

柏崎刈羽原子力発電所 2 号炉
高経年化技術評価
(低サイクル疲労)

補足説明資料

2019 年 12 月 19 日

東京電力ホールディングス株式会社

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

目次

1. 概要.....	1
2. 基本方針.....	1
3. 評価対象と評価手法.....	3
3.1. 評価対象.....	3
3.2. 評価手法.....	4
4. 代表機器の技術評価.....	5
4.1. 原子炉圧力容器の健全性評価.....	5
4.2. 現状保全.....	12
4.3. 総合評価.....	13
4.4. 高経年化への対応.....	13
5. 代表機器以外の技術評価.....	14
5.1. 健全性評価.....	14
5.2. 現状保全.....	15
5.3. 総合評価.....	16
5.4. 高経年化への対応.....	16
6. まとめ.....	17
6.1. 審査ガイド適合性.....	17
6.2. 保守管理に関する方針として策定する事項.....	18
別紙1 評価条件とした過渡回数について.....	1-1
別紙2 設計時に考慮されていない低サイクル応力変動の考え方について.....	2-1
別紙3 環境疲労評価と溶存酸素濃度について.....	3-1
別紙4 代表機器の疲労累積係数の算出根拠について.....	4-1
別紙5 環境疲労評価手法に基づく評価の詳細について.....	5-1

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第 82 条第 1 項の規定に基づき実施した、冷温停止状態が維持されることを前提とした高経年化技術評価のうち、低サイクル疲労の評価結果について補足説明するものである。

低サイクル疲労とは、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により、機器に応力変動が生じ、それが供用期間中に繰り返された場合に、疲労割れ発生リスクが生じる劣化事象である。このような応力変動の影響について、これまでの運転実績をもとに疲労割れの発生有無について評価を実施した。

本資料では、原子炉圧力容器を代表とした具体的な説明を「4. 代表機器の技術評価」に、その他の評価対象機器の説明は「5. 代表機器以外の技術評価」にて実施する。

2. 基本方針

低サイクル疲労に対する評価の基本方針は、対象機器について低サイクル疲労に対する技術評価を行い、運転開始後 40 年時点までの期間において「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」（以下、「審査ガイド」という。）及び「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」（以下、「実施ガイド」という。）の要求事項を満たすことを確認することである。

低サイクル疲労についての要求事項を表 1 に整理する。

なお、本事象は、冷温停止状態が維持されることを前提とした期間は劣化の進展が考えられない事象であるが、現時点までの劣化の発生又は進展に係る健全性評価を実施する必要があることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として整理している。

評価にあたっては、実施ガイド 3. 1⑧ただし書き※¹に該当することから、運転開始後 40 年時点までの期間における健全性を評価している。

※¹ 運転開始以降 30 年を経過する日において技術基準※²に適合しないものがある場合

※² 実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則に定められる基準

表1 低サイクル疲労についての要求事項

ガイド名	要求事項
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑫健全性の評価 実施ガイド 3. 1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。 ⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。 ⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。 (2) 長期保守管理方針の審査 ①長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド	3. 1 高経年化技術評価の実施及び見直し ⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。 イ 実用炉規則第 82 条第 1 項の規定に基づく高経年化技術評価 プラントの運転を開始した日から 60 年間（ただし、⑧ただし書きの規定に該当する場合にはプラントの運転を開始した日から 40 年間とする） 3. 2 長期保守管理方針の策定及び変更 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されるものの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。 ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りでない。

3. 評価対象と評価手法

3.1. 評価対象

低サイクル疲労が想定される機器は多数存在するが、高経年化技術評価では、評価対象機器の中から代表機器を選定して評価を行う。評価対象機器、代表機器は以下の通り選定している。

① 低サイクル疲労の評価対象機器

プラントの起動・停止時等に温度・圧力変化の影響を受ける機器を評価対象として選定している。

② 対象機器のグループ化及び代表機器の選定

高経年化技術評価の評価対象機器について、構造（型式等）、使用環境（内部流体等）、材料に応じてグループ化し、設備の重要度（高いもの）、使用条件（温度圧力が高いもの）等を考慮してグループ内の代表機器を選定している。

①及び②で選定された、低サイクル疲労が想定されるグループ内代表機器を表2に示す。このうち、原子炉圧力容器を代表機器とし、「4. 代表機器の技術評価」にて具体的に説明する。また、その他の評価対象機器は「5. 代表機器以外の技術評価」にて説明する。

表2 低サイクル疲労が想定されるグループ内代表機器

代表機器		
機種		機器・部位名称
容器	原子炉圧力容器	主フランジ
		スタッドボルト
		給水ノズル
		下鏡
		支持スカート
配管	ステンレス鋼配管	原子炉冷却材再循環系配管
	炭素鋼配管	給水系配管
弁	仕切弁	給水系原子炉給水ライン手動止め弁
		原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁
	玉形弁	原子炉冷却材浄化系ボトム吸込弁
	逆止弁	給水系原子炉給水ライン外側隔離弁
炉内構造物		炉心シュラウド
		シュラウドサポート

3. 2. 評価手法

(1) 低サイクル疲労評価のフロー

低サイクル疲労評価の技術評価のフローを図1に示す。

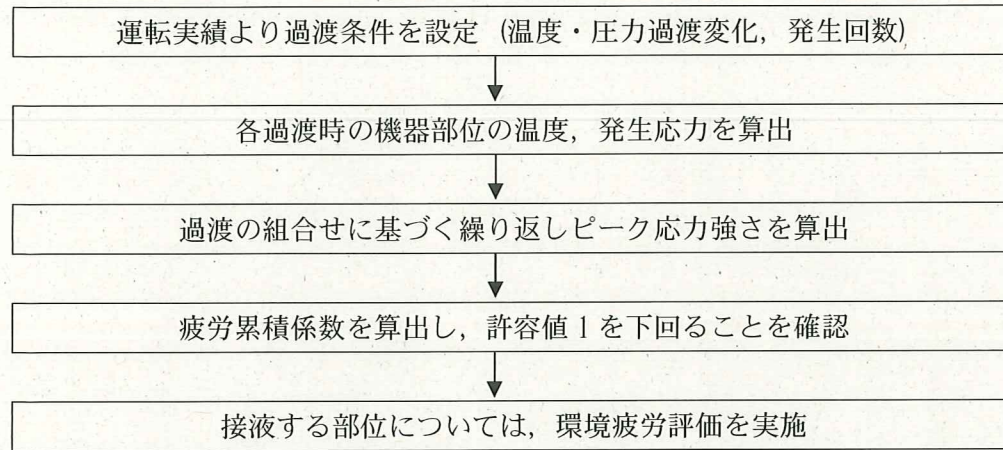


図1 低サイクル疲労評価の技術評価のフロー

(2) 適用規格

低サイクル疲労評価に用いた規格及び評価手法を以下に示す。

- ① 社団法人 日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008 (AESJ-SC-P005:2008) (以下,「実施基準」という)
- ② 社団法人 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005 (2007 年追補版を含む) (以下,「設計・建設規格」という)
- ③ 社団法人 日本機械学会 発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009) (以下,「環境疲労評価手法」という)

4. 代表機器の技術評価

4. 1. 原子炉圧力容器の健全性評価

(1) 評価対象部位の選定

原子炉圧力容器の評価対象部位を図2に，選定理由を表3に示す。

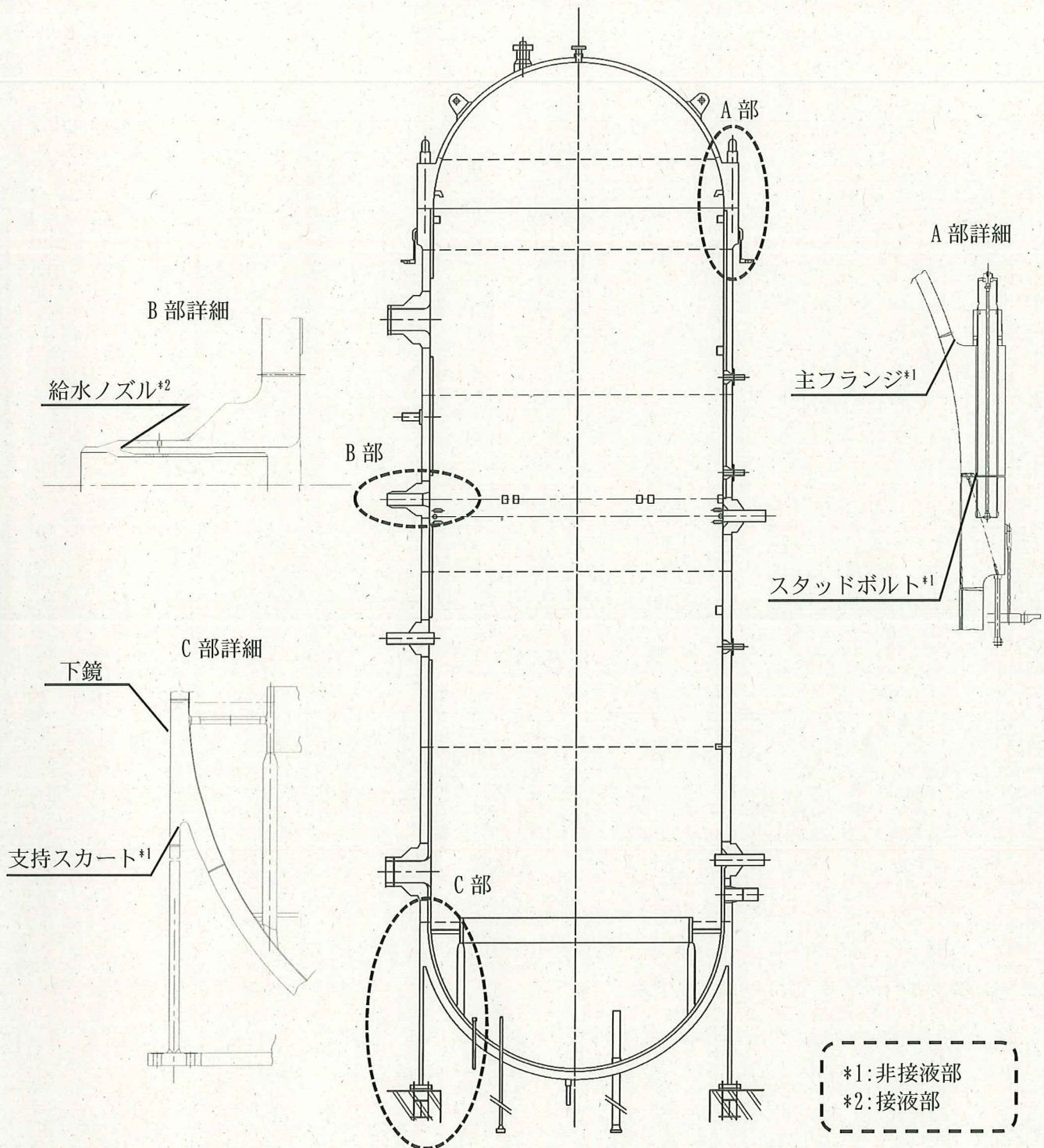


図2 原子炉圧力容器の評価対象部位

表 3 評価対象部位の選定理由

評価対象部位		選定理由
原子炉圧力容器	主フランジ	建設時工認評価部位
	スタッドボルト	建設時工認評価部位
	給水ノズル	建設時工認評価部位
	下鏡	建設時工認評価部位
	支持スカート	建設時工認評価部位

(2) 過渡条件の設定

冷温停止状態が維持されることを前提とした高経年化技術評価を実施することから、過渡条件は運転開始後 40 年時点までの期間を想定して設定した。ただし、冷温停止状態においてはプラントの起動・停止等の熱過渡が生じないため、運転開始後 40 年時点の過渡条件は、現時点（2018 年 9 月 28 日）までの過渡実績とした。

設定した過渡回数は、運転状態Ⅰ（通常運転時の運転状態）、運転状態Ⅱ（供用期間中に予想される機器の単一故障等による通常運転からの逸脱状態）とした。

評価条件とした過渡回数の考え方について別紙 1 に、建設時に考慮されていない応力変動要因に対する考え方を別紙 2 に示す。

また、原子炉圧力容器の評価条件として設定した過渡事象と、その過渡回数を表 4 に示す。

表4 疲労評価の過渡条件として設定した過渡事象と過渡回数

過渡事象	運転実績に基づく 過渡回数	事象を考慮した 評価対象部位※1
ボルト締付け	15	①, ②
耐圧試験	14	①, ②, ③, ④, ⑤
起動（昇温）	29	①, ②, ③, ④, ⑤
起動（タービン起動）	28	①, ②, ③, ④, ⑤
夜間低出力運転（出力 75%）	14	③
週末低出力運転（出力 50%）	21	③
制御棒パターン変更	34	③
給水加熱器機能喪失（発電機トリップ）	11	③, ④, ⑤
スクラム（タービントリップ）	4	①, ②, ③, ④, ⑤
スクラム（その他スクラム）	3	①, ②, ③, ④, ⑤
停止（タービン停止）	29	①, ②, ③, ④, ⑤
停止（高温待機）	29	①, ②, ③, ④, ⑤
停止（冷却）	29	①, ②, ③, ④, ⑤
停止（容器満水）	29	①, ②, ③, ④, ⑤
停止（満水後冷却）	29	①, ②, ③, ④, ⑤
ボルト取外し	15	①, ②

※1 評価対象部位は以下の通り。

- ① 主フランジ
- ② スタッドボルト
- ③ 給水ノズル
- ④ 下鏡
- ⑤ 支持スカート

(3) 応力解析，疲労累積係数算出

原子炉圧力容器各部位（スタッドボルトを除く）の健全性評価は，設計・建設規格の規定に従い，疲労評価を行う。

供用状態 A, B（運転状態 I, II）の過渡条件に対し，P（圧力），O（熱過渡），M（機械的荷重），D（自重），T（熱膨張荷重）の各荷重を考慮して，応力解析を行い，過渡条件の組み合わせを考慮して疲労累積係数（ U_f ）を算出する。

接液部に対しては，環境疲労評価手法に従い，環境効果補正係数（ F_{en} ）を算出し，環境効果を考慮した疲労累積係数（ U_{en} ）を算出する。

スタッドボルトの健全性評価については，設計・建設規格の規定に従い，疲労評価を行う。

供用状態 A, B（運転状態 I, II）の過渡条件に対して，P（圧力），O（熱過渡），M（機械的荷重）の各荷重を考慮して，応力解析を行い，過渡条件の組み合わせを考慮して疲労累積係数（ U_f ）を算出する。

それぞれの疲労評価の解析フローを図 3, 4 に示す。

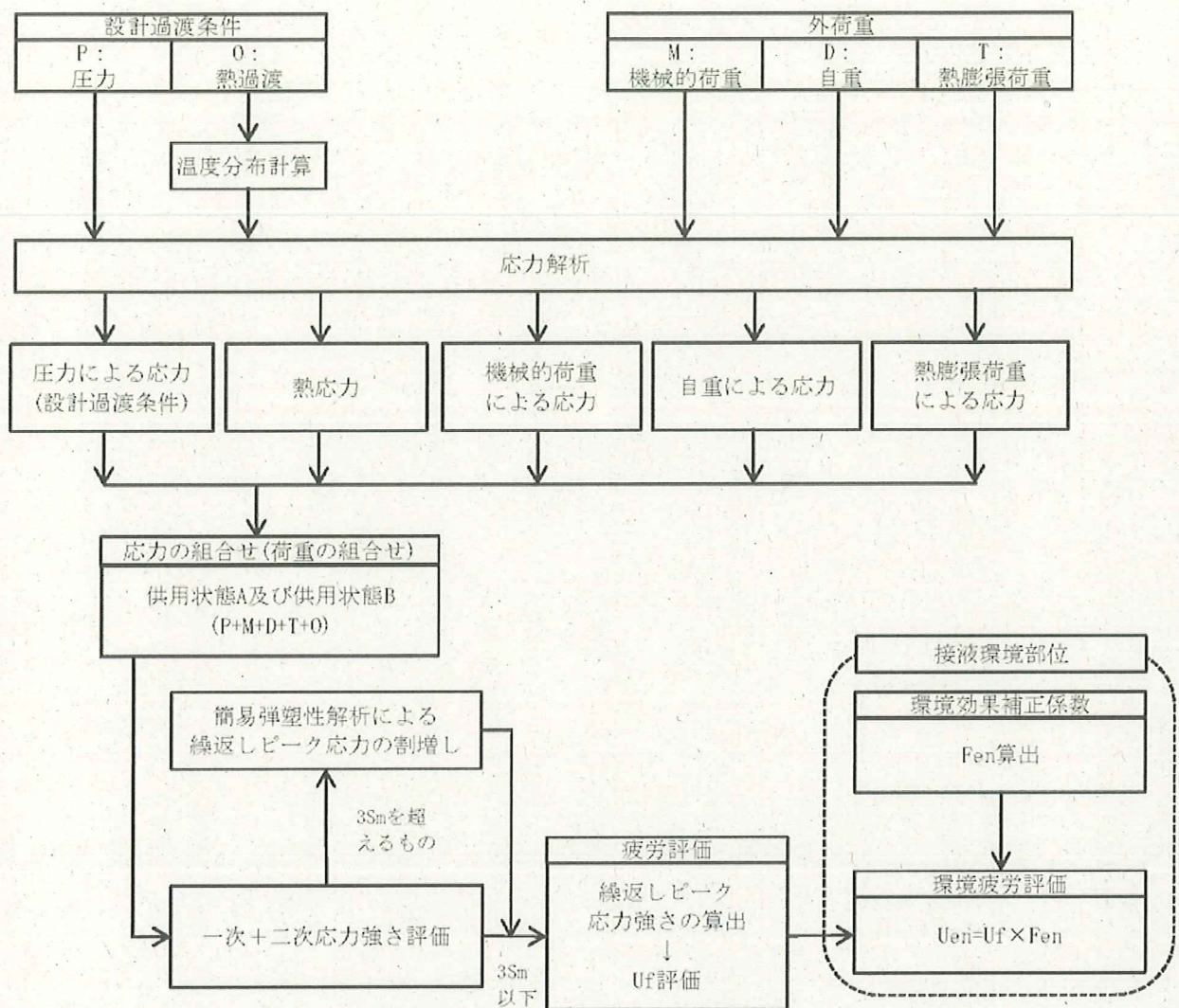


図3 疲労評価の解析フロー
(原子炉压力容器のうちスタッドボルト以外)

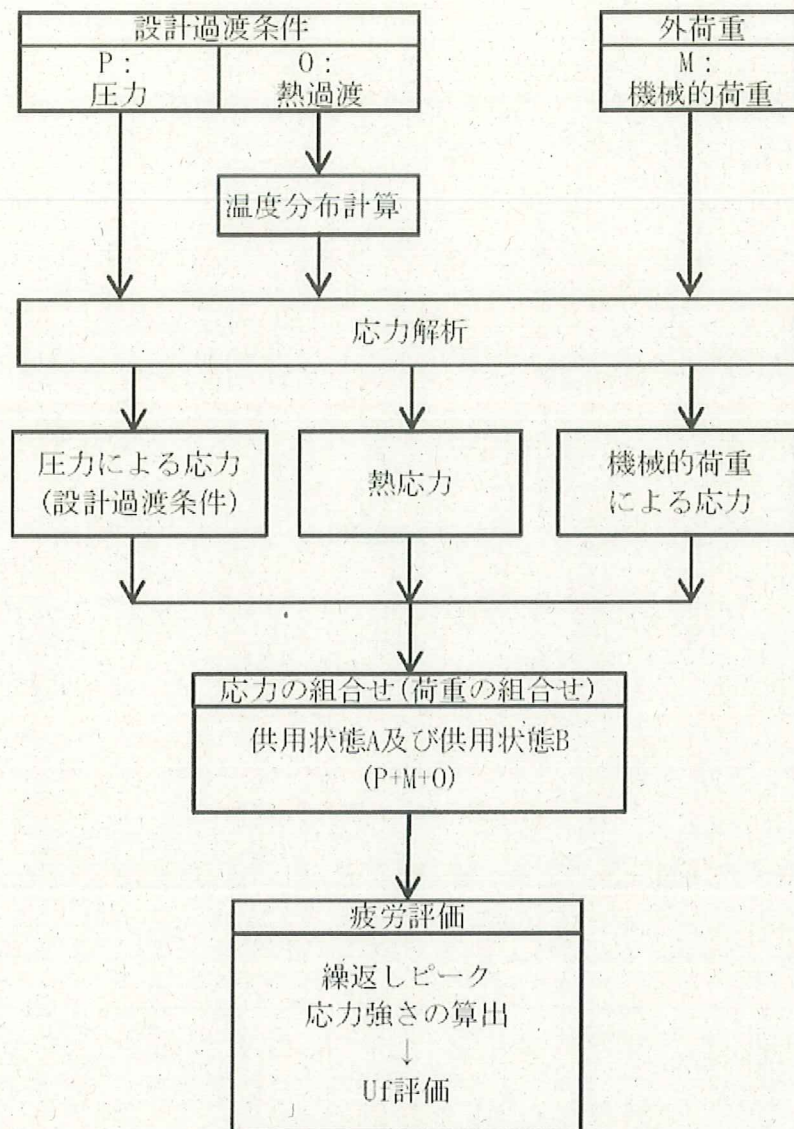


図4 疲労評価の解析フロー
(原子炉圧力容器のうちスタッドボルト)

(4) 評価結果

設計建設規格に基づき、大気環境中での疲労評価を行った結果、疲労累積係数 (U_f) が 1 を下回ることを確認した。

さらに、接液環境にある評価点について環境疲労評価手法における詳細評価手法により、接液環境を考慮した疲労評価を行った結果、疲労累積係数 (U_{en}) が 1 を下回ることを確認した。

原子炉圧力容器の疲労評価結果を表 5 に示す。また、考慮した溶存酸素濃度について別紙 3 に、原子炉圧力容器の疲労累積係数の算出根拠を別紙 4 に示す。

表 5 原子炉圧力容器の疲労評価結果

評価対象部位	疲労累積係数 (許容値：1 以下)	
	設計・建設規格の 疲労曲線による解析 (U_f)	環境疲労評価手法 による解析 (U_{en})
	現時点 (平成 30 年 9 月 28 日時点)	現時点 (平成 30 年 9 月 28 日時点)
主フランジ	0.044	—※
スタッドボルト	0.177	—※
給水ノズル	0.087	0.411
下鏡	0.005	—※
支持スカート	0.106	—※

※非接液部

4.2. 現状保全

(1) 原子炉圧力容器の現状保全を表 6 に示す。

表 6 原子炉圧力容器の現状保全

評価対象部位		現状保全	試験程度	点検結果
原子炉圧力容器	主フランジ	原子力規制委員会文書「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について」（平成 26 年 8 月 6 日付け原規技発第 1408063 号）及び維持規格に基づき、原子炉圧力容器（支持スカートを含む）及びスタッドボルトの保全は超音波探傷試験を実施している。 また、定期検査時に漏えい検査を行い、耐圧部の漏えい検査を実施している。 さらに、実施基準に基づき、次回の高経年化技術評価時に実過渡回数確認による疲労評価を行うこととしている。	10 年 100%	良
	スタッドボルト		10 年 100%	良
	給水ノズル		10 年 100%	良
	下鏡		10 年 5%	良
	支持スカート		10 年 7.5%	良

(2) 供用期間中検査

原子炉圧力容器（支持スカートを含む）及びスタッドボルトの保全は、原子力規制委員会文書「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について」（平成 26 年 8 月 6 日付け原規技発第 1408063 号）及び維持規格に基づき実施している。

供用期間中検査では、超音波探傷試験により健全性を確認しており、主フランジ、給水ノズル（管台内面の丸みの部分を含む）の溶接継手、及びスタッドボルトについての試験程度は 10 年で 100%、下鏡の周溶接継手についての試験程度は 10 年で 5%、支持スカートの周溶接継手は 10 年で 7.5% である。

いずれの評価対象機器・部位についても、点検結果は「良」であり、現状の保全策が妥当であることが確認できた。

4.3. 総合評価

原子炉圧力容器の低サイクル疲労評価結果は、全ての評価対象部位において疲労累積係数が許容値 1 を下回り、運転後 40 年を経過するまでの期間において、疲労割れの発生が問題となる可能性はないと考える。

また、次回の高経年化技術評価時に、実過渡回数の確認による疲労評価を行い、取替等の保全計画への反映要否を検討することが有効と判断する。

4.4. 高経年化への対応

疲労割れに対しては、高経年化対策の観点から現状保全の内容に追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。

5. 代表機器以外の技術評価

5. 1. 健全性評価

代表機器以外の評価結果一覧を表 7 に示す。

また、環境疲労評価では、全ての評価対象機器に対して環境疲労評価手法における係数倍法に基づき評価を実施しており、考慮した溶存酸素濃度について別紙 3 に、環境疲労評価手法に基づく評価の詳細を別紙 5 に示す。

表 7 代表機器以外の疲労評価結果

評価対象機器			疲労累積係数 (許容値：1 以下)	
機種		機器	設計・建設規格 による解析	環境疲労評価手法 による解析
配管	ステンレス鋼配管	原子炉冷却材再循環系配管	0.003	0.059
	炭素鋼配管	給水系配管	0.124	0.353
弁	仕切弁	給水系原子炉給水ライン手動止め弁	0.058	0.153
		原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁	0.031	0.687
	玉形弁	原子炉冷却材浄化系ボトム吸込弁	0.021	0.373
	逆止弁	給水系原子炉給水ライン外側隔離弁	0.034	0.090
炉内構造物		炉心シュラウド	0.000	0.000
		シュラウドサポート	0.016	0.043

5. 2. 現状保全

(1) 配管，弁，炉内構造物の現状保全を表 8 に示す。

表 8 (1/2) 配管，弁，炉内構造物の現状保全

評価対象機器	現状保全	試験程度
配管 ・原子炉冷却材再循環系配管 ・給水系配管	原子力規制委員会指示文書「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について」（平成 26 年 8 月 6 日 原規技発第 1408063 号）及び維持規格に基づき，定期的に超音波探傷試験を実施し健全性を確認している。 また，定期検査時に漏えい検査を行い，耐圧部の漏えい検査を実施している。 さらに，実施基準に基づき，次回の高経年化技術評価時に実過渡回数の確認による疲労評価を行うこととしている。	10 年 25％
弁 ・給水系原子炉給水ライン手動止め弁（弁箱） ・原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁（弁箱） ・原子炉冷却材浄化系ボトム吸込弁（弁箱） ・給水系原子炉給水ライン外側隔離弁（弁箱）	弁分解時の目視点検により，弁箱内面に有意な欠陥がないことを確認している。 また，維持規格による目視点検により健全性を確認している。 さらに，実施基準に基づき，次回の高経年化技術評価時に実過渡回数の確認による疲労評価を行うこととしている。	維持規格： 代表弁について 10 年 100％

表 8 (2/2) 配管, 弁, 炉内構造物の現状保全

評価対象機器	現状保全	試験程度
炉内構造物 ・ 炉心シュラウド ・ シュラウドサポート	原子力規制委員会文書「実用発電用原子炉及びその付属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について」(平成 26 年 8 月 6 日付け原規技発第 1408063 号) 及び維持規格に基づき, 計画的に水中テレビカメラにより代表部位の目視点検を実施し, 有意な欠陥のないこと確認している。 さらに, 実施基準に基づき, 次回の高経年化技術評価時に実過渡回数の確認による疲労評価を行うこととしている。	【溶接継手以外】 ・ 10 年 7.5% 【炉心シュラウド 溶接継手】 ・ H6a 溶接継手 : 定期検査隔回 100% ・ H7, V16 溶接継手 : 10 年 100% ・ 欠陥除去部以外の溶接継手 : 運転時間 4 年から 7 年以内 100% 【シュラウド サポート溶接継手】 ・ 供用開始 20 年から 30 年以内 100%

5. 3. 総合評価

各機器の低サイクル疲労評価結果は, 全ての機器において疲労累積係数が許容値 1 を下回り, 運開後 40 年を経過するまでの期間において, 疲労割れの発生が問題となる可能性はないと考える。

また, 次回の高経年化技術評価時に, 実過渡回数の確認による疲労評価を行い, 取替等の保全計画への反映要否を検討することが有効と判断する。

5. 4. 高経年化への対応

疲労割れに対しては, 高経年化対策の観点から現状保全の内容に追加すべき項目はなく, 今後も現状保全を継続していく。

6. まとめ

6.1. 審査ガイド適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について技術評価を行った結果、すべての要求を満足しており、審査ガイドに適合していることを確認した。低サイクル疲労についての要求事項との対比を表9に示す。

表9 低サイクル疲労についての要求事項との対比

ガイド	要求事項	技術評価結果
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑫健全性の評価 実施ガイド 3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。	4.1及び5.1の「健全性評価」に示すとおり、運転開始後40年時点の実績過渡回数を用いて健全性評価を実施した。
	⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。	4.2及び5.2の「現状保全」に示すとおり、現状保全の評価結果から、現状の保全策が妥当であることを確認した。
	⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。	4.4及び5.4に示すとおり、現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断した。
	(2) 長期保守管理方針の審査 ①長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。	
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド	3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し ⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。 イ 実用炉規則第82条第1項の規定に基づく高経年化技術評価 プラントの運転を開始した日から60年間（ただし、⑧ただし書の規定に該当する場合にはプラントの運転を開始した日から40年間） 3.2 長期保守管理方針の策定及び変更 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持することを前提とした評価から抽出されたものの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。 ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りでない。	4.4及び5.4に示すとおり、現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断した。

6. 2. 保守管理に関する方針として策定する事項

低サイクル疲労に関する評価について、保守管理に関する方針は抽出されなかった。

別紙

別紙 1 評価条件とした過渡回数について

別紙 2 設計時に考慮されていない低サイクル応力変動の考え方について

別紙 3 環境疲労評価における溶存酸素濃度について

別紙 4 代表機器の疲労累積係数の算出根拠について

別紙 5 環境疲労評価手法に基づく評価の詳細について

別紙 1 評価条件とした過渡回数について

冷温停止状態が維持されることを前提とした高経年化技術評価を実施することから、過渡条件は運転開始後 40 年時点までの期間を想定して設定した。

ただし、冷温停止状態においては、プラントの起動・停止等の熱過渡が生じないため、運転開始後 40 年時点の過渡条件は、現時点（2018 年 9 月 28 日）までの過渡実績となる。

さらに、現時点（2018 年 9 月 28 日）の過渡実績を考えた場合、至近のプラント停止は新潟県中越沖地震発生日（2007 年 7 月 16 日）であることから、低サイクル疲労の評価条件は新潟県中越沖地震発生日までの過渡実績とした。評価期間と劣化想定の内訳を図 1-1 に示す。

設定した過渡回数は、設計・建設規格に基づき運転状態Ⅰ（通常運転時の運転状態）、運転状態Ⅱ（供用期間中に予想される機器の単一故障等による通常運転からの逸脱状態）とした。

なお、機器の取替を実施し、過渡回数の設定に関して特別な考慮が必要な機器はない。

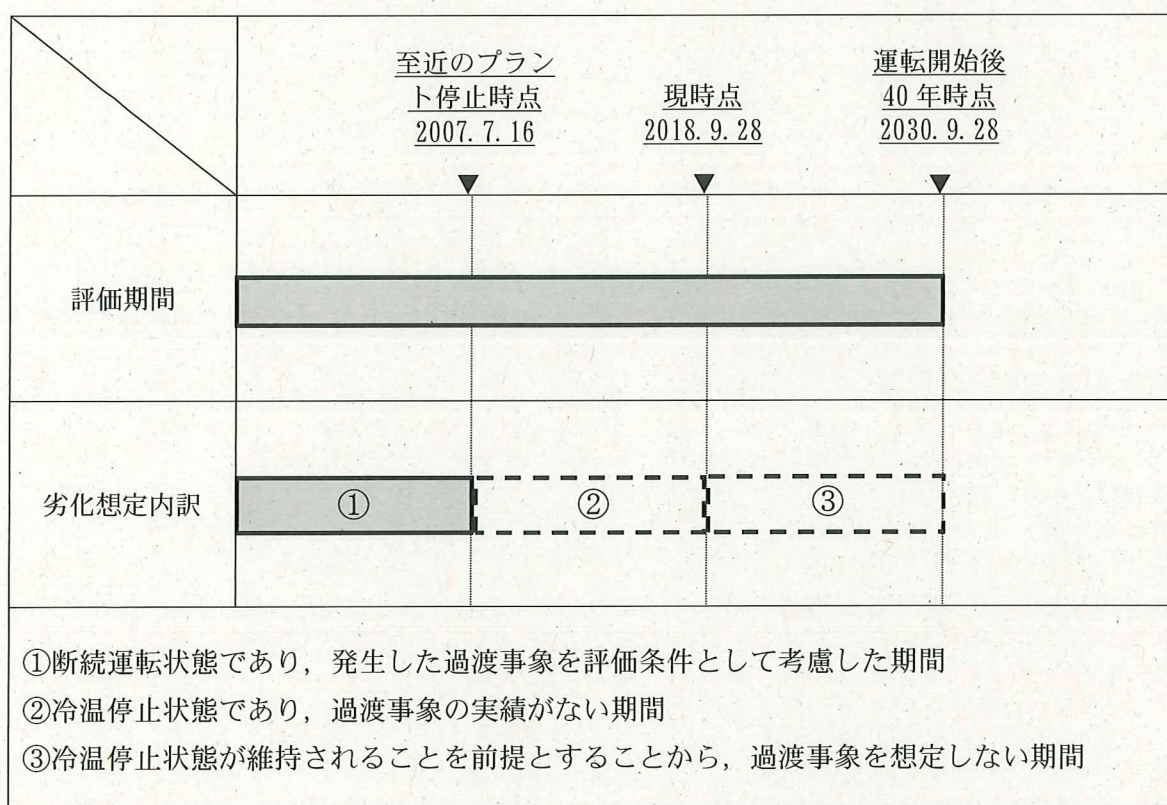


図1-1 冷温停止の維持状態での劣化想定の内訳

以上

別紙 2 設計時に考慮されていない低サイクル応力変動の考え方について

高経年化技術評価書で想定している経年劣化事象については、評価対象機器の使用条件（型式、材料、環境条件等）を考慮し、これまでの高経年化技術評価で想定されている部位と経年劣化事象の組合せを取りまとめた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」別冊「附属書A（規定）経年劣化メカニズムまとめ表に基づく経年劣化管理」添付資料「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考に行っている。

さらに、前述のまとめ表作成以降の知見については、それ以降に認可された高経年化技術評価書を参考にするとともに、国内外の新たな運転経験及び最新知見についても、以下に示すとおり継続的に高経年化技術評価への影響を整理し、技術評価への反映要否を判断する。

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施設情報公開ライブラリーにおいて公開されている「トラブル情報」、「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及び Information Noticeを対象としてスクリーニングを実施。期間中の情報において、新たに高経年化技術評価書に反映すべき運転経験を抽出する。

2. 最新知見

原子力規制委員会文書、（社）日本機械学会、（社）日本電気協会、（社）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、高経年化技術評価を実施する上で、新たに反映が必要な知見を抽出する。

3. 低サイクル疲労評価に反映すべき事象について

1. 及び2. の調査結果より、建設時に考慮されていない応力変動で低サイクル疲労に加えるべきものは抽出されなかった。

ただし、高サイクル熱疲労の観点で抽出された事象があるため、4. に記載する。なお、本事象は現時点ですでに抽出されているものであり、高経年化技術評価書で評価しているものである。

4. 建設時に考慮されていない高サイクル熱疲労について

運転経験により建設時考慮されていない高サイクル熱疲労は、日本機械学会基準「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（JSME S017）（以下、「JSME指針」という）により「高低温水合流型」、「キャビティフロー型熱成層」、「運転操作型熱成層」、「弁グランドリーク型熱成層」、「弁シートリーク型熱成層」が挙げられるが、「運転操作型熱成層」、「弁グランドリーク型熱成層」、「弁シートリーク型熱成層」は運転操作や弁の保守管理で対応可能とされており評価対象外とした。

このうち、平成17年12月27日付け「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」及び（別紙 2 新省令第6条における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する当面の措置について）（平成17・12・

22 原院第 6 号) 並びに平成19年2月16日付け「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・02・15 原院第 2号) の指示により、柏崎刈羽2号炉において発生することが考えられる「高低温水合流型」及び「キャビティフロー型熱成層」について、JSME指針及び過去の運転実績に基づき評価を行い、「柏崎刈羽原子力発電所 第2号機 高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価結果報告書(平成21年1月26日)」及び「高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価結果報告書(柏崎刈羽原子力発電所 1号機から7号機)(平成21年1月26日)」を経済産業省 原子力安全・保安院へ提出しており、以降に報告書記載内容の概要を示す。

報告書記載内容の概要

- ・「柏崎刈羽原子力発電所 第2号機 高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価結果報告書(平成21年1月26日)」

(1) 対象施設

省令62号第6条及び解釈第6条第2項並びに第3項により、以下のとおりである。

- ・一次冷却材の循環系統(主蒸気、給復水系を含む)
- ・原子炉冷却材浄化系
- ・残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)

(2) 評価対象とする高サイクル熱疲労現象

評価対象とする高サイクル熱疲労現象は、JSME指針により、以下のとおりである。

- ・高低温水合流型
- ・キャビティフロー型熱成層

(3) 高サイクル熱疲労割れの評価対象部位の抽出結果

a) 高低温水合流型

- ①原子炉圧力容器 給水ノズル
- ②原子炉冷却材浄化系の給水系への戻り部
- ③原子炉冷却材再循環系配管と残留熱除去系配管との合流部
- ④残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部

b) キャビティフロー型熱成層

原子炉冷却材再循環系ドレンライン

(4) 高サイクル熱疲労割れに関する評価結果

上記(3)抽出した部位について、JSME指針に基づき評価を行った。

a) 高低温水合流型

評価の結果、①については、サーマルスリーブを設置し、疲労評価を実施して問題ないことが確認されており、高サイクル熱疲労割れの可能性はないことを確認した。

②については、リコンビネーションティを設置し、疲労評価を実施して問題ないことが確認されており、高サイクル熱疲労割れの可能性はないことを確認した。

③については、高サイクル熱疲労割れの可能性はないことを確認した。

また、④のうち(A系)については、高サイクル熱疲労割れの可能性はないことを確認した。④のうち(B系)については、「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(平成16年9月22日付け平成16・09・08 原院第1号)の別紙1の方法により超音波探傷試験(UT)を行い、異常のないことを確認した。

なお、④のうち(B系)については、「高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価結果報告書(柏崎刈羽原子力発電所 1号機から7号機)(平成21年1月26日)」

にて再評価を行い、高サイクル熱疲労割れの可能性はないことを確認した。

b) キャビティフロー型熱成層

評価の結果、分岐管鉛直部への侵入判定長さを満足しており、高サイクル熱疲労割れの可能性はないことを確認した。

(5) 高サイクル熱疲労割れが発生する可能性のある部位の特定結果

上記(4)で評価した結果、高サイクル熱疲労割れが発生する可能性のある部位は以下のとおりである。

1. 高低温水合流部

対象部位なし

2. キャビティフロー型熱成層

対象部位なし

(6) 損傷の防止に関する措置（高サイクル熱疲労割れに関する検査）

通常運転時に高サイクル熱疲労割れが発生する可能性がある部位については、「高サイクル熱疲労に係る評価及び検査に対する要求事項について」（平成19年2月16日付け平成19・02・15 原院第2号）に基づき、検査対象箇所を選定し、今後の定期事業者検査において検査を実施する。

- ・「高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価結果報告書（柏崎刈羽原子力発電所 1号機から7号機）（平成21年1月26日）」

(1) 高サイクル熱疲労割れに関するこれまでの報告

省令62号第6条及び解釈第6条第2項並びに第3項に従い、JSME指針に基づき評価対象部位を抽出し、残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部(B系)については、超音波探傷検査を実施し、問題ないことを確認している。

(2) 高サイクル熱疲労割れに関する再評価結果

残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部(B系)について、JSME指針及び過去の運転実績を考慮した評価を行った結果、高サイクル熱疲労割れの可能性が高い部位ではないことを確認した。

(3) 今後の対応

高サイクル熱疲労割れが発生する可能性がある部位がないことが確認されたことから、今後継続検査は不要と判断する。

なお、今後のプラント運転において、本評価から逸脱する場合は、再度評価を実施する。

以上

別紙 3 環境疲労評価と溶存酸素濃度について

環境疲労評価は、「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」(以下、環境疲労評価手法という。)に基づき実施している。

環境疲労評価手法では、環境効果補正係数 (Fen) に溶存酸素が影響する材料として炭素鋼・低合金鋼を定めている。

低サイクル疲労の定量評価対象機器において、炭素鋼・低合金鋼の接液部位のうち、溶存酸素を考慮して環境疲労評価を行った部位とその水質を表3-1に示す。

表3-1 溶存酸素が影響する炭素鋼・低合金鋼の評価対象部位

機器	部位	材質	水質
容器 (RPV)	給水ノズル	低合金鋼	炉水
配管	給水系配管	炭素鋼	給水
弁	給水系原子炉給水ライン 手動止め弁	炭素鋼	給水
	原子炉冷却材浄化系ボトム 吸込弁	炭素鋼	炉水
	給水系原子炉給水ライン 外側隔離弁	炭素鋼	給水

また、炉水及び給水の溶存酸素濃度は、測定値より表3-2の通り設定している。

表3-2 各水質の溶存酸素濃度

水質	溶存酸素濃度 (ppm)
炉水	0.22
給水	0.03

以上

別紙 4 代表機器の疲労累積係数の算出根拠について

原子炉圧力容器の疲労累積係数の算出根拠は以下のとおりである。

1. 解析モデル

疲労累積係数の算出に用いた解析モデル（メッシュ）及び評価点を図 4-1 から図 4-3 に示す。解析コードは、「STANSAS」を用いた。

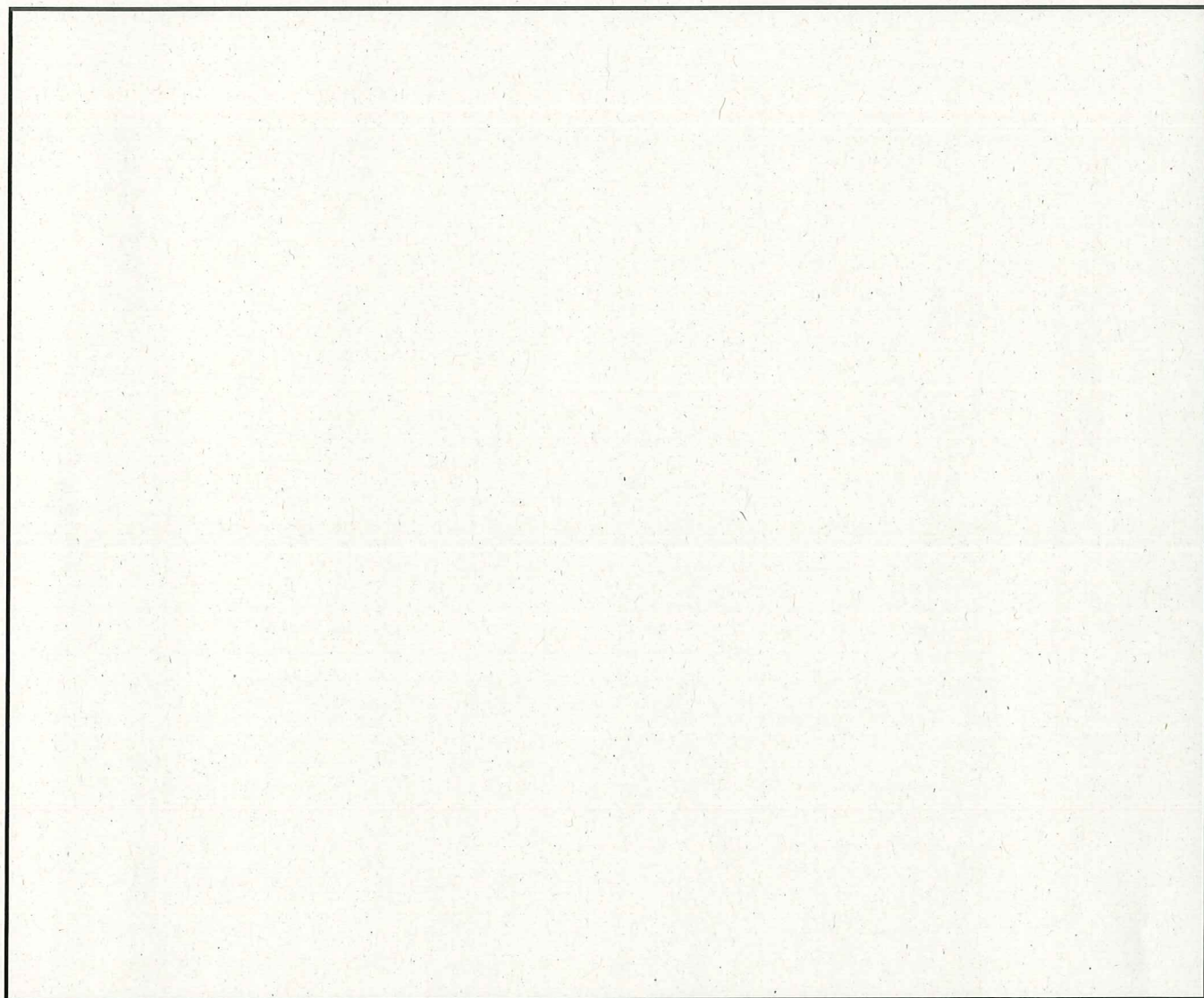


図 4-1 主フランジ，スタッドボルトの解析モデル（メッシュ）及び評価点

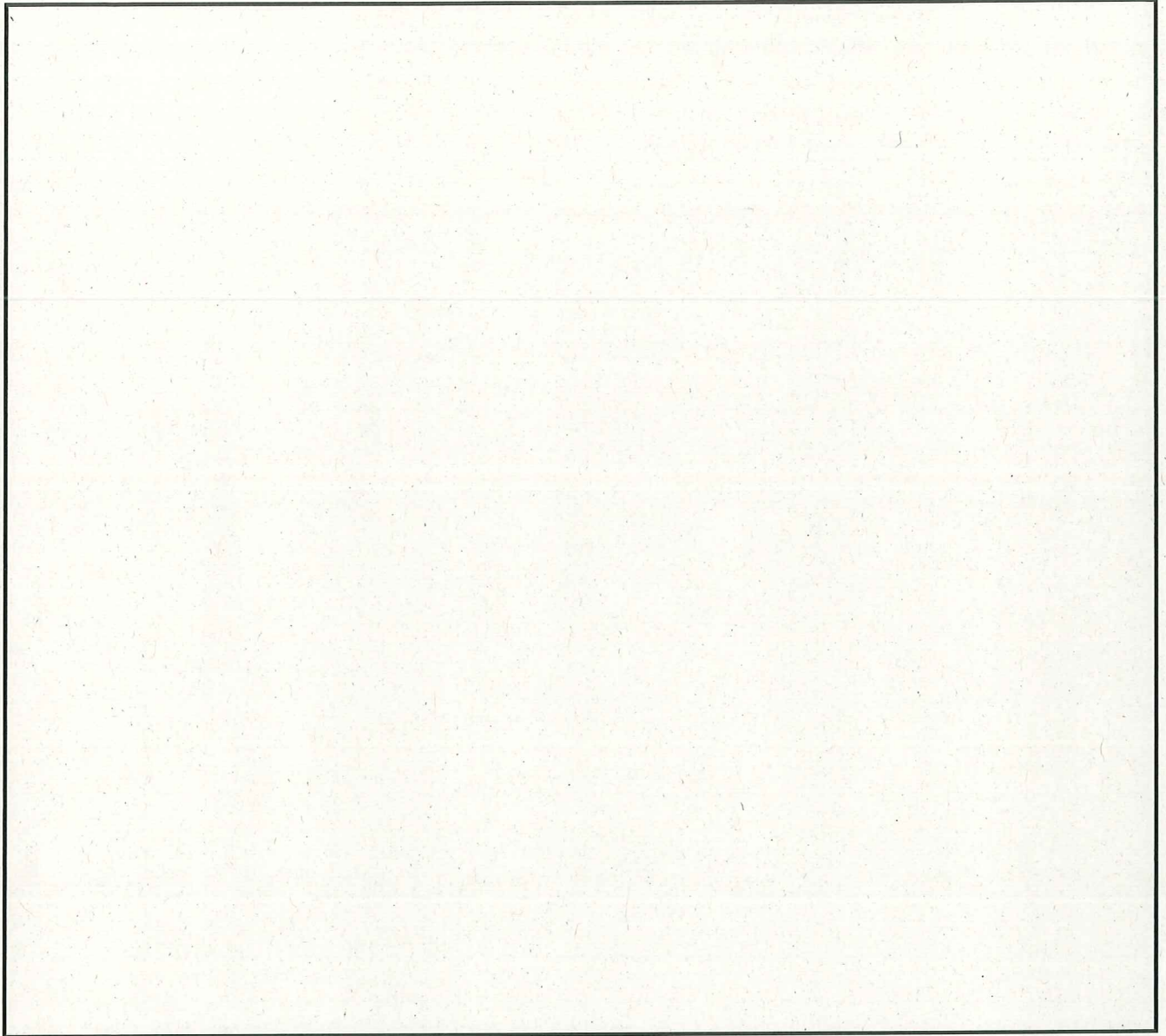


図 4-2 下鏡, 支持スカートの解析モデル (メッシュ) 及び評価点

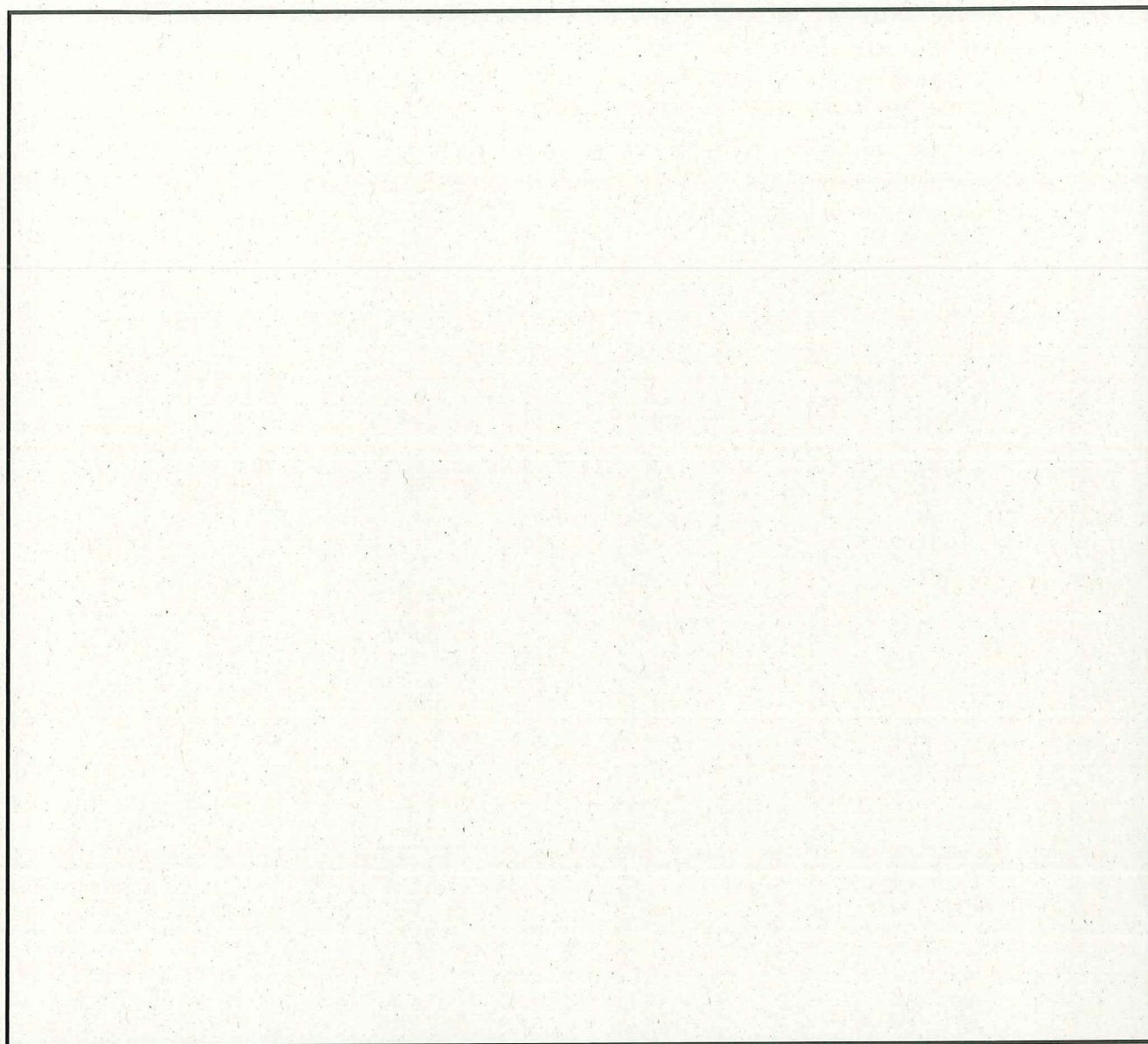


図 4-3 給水ノズルの解析モデル（メッシュ）及び評価点

2. 材料物性値

各評価部位における材料物性値を表 4-1 から表 4-3 に示す。

表 4-1 主フランジ，スタッドボルトの繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	$E \times 10^5$ (MPa)	$\alpha \times 10^{-6}$ (mm/mm℃)	S_m (MPa)	S (MPa)	$E_0 \times 10^5$ (MPa)	q	A_0	B_0
SQV2A						3.1	1.0	1.25
SFVQ1A						3.1	1.0	1.25
SNB24-3						—	—	—

表 4-2 下鏡，支持スカートの繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	$E \times 10^5$ (MPa)	$\alpha \times 10^{-6}$ (mm/mm℃)	S_m (MPa)	S (MPa)	$E_0 \times 10^5$ (MPa)	q	A_0	B_0
SQV2A						3.1	1.0	1.25
SFVQ1A						3.1	1.0	1.25

表 4-3 給水ノズルの繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	$E \times 10^5$ (MPa)	$\alpha \times 10^{-6}$ (mm/mm℃)	S_m (MPa)	S (MPa)	$E_0 \times 10^5$ (MPa)	q	A_0	B_0
SFVQ1A						3.1	1.0	1.25
SFVC2B						3.1	0.66	2.59

〈記号の説明〉

E ：運転温度に対する縦弾性係数

α ：運転温度に対する瞬時熱膨張係数

S_m ：運転温度に対する設計応力強さ

S ：設計・建設規格 表 添付 4-2-1，又は表 添付 4-2-4 記載の設計疲労線図のデジタル値より読み取った， 10^6 回に対する繰返しピーク応力強さ

E_0 ：設計・建設規格 添付 4-2 に記載された縦弾性係数

q, A_0, B_0 ：設計・建設規格 表 PVB-3315-1 に示された簡易弾塑性解析に使用する係数の値

3. 応力分類，許容応力強さ

各評価部位における応力の組合せを表 4-4，許容応力強さを表 4-5 から表 4-7 に示す。

表 4-4 応力の組合せ

状態	荷重の組合せ	
供用状態 A, B	ボルト以外	圧力＋機械的荷重＋自重＋ 熱膨張荷重＋熱過渡
	ボルト	圧力＋熱過渡＋機械的荷重

表 4-5 主フランジ，スタッドボルトの許容応力強さ

応力評価	主フランジ：一次＋二次応力 スタッドボルト：平均引張応力＋曲げ応力
供用状態	A, B
温度 (℃)	
許容応力	$3 \cdot S_m$
SQV2A, SFVQ1A (MPa)	
SNB24-3 (MPa)	

表 4-6 下鏡，支持スカートの許容応力強さ

応力評価	一次＋二次応力
供用状態	A, B
温度 (℃)	
許容応力	$3 \cdot S_m$
SQV2A, SFVQ1A (MPa)	

表 4-7 給水ノズルの許容応力強さ

応力評価	一次＋二次応力
供用状態	A, B
温度 (℃)	
許容応力	$3 \cdot S_m$
SFVQ1A (MPa)	
SFVC2B (MPa)	

4. 最大評価点の選定

解析モデル上の評価点は、強度評価上厳しくなる材料及び構造上の不連続部を抽出しており、その中から疲労累積係数が最大となる点を選定している。

各部位の評価結果及び最大評価点を添付-1 に示す。

5. 割増し係数 K_e

評価に用いた割増し係数を添付-1 に示す。

6. 環境評価パラメータ

JSME S NF1-2009 による詳細評価手法を適用している。

各過渡での $F_{en, det}$ は以下の式による。

$$F_{en, det} = \sum_{k=1}^m F_{en, k} \frac{\Delta \varepsilon_k}{\varepsilon_{max} - \varepsilon_{min}}$$

応力サイクルの組合せでの $F_{en, det}$ は以下の式による。

$$F_{en, det} = \frac{F_{en, det, A} \times (\varepsilon_{max, A} - \varepsilon_{min, A}) + F_{en, det, B} \times (\varepsilon_{max, B} - \varepsilon_{min, B})}{(\varepsilon_{max, A} - \varepsilon_{min, A}) + (\varepsilon_{max, B} - \varepsilon_{min, B})}$$

疲労累積係数は以下の式により求める。

$$U_{en} = \sum_{i=1}^n U_i \times F_{en, det, i}$$

[記号の説明]

$F_{en, det}$: 詳細評価手法による環境効果補正係数

$F_{en, i}$: 合計で n 個ある応力サイクルのうち i 番目の応力サイクルにおける環境効果補正係数

U_{en} : 環境効果を考慮した疲労累積係数

U_i : 合計で n 個ある応力サイクルのうち i 番目の応力サイクルにおける環境効果を考慮しない疲労累積係数

ε_{max} : 最大ひずみ (%)

ε_{min} : 最小ひずみ (%)

評価に用いた環境効果補正係数 F_{en} を添付-1 に示す。

以上

[記号の説明]

S_n : 供用状態 A, B における一次応力+二次応力の応力差最大範囲

K_e : 簡易弾塑性解析に用いる繰返しピーク応力強さの補正係数

S_p : 一次+二次+ピーク応力の応力差範囲

S_0 : 繰返しピーク応力強さ

S_0' : 補正繰返しピーク応力強さ

N_a : S_0' に対応する許容繰返し回数

N_c : 実際の繰返し回数

U_n : 疲労累積係数

U_{en} : 環境を考慮した疲労累積係数

主フランジ, スタッドボルトの最大評価点の選定

部位	評価点	Un	許容値
主フランジ	P01		1
	P02		
	P03	0.0439	
	P04		
スタッドボルト	P05		
	P06		
	P07	0.1770	
	P08		

 : 最大評価点

主フランジの疲労評価結果

応力評価点---P03

材料 ---SFVQ1A

応力差 --- S_{23}

No.	S_n (MPa)	K_e	S_p (MPa)	S_0 (MPa)	S_0' (MPa)	N_a	N_c	N_c/N_a
1								
2								
3								
4								
5								
6								
7								
疲労累積係数 $U_n =$								0.0439

スタッドボルトの疲労評価結果

応力評価点---P07

材料 ---SNB24-3

応力差 --- σ_0

No.	Sp (MPa)	S σ (MPa)	S σ' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
1						
2						
3						
4						
5						
6						
7						
8						
9						
10						
11						
12						
13						
14						
15						
16						
				疲労累積係数 Un= 0.1770		

下鏡, 支持スカート of 最大評価点 of 選定

部位	評価点	Un	許容値
下鏡	P01		1
	P01'		
	P02		
	P02'		
	P03		
	P03'		
	P04	0.0043	
	P04'		
支持スカート	P05	0.1055	1
	P05'		
	P06		
	P06'		
	P07		
	P07'		
	P08		
	P08'		
	P09		
	P09'		
	P10		
	P10'		

 : 最大評価点

下鏡の疲労評価結果

応力評価点---P04

材料 ---SFVQ1A

応力差 ---S₃₁

No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	S ₀ (MPa)	S ₀ ' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
1								
2								
3								
4								
疲労累積係数 Un=								0.0043

支持スカーットの疲労評価結果

応力評価点---P05

材料 ---SFVQ1A

応力差 ---S₁₂

No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	S ₀ (MPa)	S ₀ ' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
1								
2								
3								
4								
5								
6								
7								
8								
9								
10								
疲労累積係数 Un=								0.1055

給水ノズルの最大評価点の選定

部位	評価点	Un	許容値
	P01		
	P01'		
	P02		
	P02'		
給水ノズル	P03	0.0864	1
	P03'		
	P04		
	P04'		
	P05		
	P05'		
	P06		
	P06'		
	P07		
	P07'		
	P08		
	P08'		
	P09		
	P09'		
	P10		
	P10'		

 : 最大評価点

給水ノズルの疲労評価結果

応力評価点---P03

材料 ---SFVC2B

応力差 ---S₃₁

No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	S ₀ (MPa)	S ₀ ' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
1								
2								
3								
4								
5								
6								
7								
8								
9								
10								
11								
12								
13								
14								
						疲労累積係数 Un= 0.0864		

別紙 5 環境疲労評価手法に基づく評価の詳細について

接液する機器・部位に対する環境効果を考慮した評価は、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」(以下、環境疲労評価手法という。)に定められている評価方法のうち、最も保守的な係数倍法による評価を実施している。

具体的には、係数倍法により環境効果補正係数 ($F_{en, sc}$) を算出し、大気中の疲労累積係数 (U) に乗じることにより、環境効果を考慮した疲労累積係数 (U_{en}) を算出して許容値 1 を下回ることを確認している。

以降に「原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁」を例に、評価の詳細を示す。

(1) 評価条件

評価対象機器	材質	最高使用温度 (℃)
原子炉冷却材再循環系 ポンプ吐出弁	ステンレス鋼	289

(2) 評価式 (オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部)

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

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

[記号の説明]

$F_{en, sc}$: 係数倍法による環境効果補正係数

T : 温度 (℃)

T^* : 温度依存パラメータ

(3) 評価結果

評価対象機器	大気中の 疲労累積係数 (U)	環境効果 補正係数 ($F_{en, sc}$)	環境効果を考慮した 疲労累積係数 ($U_{en} = U \times F_{en, sc}$)
原子炉冷却材再循環系 ポンプ吐出弁	0.031	22.506	0.687

注記：記載の数値は小数点以下第 4 位で切り上げを実施。

以上