取り付けられていることから流れ加速型腐食発生の可能性は小さいと考えている。

なお、給水リング、Jチューブ、気水分離器（Jチューブからの給水が当たる部分）に用いられている材料はクロム等の含有量が多いことから、材質的にも流れ加速型腐食発生の可能性は小さいと考えている。

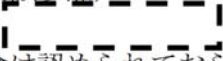
（参考文献参照）

2次側胴については、蒸気流速が炭素鋼部位も含めた他の2次側構成品と同等の条件であることから流れ加速型腐食の発生が想定される部位ではなく、炭素鋼と同等の耐食性能の材料を使用していることに問題はない。

従って、今後も同様な保全を継続することで機器の健全性を維持することができる。

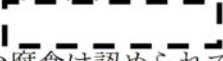
## ② 高圧タービン

高圧タービンの車軸は湿り蒸気雰囲気で使用しており、流れ加速型腐食発生の懸念があるが、車軸はクロム等の含有量の多い材料を使用していることから、材質的にも流れ加速型腐食発生の可能性は小さいと考えている。（参考文献参照）

また、定期的  に目視確認を実施しており（添付-3）、有意な腐食は認められておらず、今後傾向が変化する要因は考えがたいことから健全性に問題はないと考えている。

## ③ 低圧タービン

低圧タービンの車軸は湿り蒸気雰囲気で使用しており、流れ加速型腐食発生の懸念があるが、車軸はクロム等の含有量の多い材料を使用していることから、材質的にも流れ加速型腐食発生の可能性は小さいと考えている。（参考文献参照）

また、定期的  に目視確認を実施しており（添付-3、4）、有意な腐食は認められておらず、今後傾向が変化する要因は考えがたいことから健全性に問題はないと考えている。

参考文献：発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格（2005年版）（増訂版） 参考資料 2. 流れ加速型腐食

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。





記録No.2-1

## KTN-1 蒸気発生器二次側内部点検記録

\*異常なし→良 記入後サイン  
 \*異常あり→別紙にて報告すること。

点検箇所	1. 湿分分離器 (湿分分離器の点検部位を目視にて確認する)							
点検部位	点検項目	S/G	点検月日	点検者	点検結果	品管	関電	備考
①ペーン押え ボルト本体	ボルト脱落有無 の確認	A	H21.9.28	[Redacted]	良	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
		B	H21.9.29		良			
		C	H21.9.28		良			
②ペーン押え ボルトの取 付け溶接部	押えボルト溶接 部割れ有無の 確認	A	H21.9.28		良			
		B	H21.9.29		良			
		C	H21.9.28		良			
③ドレン管取 付け溶接つ け根部	腐食有無の確認	A	H21.9.28		良			
		B	H21.9.29		良			
		C	H21.9.28		良			
④多孔板	スラッジの固着 有無の確認	A	H21.9.28	良				
		B	H21.9.29	良				
		C	H21.9.28	良				



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。

記録No.2-2

KTN-1 蒸気発生器二次側内部点検記録

\*異常なし→良 記入後サイン  
\*異常あり→別紙にて報告すること。

点検箇所		2. デッキプレート (デッキプレートの点検部位について目視にて確認する)						
点検部位	点検項目	S/G	点検月日	点検者	点検結果	品管	関電	備考
①スカート溶接部 邪魔板	スカート溶接部 割れ有無の確認	A	H21.9.28	[Redacted]	良	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
		B	H21.9.29		良			
		C	H21.9.28		良			
②マンホール蓋用 取付けボルト(3ヶ所)	取付けボルト 脱落有無の確認	A	H21.9.28		良			
		B	H21.9.29		良			
		C	H21.9.28		良			
③マンホール蓋用 取付けボルト溶接部(3ヶ所)	取付けボルト溶接部 割れ有無の確認	A	H21.9.28		良			
		B	H21.9.29		良			
		C	H21.9.28		良			
④デッキプレート 上面全域及び水位計 圧力検出取出管内部	スラッジの固着有無の確認 スケール等異物による閉塞の有無の確認	A	H21.9.28	良				
		B	H21.9.29	良				
		C	H21.9.28	良				
⑤デッキプレート ドレン管プレートの溶接部	ドレン管取付けプレート溶接部 割れ有無の確認 スラコレ注入管及び排水 管の位置決め溶接部割れ有無の確認	A	H21.9.28	良				
		B	H21.9.29	良				
		C	H21.9.28	良				

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。

記録No.2-3

KTN-1 蒸気発生器二次側内部点検記録

\*異常なし→良 記入後サイン  
 \*異常あり→別紙にて報告すること。

点検箇所	3. オリフィスリング (オリフィスリング (3ヶ所), の点検部位について目視にて確認する)							
点検部位	点検項目	S/G	点検月日	点検者	点検結果	品管	関電	備考
①オリフィスリング (3ヶ所)	オリフィスリング取付け溶接部割れ有無の確認	A	H21.9.28		良			
		B	H21.9.29		良			
		C	H21.9.28		良			



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。

記録No. 2-4

KTN-1 蒸気発生器二次側内部点検記録

\*異常なし→良 記入後サイン  
 \*異常あり→別紙にて報告すること。

点検箇所	4. スワールペーン (スワールペーン (3ヶ所) の点検部位について目視にて確認する)							
点検部位	点検項目	S/G	点検月日	点検者	点検結果	品管	関電	備考
①スワールペーン (3ヶ所)	スワールペーン 羽根溶接部割れ 有無の確認	A	H21.9.28		良			
		B	H21.9.29		良			
		C	H21.9.28		良			



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。

記録No.2-5

KTN-1 蒸気発生器二次側内部点検記録

\*異常なし→良 記入後サイン  
\*異常あり→別紙にて報告すること。

点検箇所	5. その他の部位 (二次側マンホール(2ヶ所)の点検部位について目視にて確認する)							
点検部位	点検項目	S/G	点検月日	点検者	点検結果	品管	関電	備考
①マンホールシート面	マンホールシート面の有害な傷の有無確認	A	H21.9.28		良			
		B	H21.9.29		良			
		C	H21.9.28		良			
②マンホールリガメント部	リガメント部の有害な傷の有無確認	A	H21.9.28		良			
		B	H21.9.29		良			
		C	H21.9.28		良			
③マンホール蓋シート面	マンホール蓋シート面の有害な傷の有無確認	A	H21.9.28		良			
		B	H21.9.29		良			
		C	H21.9.28		良			

点検箇所	5. その他の部位 (管板部検査穴(4ヶ所)の点検部位について目視にて確認する)							
点検部位	点検項目	S/G	点検月日	点検者	点検結果	品管	関電	備考
①検査穴シート面	検査穴シート面の有害な傷の有無確認	A	H21.10.12		良			
		B	H21.10.16		良			
		C	H21.10.4		良			
②検査穴リガメント部	リガメント部の有害な傷の有無確認	A	H21.10.12		良			
		B	H21.10.16		良			
		C	H21.10.4		良			
③検査穴用スリーブシート面	検査穴用スリーブシート面の有害な傷の有無確認	A	H21.10.12		良			
		B	H21.10.16		良			
		C	H21.10.4		良			

点検箇所	5. その他の部位 (水位計圧力検出取出管(5ヶ所)内面の点検部位について目視にて確認する)							
点検部位	点検項目	S/G	点検月日	点検者	点検結果	品管	関電	備考
水位計圧力検出取出管内面	水位計圧力検出取出管内面のスケール等の異物による閉塞の有無確認	A	H21.9.28		良			
		B	H21.9.29		良			
		C	H21.9.28		良			



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。

高浜2号機 第27回定検  
蒸気発生器2次側構造物保全計画策定に向けた調査(取替SG) 報告書抜粋

#### 4. 調査結果

##### 4.1 給水内管

給水内管の内表面を全周に渡って目視調査した結果、有意な腐食・傷・変形は認められなかった。全周調査したうちの代表撮影写真を図4-1-1～図4-1-7に示す。

なお、高浜2号機の給水内管はCr-Mo鋼製であるため、基本的には経年劣化が想定される箇所ではないが、今回材質改善による対策の効果を確認する目的で供用期間の長い高浜2号機を代表プラントとして調査を実施したものである。今回の調査にて現時点(SGR後12.5万時間経過時点)で顕著な減肉傾向がないことを確認したことにより、改めてCr-Mo鋼製給水内管においては流れ加速型腐食(FAC)による減肉を経年劣化モードとして想定する必要性が小さいことが示された。

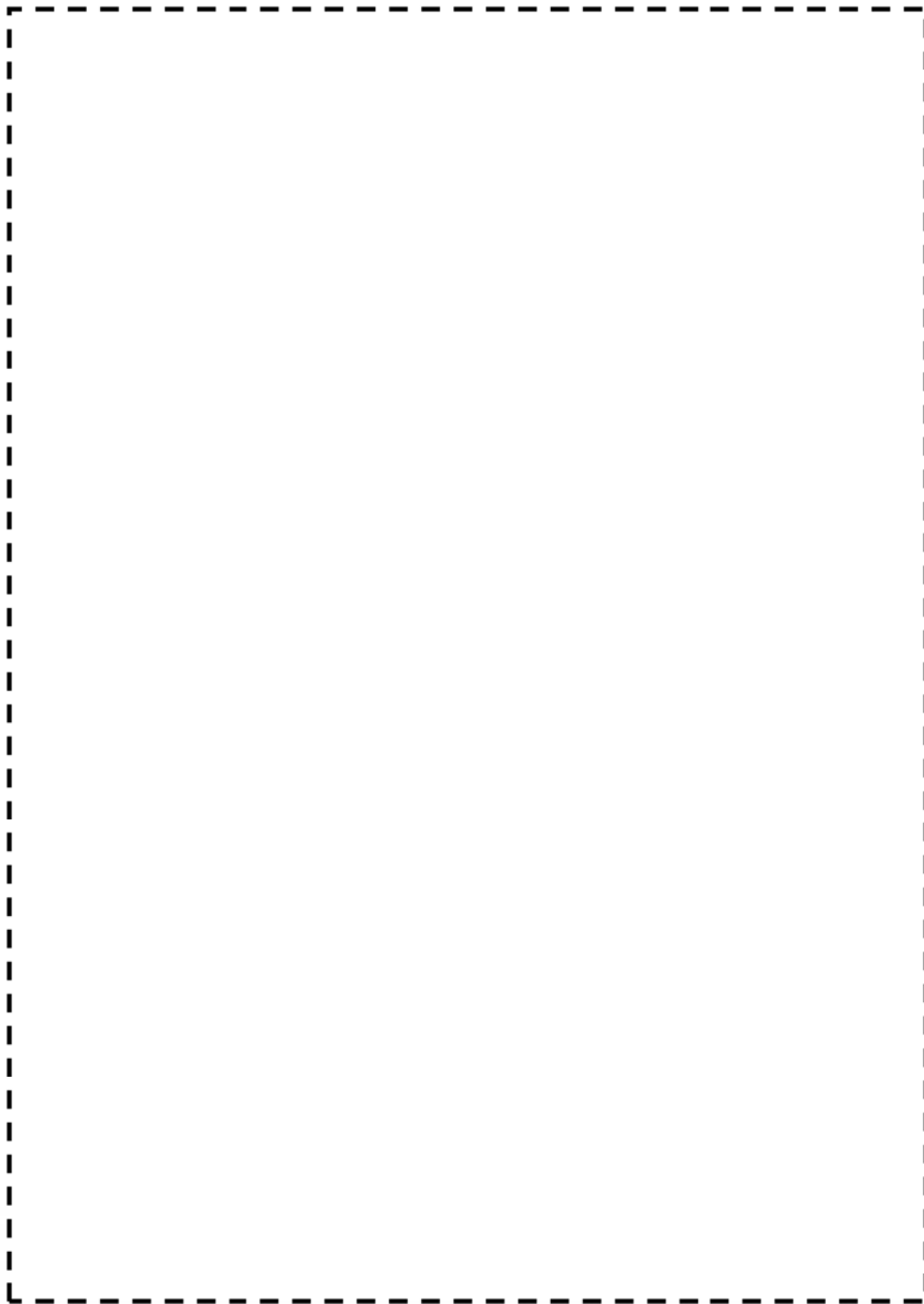


図 4-1-1 給水内管の目視調査結果 (J チューブ No.2~4 付近)

18

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。

#### 4.2 給水内管サーマルスリーブ

給水内管サーマルスリーブ内面先端部を目視調査した結果、有意な腐食・傷・変形は認められなかった。また、給水管台とサーマルスリーブ外面の隙間（サーマルスリーブ外面のスペーサ4箇所周辺）についても、目視調査した結果、有意な腐食・傷・変形は認められなかった。給水内管サーマルスリーブ内面先端部の撮影写真を図4-2-1、サーマルスリーブ外面のスペーサの撮影写真を図4-2-2に示す。

なお、高浜2号機の給水内管サーマルスリーブはCr-Mo鋼製であるため、基本的には経年劣化が想定される箇所ではないが、今回材質改善による対策の効果を確認する目的で供用期間の長い高浜2号機を代表プラントとして調査を実施したものである。今回の調査にて現時点（SGR後12.5万時間経過時点）で顕著な減肉傾向がないことを確認したことにより、改めてCr-Mo鋼製給水内管サーマルスリーブにおいては流れ加速型腐食（FAC）による減肉を経年劣化モードとして想定する必要性が小さいことが示された。



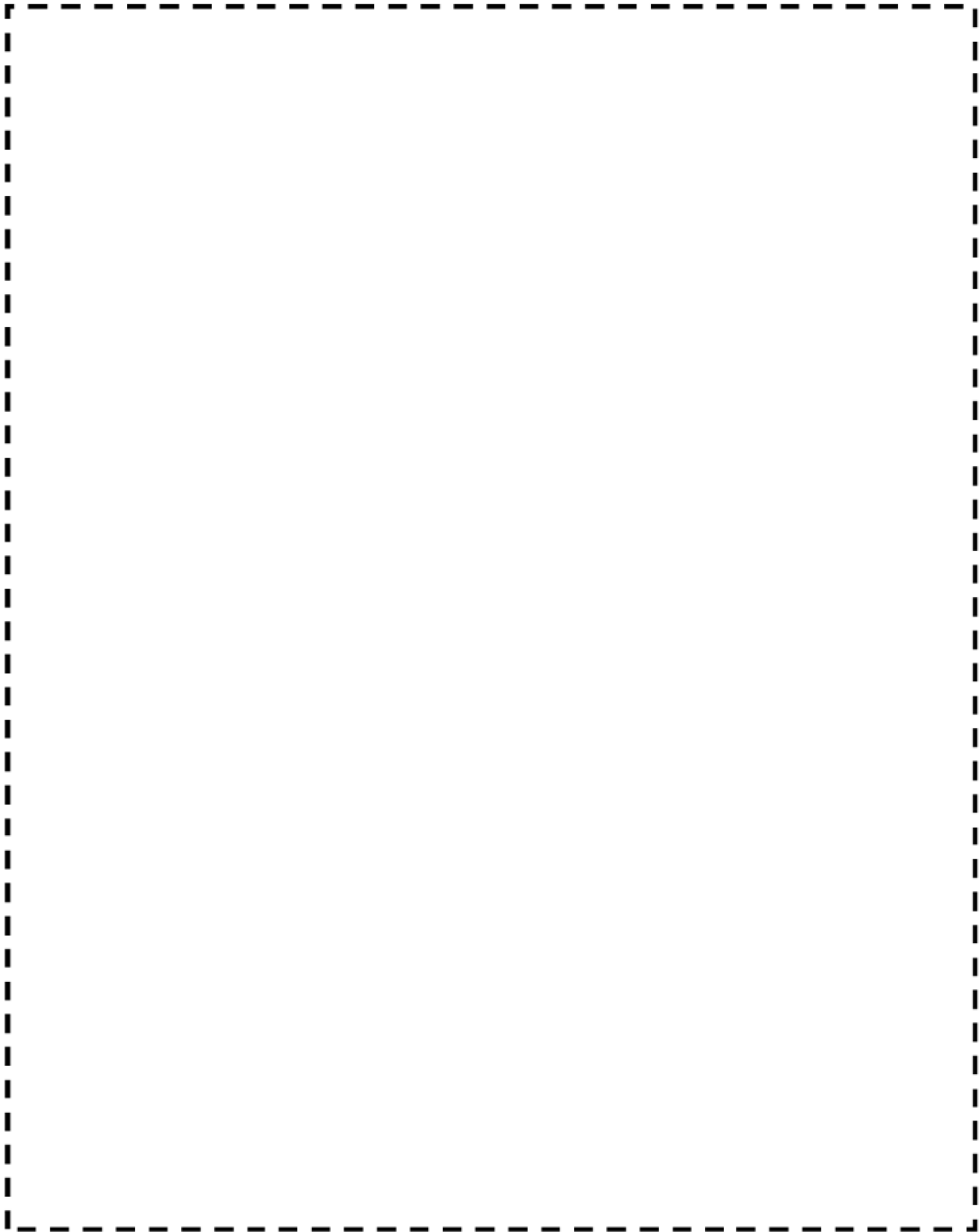
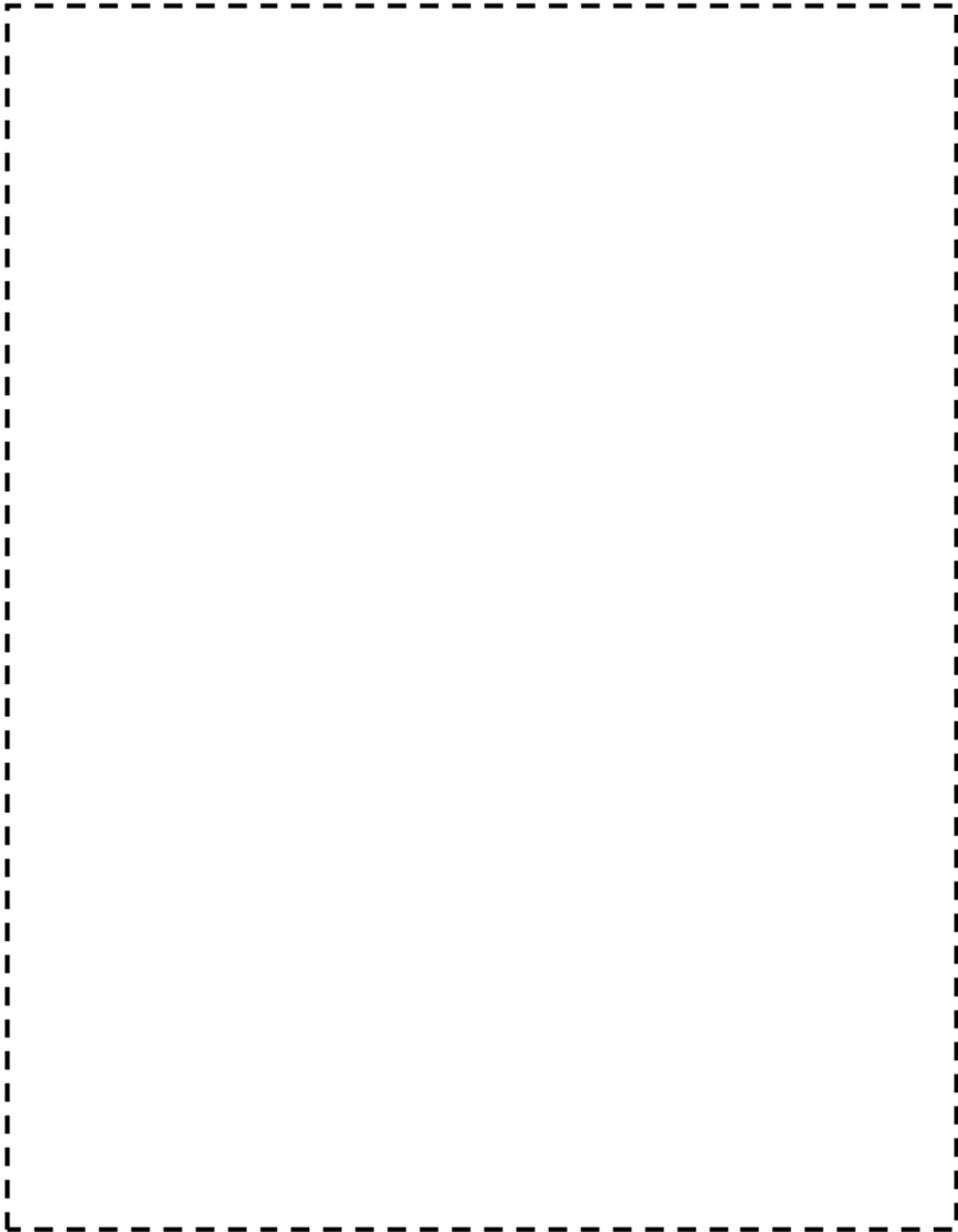


図 4-2-1 給水内管サーマルスリーブ内面の目視調査結果

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。



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。

資料室管理番号  
1-2001-25T001

Aクラス

課長 係長 班長 係  
関電

1.2u  
運電統括長

機械技術  
アドバイザー

関西電力(株)高浜発電所1号機

第 25 回

工事件名 タービン主機定期点検工事

(タービン主機定期点検検査工事)

工事コード 071P007382M500

統括報告書

(兼定期点検工事記録)

定検管理委託会社  
課長 受託責任者 定検管理員  
審査

作成認可・確認  
タービン主機定期点検検査工事  
作業所所長 技術指導員

作成認可欄	[Redacted]						作成 平成 20年 8月 12日 図面番号 PB3-2-1904R	原紙保管 [Redacted]
	作業所所長	作業責任者	品管	安全	異物	放管		
	課長	係長	担当	作成	照査			
配付先	関電	控						
	1	1	1	1				

(立は立会、記は記録確認を示す)

関西電力 (定検管理員)	技術指導員	品 管	作 責
(立・記)	(5/26) (立)・記	(5/26) (立)・記	(5/26) (立)・記

目 視 検 査 記 録

プラント名	高浜発電所 第1号機	工事件名	タービン主機定期点検工事
品 名	高圧車軸	個 数	1車軸
実 施 日	平成 20 年 5 月 26 日	検査員 (評価者)	
判 定 基 準	表面に機能・性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗がないこと。		
判 定 結 果	<input checked="" type="checkbox"/> 合格		
	<input type="checkbox"/> 不合格 (状況: )		
処 置	<input checked="" type="checkbox"/> 無		
	<input type="checkbox"/> 有 (処置内容: )		
備考			

(立は立会、記は記録確認を示す)

関西電力 (定検管理員)	技術指導員	品管	作業
(立・記)	(5/26) (立)・記	(5/26) (立)・記	(5/26) (立)・記

## 目視検査記録

プラント名	高浜発電所 第1号機	工事件名	タービン主機定期点検工事
品名	第2 低圧車軸	個数	1 車軸
実施日	平成 20 年 5 月 26 日	検査員 (評価者)	
判定基準	表面に機能・性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗がないこと。		
判定結果	<input checked="" type="checkbox"/> 合格		
	<input type="checkbox"/> 不合格 (状況: )		
処置	<input checked="" type="checkbox"/> 無		
	<input type="checkbox"/> 有 (処置内容: )		
備考			

1.2u 通常統括係	機 械 技 術 ア ド バ イ ザ ー	保 全 指 針 変 更 要 否 検 討 内 容 保 全 計 画 課 確 認	課 長	Aクラス 班 長 係												
<p>関西電力(株)高浜発電所1号機</p> <table border="1" style="margin: auto;"> <tr> <td style="padding: 2px;">資料室管理番号</td> <td style="padding: 2px;">1-2001-26T001</td> </tr> </table> <p style="text-align: center; font-size: 1.2em;">第 26 回</p> <p style="text-align: center; font-size: 1.1em;">工 事 件 名 <u>タービン主機定期点検工事</u></p> <p style="text-align: center; font-size: 1.0em;">(タービン主機定期点検検査工事)</p> <table border="1" style="margin: auto; width: 50%;"> <tr> <td style="padding: 2px;">工事コード</td> <td style="padding: 2px;">091P003968M500</td> </tr> </table> <p style="text-align: center; font-size: 1.5em; font-weight: bold;">統 括 報 告 書</p> <p style="text-align: center; font-size: 1.0em;">(兼定期点検工事記録)</p> <table style="width: 100%; margin-top: 10px;"> <tr> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td rowspan="2" style="width: 20px; text-align: center; vertical-align: middle;">確 認</td> <td style="padding: 2px;">定検等管理委託会社</td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;">課 長 受託責任者 定検管理員</td> </tr> </table> </td> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td rowspan="2" style="width: 20px; text-align: center; vertical-align: middle;">作 成 認 可 ・ 確 認</td> <td style="padding: 2px;">タービン主機定期点検検査工事</td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;">現場代理人 技術指導</td> </tr> </table> </td> </tr> </table>					資料室管理番号	1-2001-26T001	工事コード	091P003968M500	<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td rowspan="2" style="width: 20px; text-align: center; vertical-align: middle;">確 認</td> <td style="padding: 2px;">定検等管理委託会社</td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;">課 長 受託責任者 定検管理員</td> </tr> </table>	確 認	定検等管理委託会社	課 長 受託責任者 定検管理員	<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td rowspan="2" style="width: 20px; text-align: center; vertical-align: middle;">作 成 認 可 ・ 確 認</td> <td style="padding: 2px;">タービン主機定期点検検査工事</td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;">現場代理人 技術指導</td> </tr> </table>	作 成 認 可 ・ 確 認	タービン主機定期点検検査工事	現場代理人 技術指導
資料室管理番号	1-2001-26T001															
工事コード	091P003968M500															
<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td rowspan="2" style="width: 20px; text-align: center; vertical-align: middle;">確 認</td> <td style="padding: 2px;">定検等管理委託会社</td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;">課 長 受託責任者 定検管理員</td> </tr> </table>	確 認	定検等管理委託会社	課 長 受託責任者 定検管理員	<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td rowspan="2" style="width: 20px; text-align: center; vertical-align: middle;">作 成 認 可 ・ 確 認</td> <td style="padding: 2px;">タービン主機定期点検検査工事</td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;">現場代理人 技術指導</td> </tr> </table>	作 成 認 可 ・ 確 認	タービン主機定期点検検査工事	現場代理人 技術指導									
確 認		定検等管理委託会社														
	課 長 受託責任者 定検管理員															
作 成 認 可 ・ 確 認	タービン主機定期点検検査工事															
	現場代理人 技術指導															
発行																
作 成 認 可 欄	現場代理人	作業責任者	品 管	安 全	異 物	放 管										
	課 長	係 長	担 当	作 成	照 査											
	[Redacted]															
配 付 先	関 西 電 力	控	作 成 平成 21年 12月 7日			原紙保管										
	1	1	1	1	図面番号 <b>PB3-2-1102R</b> R 0											

確 認			
設備(点検)手 <small>(点検・記録)</small>	技術指導員 <small>(点検・記録)</small>	品 管 作 業 <small>(点検・記録)</small>	作 業 <small>(点検・記録)</small>

目 視 検 査 記 録

プラント名	高浜発電所 第1号機	工事件名	タービン主機定期点検工事
品 名	第1 低圧車軸	個 数	1 車軸
実 施 日	平成 21 年 10 月 8 日	検査員 (評価者)	
判定基準	表面に機能・性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗がないこと。		
判定結果	<input checked="" type="checkbox"/> 合格		
	<input type="checkbox"/> 不合格 (状況: )		
処 置	<input checked="" type="checkbox"/> 無		
	<input type="checkbox"/> 有 (処置内容: )		
備考			

098

確 認			
製造・検査 <small>(立会・記録確認)</small>	技術指導員 <small>(立会・記録確認)</small>	品 管 <small>(立会・記録確認)</small>	作 査 <small>(立会・記録確認)</small>

目 視 検 査 記 録

プラント名	高浜発電所 第1号機	工事件名	タービン主機定期点検工事
品 名	第3 低圧車軸	個 数	1 車軸
実 施 日	平成 21 年 10 月 8 日	検査員 (評価者)	
判定基準	表面に機能・性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗がないこと。		
判定結果	<input checked="" type="checkbox"/> 合格		
	<input type="checkbox"/> 不合格 (状況: )		
処 置	<input checked="" type="checkbox"/> 無		
	<input type="checkbox"/> 有 (処置内容: )		
備考			

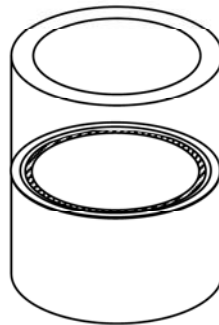
299





【評価条件】

- ・溶接タイプ（残留応力）：[ ]
- ・機械及び熱応力：通常運転時の応力  
(解析モデルには機械荷重（炉心そう断面作用荷重：約 [ ] kN、炉心そう内外差圧：[ ] MPa）と熱伝導解析で求めた炉心そうの温度分布を設定)
- ・地震による応力：S<sub>s</sub>地震動による応力（約 [ ] MPa）
- ・想定き裂形状：溶接線中心（内面）に全周き裂  
(下図にき裂のイメージを示す)
- ・炉心そう形状：板厚 [ ] mm、内径φ [ ] mm

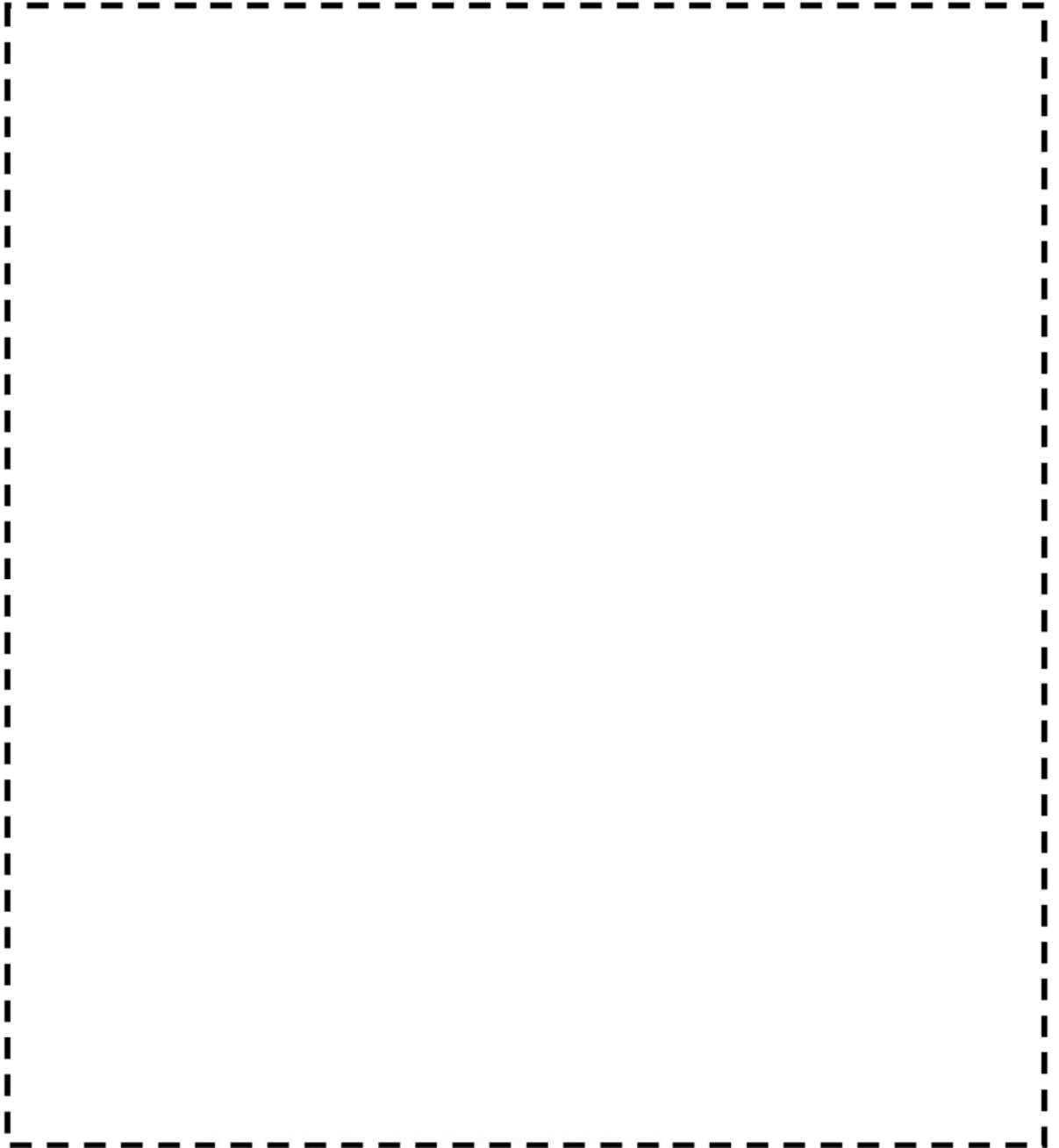


想定き裂のイメージ  
(斜線部分)

【評価結果】

評価条件の応力状態における炉心そうに対し、き裂深さをパラメータとして応力拡大係数Kを算出した結果、応力拡大係数Kは最大値約 [ ] MPa√m となり、破壊靱性値K<sub>IC</sub>：51 MPa√m に対して十分小さい値であった。以上の結果から、仮に炉心そう溶接部にき裂が生じても不安定破壊は起こらないと考えられる。

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。



高浜 1 号炉 炉心そう可視範囲概要

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。

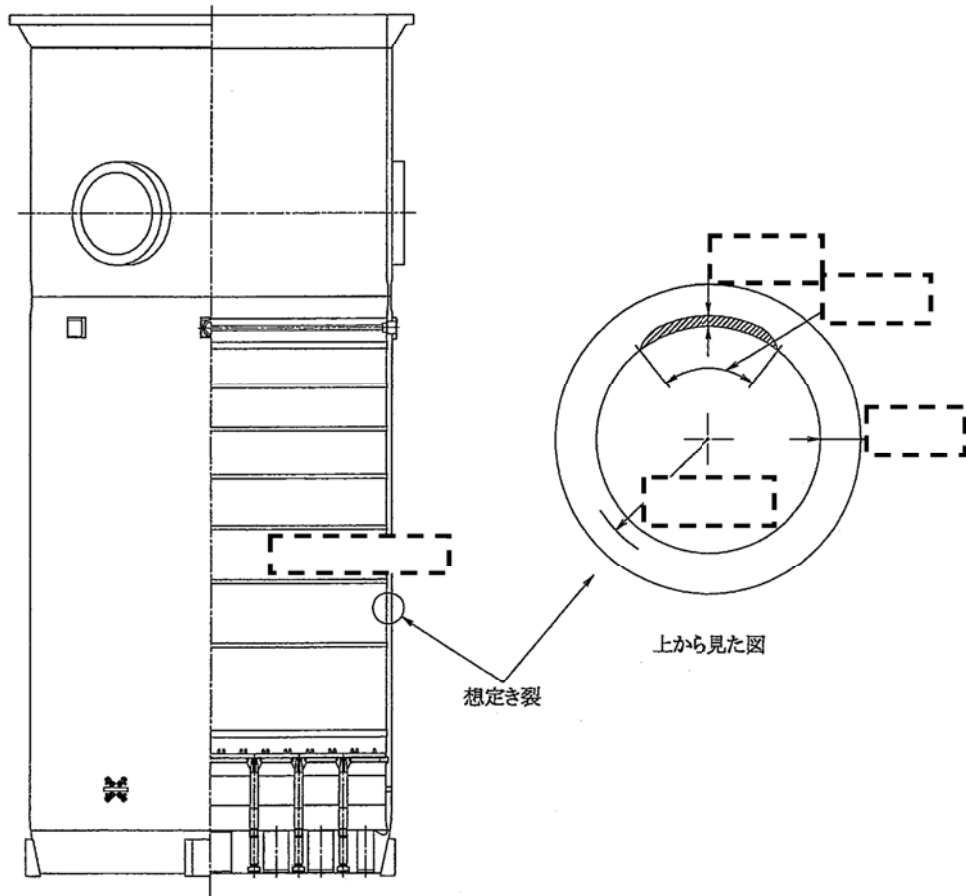


図1 高浜1号炉 中性子照射による靱性低下に対する炉心そうの想定き裂

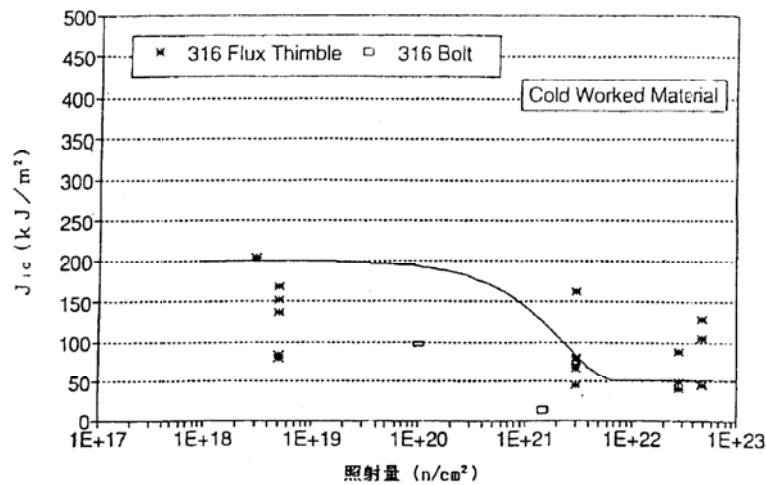


図2 破壊靱性値 $J_{1c}$ と照射量の関係

[出典：発電設備技術検査協会「プラント長寿命化技術開発」報告書]

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。

<p>タイトル</p>	<p>30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価におけるケーシング吐出ノズルの疲労累積係数の相違について</p>										
<p>説明</p>	<p>表1 1次冷却材ポンプケーシング吐出ノズル疲労評価結果の相違</p> <table border="1" data-bbox="454 492 1300 705"> <thead> <tr> <th rowspan="2">機器・設備</th> <th rowspan="2">部位</th> <th colspan="2">60年時点の予測値</th> </tr> <tr> <th>30年目評価</th> <th>40年目評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材ポンプ</td> <td>ケーシング吐出ノズル</td> <td>0.263</td> <td>0.022</td> </tr> </tbody> </table> <p>表1のように、高浜1号機の1次冷却材ポンプケーシング吐出ノズルの疲労評価結果については、40年目評価（以下「PLM40」という。）の予測値が30年目評価（以下「PLM30」という。）の予測値で相違がある。相違が生じた大きな理由として「応力割増係数<math>K_e</math>の算出式の変更」が挙げられる。</p> <p>PLM40の適用基準は「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第1編軽水炉規格」（JSME S NC-1 2005/2007）であるのに対し、PLM30の適用基準は「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（通商産業省告示501号）であるため、応力割増係数<math>K_e</math>の算出式が変更となっている。</p> <p>(1) PLM30での応力割増係数<math>K_e</math>の算出過程</p> <p>まず、PLM30での<math>K_e</math>算出式を示す。「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」により<math>K_e</math>は、次式で表される。添付1にPLM30での吐出ノズルの疲労評価結果および評価点を示す。</p> $K_e = 1 + \frac{1-n}{n(m-1)} \left( \frac{S_n}{3S_m} - 1 \right) \quad (\text{※} S_n > 3S_m \text{のとき})$ <p> <math>S_n</math>: 一次+二次応力強さのサイクルにおける極大値と極小値の差  <math>S_m</math>: 設計応力強さ  <math>m</math>: 材料の種類に応じ定められた定数（添付3参照）  <math>n</math>: 材料の種類に応じ定められた定数（添付3参照）     </p> <p>例として表1のPLM30における予測値を示した評価点の、繰り返しピーク応力強さ最大の場合の<math>K_e</math>計算過程を示す。（添付1および添付3参照）</p> $K_e = 1 + \frac{1-0.3}{0.3(1.7-1)} \left( \frac{1.7}{1} - 1 \right) = 1.7$ <p>(2) PLM40の<math>K_e</math>算出式を用いて、(1)の評価点の<math>K_e</math>を算出</p> <p>次にPLM40での<math>K_e</math>算出式を示す。「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第1編軽水炉規格」（JSME S NC-1 2005/2007）により、<math>K_e</math>は次式で表される。添付1にPLM40での吐出ノズルの疲労評価結果および評価点を示す。</p>	機器・設備	部位	60年時点の予測値		30年目評価	40年目評価	1次冷却材ポンプ	ケーシング吐出ノズル	0.263	0.022
機器・設備	部位			60年時点の予測値							
		30年目評価	40年目評価								
1次冷却材ポンプ	ケーシング吐出ノズル	0.263	0.022								

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。

$$Ke = 1 + (q-1) \left(1 - \frac{3Sm}{Sn}\right) \quad \left( \text{※ } K < B_0, \frac{Sn}{3Sm} \geq \frac{(q + \frac{A_0}{K} - 1) - \sqrt{(q - \frac{A_0}{K} - 1)^2 - 4A_0(q-1)}}{2A_0} \text{ のとき} \right)$$

- $Sn$ : 一次+二次応力強さのサイクルにおける極大値を極小値の差
- $Sm$ : 設計応力強さ
- $q$ : 材料の種類に応じ定められた定数 (添付 1 参照)
- $A_0$ : 材料の種類に応じ定められた定数 (添付 1 参照)
- $B_0$ : 材料の種類に応じ定められた定数 (添付 1 参照)
- $K$ :  $Sp/Sn$
- $Sp$ : ピーク応力強さのサイクルにおいてその極大値と極小値の差

この式を用いて、表 1 の PLM30 における予測値を示した評価点の、繰り返しピーク応力強さ最大の場合の  $Ke$  を算出する。

$$Ke = 1 + (3.1 - 1) \left(1 - \frac{3 \times 100}{1000}\right) = 1.71$$

PLM40 で用いた  $Ke$  算出式による  $Ke$  が、PLM30 で用いた  $Ke$  算出式による  $Ke$  よりも値が小さくなる。

同様に  $Ke$  を算出していき、PLM30 の評価について PLM40 の  $Ke$  算出式を用いて UF 値を算出した値を表 2 に示す。

表 2 PLM30 の  $Ke$  算出式を変更した場合の UF 値比較

PLM30 での UF 値	
告示 501 号による $Ke$ 算出式を用いた場合	JSME S NC-1 2005/2007 による $Ke$ 算出式を用いた場合
0.263	0.049

このように PLM40 の算出式を適用すると、PLM30 の算出式を適用したものより UF が小さくなるのが分かる。

以上のことから、PLM40 の予測値と PLM30 の予測値で相違が生じた大きな理由として「 $Ke$  の算出式の変更」が考えられる。

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。

高浜1号機 PLM30での一次冷却材ポンプ各評価点での一次+二次応力強さ

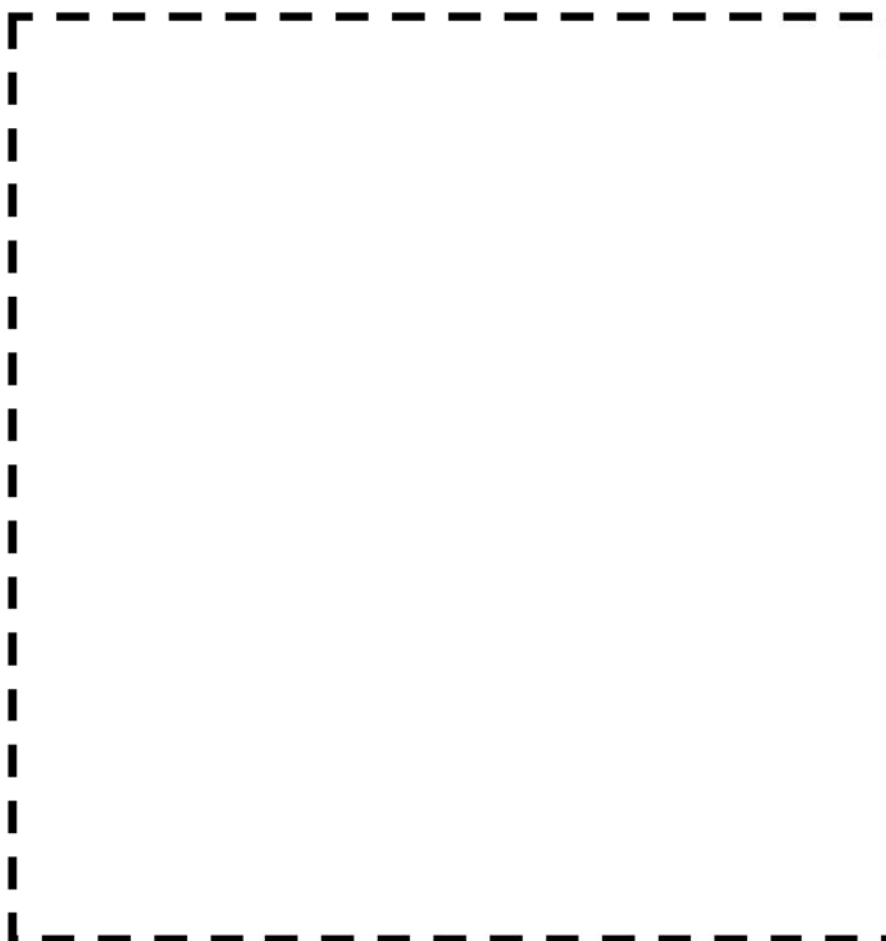
部 位	評価点	一次+二次応力強さ (N/mm <sup>2</sup> )		疲れ評価	
		PL+PB+Q	許容値	$\sum u_i$	許容値
吸込 ノズル					
吐出 ノズル					
脚部					1.0

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。

高浜1号機PLM30でのRCPケーシング吐出ノズルの疲労評価結果 (評価点: 13)

STRESS INTENSITY				NUMBER OF CYCLES		USAGE
MAXIMUM	MINIMUM	KE	ALT	N	N*	FACTOR
						TOTAL = 0.26263

⇒通常UF : 0.263



高浜1号機PLM30でのRCPケーシング評価点

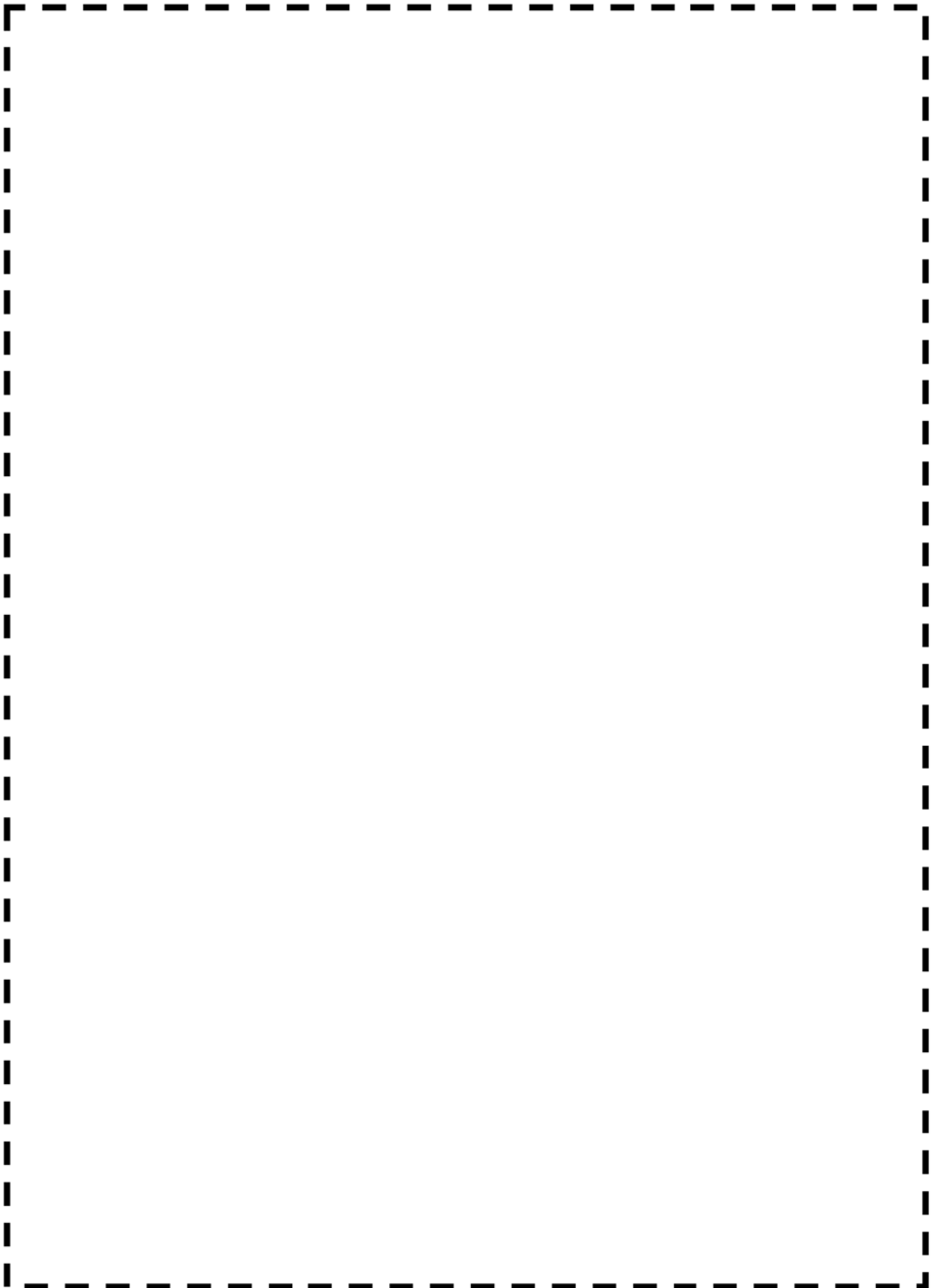
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



高浜 1 号機PLM40でのRCPケーシング吐出ノズルの疲労評価結果 (評価点 : 6003)

STRESS INTENSITY				NUMBER OF CYCLES		USAGE
MAXIMUM	MINIMUM	KE	ALT	N	N*	FACTOR
<div style="border: 2px dashed black; height: 400px; width: 100%;"></div>						
TOTAL =						0.02198
⇒通常UF :						0.022

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。



高浜1号機 PLM40でのRCPケーシング評価点

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。

応力割増係数 $K_e$ 算出式における、材料の種類に応じ定められた定数  
 (PLM30適用基準「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」より抜粋)

材 料 の 種 類	$m$	$n$	$A_0$
低 合 金 鋼	2.0	0.2	1.0
マルテンサイト系ステンレス鋼	2.0	0.2	1.0
炭 素 鋼	3.0	0.2	0.66
オーステナイト系ステンレス鋼	1.7	0.3	0.7
高ニッケル合金	1.7	0.3	0.7

(PLM40適用基準「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第1編軽水炉規格」より抜粋)

材 料 の 種 類	$q$	$A_0$	$B_0$
低 合 金 鋼	3.1	1.0	1.25
マルテンサイト系ステンレス鋼	3.1	1.0	1.25
炭 素 鋼	3.1	0.66	2.59
オーステナイト系ステンレス鋼	3.1	0.7	2.15
高ニッケル合金	3.1	0.7	2.15

タイトル	30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における給水入口管台及び管板廻りの疲労累積係数の相違について											
説明	<p>蒸気発生器の給水入口管台及び管板廻りの低サイクル疲労評価について、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 style="text-align: center;">表1 蒸気発生器疲労評価結果（疲労累積係数）の比較</p> <table border="1" data-bbox="507 640 1249 909"> <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>給水入口管台</td> <td>0.161 (0.694)</td> <td>0.073 (0.235)</td> </tr> <tr> <td>管板廻り</td> <td>0.418 (0.119)</td> <td>0.123 (0.099)</td> </tr> </tbody> </table> <p>上段は大気中の疲労累積係数（以下Uf値） （）内は接液環境中の疲労累積係数（以下Uen値）</p> <p>PLM30とPLM40で疲労累積係数に差異が生じている主な理由は以下のとおりである。</p> <p><b>【給水入口管台】</b> PLM30とPLM40で給水管台の構造は同一であるが、PLM30では各評価点の応力を不静定解析モデルを用いて評価しており、PLM40ではFEMを用いて応力を評価している。このためPLM30とPLM40では解析方法に差があるためUf値、Uen値に差が生じたものである。</p> <p><b>【管板廻り】</b> PLM30とPLM40で管板廻りの構造は同一であるが、PLM30では各評価点の応力を不静定解析モデルを用いて評価しており、PLM40ではFEMを用いて応力を評価している。このためPLM30とPLM40では解析方法に差があるためUf値、Uen値に差が生じたものである。</p> <p>PLM40では、解析技術の向上を踏まえて、最新の設計方法と同様に精度がより高い方法を用いて評価したものであり、適切な評価結果であると考えている。</p> <p>添付1に給水管台のPLM30とPLM40の評価の違いを示す。 添付2に管板廻りのPLM30とPLM40の評価の違いを示す。</p>	部位	60年時点の予測値		PLM30	PLM40	給水入口管台	0.161 (0.694)	0.073 (0.235)	管板廻り	0.418 (0.119)	0.123 (0.099)
部位	60年時点の予測値											
	PLM30	PLM40										
給水入口管台	0.161 (0.694)	0.073 (0.235)										
管板廻り	0.418 (0.119)	0.123 (0.099)										

蒸気発生器疲労評価におけるPLM30とPLM40の違いについて（給水管台）

#### 【大気中の疲労評価】

PLM30の給水入口管台の構造モデルを図1、PLM40の給水入口管台の構造モデルを図2に示す。PLM30では構造を単純幾何形状に分割し、境界面の不静定力を算出して各形状における応力を算出し、構造不連続部は応力集中係数を掛けてピーク応力を算出している。一方でPLM40では構造をFEMでモデル化して応力解析を実施しており、直接ピーク応力を算出している。このため応力解析結果が異なっている。

表2にPLM30とPLM40との類似評価点におけるUf値の比較を示す。

表2 各評価点におけるUf値の比較（給水管台）

PLM30		PLM40	
評価点	Uf	評価点	Uf
1		1	
2		2	
5		7	
6		8	
7		5	
11		9L	
		9C	
12		10L	
		10C	

赤字はUf最大となった評価点の値

Uf値で比較をすると、各評価点でばらつきはあるものの、大きな差異は生じておらず、応力解析方法の違いによるものと考えられる。

#### 【接液環境中の疲労評価】

給水入口管台の接液環境中の評価は、PLM30、PLM40ともに熱成層を考慮している。このため熱成層を考慮する過渡（冷水注入）に対しては3次元FEMモデルで評価を行っている。ただし、他の過渡については大気中の疲労評価と同じモデルで応力解析を行っている。

このため、大気中の疲労評価と同様に応力解析方法が異なる（PLM30は不静定法、PLM40はFEM）ことから、各評価点の応力が異なり、Uen値の差異が生じるものである。

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。



図1 PLM30における給水管台構造モデル

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。

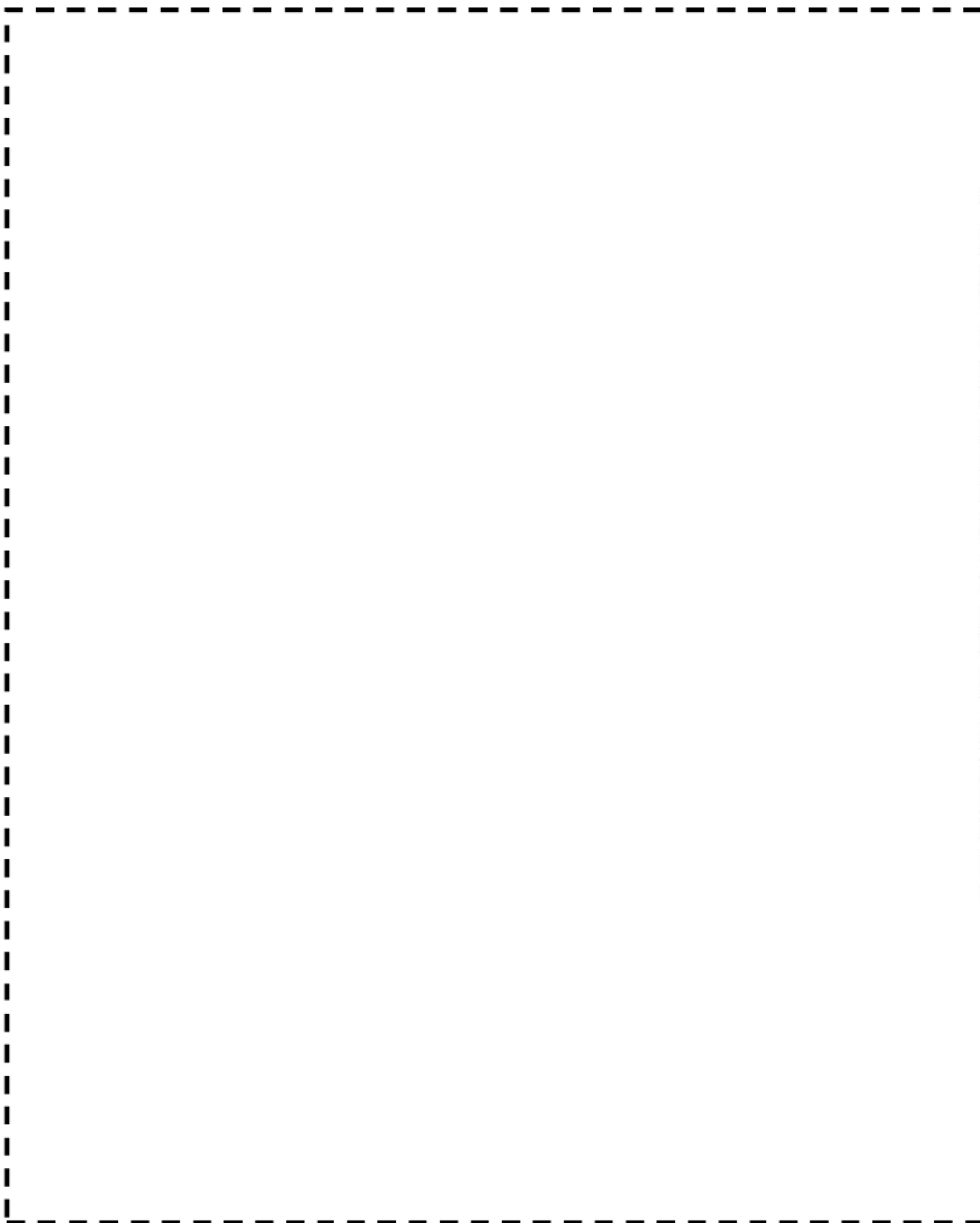


図2 PLM40における給水管台構造モデル

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。

蒸気発生器疲労評価におけるPLM30とPLM40の違いについて（管板廻り）

#### 【大気中の疲労評価】

PLM30の給水入口管台の構造モデルを図5、PLM40の給水入口管台の構造モデルを図6に示す。PLM30では構造を単純幾何形状に分割し、境界面の不静定力を算出して各形状における応力を算出し、構造不連続部は応力集中係数を掛けてピーク応力を算出している。一方でPLM40では構造をFEMでモデル化して応力解析を実施しており、直接ピーク応力を算出している。このため応力解析結果が異なっている。

表4にPLM30とPLM40との類似評価点におけるUf値の比較を示す。

表4 各評価点におけるUf値の比較（管板廻り）

PLM30		PLM40	
評価点	Uf	評価点	Uf
1		1	
2		2	
3		3	
4		4	
P1 R/R*=0.0		1 次側R/R*=0.0	
P1 R/R*=1.0		1 次側R/R*=1.0	
P2 R/R*=0.0		2 次側R/R*=0.0	
P2 R/R*=1.0		2 次側R/R*=1.0	

赤字はUf値が最大となった評価点のUf値

青字はUen値が最大となった評価点のUf値

Uf値で比較をすると、各評価点でばらつきはあるものの、大きな差異は生じておらず、応力解析方法の違いによるものと考えられる。

#### 【接液環境の疲労評価】

接液環境中の評価はPLM30、PLM40ともに同一の点（評価点1）が最大となっている。大気中の疲労累積係数と同様にモデルの違いにより応力が異なることから、Uen値もPLM40の方が少し小さい値となった。

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。



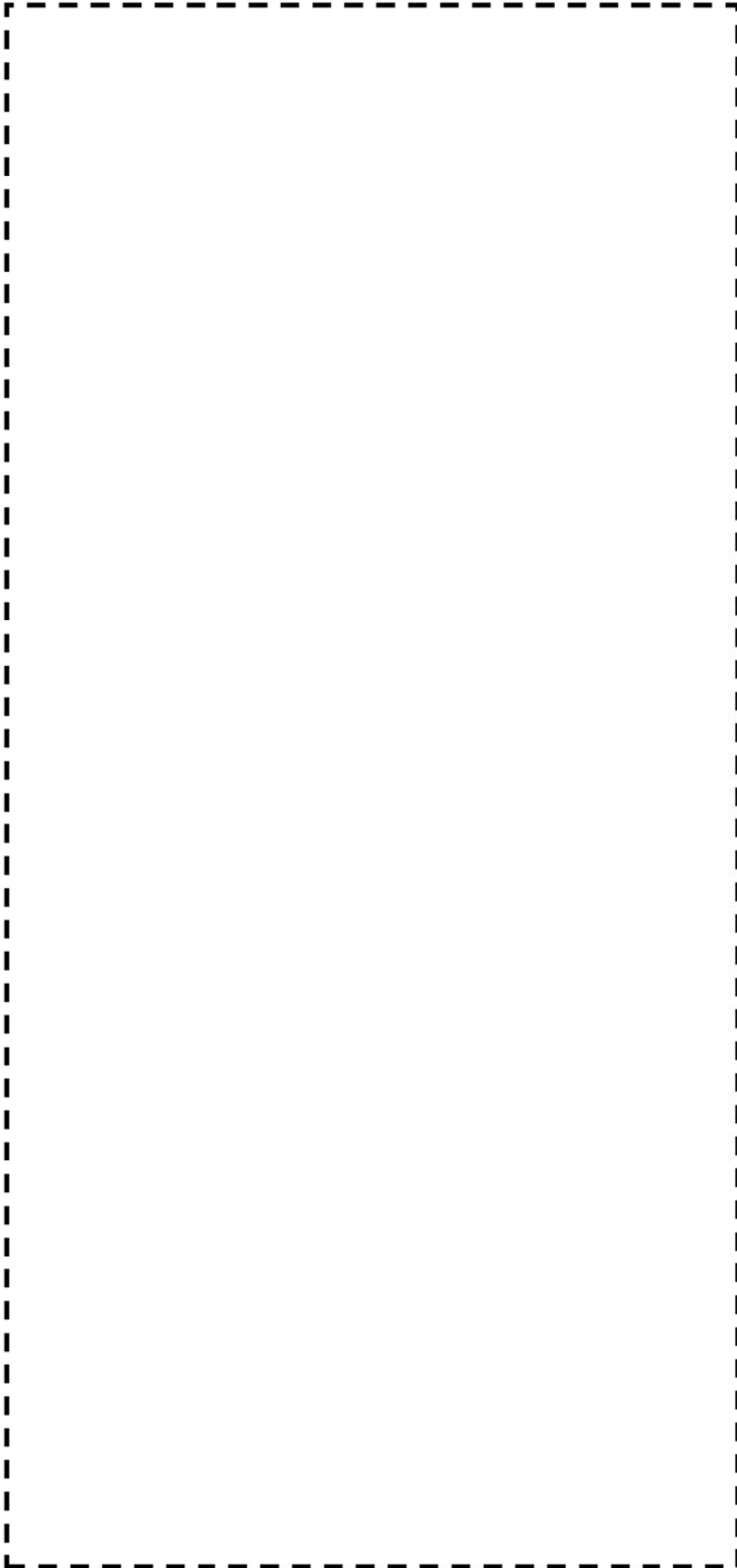


図5 PLM40における管板廻り構造モデル

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。

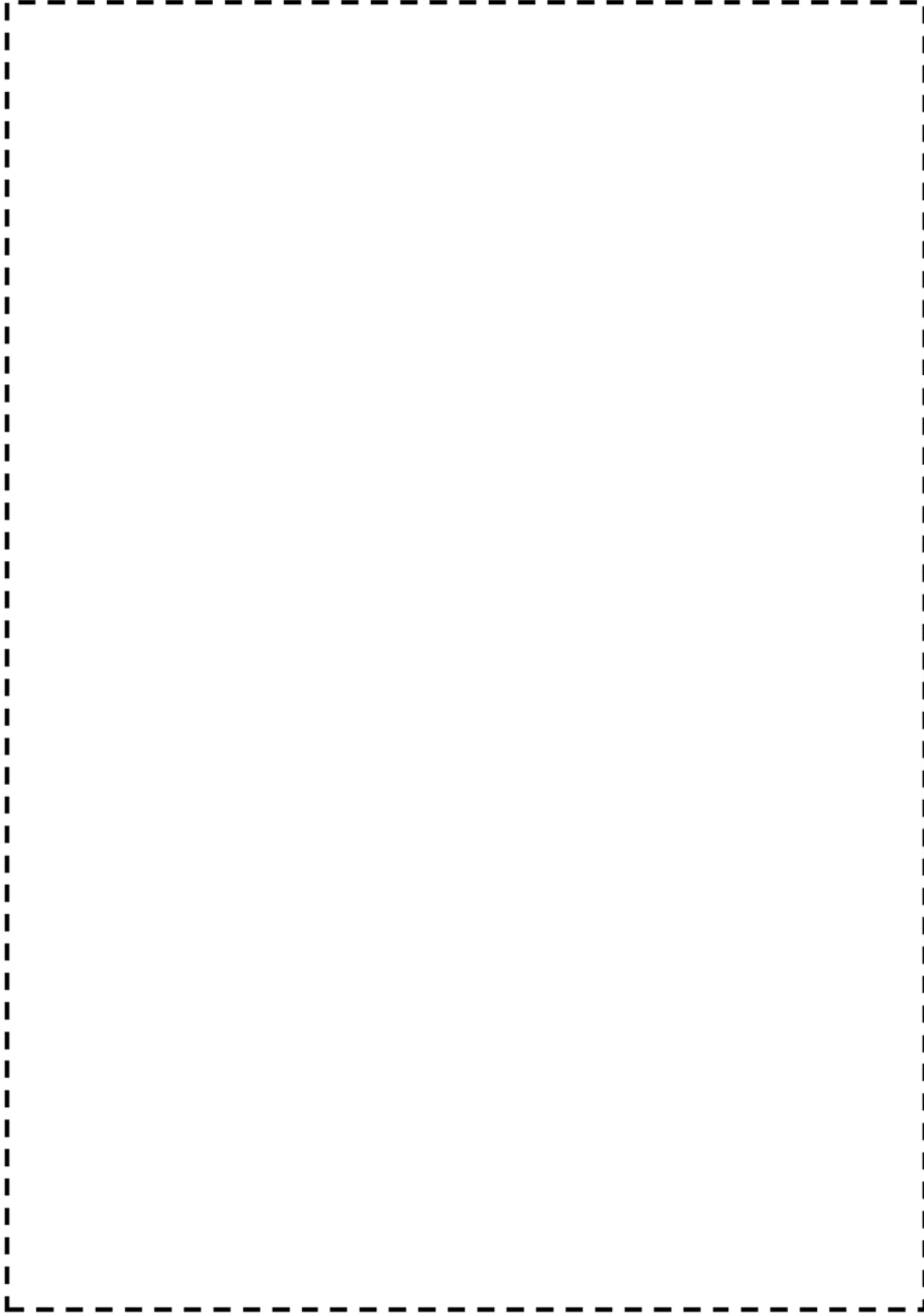


図6 PLM40における管板廻り構造モデル

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。

タイトル	30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価におけるスプレイライン用管台及びサージ用管台の疲労累積係数の相違について											
説明	<p>加圧器のスプレイライン用管台及びサージ用管台の低サイクル疲労評価について、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 style="text-align: center;">表1 加圧器疲労評価結果（疲労累積係数）の比較</p> <table border="1" data-bbox="507 645 1248 898"> <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>スプレイライン用管台</td> <td>0.015 (0.470)</td> <td>0.190 (0.019)</td> </tr> <tr> <td>サージ用管台</td> <td>0.043 (0.082)</td> <td>0.021 (0.051)</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>PLM30とPLM40で疲労累積係数に差異が生じている主な理由は以下のとおりである。</p> <p><b>【スプレイ管台（Uf値）】</b> 加圧器スプレイ管台には起動・停止時の固有の過渡として起動時の冷水注入、停止時の冷水注入を考慮しているが、想定する運転モードの違いでPLM30とPLM40では冷水注入時の温度差が異なっている。このためPLM30とPLM40では発生する応力に差があるためUf値の差が生じている。</p> <p><b>【スプレイ管台（Uen値）】</b> 加圧器スプレイ配管は第21回定検（H14年度）に改造を実施しており、PLM30では改造前は配管に熱成層の発生を考慮し、改造後は熱成層の発生を考慮していなかった。PLM40では改造後の配管で60年間の供用期間にわたって熱成層の発生を考慮し評価を行っている。このためPLM30とPLM40で考慮する応力、評価モデルに差があるためUen値に差が生じている。</p> <p><b>【サージ用管台】</b> 加圧器サージ用管台は、第27回定検（H22年度）に改造を実施しており、PLM30とPLM40で管台の評価モデルが異なっている。このため発生する応力が異なっていることからPLM30とPLM40のUf値、Uen値に差が生じているが、大きな差はなく同等であると考えている。</p> <p>PLM40では、最近の改造を踏まえた評価および、標準的な設計条件を適用してより保守的な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> <p>添付1にスプレイライン管台の疲労評価（Uf値）の比較を示す。 添付2にスプレイライン管台の環境疲労評価（Uen値）の比較を示す。</p>	部位	60年時点の予測値		PLM30	PLM40	スプレイライン用管台	0.015 (0.470)	0.190 (0.019)	サージ用管台	0.043 (0.082)	0.021 (0.051)
部位	60年時点の予測値											
	PLM30	PLM40										
スプレイライン用管台	0.015 (0.470)	0.190 (0.019)										
サージ用管台	0.043 (0.082)	0.021 (0.051)										

	<p>添付3にサージ用管台の疲労評価（Uf値）、環境疲労評価（Uen値）の比較を示す。</p>
--	---



表2 PLM40における疲労評価結果  
(Ufに対して支配的な過渡組合せ)

過渡組合せ	繰返しピーク 応力強さ(MPa)	Ke	繰返し回数	Uf

表3 PLM30における疲労評価結果  
(表2と同等の過渡組合せによるUf)

(改造前) ※

過渡組合せ	繰返しピーク 応力強さ(MPa)	Ke	繰返し回数	Uf

(改造後) ※

過渡組合せ	繰返しピーク 応力強さ(MPa)	Ke	繰返し回数	Uf

※ PLM30の評価では、第21回定検（H14年度）実施のスプレイライン改造前、改造後に分けて評価している。

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。

加圧器スプレイ管台の環境疲労評価 (PLM30とPLM40との比較)

加圧器スプレイ管台の環境疲労評価においては、PLM30とPLM40でUenが最大となる点は同じであり、大気中の疲労評価最大点と同等の部位の評価を実施している。

しかしながら、表1に示すようにUen値が大きく異なっている。

この差は繰返しピーク応力強さの違いが影響しているが、加圧器スプレイ配管の形状に差があることが原因である。

加圧器スプレイ管台の環境疲労評価では、PLM30、PLM40ともに熱成層の影響を考慮して熱成層が発生する範囲の配管を含めた3次元FEMモデルを使って評価を行っている。(ただしPLM30では改造後は熱成層が発生しないとしており、2次元FEMである)

加圧器スプレイ配管は第21回定検(H14年度)に改造工事を実施しているが、PLM30では配管改造前と改造後に分けて評価を実施しており、Uen値が高いのは配管改造前の評価によるものである。

図2に改造前の加圧器スプレイ配管(熱成層考慮部位)、図3に改造後の加圧器スプレイ配管(熱成層考慮部位)の形状を示すが、改造前は熱成層を考慮する配管の水平距離が長く、加圧器管台への垂直配管の長さが短い。このため、改造前の配管では熱成層による過渡が発生した場合の熱変位に伴う加圧器管台への曲げ、捻りが比較的大きく作用することになる。改造によって熱成層を考慮する範囲の配管の水平長さが短くなり、垂直管長さが長くなったことで応力が大きく緩和されたものである。

このため、熱成層を考慮する過渡との組合せにおいてUenが低減し、合計Uenの差異につながっているものである。

表4 PLM30における疲労評価結果  
(改造前) (Ufに対して支配的な過渡組合せ)

過渡組合せ	繰返しピーク 応力強さ (MPa)	Ke	繰返し 回数	Uf	Fen	Uen
(改造前)						
(改造後)						

※ 改造後は参考として改造前の支配的な過渡と同等の組合せを示す。改造前後でUf, Uenが大幅に下がったことを示すものである。

表5 PLM40における疲労評価結果  
(表4と同等の過渡組合せによるUen)

過渡組合せ	繰返しピーク 応力強さ (MPa)	Ke	繰返し 回数	Uf	Fen	Uen
(改造前)						
(改造後)						

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。



図2 環境疲労評価におけるPLM30の熟成層評価モデル (改造前)

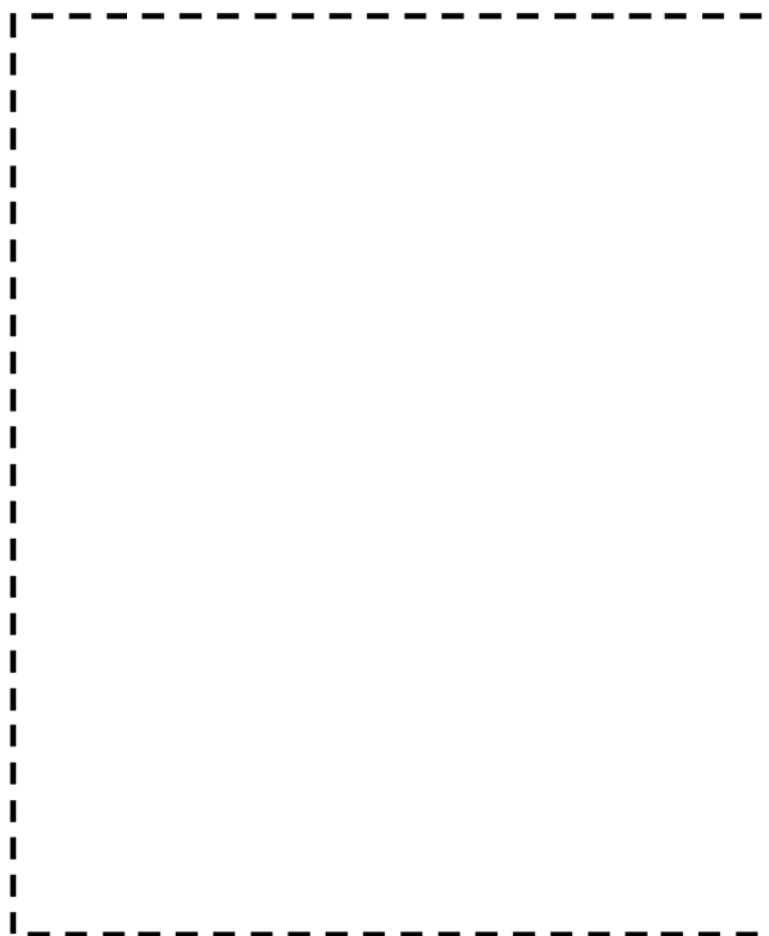


図3 環境疲労評価におけるPLM40の熟成層評価モデル

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。



## 加圧器サージ用管台の疲労評価、環境疲労評価 (PLM30とPLM40との比較)

PLM30とPLM40の加圧器サージ用管台の構造モデルの比較を図4に示す。加圧器サージ用管台はH22年度に行われた管台改造工事を反映してPLM30とPLM40で管台の評価モデルが異なっている。

このため各評価点の発生応力が異なってくることから、 $U_f$ 、 $U_{en}$ の値に違いが生じているものである。また、PLM40では評価点を増加させており、管台コーナ部付近に新たに評価点を設けたことから、大気中の疲労累積係数が最大になる点が変わっている。

PLM30とPLM40の類似評価点における $U_f$ 値の比較を表6に示す。

各評価点で数値の違いはあるものの、 $U_f$ 値の差は最大でも0.04程度であり、管台形状の差があることを考慮すればほぼ同等の結果であると考ええる。



図4 PLM30とPLM40の構造モデル比較 (加圧器サージ用管台)

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6 各評価点におけるUf値の比較 (サージ管台)

PLM30		PLM40	
評価点	Uf	評価点	Uf
1		1	
2		2	
3		3	
4		4	
7		7	
8		8	
9		13	
10		14	
11		15	
12		16	
15		17	
16		18	
-		19	
17		21	
18		22	

赤太字はUf値が最大になった評価点のUf値

青太字はUen値が最大となった評価点のUf値

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。

タイトル	30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における加圧器スプレイ配管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="507 622 1249 813"> <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>0.006 (0.088)</td> <td>0.026 (0.404)</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>PLM30とPLM40で疲労累積係数に差異が生じている主な理由は以下のとおりである。</p> <p><b>【大気中の疲労累積係数】</b> PLM30とPLM40では評価に用いた過渡回数の考え方に差異がある。加圧器スプレイ配管は第21回定検（H14年度）に改造工事を実施している。PLM30では改造後の期間に対する過渡回数を用いて評価を実施したのに対して、PLM40では改造前の期間も含めた60年間の過渡回数を用いて評価を実施したためUf値に差が生じている。</p> <p><b>【接液中の疲労累積係数】</b> 加圧器スプレイ配管は、高浜1号炉はバイパス流量、温度計測結果等からPLM30では熱成層が発生しないものと想定して評価を実施していたが、PLM40では他プラントも含めた標準的な評価として熱成層の発生を考慮する評価に変更している。このためPLM30とPLM40で考慮する応力、評価モデルに差があるためUen値に差が生じている。</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。 添付1にスプレイ配管の疲労評価（Uf値）の比較を示す。 添付2にスプレイ配管の環境疲労評価（Uen値）の比較を示す。</p>	部位	60年時点の予測値		PLM30	PLM40	加圧器スプレイ配管	0.006 (0.088)	0.026 (0.404)
部位	60年時点の予測値								
	PLM30	PLM40							
加圧器スプレイ配管	0.006 (0.088)	0.026 (0.404)							

## 加圧器スプレイ配管の疲労評価 (PLM30とPLM40との比較)

加圧器スプレイ配管の疲労評価において、PLM30とPLM40の評価モデルは図1、図2のように同等あり、Uf最大点も同等箇所となっている。

PLM30とPLM40でUfの値が大きく異なる理由は、主として過渡回数の違いが影響している。

加圧器スプレイ配管は第21回定検 (H14年度) にて評価対象部位の取替を実施していることから、PLM30では運転開始後60年時点の過渡回数として、取替後の期間に基づく推定過渡回数を設定し、疲労評価を実施している。

一方でPLM40ではH14年度の一部取替部位も含めて、運転開始後60年時点の過渡回数は建設時以降の全ての実績を含んで評価用過渡回数を設定している。

また、停止操作時には加圧器補助スプレイを操作するため、スプレイ配管は補助スプレイを固有の過渡として設定している。PLM30では運転実態からスプレイ回数を〇としていたのに対し、PLM40では標準的な設計条件に合わせてスプレイ回数を〇と設定した。

このため、表2のとおり評価に用いた過渡回数はPLM40が大幅に増えており、これが疲労累積係数の差の主な要因である。

表2 加圧器スプレイ配管の疲労評価における主要過渡回数比較

	PLM30	PLM40
起動	48	99
停止	48	99
負荷上昇	416	710
停止時補助スプレイ		

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。

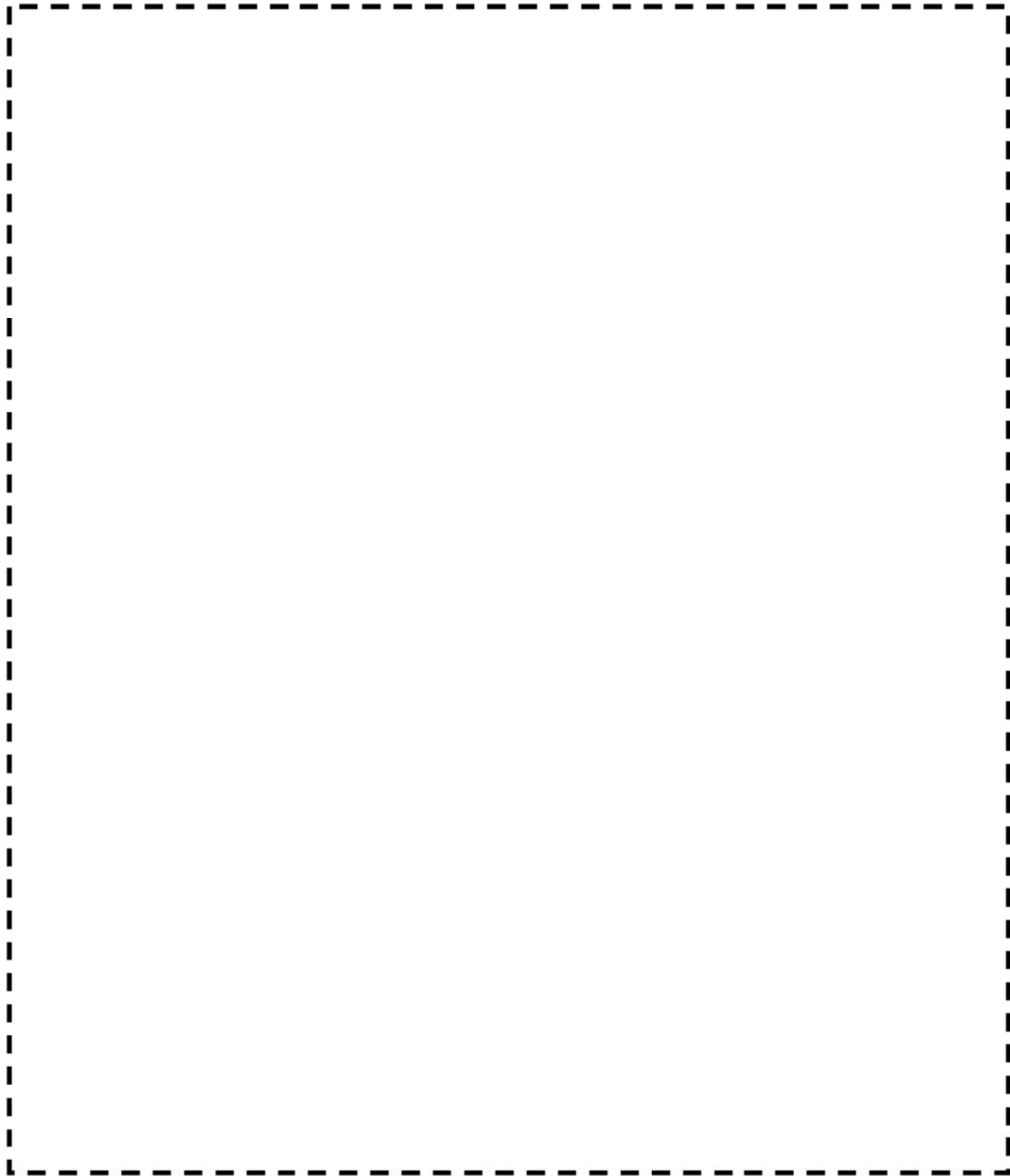


図1 加圧器スプレイ配管疲労評価モデル (PLM30)

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。

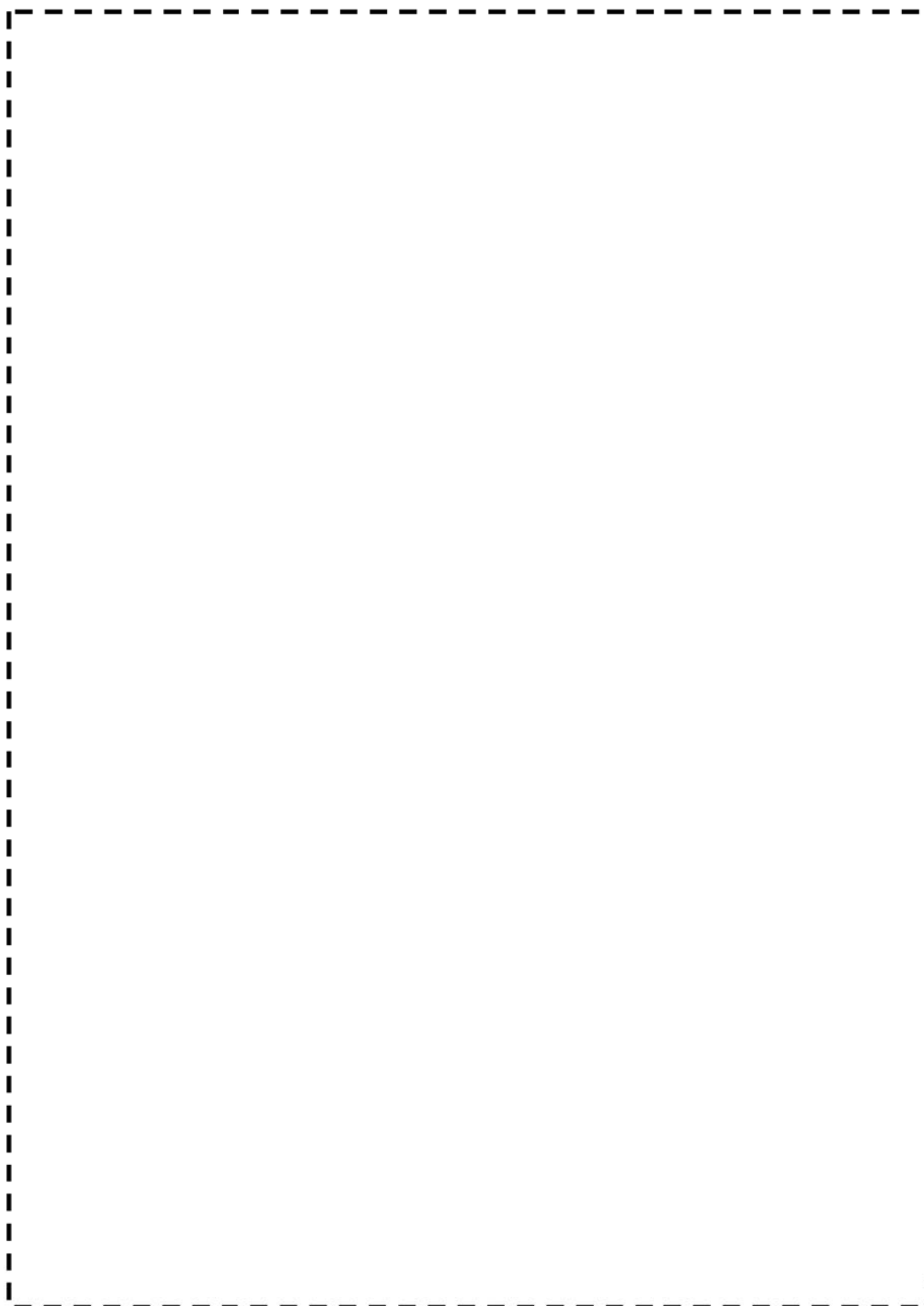


図2 加圧器スプレイ配管疲労評価モデル (PLM40)

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。

## 加圧器スプレイ配管の環境疲労評価（PLM30とPLM40との比較）

加圧器スプレイ管台の環境疲労評価については、PLM30ではスプレイバイパス流量の増加を考慮し、温度計測結果も踏まえて熱成層の発生を考慮しない評価をしていたが、PLM40では熱成層の発生を考慮して評価を行った。このため評価モデルが大きく異なっていること、PLM40では熱成層の発生を考慮した応力解析を行っている。このため、PLM40の方が環境を考慮した疲労累積係数（Uen）が大きい値となっている。

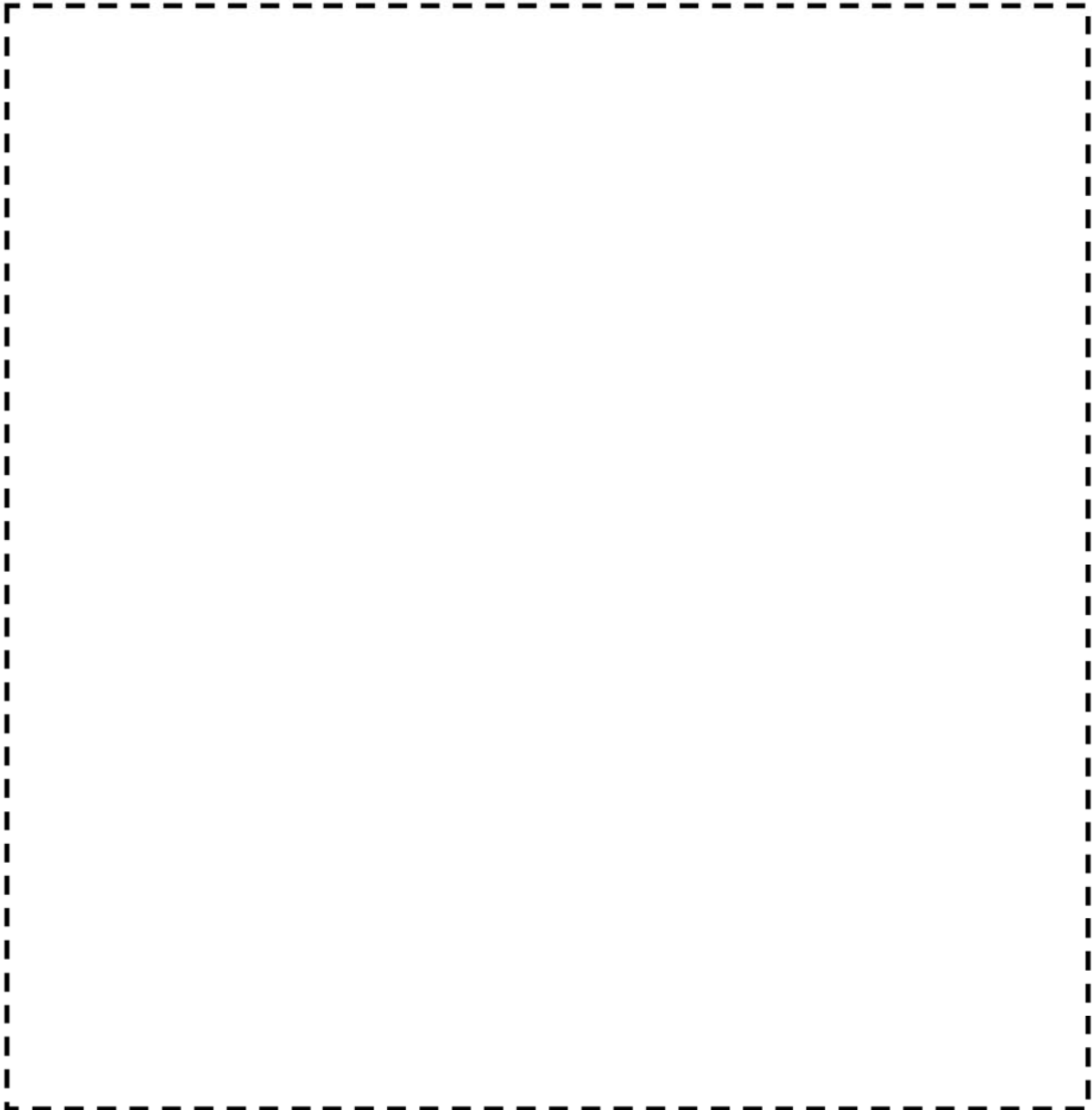


図3 加圧器スプレイ配管疲労評価モデル（PLM40）  
（PLM30の環境疲労評価モデルは疲労評価モデルと同じ）

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。

タイトル	30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における加圧器サージライン用配管の疲労累積係数の相違について								
説明	<p>加圧器サージ配管について、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以下に示す。</p> <p style="text-align: center;">加圧器サージ配管疲労評価結果（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;">加圧器サージ配管</td> <td style="padding: 5px;">0.007 (0.179)</td> <td style="padding: 5px;">0.012 (0.002)</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>PLM30とPLM40で疲労累積係数に差異が生じている主な理由は以下のとおりである。</p> <p><b>【大気中の疲労累積係数】</b> PLM30では疲労評価を「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（告示501号）」に基づいて実施したが、PLM40では「設計・建設規格（2005/2007）」に基づいて実施した。このため設計・建設規格で導入されたフレキシビリティファクター考慮の有無等によりUfの値に差が生じたものである。</p> <p><b>【接液中の疲労累積係数】</b> 繰り返しピーク応力強さの算出は内圧、熱膨張、熱成層、管板方向の熱勾配を考慮しているが、PLM30では熱膨張+熱成層の項を時刻歴で算出し、その最大値と内圧、管板方向の熱勾配の最大値を絶対和して求めた。一方、PLM40では全ての項を一括して時刻歴で求めた。このため、PLM40の方がピーク応力の最大値が低下するため、Uenの値に差が生じたものである。 PLM40では新しい規格に基づく評価、解析技術の性能向上に伴う詳細な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> <p>添付1にサージ配管の疲労評価（Uf値）の比較を示す。 添付2にサージ配管の環境疲労評価（Uen値）の比較を示す。</p>	部位	60年時点の予測値		PLM30	PLM40	加圧器サージ配管	0.007 (0.179)	0.012 (0.002)
部位	60年時点の予測値								
	PLM30	PLM40							
加圧器サージ配管	0.007 (0.179)	0.012 (0.002)							



加圧器サージ配管の疲労評価 (PLM30とPLM40との比較)

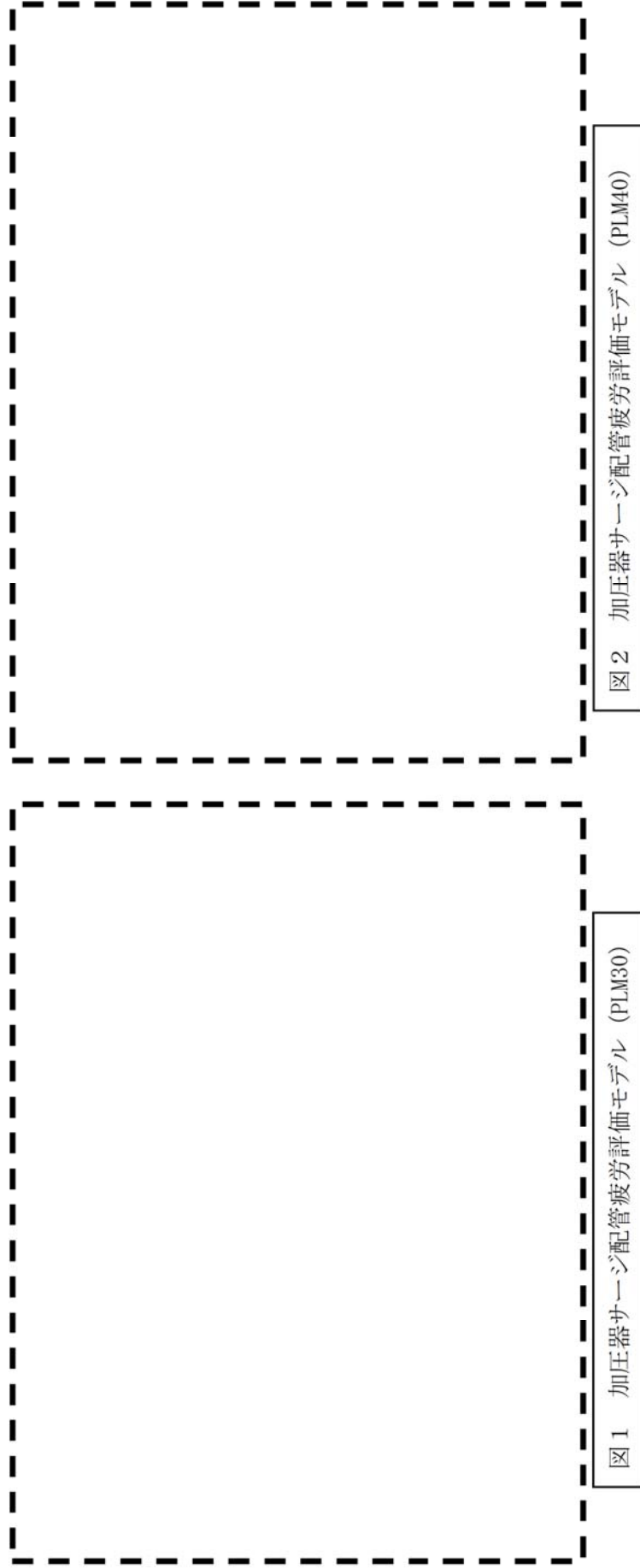
加圧器サージ配管について、PLM30とPLM40の評価モデルは図1、図2のようにほぼ同じである。

表1と表2を比較すると、全体的にほぼ同じであるが、PLM40で疲労累積係数が最大となる主冷却材管の管台部分 (PLM30：節点2000 PLM40：節点502) の疲労累積係数に比較的差が出ている。

一方でPLM30の疲労累積係数が最大となった点 (PLM30：節点130 PLM40：節点110) では疲労累積係数の差は小さい。

この主冷却材管の管台部分の評価の差は、適用規格による違いが主な要因であると考える。PLM30では疲労評価を「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 (告示501号)」に基づいて実施したが、PLM40では「設計・建設規格 (2005/2007)」に基づいて実施した。

このため、PLM40では、1次冷却材管の管台部の剛性にフレキシビリティを考慮していることからPLM30の評価より管台部の応力が小さくなり、Uf値が増加している。



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1 PLM30における疲労評価結果 (節点毎のUf値)

節点番号	ピーク応力 強さ(MPa)	繰返しピーク 応力強さ(MPa)	疲労累積係数
1.0			

表2 PLM40における疲労評価結果 (節点毎のUf値)

節点番号	ピーク 応力強さ (MPa)	繰返しピーク 応力強さ (MPa)(注)	疲労累積 係数	許容値
1.0				

表1の繰返しピーク応力強さの値はヤング率補正前の値である  
表2の繰返しピーク応力強さの値はヤング率補正後の値である

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

加圧器サージ配管の環境疲労評価 (PLM30とPLM40との比較)

加圧器サージ配管について、PLM30とPLM40の環境疲労の評価モデルはほぼ同じである。しかしながら、図1、図2に示すようにUen最大値の評価点および、評価値に差が生じている。これはPLM30とPLM40では熱成層応力を考慮した環境疲労評価において、ピーク応力算出の際の応力各項目の足し合わせ方法に差があるためである(詳細を表3に示す)。このためPLM30ではPLM40に比べてピーク応力が大きく設定されたものであり、ピーク応力が厳しくなる評価点も異なっている。

表3 環境疲労評価法の比較

評価書	評価方法	評価方法
<p>PLM30</p>	<p>(1) 各応力項の算出方法</p> $Sp = \sqrt{\text{内圧} + \text{熱膨張} + \text{熱成層} + \text{板厚方向内外面線形温度差 (線形/非線形)}}$ <p>[各応力項の算出状況]</p> <p>①内圧応力 ②熱膨張+熱成層 ③板厚方向内外面温度差 (線形/非線形)</p> <p>(2) 発生応力 応力評価式で規定する個々に算出した応力を、発生時刻に二間係なく絶対和してSp(S1)、UFを算出。</p> <p>許容繰返回数(Na) <math>UF = \frac{N}{Na}</math></p>	<p>(1) 各応力項の算出方法 配管系を3次元FEMモデル化し、過渡変動を与えて時々刻々の管の温度、応力変動を直接算出し、この中で最大値を用いて応力/疲労評価を実施。</p> <p>[過渡条件]</p> <p>(配管FEMモデル)</p> <p>Sp=過渡継続時間中の最大応力 ( σ_max ) 許容繰返回数(Na) <math>UF = \frac{N}{Na}</math></p>
<p>PLM40</p>		

タイトル	30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における抽出水しゃ断弁の疲労累積係数の相違について										
説明	<p style="text-align: center;">表1 高浜1号機 抽出水しゃ断弁 疲労累積係数の相違</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">機器・設備</th> <th rowspan="2">部位</th> <th colspan="2">60年時点の予測値 ( ( ) 内は環境疲労を考慮した値)</th> </tr> <tr> <th>30年目評価</th> <th>40年目評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>玉形弁</td> <td>抽出水しゃ断弁</td> <td style="text-align: center;">0.027 (0.374)</td> <td style="text-align: center;">0.027 (0.403)</td> </tr> </tbody> </table> <p>表1のように、高浜1号機の抽出水しゃ断弁の疲労累積係数について30年目の高経年化技術評価（以下「PLM30」という。）の予測値と40年目の劣化状況評価（以下「PLM40」という。）の予測値を比較すると、環境疲労を考慮した評価結果に相違が生じている。</p> <p>相違が生じた主な理由として、以下の2点が考えられる。</p> <p>①適用基準の変更による相違 疲労評価に使用する規格を「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（通商産業省告示501号）から「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第1編軽水炉規格」（JSME S NC-1 2005/2007）へ、環境を考慮した疲労評価に使用する規格を「環境中疲れ寿命評価指針（資源エネルギー庁）」から「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法（JSME S NF1-2009）」へ変更したことにより相違が生じている。</p> <p>②過渡回数の相違 PLM40ではPLM30以降の約10年間の供用実績を反映した過渡回数を評価に用いていることにより相違が生じている。</p> <p>高浜1号機の抽出水しゃ断弁の疲労評価結果では疲労累積係数は同様の値であるのに対し、環境疲労を考慮した疲労累積係数では相違が生じている。このことから「①適用基準の変更による相違」、特に「環境効果補正係数Fenの算出式の相違」が大きく影響していると考えられる。</p> <p>まず高浜1号機のPLM30における環境疲労評価の適用基準は「環境中疲れ寿命評価指針（資源エネルギー庁）」であり、Fenを次式で求めている。</p>	機器・設備	部位	60年時点の予測値 ( ( ) 内は環境疲労を考慮した値)		30年目評価	40年目評価	玉形弁	抽出水しゃ断弁	0.027 (0.374)	0.027 (0.403)
機器・設備	部位			60年時点の予測値 ( ( ) 内は環境疲労を考慮した値)							
		30年目評価	40年目評価								
玉形弁	抽出水しゃ断弁	0.027 (0.374)	0.027 (0.403)								

$$\ln(Fen) = 1.233 - P \times \ln(\dot{\epsilon}^*/0.4)$$

$$P = \begin{cases} 0.04 & (T \leq 100^\circ\text{C}) \\ 9.33 \times 10^{-4} \times T - 0.053 & (100^\circ\text{C} < T < 325^\circ\text{C}) \\ 0.25 & (T \geq 325^\circ\text{C}) \end{cases}$$

$$\dot{\epsilon}^* = \begin{cases} 0.4 & (\dot{\epsilon} > 0.4\%/sec) \\ \dot{\epsilon} & (0.0004\%/sec < \dot{\epsilon} < 0.4\%/sec) \\ 0.0004 & (\dot{\epsilon} < 0.0004\%/sec) \end{cases}$$

続いて、高浜1号機のPLM40における環境疲労評価の適用基準は「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」であり、Fenを次式で求めている。

$$\ln(Fen) = (C - \dot{\epsilon}^*) \times T^*$$

$$C = 3.910$$

$$T^* = \begin{cases} 0.000782 \times T & (T \leq 325^\circ\text{C}) \\ 0.254 & (T > 325^\circ\text{C}) \end{cases}$$

$$\dot{\epsilon}^* = \begin{cases} \ln(49.9) & (\dot{\epsilon} > 49.9\%/sec) \\ \ln(\dot{\epsilon}) & (0.0004\%/sec < \dot{\epsilon} < 49.9\%/sec) \\ \ln(0.00004) & (\dot{\epsilon} < 0.00004\%/sec) \end{cases}$$

Fen算出値の相違に大きな影響を及ぼしているパラメータとして、ひずみ速度 $\dot{\epsilon}$ について、低速側の飽和ひずみ速度の値の相違が挙げられる。

PLM30では添付1に示すとおり「環境中疲れ寿命評価指針 (資源エネルギー庁)」により、低速側の飽和ひずみ速度を $4.0 \times 10^{-4} \%/sec$ としている。

一方PLM40では適用基準である「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」にて、オーステナイト系ステンレス鋼鋳鋼に対する条件が追加されており、 $4.0 \times 10^{-5} \%/sec$ として評価している。

添付2として高浜1号機 PLM40での抽出水しゃ断弁の環境疲労評価結果を示す。青枠でひずみ速度の値を示しており、 $4.0 \times 10^{-4} \%/sec$ 以下であることがわかる。これらは仮にPLM30の適用基準を用いると飽和ひずみ速度以下であるため、一律 $4.0 \times 10^{-4} \%/sec$ として計算されるが、PLM40の適用基準では低いひずみ速度の値が算出に用いて計算されるため、Fen算出値が大きくなると考えられる。

参考として、PLM40での抽出水しゃ断弁の評価結果に対して、低速側の飽和ひずみ速度を $4.0 \times 10^{-4} \%/sec$ に変更して疲労累積係数を計算した値を表2として示す。

表2 低速側飽和ひずみ速度の相違による環境疲労累積係数の相違

PLM40での抽出水しゃ断弁における 環境疲労を考慮した疲労累積係数	
低速側の飽和ひずみ速度を $4.0 \times 10^{-5} \%$ /secとした場合	低速側の飽和ひずみ速度を $4.0 \times 10^{-4} \%$ /secとした場合
0.403	0.380

以上のように、高浜1号機の抽出水しゃ断弁についてPLM30とPLM40における疲労累積係数評価結果の相違が生じた大きな理由として「環境効果補正係数 $F_{en}$ の算出式の相違」が挙げられると考えられる。

以上

## 高浜 1 号機 PLM30およびPLM40における環境疲労評価適用基準の相違による

## 低速側の飽和ひずみ速度の相違

## ①PLM30適用基準「環境中疲れ寿命評価指針（資源エネルギー庁）」抜粋

(2) オーステナイト系ステンレス鋼の母材及び溶接継手金属の環境効果補正係数

オーステナイト系ステンレス鋼の母材及び溶接継手金属に対する  $F_m$  は次式による。

$$\ln(F_m) = 1.233 - P \times \ln(\dot{\epsilon}^*/0.4)$$

ここに、

$$P = 0.04 \quad (T \leq 100^\circ\text{C})$$

$$P = 9.33 \times 10^{-4} \times T - 0.053 \quad (100^\circ\text{C} < T < 325^\circ\text{C})$$

$$P = 0.25 \quad (T \geq 325^\circ\text{C})$$

$$\dot{\epsilon}^* = 0.4 \quad (\dot{\epsilon} \geq 0.4\%/sec)$$

$$\dot{\epsilon}^* = \dot{\epsilon} \quad (0.0004\%/sec \leq \dot{\epsilon} \leq 0.4\%/sec)$$

$$\dot{\epsilon}^* = 0.0004 \quad (\dot{\epsilon} < 0.0004\%/sec)$$

ここで、ひずみ振幅  $\leq 0.11\%$  ( 195 MPa に対応、 $E=177,000 \text{ MPa}$  ) では環境効果はないものとし、 $F_m=1$  とする。

## ②PLM40適用基準「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法（JSME S NF1-2009）」抜粋

表 EF-3112-1 各材料の低速側の飽和ひずみ速度

材 料	環境条件	低速側の飽和ひずみ速度 (%/s)
炭素鋼・低合金鋼	DO $\leq$ 0.7ppm	0.0004
	DO $>$ 0.7ppm	0.0001
オーステナイト系ステンレス鋼	BWR	0.00004
	PWR 鋳鋼	0.00004
	PWR 鋳鋼以外	0.0004
ニッケルクロム鉄合金	BWR	0.00004
	PWR	0.0004

高浜 1 号機 PLM40における抽出水しや断弁の疲労評価および環境疲労評価結果

運転状態	過渡の組合せ	$S_{pi}$ (MPa)	N	N*	N/N*	$\Delta t$ (sec)	E (MPa)	$\dot{\epsilon}$ (%/sec)	$\epsilon^*$ (%)	T (°C)	T*	Fen (%)	Fen × N/N*
起動時及び停止時 1次系漏えい試験(注1)	加熱過程 冷却過程												
起動時及び停止時 以外													
疲労累積係数 0.02688      環境疲労累積係数 0.40213 →0.027      →0.403													

添付 2

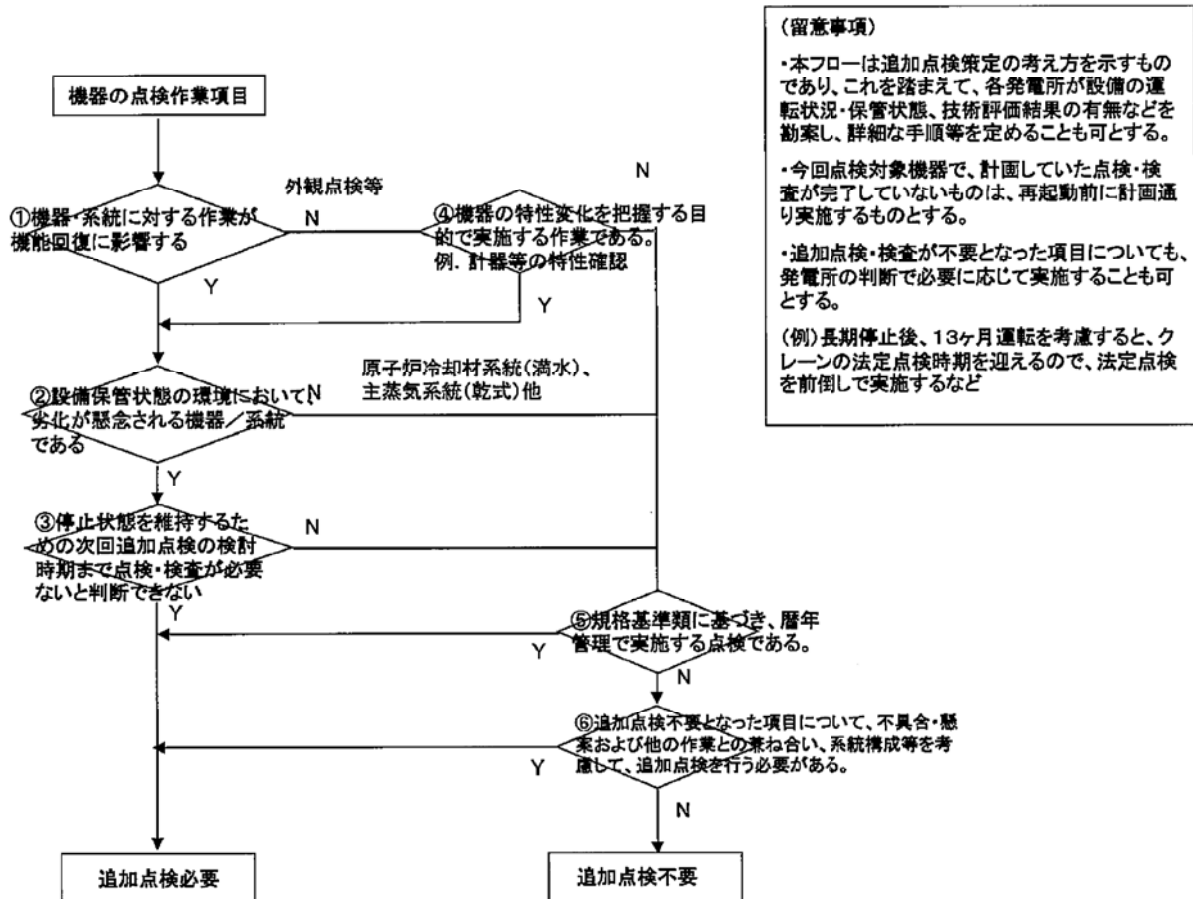
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



タイトル	1次冷却材管の熱時効評価部位の選定について															
説明	<p>高浜1号炉の30年目の高経年化技術評価では、フェライト量と応力の双方の条件を考慮し、母管と管台の部位別にそれぞれ1つずつ代表点を選定した。</p> <p>この結果、母管としてホットレグの原子炉容器出口直管部、管台として加圧器サージライン管台を選定した。</p> <p style="text-align: center;">高浜1号炉 30年目熱時効評価対象部位一覧</p> <table border="1" data-bbox="448 808 1337 999"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価部位</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>母管</td> <td>ホットレグ直管部</td> <td>フェライト量、荷重が総合的に高い</td> </tr> <tr> <td>管台</td> <td>加圧器サージライン管台</td> <td>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、母管、管台の区別をせずにフェライト量、応力の観点から最も厳しくなる評価点を選定した。</p> <p>この結果、フェライト量最大として6B安全注入系ライン用管台、応力最大として加圧器サージライン用管台を選定した。</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だが、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;">高浜1号炉 40年目熱時効評価対象部位一覧</p> <table border="1" data-bbox="477 1520 1307 1637"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>6B安全注入系ライン用管台</td> <td>フェライト量最大</td> </tr> <tr> <td>加圧器サージライン管台</td> <td>応力最大</td> </tr> </tbody> </table>	評価部位		選定理由	母管	ホットレグ直管部	フェライト量、荷重が総合的に高い	管台	加圧器サージライン管台	フェライト量、荷重が総合的に高い	評価部位	選定理由	6B安全注入系ライン用管台	フェライト量最大	加圧器サージライン管台	応力最大
評価部位		選定理由														
母管	ホットレグ直管部	フェライト量、荷重が総合的に高い														
管台	加圧器サージライン管台	フェライト量、荷重が総合的に高い														
評価部位	選定理由															
6B安全注入系ライン用管台	フェライト量最大															
加圧器サージライン管台	応力最大															

タイトル	長期停止に伴う特別な保全計画の内容について
説明	<p>長期停止に伴い策定する特別な保全計画の内容は以下のとおり。</p> <p>第27回定期検査（H23. 1. 10～）において、1年以上プラントの運転を停止するにあたり、以下のとおり特別な保全計画を策定している。</p> <p>(1) プラント停止中の系統・機器については、通常の停止状態で保管対策を行い、必要に応じてパラメータ監視、巡視等を行う。なお、保管対策としては、それぞれの系統・機器に応じ「乾式保管」、「湿式保管」、「満水保管」などとしている。</p> <p>(2) 断続運転における点検計画を考慮のうえ、保管状態、停止期間に応じた追加保全の検討を行い、必要な追加保全を実施する。  具体的には、プラント停止中において機能要求がある設備、或いは運転している設備について、以下の観点から追加保全を検討する。（添付資料参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 機器・系統への機能回復となる作業か否か</li> <li>・ 設備保管状態の環境における劣化の懸念の有無</li> <li>・ 次回の追加点検（停止状態を維持するための追加点検）まで点検・検査が必要ないと判断できるか否か</li> <li>・ 機器の特性変化を把握する目的で実施する作業か否か</li> <li>・ 規格基準類に基づき、暦年管理で実施する必要がある点検か否か</li> </ul> <p>(3) 保管状態、停止期間に応じた再起動による追加的な健全性確認の検討を行い、必要な健全性確認を行う。</p>

## 停止継続に係る点検項目抽出フロー

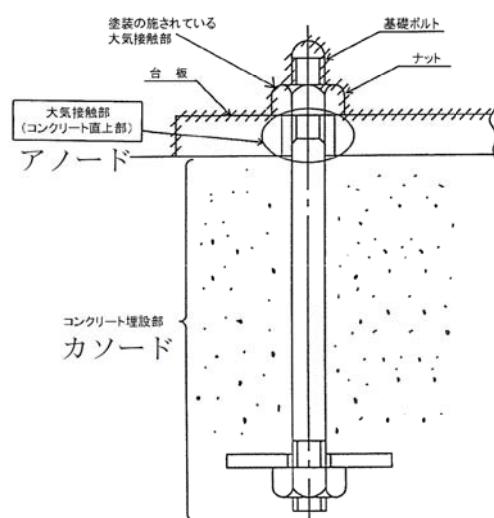


**(留意事項)**

- ・本フローは追加点検策定の考え方を示すものであり、これを踏まえて、各発電所が設備の運転状況・保管状態、技術評価結果の有無などを勘案し、詳細な手順等を定めることも可とする。
- ・今回点検対象機器で、計画していた点検・検査が完了していないものは、再起動前に計画通り実施するものとする。
- ・追加点検・検査が不要となった項目についても、発電所の判断で必要に応じて実施することも可とする。

(例)長期停止後、13ヶ月運転を考慮すると、クレーンの法定点検時期を迎えるので、法定点検を前倒して実施するなど

<p>タイトル</p>	<p>計器用空気圧縮機空気だめ等の腐食評価について</p>						
<p>説明</p>	<p>運転開始後 6 0 年時点の推定腐食量については、文献「防食技術便覧」腐食防食協会編から、酸素含有水中における炭素鋼の腐食に及ぼす影響のグラフより、初期腐食量を <math>\square \square</math> mm/年*とし、放物線則にしたがって変化すると仮定して推定している。なお、高経年化技術評価書にも記載しているとおり、これまでの分解点検時の目視確認においても有意な腐食は認められていない。</p> <p style="text-align: center;"><math>\square \square \square \square</math> mm</p> <p>※ 酸素濃度 <math>\square \square</math> mg/l ( <math>\square \square</math> ppm )、温度 50℃ での腐食量 <math>\square \square</math> mg/dm<sup>2</sup>・200Hr を基に算出した <math>\square \square</math> mm/年から初期腐食量を <math>\square \square</math> mm/年とした。</p> <table border="1" data-bbox="408 1043 1331 1290"> <tr> <td data-bbox="408 1043 719 1184"> <p>運転開始後60年時点での推定腐食量</p> </td> <td data-bbox="719 1043 895 1184"> <p>腐れ代</p> </td> <td data-bbox="895 1043 1331 1184"> <p>運転開始後60年時点での推定腐食量 腐れ代</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="408 1184 719 1290"> <p>約 <math>\square \square</math> mm</p> </td> <td data-bbox="719 1184 895 1290"> <p>約 <math>\square \square</math> mm</p> </td> <td data-bbox="895 1184 1331 1290"> <p>約 4 / 5</p> </td> </tr> </table> <p style="text-align: right;">以 上</p> <p style="text-align: center;">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。</p>	<p>運転開始後60年時点での推定腐食量</p>	<p>腐れ代</p>	<p>運転開始後60年時点での推定腐食量 腐れ代</p>	<p>約 <math>\square \square</math> mm</p>	<p>約 <math>\square \square</math> mm</p>	<p>約 4 / 5</p>
<p>運転開始後60年時点での推定腐食量</p>	<p>腐れ代</p>	<p>運転開始後60年時点での推定腐食量 腐れ代</p>					
<p>約 <math>\square \square</math> mm</p>	<p>約 <math>\square \square</math> mm</p>	<p>約 4 / 5</p>					

<p>タイトル</p>	<p>スタッドボルトコンクリート直上部の腐食評価について</p>									
<p>説明</p>	<p>スタッドボルトは、コンクリートの中に埋設される部分がPHの高い環境下で不動態化して高電位のカソードとなり、大気部が低電位のアノードとなる。アノード部の面積がカソード部と比べて極端に小さい場合にはマクロセル腐食が発生しアノード部分が腐食する。</p>  <p>屋内外で27年間使用した美浜1号炉のスタッドボルトの腐食量および34年間使用した日本原子力発電(株)東海発電所のスタッドボルトの腐食量は以下の表に示すとおり、最大でそれぞれ約0.23mmと約0.22mmとなっており、有意なマクロセル腐食は確認されていない。</p> <p>美浜1号炉 スタッドボルトサンプリング調査結果(27年間使用)</p> <table border="1" data-bbox="438 1467 1316 1635"> <thead> <tr> <th>ボルト径</th> <th>設置場所</th> <th>腐食量 (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>W7/8</td> <td>屋内</td> <td>0.11~0.20</td> </tr> <tr> <td>W3/4</td> <td>屋外</td> <td>0.09~0.23</td> </tr> </tbody> </table>	ボルト径	設置場所	腐食量 (mm)	W7/8	屋内	0.11~0.20	W3/4	屋外	0.09~0.23
ボルト径	設置場所	腐食量 (mm)								
W7/8	屋内	0.11~0.20								
W3/4	屋外	0.09~0.23								

日本原子力発電所（株）東海発電所  
スタッドボルトサンプリング調査結果（34年間使用）

ボルト呼び径 (mm)	設置場所	腐食量 (mm)
22. 225～31. 750	屋内	0. 03～0. 14
32	屋外	0. 12～0. 22

美浜1号炉と東海発電所におけるスタッドボルトの実験結果から、当該部のスタッドボルトにおいて有意なマクロセル腐食は確認されていない。

高浜1号炉に設置のスタッドボルトの形状については、これら調査対象のスタッドボルトと大きな違いはないことから有意なマクロセル腐食が発生する可能性は小さいと考える。

以上

タイトル	美浜発電所 1 号炉他スタッドボルトに対する実機調査結果について																		
説明	<p>美浜発電所 1 号炉および東海発電所で使用したスタッドボルトの実測による腐食量を以下に示す。測定方法は、表面の錆びを落とした状態でボルト外径測定を行い、基準寸法からの減肉量を腐食量とした。</p> <p>美浜 1 号炉 スタッドボルトサンプリング調査結果（27 年間使用）</p> <table border="1" data-bbox="440 663 1318 819"> <thead> <tr> <th>ボルト径</th> <th>設置場所</th> <th>腐食量 (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>W7/8</td> <td>屋内</td> <td>0.11~0.20</td> </tr> <tr> <td>W3/4</td> <td>屋外</td> <td>0.09~0.23</td> </tr> </tbody> </table> <p>日本原子力発電所（株）東海発電所 スタッドボルトサンプリング調査結果（34 年間使用）</p> <table border="1" data-bbox="440 931 1318 1088"> <thead> <tr> <th>ボルト呼び径 (mm)</th> <th>設置場所</th> <th>腐食量 (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>22.225~31.750</td> <td>屋内</td> <td>0.03~0.14</td> </tr> <tr> <td>32</td> <td>屋外</td> <td>0.12~0.22</td> </tr> </tbody> </table> <p>[出典:平成13年度電共研「高経年化に関する技術評価妥当性確認調査（基礎ボルト等の腐食に関する研究）」]</p>	ボルト径	設置場所	腐食量 (mm)	W7/8	屋内	0.11~0.20	W3/4	屋外	0.09~0.23	ボルト呼び径 (mm)	設置場所	腐食量 (mm)	22.225~31.750	屋内	0.03~0.14	32	屋外	0.12~0.22
ボルト径	設置場所	腐食量 (mm)																	
W7/8	屋内	0.11~0.20																	
W3/4	屋外	0.09~0.23																	
ボルト呼び径 (mm)	設置場所	腐食量 (mm)																	
22.225~31.750	屋内	0.03~0.14																	
32	屋外	0.12~0.22																	

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を添付 1 に示す。また、実施状況を示す資料を添付 2 に示す。



高浜1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	余熱除去系統化学体積制御系統安全注入系統等	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）            1 次冷却材圧力（狭域）            加圧器圧力            原子炉冷却材流量            加圧器水位            制御棒駆動装置原子炉水位計（圧力ハウジングのキャノピーシールド）</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。	

※：実施時期における、短期とは平成16年11月14日からの5年間、中長期とは平成16年11月14日からの10年間をいう。

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		
2	原子炉容器	インコネル600合金 <sup>※1</sup> 使用部位 応力腐食割れ	<p>原子炉容器のニッケル基合金(インコネル600合金<sup>※1</sup>)の応力腐食割れについては、微小な信号指示が認められた炉内計装筒1本について渦流探傷検査を実施して信号指示変化の有無を確認し、その結果に基づき補修、予防保全措置の実施の要否を判断する。要の場合には実施計画を策定する。</p> <p>また、原子力安全・保安院指示文書「加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査等について」(平成15年12月12日付け平成15・12・11原院第2号)、「加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基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原院第7号)、「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)の制定について」(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)又は「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)の制定について」(平成21年12月25日付け平成21・11・18原院1号)に基づく超音波探傷検査及びベアメタル検査を実施する。</p> <p>※1:保安規定においては、インコネル600合金という記載としているが、40年目の高経年化技術評価書では「600系ニッケル基合金」と記載している。</p>	<p>第21回定期検査時(2002年度)に微小な信号指示が認められた炉内計装筒1本について、第22回定期検査時(2004年度)に渦流探傷検査を実施し信号指示変化の無いことを確認し、その結果に基づき、補修を実施すると共に予防保全として、炉内計装筒母材部のウォータージェットピーニングの実施計画を策定し、実施した。</p> <p>また、原子力安全・保安院指示文書「(加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査等について)及び「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)の制定について」に基づき、第22回定期検査時(2004年度)に冷却材出口管台および炉内計装筒J-溶接部について、第23回定期検査時(2005年度)に冷却材入口管台について、第26回定期検査時(2009年度)に冷却材出口管台および炉内計装筒J-溶接部について、それぞれベアメタル検査を実施し、健全性を確認した。</p> <p>冷却材出入口管台の超音波探傷検査については、高浜1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 NAI-2008」に基づき検査間隔を延長しており、第28回定期検査時での超音波探傷検査実施計画を策定済みである。</p> <p>さらに、第25回定期検査時(2007年度～2008年度)に冷却材出入口管台および炉内計装筒J-溶接部について、予防保全として、ウォータージェットピーニングを実施した。</p>	

※:実施時期における、短期とは平成16年11月14日からの5年間、中長期とは平成16年11月14日からの10年間をいう。

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			実施時期※
3	加圧器	インコネル600合金 <sup>※1</sup> 使用部位 応力腐食割れ	加圧器のニッケル基合金(インコネル600合金 <sup>※1</sup> )の応力腐食割れについては、原子力安全・保安院指示文書「加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査等について」(平成15年12月12日付け平成15・12・11原院第2号)、「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)の制定について」(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)又は「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)の制定について」(平成21年12月25日付け平成21・11・18原院1号)に基づく超音波探傷検査およびベアメタル検査を実施する。  ※1:保安規定においては、インコネル600合金という記載としているが、40年目の高経年化技術評価書では「600系ニッケル基合金」と記載している。	短期(終了は中長期)	原子力安全・保安院指示文書(「加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査等について」及び「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)の制定について」)に基づき、第22回定期検査時(2004年度)にサージ用管の超音波探傷検査およびベアメタル検査、また、第26回定期検査時(2009年度)にサージ用管のベアメタル検査を実施し、それぞれ健全性を確認した。 なお、第27回定期検査時(2010年度～2011年度)にサージ用管台溶接部については、予防保全として、より耐食性に優れた690系ニッケル基合金での溶接に変更した。	
4	蒸気発生器	インコネル600合金 <sup>※1</sup> 使用部位 応力腐食割れ	蒸気発生器のニッケル基合金(インコネル600合金 <sup>※1</sup> )の応力腐食割れについては、評価上厳しい原子炉容器の超音波探傷検査の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。  ※1:保安規定においては、インコネル600合金という記載としているが、40年目の高経年化技術評価書では「600系ニッケル基合金」と記載している。	中長期	原子炉容器出入口管台の超音波探傷検査を行った結果、応力腐食割れの発生は認められなかったことから、発生の可能性を検討した結果、予防保全措置を講じる必要はないと判断した。なお、600系ニッケル基合金使用部位の管板1次側肉盛については定期的に目視確認を実施し、有意な割れの無いことを確認した。	
5	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原子力安全基盤機構の安全研究「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。 ②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-2008」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	①、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」、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-2008」およびその他の安全基盤研究等の最新知見や海外の損傷事例等を勘案し、最新設計を反映した炉内構造物への取替計画を策定した。	

※:実施時期における、短期とは平成16年11月14日からの5年間、中長期とは平成16年11月14日からの10年間をいう。

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	実施時期※		
6	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、弁体取替時に長時間使用したボルトの非破壊検査を実施し、健全性を確認する。	中長期	高浜1号炉での30年目の高経年化技術評価(備)以降現在まで弁体取替実績はなかった。同種材料を採用している美浜2号炉の同種弁で弁体ボルトの点検を実施し、その結果より高浜1号炉の当該ボルトの健全性を確認した。	
7	燃料取換用水タンク	胴板等耐圧構成品 外面からの応力腐食割れ	燃料取換用水タンクの外面からの応力腐食割れについては、耐応力腐食割れ性を向上したものに取替えを実施する。	短期	第22回定期検査時(2004年度)に耐応力腐食割れ性を向上した材料に取替を実施した。	
8	ステンレス鋼配管	母管 外面からの応力腐食割れ	ステンレス鋼配管の母管外面からの応力腐食割れについては、原子力安全・保安院指示文書「制御棒駆動水圧系配管等ステンレス製配管の塩化物に起因する応力腐食割れに関する対応について」(平成14年11月27日付け平成14・11・26原院第2号)に基づき、配管外面の塩分付着量を測定するとともに、測定結果に基づいた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。	短期	原子力安全・保安院指示文書「制御棒駆動水圧系配管等ステンレス製配管の塩化物に起因する応力腐食割れに関する対応について」に基づき、第22回定期検査時(2004年度)に海塩粒子が付着しやすい場所にあるステンレス鋼配管について、目視確認および配管表面の塩分量測定を実施した。これらの結果に基づき、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と判断した。 なお、更なる安全性向上のため、第24回定期検査時(2006年度)にディーゼル発電機室内の始動用空気ステンレス鋼配管の外面の塗装を実施した。	さらに、定期的なステンレス鋼配管の機器外面の 外観目視点検により、有意な割れがないことを確認した。

※：実施時期における、短期とは平成16年11月14日からの5年間、中長期とは平成16年11月14日からの10年間をいう。

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		
9	主蒸気系統配管 高温再熱蒸気系統配管 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 グランド蒸気系統配管 主給水系統配管 復水系統配管 ドレン系統配管	母管内面からの腐食(エロージョン・コロージョン※1)	主蒸気系統配管等*の炭素鋼配管の母管内面からの腐食(エロージョン・コロージョン※1)については、2次系配管肉厚の管理指針に基づき、その他部位の内、未点検箇所全数点検を行うと共に、主要点検部位及びその他部位について全数再点検を実施する。  *：主蒸気系統配管 高温再熱蒸気系統配管 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 グランド蒸気系統配管 主給水系統配管 復水系統配管 ドレン系統配管	2次系配管肉厚の管理指針に基づき、第23回定期検査時(2005年度)、第24回定期検査時(2006年度)および第25回定期検査時(2007年度～2008年度)で主要点検部位およびその他の全ての管理対象箇所について点検を完了した。	
10	原子炉格納容器	鋼板腐食	※1：保安規定においては、「エロージョン・コロージョン」という記載としているが、40年目の高経年化技術評価書では「流れ加速型腐食」と記載している。  原子炉格納容器のトップドーム部鋼板の腐食については、定期的な肉厚計測を実施する。	トップドーム部鋼板に対して定期的な肉厚計測を実施することとし、第25回定期検査時(2007年度～2008年度)にトップドーム部の板厚測定を実施し、有意な腐食がないことを確認した。	

※：実施時期における、短期とは平成16年11月14日からの5年間、中長期とは平成16年11月14日からの10年間をいう。

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			
11	余熱除去系統配管	母管 疲労割れ	余熱除去系統配管の母管*の疲労割れについては、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 JSME S 017-2003」に基づいた評価を実施し、その結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「泊発電所2号機再生熱交換器胴側出口配管の損傷を踏まえた検査の実施について」（平成15年12月12日付け平成15・12・11原院第1号）、又は「高サイクル熱疲労に係る検査に対する要求事項について」（平成18年6月6日付け平成18・06・02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）に基づく非破壊検査を実施する。  *：余熱除去クローラ出口配管とバイパス配管の合流部 余熱除去ポンプ入口配管とミニフロー配管の合流部	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・12・22原院第6号）を踏まえ、(社)日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」に基づいた評価を実施し、その結果として高サイクル熱疲労割れが発生する可能性が高い部位の特定として「余熱除去クローラ出口バイパスライン合流部」のみが抽出されたことから、第25回定期検査時（2007年度～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、当該配管の取替を計画・実施した。なお、当該箇所は、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および検査に対する要求事項について」（平成19・02・15原院第2号）の要求に基づき検査対象に該当しない。 また、「泊発電所2号機再生熱交換器胴側出口配管の損傷を踏まえた検査の実施について—高サイクル熱疲労割れに係る検査の実施について」等に基づき、第22回定期検査時（2004年度）に余熱除去ポンプ入口配管とミニフロー配管の合流部に対して、また、第22回定期検査時（2004年度）、第23回定期検査時（2005年度）および第24回定期検査時（2006年度）に余熱除去クローラ出口配管とバイパス配管の合流部について超音波探傷検査を実施し、健全性を確認した。	短期(終了は中長期)	
12	補助給水系統配管	母管 疲労割れ	補助給水系統配管の母管の疲労割れについては、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 JSME S 017-2003」に基づいた評価を実施し、評価結果に基づいた保全の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 JSME S 017-2003」に基づき、補助給水系統配管の母管の疲労評価を実施した結果、疲労累積係数は許容値である1未満であるため、保全計画への反映事項はないことを確認した。	短期	

※：実施時期における、短期とは平成16年11月14日からの5年間、中長期とは平成16年11月14日からの10年間をいう。

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		
13	非常用ディーゼル発電機	シリンダライナ等純水接液部 全面腐食	非常用ディーゼル発電機内の純水接液部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。	短期	純水接液部の全面腐食については、高浜1号炉の当該設備と仕様・使用環境が同じ高浜2号炉のシリンダ冷却管内面の目視点検を2号第23回定期検査に実施し、その結果に基づき、1号第24回定期検査時(2006年度)に、当該清水系統の防錆対策として、純水から溶存酸素濃度を低減した脱酸素水への変更計画を策定・実施した。 また、清水冷却器の伝熱管の摩耗および高サイクル疲労割れについては、第25回定期点検時に渦流探傷試験を実施し、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と判断した。
	清水冷却器	伝熱管 摩耗及び高サイクル疲労割れ	非常用ディーゼル機内の清水冷却器の伝熱管の摩耗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。		
14	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	プラント運転時にプラントパラメータを採取し、伝熱性能の傾向監視を行っている。伝熱性能傾向監視の結果、伝熱管汚れ係数が設計値に対して十分裕度のあることが確認できたため、現時点でのスケール除去は不要であると判断した。
15	炉内構造物	炉心そう 中性子照射脆化	炉内構造物の炉心そうの中性子照射による靱性低下については、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-2008」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	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-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勘案し、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た。

※：実施時期における、短期とは平成16年11月14日からの5年間、中長期とは平成16年11月14日からの10年間をいう。

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		
16	炉内構造物	制御棒クラスター案内管案内板 摩耗	炉内構造物の制御棒クラスター案内管(案内板)の摩耗については、以下の事項を行う。 ①2号炉にて採取した摩耗データをを用いて、摩耗評価の精緻化を図る。 ②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」及び日本機械学会の「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NAI-2008」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。	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 (第一版)」について高浜1号炉と同型である高浜2号炉で採取した摩耗データ(第21回定期検査時(2003年度))を用いて補正された「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン(第二版)」の予測手法を用い、摩耗予測の精緻化を図った。 ② 第27回定期検査時(2010年度～)に同ガイドラインおよび日本機械学会の「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NAI-2008」に基づき摩耗予測の実施計画(炉内構造物取替後40万時間での摩耗予測を計画)を策定した。	
17	高圧CAケーブル 高圧CVケーブル 難燃高圧CSHV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・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10月30日付け平成19・07・30原発第5号)に基づき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 PAケーブル KKケーブル 難燃KKケーブル 難燃PHケーブル 難燃PSHVケーブル SHVVケーブル SHVAケーブル HVVケーブル VV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	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10月30日付け平成19・07・30原発第5号)に基づきCV内ケーブル布設環境(温度・放射線線量率)の調査について、第24回定期検査時(2007年度～2008年度)に温度メモリおよび線量計を原子炉格納容器内に設置し、結果については第25回定期検査時(2008年度～2009年度)に温度メモリおよび線量計を回収した。 上記の測定結果は、30年目の高経年化技術評価における長期健全性試験条件で用いた設計平均温度および放射線線量率に包絡されていることを確認した。	

※:実施時期における、短期とは平成16年11月14日からの5年間、中長期とは平成16年11月14日からの10年間をいう。



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		
18	燃料取換クレーン等	ロッキングカム 摩耗	燃料取換クレーン及び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、隙間計測を実施する。	中長期	第23回定期検査時(2005年度)～第27回定期検査時(2010年度～2011年度)に燃料取換クレーン及び燃料ピットクレーンの隙間計測を実施し、健全性を確認した。
19	電気ベネトレーション	ポテンシウム材 絶縁低下	原子炉格納容器の電気ベネトレーションのポテンシウム材(絶縁体)の絶縁低下については、美浜1,2号炉での絶縁抵抗測定結果に基づき、保全への適用の要否を判断し、要の場合には保全計画を策定する。	中長期	美浜1号炉の第18回定期検査時(2001年度)および第22回定期検査時(2006年度～2007年度)に代表電気ベネトレーションについて、単体での絶縁抵抗測定を実施し、健全性を確認した。また、美浜2号炉の第20回定期検査時(2002年度)および第24回定期検査時(2007年度～2008年度)に代表電気ベネトレーションについて、単体での絶縁抵抗測定を実施し、健全性を確認した。これらの結果に基づき、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と判断した。
20	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、定期的にシミュットハンマーを用いた非破壊試験又は破壊試験による点検を実施し、強度に急激な経年劣化が生じていないことを確認する。 *：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(タービン架台)	中長期	定期的にシミュット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23回定期検査時(2005年度)および第27回定期検査時(2010年度～2011年度)に非破壊試験を実施し、強度に急激な経年劣化が生じていないことを確認した。

※：実施時期における、短期とは平成16年11月14日からの5年間、中長期とは平成16年11月14日からの10年間をいう。

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	実施時期※		
21	スタッドボルト、テーパボルト及びビシールド(メカニカルアンカ)、アンカボルト(ケミカルアンカ)	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 テーパボルト及びビシールド(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機器取替等の適切な機会がなかったことから、高浜1号炉については調査を実施していないが、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。	
22	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機器取替等の適切な機会がなかったことから、高浜1号炉については調査を実施していないが、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。	
23	内部スプレッドングサポートオイルスナバ <sup>1</sup> 等原子炉格納容器内設置の低容量オイルスナバ <sup>1</sup>	オイル及びオイルシール劣化	原子炉格納容器内設置の低容量オイルスナバのオイル及びオイルシールの劣化については、使用年数を踏まえた取替計画を策定する。	中長期	格納容器内に設置の低容量オイルスナバについては、使用年数を踏まえた取替計画を策定し、第25回定期検査時(2007年度～2008年度)までに分解点検等を行い、全数のオイルおよびオイルシールの取替を実施した。	
24	余熱除去ポンプ等(1/2)	疲労割れ	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。 *：余熱除去ポンプ(ケーシング(ケーシングカバーを含む)) 1次冷却材ポンプ(ケーシング) 抽出水再生クーラ <sup>1</sup> (管板)、余熱除去クーラ(管板) 蒸気発生器(給水入口管台及び管板) 原子炉容器(冷却材出入口管台、上部鏡 <sup>2</sup> 、上部胴、下部鏡、下部胴、上蓋フランジ、胴フランジ、蓋用管台、空気抜用管台、炉内計装筒、炉心支持金物、スタッドボルト) 加圧器(スプレイン用管台、サージ用管台)	中長期	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用いて、「日本機械学会 設計・建設規格(JISME S NCI-2005/2007)」や「日本機械学会 環境疲労評価手法(JISME S NF1-2009)」に基づく疲労評価等を実施し、健全性を確認している。 なお、配管サポートについては、「日本機械学会 設計・建設規格」等に基づき評価を行い、許容値を満足していることを確認している。	

※：実施時期における、短期とは平成16年11月14日からの5年間、中長期とは平成16年11月14日からの10年間をいう。

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			
	<p>余熱除去ポンプ等 (2/2)</p>	<p>疲労割れ</p>	<p>余熱除去ポンプ入口ライン貫通部(固定式配管貫通部)(端板) 主蒸気・主給水管※3貫通部(伸縮式配管貫通部)(伸縮継手) 余熱除去系統配管(母管), 1次冷却系統配管(母管) 主給水系統配管(母管) 1次冷却材管(母管及び管台) 余熱除去系統配管サポート(配管サポート) 余熱除去系統※4(仕切弁)(弁箱) 化学体積制御系統※4(玉形弁)(弁箱) 安全注入系統※4(スイング逆止弁)(弁箱) 化学体積制御系統※4(リフト逆止弁)(弁箱) 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, 炉心ぞう)) 低圧タービン(第1内部車室及び第2内部車室) タービン動補助給水ポンプタービン※5(ケーシング(ケーシングカバーを含む)及びダイヤフラム) 加圧器サポート(加圧器スカート溶接部)</p>	<p>(前頁記載の通り)</p>		

※1:保安規定においては、「抽出水再生クーラ」という記載とされているが、40年目の高経年化技術評価書では「再生クーラ」と記載している。  
 ※2:保安規定においては、「上部鏡」という記載とされているが、40年目の高経年化技術評価書では「上部蓋」と記載している。  
 ※3:保安規定においては、「主蒸気・主給水管」という記載とされているが、40年目の高経年化技術評価書では「SG蒸気・SG給水ライン」と記載している。  
 ※4:保安規定においては、「余熱除去系統、化学体積制御系統、安全注入系統」という記載とされているが、40年目の高経年化技術評価書では「1次冷却系統」の弁として評価している。  
 ※5:保安規定においては、「タービン動補助給水ポンプタービン」という記載とされているが、40年目の高経年化技術評価書では「タービン動補助給水ポンプ蒸気タービン」と記載している。

※:実施時期における、短期とは平成16年11月14日からの5年間、中長期とは平成16年11月14日からの10年間をいう。

No.	資料名
1	
2	
3	
4	
5	
6	
7	
8	
9	
10	
11	
12	
13	
14	
15	

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。

No.	資料名
16	
17	
18	
19	
20	
21	
22	
23	
24	

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。