

玄海原子力発電所3号炉  
高経年化技術評価  
(低サイクル疲労)

補足説明資料

2023年10月23日  
九州電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る  
事項ですので公開することはできません。

# 目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
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 健全性評価	5
4.2 現状保全	16
4.3 総合評価	17
4.4 高経年化への対応	17
5. 代表機器以外の技術評価	18
5.1 健全性評価	18
5.2 現状保全	20
5.3 総合評価	21
5.4 高経年化への対応	21
6. まとめ	22
6.1 審査ガイド等に対する確認結果	22
6.2 長期施設管理方針として策定する事項	23

## 別紙

別紙 1. 過渡回数推定値の算出方針について	1-1
別紙 2. 建設時に考慮されていない低サイクル応力変動の抽出プロセスについて	2-1
別紙 3. 原子炉容器の疲労累積係数の算出根拠について	3-1
別紙 4. クラッドにより環境疲労評価不要とする部位のクラッド確認について	4-1
別紙 5. 環境疲労評価で考慮している溶存酸素濃度について	5-1
別紙 6. 環境疲労評価手法における環境効果補正係数の算出方法について	6-1
別紙 7. 代表機器以外の疲労累積係数の算出根拠について	7-1
別紙 8. 詳細評価法による環境効果補正係数の算出手順について	8-1
別紙 9. 有限要素法解析における応力分類について	9-1

## 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、運転を断続的に行う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・圧力により、機器の構造不連続部等に局所的に大きな応力変動が生じ、それが供用期間中に繰り返された場合に、疲労割れの発生に至る可能性がある劣化事象である。

このような応力変動による影響について、これまでの運転実績をもとに疲労割れの発生の有無について評価を実施した。

ここでは、原子炉容器を代表とし、具体的な評価を「4. 代表機器の技術評価」に、その他の評価対象については、「5. 代表機器以外の技術評価」にて評価を実施する。

## 2. 基本方針

低サイクル疲労に対する評価の基本方針は、「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」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」の記載事項（以下、「審査ガイド等記載事項」という。）を踏まえ、対象機器について運転開始後 60 年時点までの期間における低サイクル疲労に係る高経年化に関する技術評価を適切に実施し、その結果に基づき長期施設管理方針を適切に策定していることを確認することである。

低サイクル疲労についての審査ガイド等記載事項を表 1 に整理する。

表1 低サイクル疲労についての審査ガイド等記載事項

ガイド	記載事項
<p>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</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点</p> <p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(2) 長期施設管理方針の審査</p> <p>①長期施設管理方針の策定 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。</p>
<p>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</p>	<p>3. 1 高経年化技術評価の実施及び見直し 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>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、必要に応じ現状の施設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。</p> <p>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年間とする。）</p> <p>3. 2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>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、施設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施設管理方針を策定すること。</p> <p>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たもの間で、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施設管理方針を策定すること。</p>

### 3. 評価対象と評価手法

#### 3.1 評価対象

低サイクル疲労の評価対象機器、代表機器は以下の条件に該当する機器を抽出する。

① 低サイクル疲労に係る評価対象設備

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抽出している。

② 代表機器の選定

評価対象機器のうちプラント安全上最も重要と考える「原子炉容器」を代表機器として選定し、具体的な評価結果を「4. 代表機器の技術評価」に示す。

なお、原子炉容器以外の機器の評価結果については「5. 代表機器以外の技術評価」に示す。

### 3.2 評価手法

#### (1) 低サイクル疲労評価のフロー

低サイクル疲労の技術評価のフローを図1に示す。

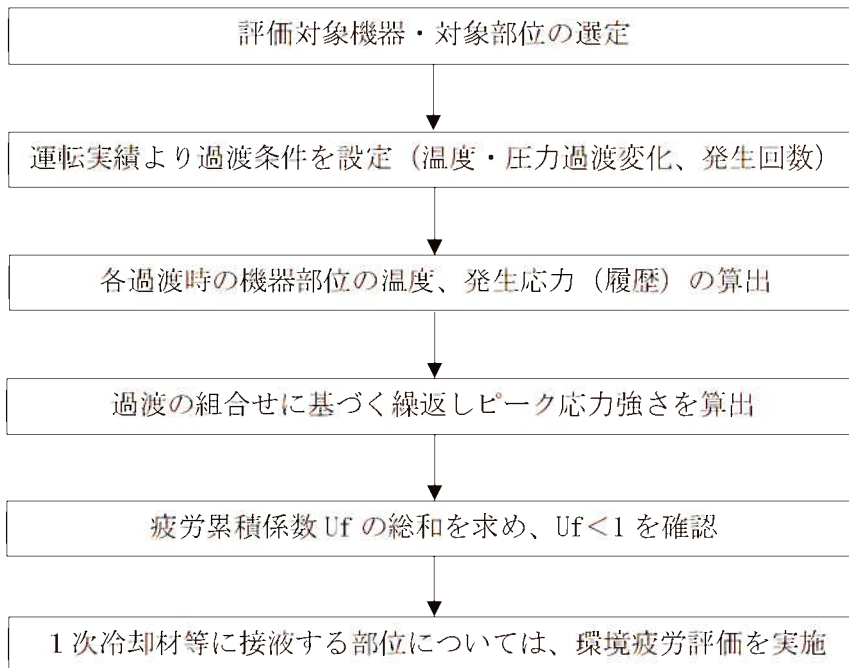


図1 低サイクル疲労の技術評価フロー

#### (2) 適用規格・基準

低サイクル疲労の評価に用いた規格・基準及び評価手法を以下に示す。

- ① 「日本原子力学会 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 「日本機械学会 設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）」（以下、「設計・建設規格」という。）
- ③ 「日本機械学会 設計・建設規格（JSME S NC1-2012）」（以下、「設計・建設規格」という。）
- ④ 「日本機械学会 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。）

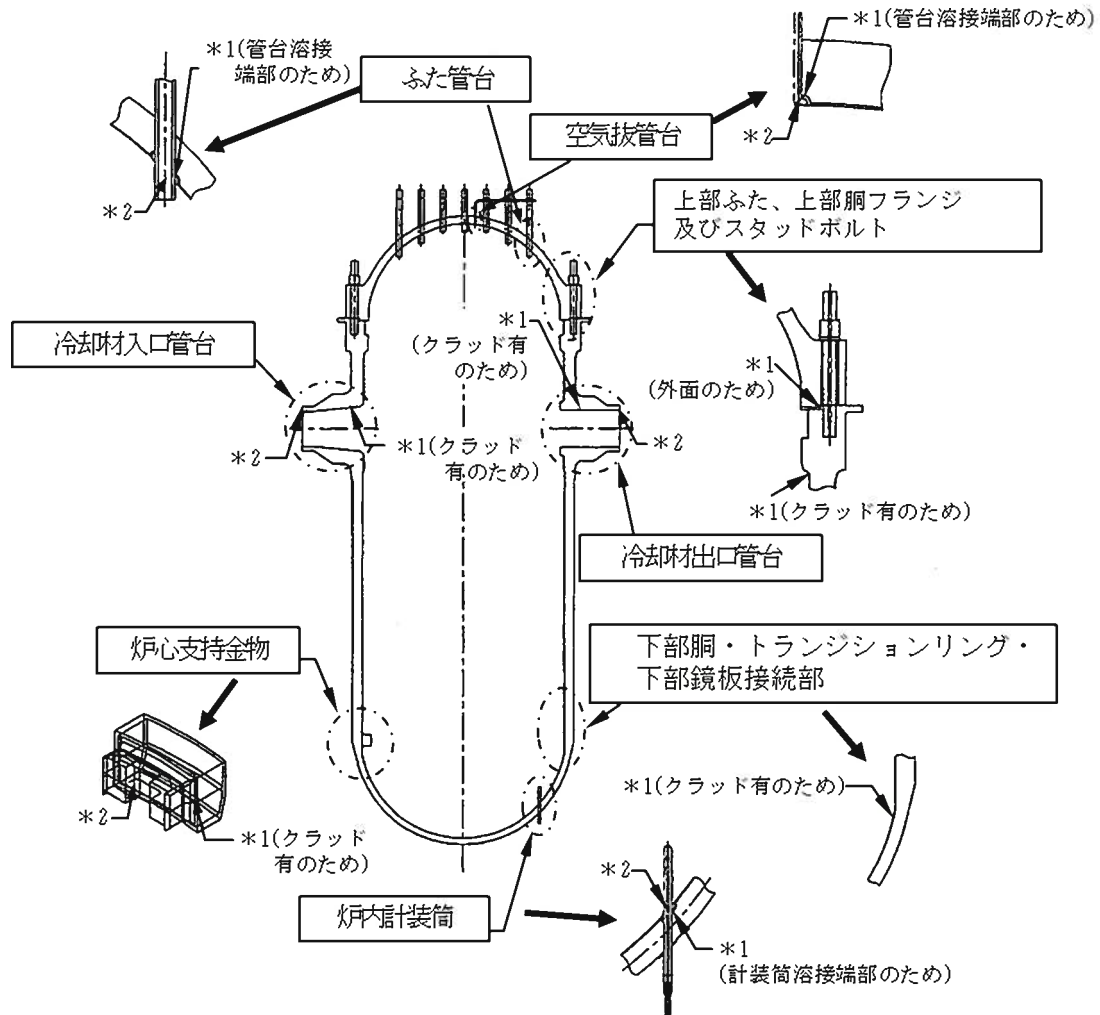
#### 4. 代表機器の技術評価

##### 4.1 健全性評価

##### (1) 原子炉容器

##### a. 評価対象部位の選定

原子炉容器の評価対象部位を図2に、選定理由を表2に示す。



\*1: 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位(最大) (非接液部の場合は ( ) 内に理由を記載)  
 \*2: 「環境疲労評価手法」に基づく疲労評価対象部位(最大) (接液部が対象)

図2 原子炉容器の疲労評価対象部位



表2 評価対象部位の選定理由

	評価対象部位	選定理由
原子炉容器	冷却材入口管台	建設時工認評価部位
	冷却材出口管台	建設時工認評価部位
	ふた管台	原子炉容器上部蓋取替工事工認評価部位
	空気抜管台	原子炉容器上部蓋取替工事工認評価部位
	炉内計装筒	建設時工認評価部位
	上部ふた	原子炉容器上部蓋取替工事工認評価部位
	上部胴フランジ	建設時工認評価部位
	下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部	建設時工認評価部位
	炉心支持金物	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

b. 過渡条件の設定

各過渡条件の繰返し回数は「実施基準」に基づき、運転実績に基づく2018年度末までの過渡回数を用い、運転開始後60年時点の推定過渡回数（評価用過渡回数）を設定する。

過渡回数策定方針特記事項を表3に、評価用過渡回数の略式図を図3に、実績過渡回数及び年平均過渡回数の算出における評価上の取り扱いを図4に、疲労評価に用いた過渡回数を表4に示す。

具体的には以下に示す計算方法に基づき未取替機器（上部ふた、ふた管台及び空気抜管台を除く）、取替機器（上部ふた、ふた管台及び空気抜管台）の2種の過渡回数を設定する。

なお、設定する過渡は運転状態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状態からの逸脱状態）とした。

① 未取替機器

$$\begin{aligned} & 60 \text{ 年時点の推定過渡回数（評価用過渡回数）} * \\ & \geq \text{実績過渡回数} + (\text{実績過渡回数に基づく1年間当たりの平均過渡回数}) \\ & \quad \times \text{余裕} \times \text{残年数} \end{aligned}$$

② 取替機器（上部ふた、ふた管台及び空気抜管台）

$$\begin{aligned} & 60 \text{ 年時点の推定過渡回数（評価用過渡回数）} * \\ & \geq \text{取替後実績過渡回数} + (\text{未取替機器の1年間当たりの平均過渡回数}) \\ & \quad \times \text{余裕} \times \text{残年数} \end{aligned}$$

※ 60年時点の推定過渡回数（評価用過渡回数）の設定にあたっては、算出過程の中で60年時点の推定過渡回数に保守性を持たせるために、小数点以下を切り上げている。

また、過渡回数推定値の算出方針について別紙1に、建設時に考慮されていない低サイクル応力変動の抽出プロセスについて別紙2示す。

表 3 過渡回数策定方針特記事項

	項目	内容
1	定常負荷運転時の変動	有意な変動は生じていないことから、カウントしない。
2	未経験過渡回数	電力共通研究「応力解析手法の高度化」のデータを使用する。
3	5%/min 負荷上昇、減少の平均過渡回数	稼働率向上を考慮すると、ステムフリー試験回数が増加するため、負荷上昇、減少の平均回数は <input type="text"/> とする。
4	起動・停止 (温度上昇・下降率 55.6°C/h)	起動・停止回数が異なる場合は、保守側に回数が多い方に設定した。 なお、過渡変化率は、評価上最も厳しい設計過渡条件としており、十分保守的な値を設定した。
5	燃料交換	計算上は 0.70 回/年であるが、 <input type="text"/> とする。
6	タービン回転試験	プラント建設時の機能試験に係る過渡のため、今後は発生しない。
7	取替機器の実績過渡	原子炉容器器上部ふたは第 17 回定検（2023 年度）の取替予定、2023 年 6 月から供用開始と仮定する。 なお、2018 年度末までの実績過渡で評価。
8	取替機器の平均過渡回数について	平均過渡回数は未取替機器と同様(スタッドボルトの起動・停止及び 1 次系漏洩試験を除く)とする。
9	試運転の実績過渡回数	実績過渡回数に含めるが、試運転過渡事象は試運転時特有のものであり、年平均過渡回数の算定には含めない。
10	長期停止期間中に発生した過渡の扱い	実績過渡回数に含めるが、長期停止期間中の過渡は特有のものであり、年平均過渡回数の算定には含めない。
11	推定過渡回数の算出に用いる残年数	評価上、実績過渡回数調査時点（2018 年度末）から運転開始後 60 年時点までの期間を残年数とする。
12	評価用過渡回数の余裕	評価用過渡回数は、年平均過渡回数に残年数を掛けた値に十分な余裕（1 を超える値）を考慮し設定する。玄海 3 号炉については、1.5 とする。

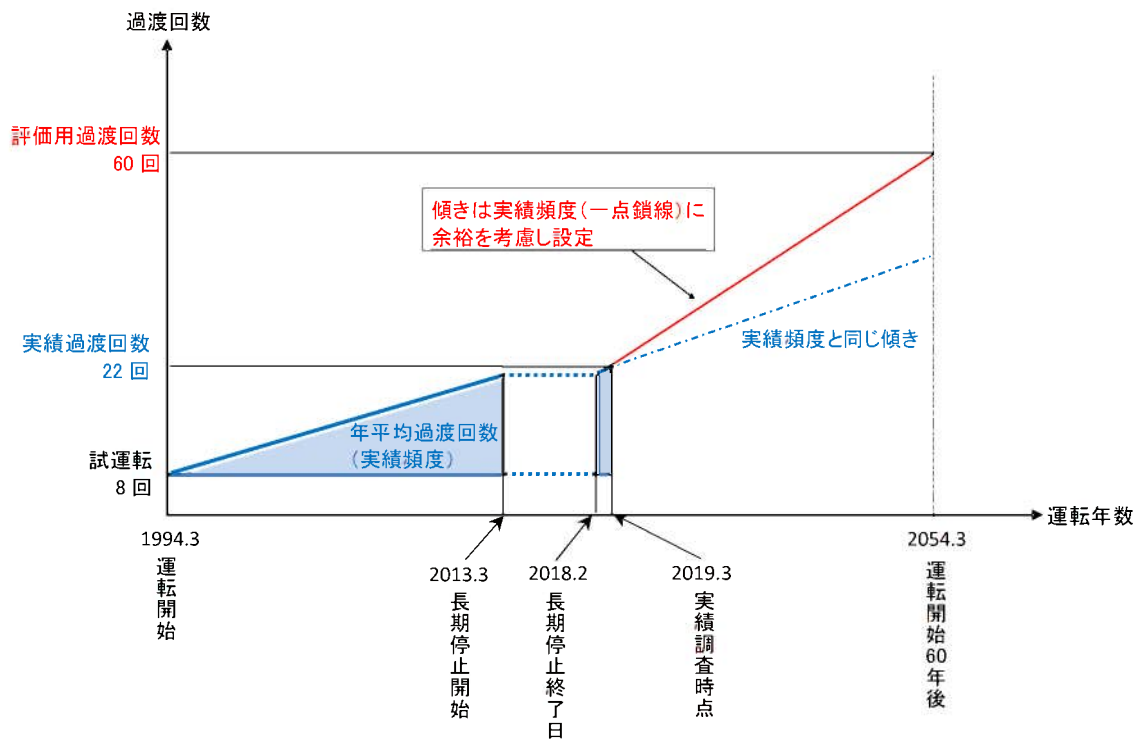


図3 評価用過渡回数の略式図(「停止」の例)

	営業運転 開始時点 1994. 3. 18		現時点 (実績調査 時点) 2019. 3. 31	運転開始後 60年時点 2054. 3. 17
実際の 運転状況	通常の 断続運転	13回定検	通常の 断続運転	
評価上の 取扱い	①	②	①	③
<p>① 通常の断続運転状態の期間であるため、この期間に発生した過渡の回数を実績値としてカウントするとともに、年平均過渡回数の算出に考慮している。</p> <p>② 評価上、長期停止期間として取り扱うため、この期間に発生した過渡の回数を実績値としてはカウントするが、年平均過渡回数の算出には考慮しない。</p> <p>③ 評価上、通常の断続運転状態が継続している期間として取り扱い、①の期間における年平均過渡回数に余裕を考慮した頻度で過渡が発生するものと想定する。</p>				

図4 実績過渡回数及び年平均過渡回数の算出における評価上の取り扱い

表 4(1/2) 未取替機器（上部ふた、ふた管台及び空気抜管台を除く）の  
疲労評価に用いた過渡回数

運転状態 I

過渡項目	過渡回数 特記事項 <sup>*2</sup>	運転実績に基づく過渡回数	
		2019年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値
起動（温度上昇率55.6℃/h）	4、9	23(24) <sup>*3</sup>	60(63) <sup>*3</sup>
停止（温度下降率55.6℃/h）	4、9	22(22) <sup>*3</sup>	60(63) <sup>*3</sup>
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	3、9	201	884
負荷減少（負荷減少率5%/min）	3、9	193	876
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2、9	2	4
100%から90%へのステップ状負荷減少	2、9	2	4
100%からの大きいステップ状負荷減少	2、9	1	4
定常負荷運転時の変動 <sup>*1</sup>	1	—	—
燃料交換	5、9	15	68
0%から15%への負荷上昇	9	24	64
15%から0%への負荷減少	9	17	57
1 ループ停止／1 ループ起動			
I) 停止	2	0	2
II) 起動	2	0	2

運転状態 II

過渡項目	過渡回数 特記事項 <sup>*2</sup>	運転実績に基づく過渡回数	
		2019年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値
負荷の喪失	2、9	4	7
外部電源喪失	2、9	1	5
1次冷却材流量の部分喪失	2	0	2
100%からの原子炉トリップ			
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	2、9	1	8
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	2	0	2
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	2	0	2
1次冷却系の異常な減圧	2	0	2
制御棒クラスタの落下	2	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	2	0	2
1次冷却系停止ループの誤起動	2	0	2
タービン回転試験	6、9	6	6
1次系漏えい試験	9	21	59(61) <sup>*3</sup>

\*1：設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4℃、低温側±2.4℃、1次冷却材圧力±0.39MPa、-0.29MPaの変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない。

\*2：過渡回数特記事項11、12は記載省略。

\*3：（ ）内はスタッドボルトの過渡回数を示す。



表 4(2/2) 取替機器（上部ふた、ふた管台及び空気抜管台）の  
疲労評価に用いた過渡回数

運転状態Ⅰ

過渡項目	過渡回数 特記事項 <sup>*2</sup>	運転実績に基づく過渡回数	
		2019年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値 <sup>*3</sup>
起動（温度上昇率55.6℃/h）	4	—	32
停止（温度下降率55.6℃/h）	4	—	32
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	3	—	601
負荷減少（負荷減少率5%/min）	3	—	601
90%から100%へのステップ状負荷上昇	—	—	2
100%から90%へのステップ状負荷減少	—	—	2
100%からの大きいステップ状負荷減少	—	—	2
定常負荷運転時の変動 <sup>*1</sup>	1	—	—
燃料交換	5	—	47
0%から15%への負荷上昇	—	—	35
15%から0%への負荷減少	—	—	35
1 ループ停止／1 ループ起動			
Ⅰ) 停止	—	—	2
Ⅱ) 起動	—	—	2

運転状態Ⅱ

過渡項目	過渡回数 特記事項 <sup>*2</sup>	運転実績に基づく過渡回数	
		2019年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値 <sup>*3</sup>
負荷の喪失	—	—	2
外部電源喪失	—	—	3
1次冷却材流量の部分喪失	—	—	2
100%からの原子炉トリップ			
Ⅰ) 不注意な冷却を伴わないトリップ	—	—	7
Ⅱ) 不注意な冷却を伴うトリップ	—	—	2
Ⅲ) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	—	—	2
1次冷却系の異常な減圧	—	—	2
制御棒クラスタの落下	—	—	2
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	—	—	2
1次冷却系停止ループの誤起動	—	—	2
タービン回転試験	—	—	0
1次系漏えい試験	—	—	34

\*1：設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4℃、低温側±2.4℃、1次冷却材圧力＋0.39MPa、－0.29MPaの変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない。

\*2：過渡回数特記事項7、8、11、12は記載省略。

\*3：運転開始後29年時点（第17回定期検査（2023年度））での上部ふた取替に伴い、プラント運転開始後60年時点での過渡回数としては、上部ふた取替からプラント運転開始後60年時点までの年数である31年間の過渡回数とした。

c. 応力解析、疲労累積係数算出

原子炉容器各部位（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、大気環境中の疲労評価を行う。

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、過渡条件の組合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、過渡条件の組合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 5 に示す。

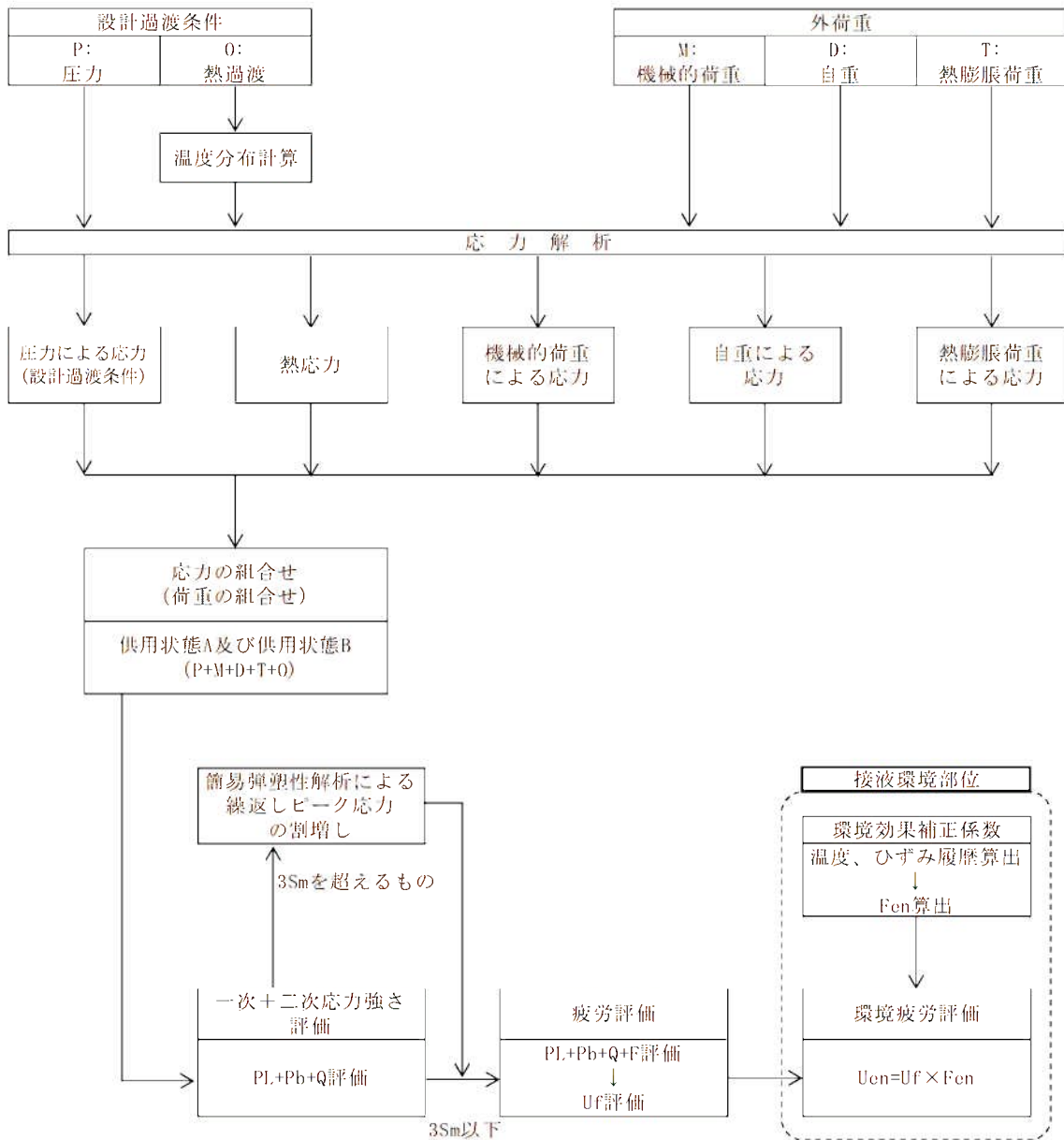


図 5(1/2) 疲労評価の解析フロー (スタッドボルトを除く部位)



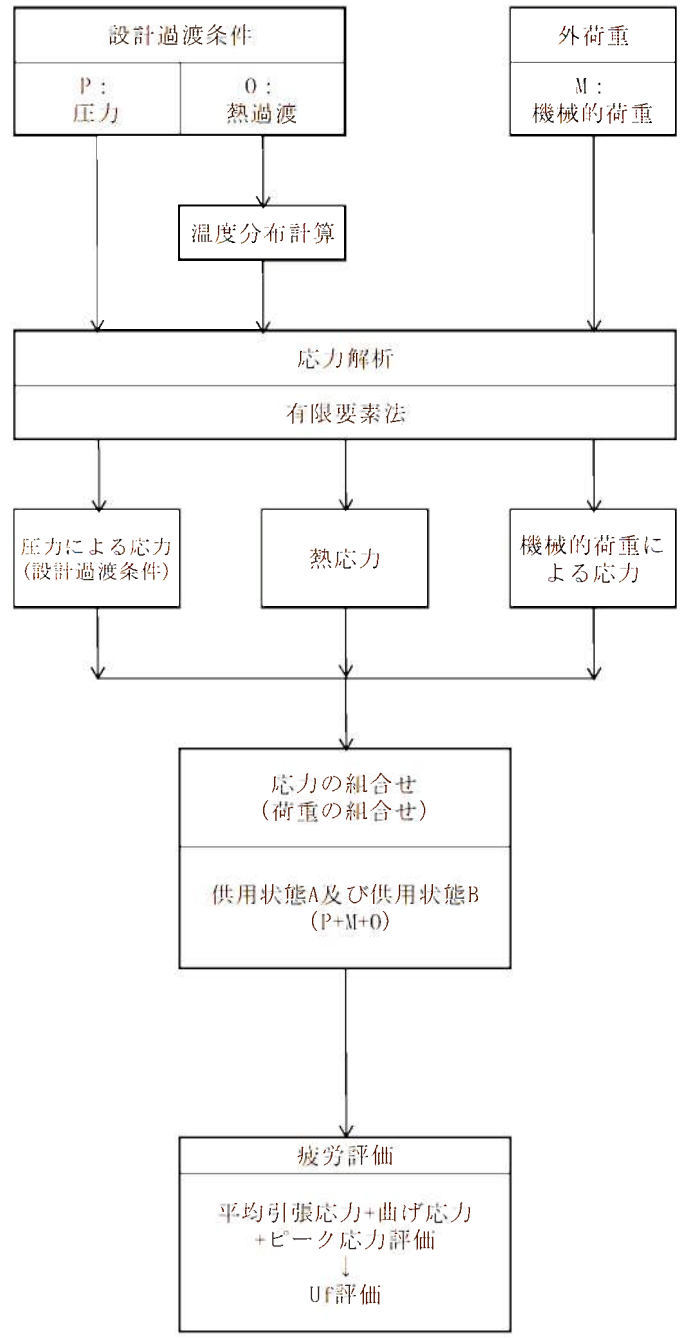


図 5(2/2) 疲労評価の解析フロー (スタッドボルト)

d. 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(Uf)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基づき、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(Uen)が1を下回ることを確認した。

原子炉容器の疲労評価結果を表5に示す。

また、原子炉容器の疲労累積係数の算出根拠について別紙3、クラッドにより環境疲労評価不要とする部位のクラッド確認について別紙4に示す。

表5 原子炉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)	
	設計・建設規格 による解析	環境疲労評価手法 による解析
冷却材入口管台	0.038	0.001 <sup>*2</sup>
冷却材出口管台	0.044	0.001 <sup>*2</sup>
ふた管台 <sup>*1</sup>	0.040	0.001 <sup>*2</sup>
空気抜管台 <sup>*1</sup>	0.023	0.001 <sup>*2</sup>
炉内計装筒	0.462	0.001 <sup>*2</sup>
上部ふた <sup>*1</sup> 、上部胴フランジ	0.006	— <sup>*3</sup>
下部胴・トランジションリング・ 下部鏡板接続部	0.005	— <sup>*3</sup>
炉心支持金物	0.005	0.001 <sup>*2</sup>
スタッドボルト	0.341	— <sup>*3</sup>

\*1：第17回定期検査時（2023年度）に上部ふたを取り替えるため、31年間の過渡回数を基に算出した。

\*2：炉水環境にあり、かつ疲労評価上最も厳しい箇所について評価を実施しており、疲労評価対象箇所と異なる。

\*3：非接液部。

## 4.2 現状保全

原子炉容器の評価対象部位における疲労割れに対する保全は、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「日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格」に従った検査プログラム、試験方法及び試験範囲で供用期間中検査として超音波探傷検査、浸透探傷検査、目視確認（VT-1、VT-2、VT-3）を実施し、健全性を確認している。

原子炉容器内面のクラッドに対しては、開放点検時に目視確認を実施し、クラッドの損傷などの異常の有無を確認しており、これまでの点検の結果、問題のないことを確認できている。

なお、低サイクル疲労の予防保全の観点から行っている工事はない。

原子炉容器の供用期間中検査の内容を表6に示す。

表6 原子炉容器の供用期間中検査の内容

部 位	検査部位	検査内容	検査範囲 / 頻度	至近の検査実績	検査結果
冷却材入口管台	内面コーナー、セーフエンドとの溶接部、胴との溶接部	①超音波探傷検査 ②浸透探傷検査	100%/10年	①第16回定期検査 ②第15回定期検査	良
冷却材出口管台	内面コーナー、セーフエンドとの溶接部、胴との溶接部	①超音波探傷検査 ②浸透探傷検査	100%/10年	①第16回定期検査 ②第16回定期検査	良
ふた管台	制御棒駆動装置ハウジングの溶接継手	浸透探傷検査	25%/10年	第16回定期検査	良
	上部鏡板の貫通部	漏えい検査による目視確認(VT-2)	毎定検	第16回定期検査	良
空気抜管台	上部鏡板の貫通部	漏えい検査による目視確認(VT-2)	毎定検	第16回定期検査	良
炉内計装筒	下部鏡板の貫通部	ベアメタル検査*	100%/5年	第14回定期検査	良
上部胴フランジ	溶接部（円周方向）	超音波探傷検査	100%/10年	第16回定期検査	良
下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部	溶接部（円周方向）	超音波探傷検査	100%/10年	第16回定期検査	良
炉心支持金物	胴との溶接部	目視確認(VT-3)	100%/10年	第16回定期検査	良
スタッドボルト	ボルト本体	超音波探傷検査	100%/10年	第16回定期検査	良
	ナット	目視確認(VT-1)	100%/10年	第16回定期検査	良

\*ベアメタル検査：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で、保温材をはがして地金にホウ酸の付着がないかを目視により確認する。

#### 4.3 総合評価

運転開始後 60 年間の供用を想定した原子炉容器の疲労評価結果は、疲労累積係数が 1 を下回り、疲労割れの発生が問題となる可能性はないと考える。

ただし、疲労評価は実績過渡回数に依存するため、今後も実績過渡回数を把握し評価する必要がある。

また、疲労割れは超音波探傷検査等により、原子炉容器内面のクラッドの欠陥については、有意な異常のないことを目視確認により検知可能であり、点検手法として適切である。

#### 4.4 高経年化への対応

冷却材出入口管台等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後 60 年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

## 5. 代表機器以外の技術評価

### 5.1 健全性評価

代表機器以外の機器についての評価結果一覧を表7に示す。

また、クラッドにより環境疲労評価不要とする部位のクラッド確認について別紙4、環境疲労評価で考慮している溶存酸素濃度について別紙5、環境疲労評価手法における環境効果補正係数の算出方法について別紙6、代表機器以外の疲労累積係数の算出根拠について別紙7に示す。

表7(1/2) 代表機器以外の機器についての評価結果一覧

評価対象機器、部位			疲労累積係数 (許容値：1)	
			設計・建設規格 による解析	環境疲労評価手法 による解析
ポンプ	余熱除去ポンプ	ケーシング	0.028	0.012 <sup>*1</sup>
	1次冷却材ポンプ	ケーシング吸込ノズル	0.001	0.001
		ケーシング吐出ノズル	0.088	0.522 <sup>*1</sup>
		ケーシング脚部	0.089	0.524 <sup>*1</sup>
熱交換器	再生熱交換器	管板部	0.074	0.097
	余熱除去冷却器	管板部	0.022	0.032
	蒸気発生器	管板廻り	0.154	0.164 <sup>*1</sup>
		給水入口管台	0.168	0.446 <sup>*2</sup>
容器	加圧器	スプレイライン用管台	0.042	0.057 <sup>*2</sup>
		サージ用管台	0.016	0.020
	機械ペネトレーション	主蒸気ライン貫通部端板	0.000	— <sup>*3</sup>
配管	ステンレス鋼配管	余熱除去系統出口配管 (1次冷却材管高温側余熱除去 管台～余熱除去ポンプ入口内 隔離弁)	0.011	0.217
		余熱除去系統出口配管 (余熱除去ポンプ入口内隔離弁 ～原子炉格納容器貫通部)	0.074	0.464

\*1：接液部のうち疲労評価上最も厳しい箇所について評価を実施しており、設計・建設規格の疲労評価対象箇所と異なる。

\*2：熱成層による発生応力を含めた解析であり、3次元有限要素法を用いた評価である。また、熱成層を考慮した応力評価の結果最も厳しい箇所について評価しており、設計・建設規格の疲労評価対象箇所と異なる。

\*3：非接液部。

表7(2/2) 代表機器以外の機器についての評価結果一覧

評価対象機器、部位			疲労累積係数 (許容値：1)		
			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	加圧器サージ配管	0.004	0.002*2	
		加圧器スプレイ配管	0.011	0.105*2	
	炭素鋼配管	主給水系統配管 (原子炉格納容器貫通部～蒸気発生器給水管台)		0.002	0.016
		1次冷却材管	ホットレグ	0.001	0.010
			クロスオーバーレグ	0.002	0.008
			コールドレグ	0.001	0.005
			加圧器サージ管台	0.010	0.047
			蓄圧タンク注入管台	0.009	0.034
			充てん管台	0.003	0.023
			弁	仕切弁	余熱除去ラインループ高温側出口弁弁箱
玉形弁	抽出ライン止弁弁箱	0.034		0.485	
スイング逆止弁	蓄圧タンク出口第二逆止弁弁箱	0.095		0.693	
リフト逆止弁	加圧器補助スプレイ逆止弁弁箱	0.008		0.051	
炉内構造物	炉心支持構造物	上部炉心支持板	0.004	0.029	
		上部炉心支持柱	0.001	0.001	
		上部炉心板	0.001	0.003	
		下部炉心板	0.001	0.002	
		下部炉心支持柱	0.003	0.028	
		下部炉心支持板	0.001	0.007	
		炉心槽下部接続部	0.001	0.001	
重機器 ボサ	加圧器	加圧器スカート溶接部	0.194	—*3	

\*2：熱成層による発生応力を含めた解析であり、3次元有限要素法を用いた評価である。また、熱成層を考慮した応力評価の結果最も厳しい箇所について評価しており、設計・建設規格の疲労評価対象箇所と異なる。

\*3：非接液部。



5.2 現状保全

代表機器以外の現状保全を表8に示す。なお、低サイクル疲労の予防保全の観点から行っている工事は無い。

表8(1/2) 代表機器以外の現状保全

評価対象機器、部位			現状保全内容	検査範囲 / 頻度	至近の検査実績	検査結果
ポンプ	余熱除去ポンプ	ケーシング	目視確認	1回/4定検	第16回定期検査	良
	1次冷却材ポンプ	ケーシング	①ケーシング内面の目視確認(VT-3) ②漏えい検査(VT-2)	①100%/10年(1台) ②毎定検	①第14回定期検査 ②第16回定期検査	良
熱交換器	再生熱交換器	管板部	漏えい検査(VT-2)	100%/10年	第16回定期検査	良
	余熱除去冷却器	管板部	漏えい検査(VT-2)	1回/10定検	第16回定期検査	良
	蒸気発生器	管板廻り	①溶接部の超音波探傷検査 ②内張りの目視確認 ③漏えい検査(VT-2)	①25%/10年 ②毎定検 ③毎定検	①②③第16回定期検査	良
		給水入口管台	漏えい検査(VT-2)	1回/10年	第16回定期検査	
容器	加圧器	スプレイライン用管台	①溶接部の超音波探傷検査 ②溶接部の浸透探傷検査 ③漏えい検査(VT-2)	①25%/10年 ②25%/10年 ③毎定検	①第16回定期検査 ②第一回定期検査 ③第16回定期検査	良
		サージ用管台			①第16回定期検査 ②第16回定期検査 ③第16回定期検査	
	機械ペネトレーション	主蒸気ライン貫通部端板	原子炉格納容器漏えい率検査	2回/3定検	第16回定期検査	良
配管	ステンレス鋼配管	余熱除去系統出口配管(1次冷却材管高温側余熱除去管台～余熱除去ポンプ入口内隔離弁)	①溶接部の超音波探傷検査 ②溶接部の浸透探傷検査 ③漏えい検査(VT-2)	①25%/10年 ②25%/10年 ③毎定検	①第16回定期検査 ②第14回定期検査 ③第16回定期検査	良
		余熱除去系統出口配管(余熱除去ポンプ入口内隔離弁～原子炉格納容器貫通部)	①溶接部の浸透探傷検査 ②漏えい検査(VT-2)	①7.5%/10年 ②100%/10年	①第16回定期検査 ②第13回定期検査	良
		加圧器サージ配管	①溶接部の超音波探傷検査 ②漏えい検査(VT-2)	①25%/10年 ②毎定検	①第14回定期検査 ②第16回定期検査	良
		加圧器スプレイ配管			①第16回定期検査 ②第16回定期検査	良

表 8(2/2) 代表機器以外の現状保全

評価対象機器、部位		現状保全内容	検査範囲 / 頻度	至近の検査実績	検査結果	
配管	炭素鋼配管	主給水系統配管 (原子炉格納容器貫通部～蒸気発生器給水管台)	漏えい検査(VT-2)	100%/10年	第16回定期検査	良
	1次冷却材管	ホットレグ、クロスオーバーレグ、コールドレグ、加圧器サージ管台、蓄圧タンク注入管台、余熱除去系出口配管、充てん管台	①超音波探傷検査 ②浸透探傷検査 ③漏えい検査(VT-2)	①25%/10年 ②25%/10年 ③毎定検	①第16回定期検査 ②第16回定期検査 ③第16回定期検査	良
弁	仕切弁	余熱除去ラインルーフ高温側出口弁弁箱	①目視確認 ②漏えい検査	①1回/8定検 ②毎定検	①第15回定期検査 ②第16回定期検査	良
	玉形弁	抽出ライン止弁弁箱	①目視確認 ②漏えい検査	①1回/3定検 ②毎定検	①第12回定期検査 ②第16回定期検査	良
	スイング逆止弁	蓄圧タンク出口第二逆止弁弁箱	①目視確認 ②漏えい検査	①1回/5定検 ②毎定検	①第12回定期検査 ②第16回定期検査	良
	リフト逆止弁	加圧器補助スプレイ逆止弁弁箱	①目視確認 ②漏えい検査	①1回/10定検 ②毎定検	①第10回定期検査 ②第16回定期検査	良
炉内構造物		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 炉心槽下部接続部	水中テレビカメラによる目視確認(VT-3)	100%/10年	第16回定期検査	良
重機器 ト   ホサ	加圧器	加圧器スカート 溶接部	溶接部の超音波探傷検査	7.5%/10年	第15回定期検査	良

### 5.3 総合評価

劣化が進展すると仮定した場合における運転開始後 60 年間の供用を想定した各機器の疲労評価結果は、疲労累積係数が 1 を下回り疲労割れ発生が問題となる可能性はないと考える。ただし、疲労評価は実績過渡回数に依存するため、今後も実績過渡回数を把握し評価する必要がある。

また、疲労割れは現状保全で有意な異常のないことを確認している。

### 5.4 高経年化への対応

低サイクル疲労については、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後 60 年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。



## 6. まとめ

### 6.1 審査ガイド等に対する確認結果

「2. 基本方針」で示す審査ガイド等記載事項に対して、高経年化に関する技術評価を適切に実施し、長期施設管理方針を適切に策定していることを確認した。低サイクル疲労についての審査ガイド等記載事項との対比を表9に示す。

表9 低サイクル疲労についての審査ガイド等記載事項との対比

ガイド	記載事項	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60年時点の推定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、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。
	(2) 長期施設管理方針の審査 ①長期施設管理方針の策定 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。	6.2に策定した長期施設管理方針を示す。
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 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 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、必要に応じ現状の施設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 実用が規則第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年間とする。）	4.4及び5.4に示すとおり、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。 6.2に策定した長期施設管理方針を示す。
	3.2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 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、施設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施設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たもの間で、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施設管理方針を策定すること。	

## 6.2 長期施設管理方針として策定する事項

運転開始後 60 年時点の推定過渡回数は、実績過渡回数に依存するため、継続的に実績過渡回数を把握する必要があることから、長期施設管理方針を表 10 のとおり定め、玄海原子力発電所原子炉施設保安規定に記載し、確実に実施していく。

表 10 玄海原子力発電所 3 号炉 長期施設管理方針（抜粋）

機器名	長期施設管理方針	実施時期
原子炉容器等*	原子炉容器等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後 60 年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	中長期

※：疲労累積係数による低サイクル疲労の評価を実施した全ての機器

短期：2024 年 3 月 18 日からの 5 年間、中長期：2024 年 3 月 18 日からの 10 年間

# 別紙

- 別紙 1. 過渡回数推定値の算出方針について
- 別紙 2. 建設時に考慮されていない低サイクル応力変動の抽出プロセスについて
- 別紙 3. 原子炉容器の疲労累積係数の算出根拠について
- 別紙 4. クラッドにより環境疲労評価不要とする部位のクラッド確認について
- 別紙 5. 環境疲労評価で考慮している溶存酸素濃度について
- 別紙 6. 環境疲労評価手法における環境効果補正係数の算出方法について
- 別紙 7. 代表機器以外の疲労累積係数の算出根拠について
- 別紙 8. 詳細評価法による環境効果補正係数の算出手順について
- 別紙 9. 有限要素法解析における応力分類について