

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)

2023年11月2日

目 次

1. 概 要	2
2. 基本方針	2
3. 低サイクル疲労について	2
4. 評価対象機器の抽出について	3
5. 代表機器の技術評価	5
6. 代表機器以外の技術評価	15
7. まとめ	17

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高経年化技術評価のうち、低サイクル疲労の評価結果を説明するものである。

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。

3. 低サイクル疲労について

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。

4. 評価対象機器の抽出について

4. 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

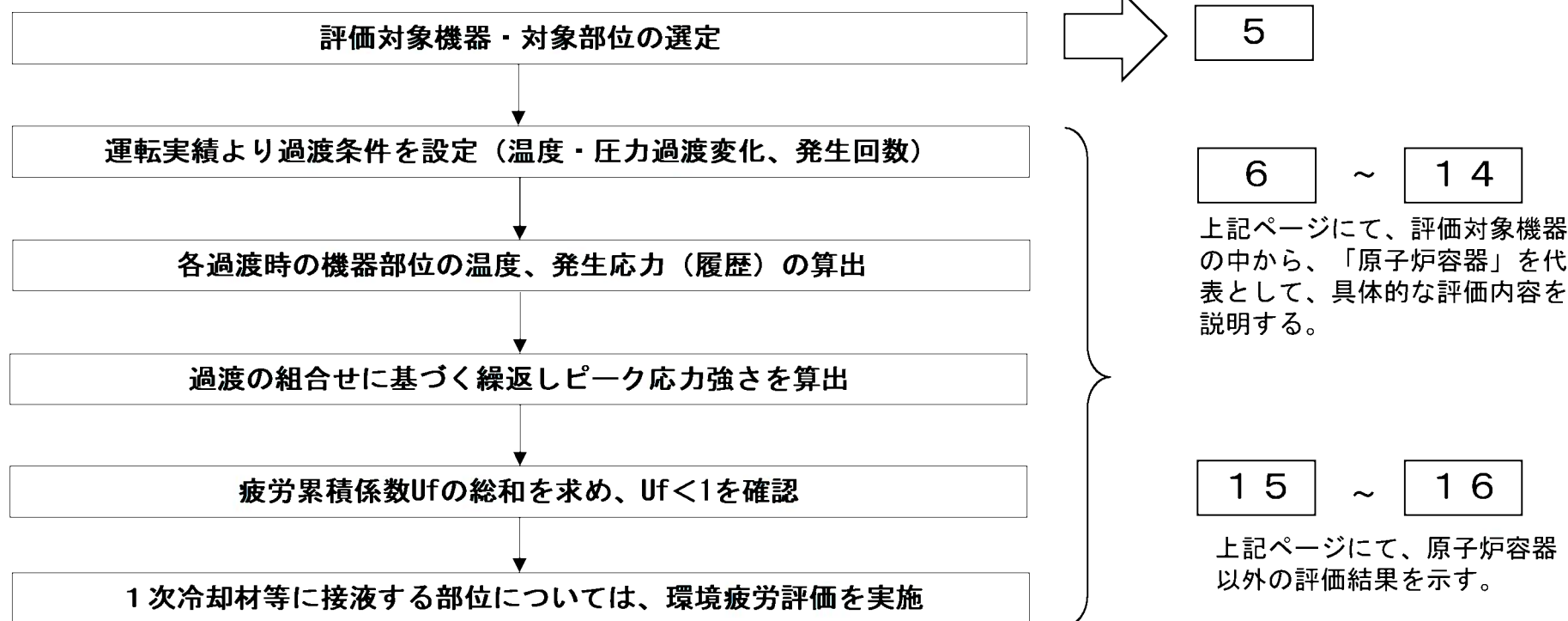
評価対象機器のうちプラント安全上最も重要と考える「原子炉容器」を代表機器として選定し、具体的な評価結果を「5. 代表機器の技術評価」に示す。

なお、代表機器以外の評価結果については「6. 代表機器以外の技術評価」に示す。

4. 2 評価手法

(1) 低サイクル疲労の技術評価フロー

低サイクル疲労の技術評価フローを以下に示す。



(2) 適用規格・基準

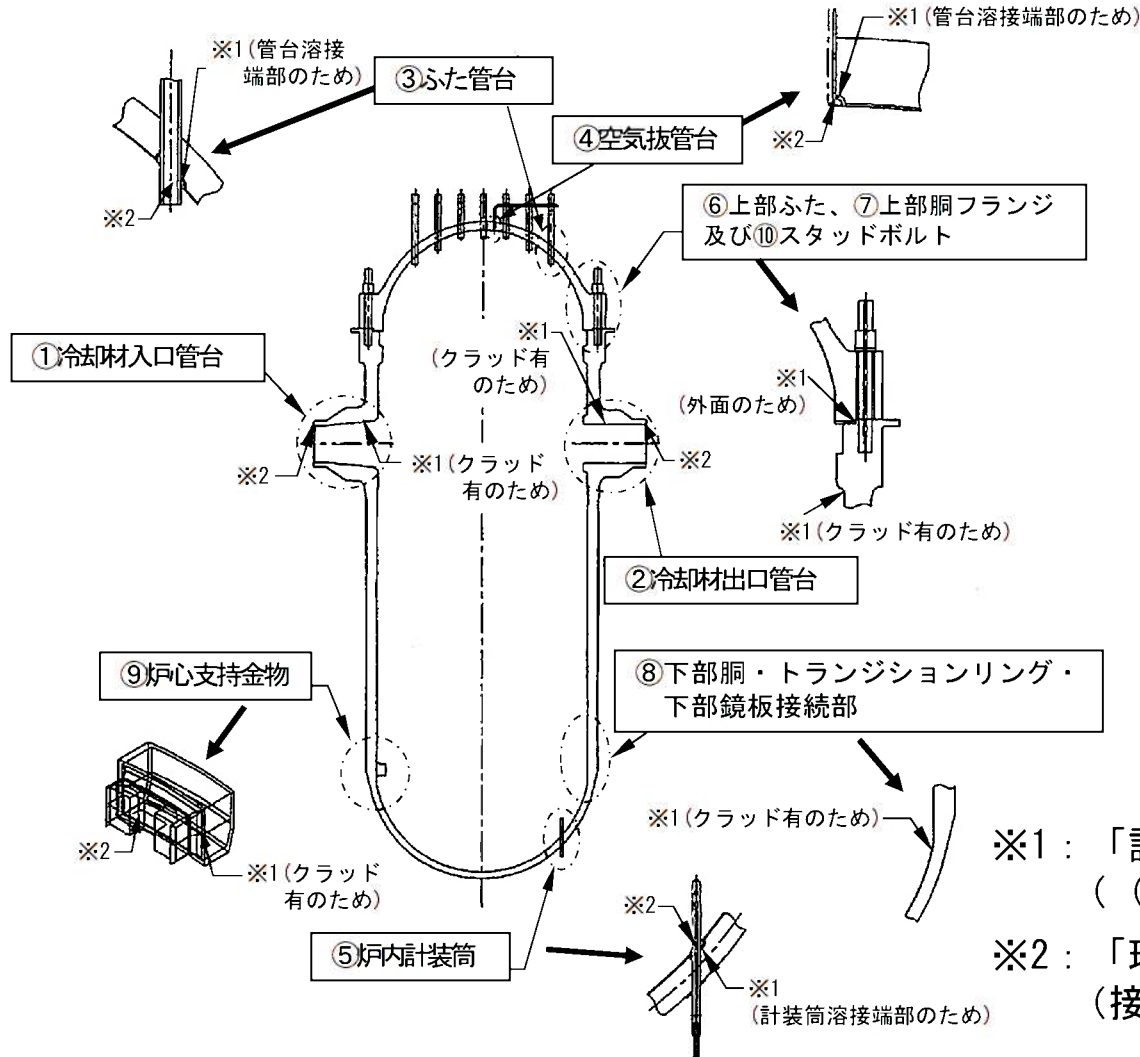
低サイクル疲労の評価に用いた規格・基準及び評価手法を以下に示す。

- 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。)

5. 代表機器の技術評価

5. 1 健全性評価

(1) 評価対象部位の選定



評価部位
① 冷却材入口管台
② 冷却材出口管台
③ ふた管台
④ 空気抜管台
⑤ 炉内計装筒
⑥ 上部ふた
⑦ 上部胴フランジ
⑧ 下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部
⑨ 炉心支持金物
⑩ スタッドボルト

※1 : 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位 (最大) (() 内に非接液部の理由を記載)

※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 原子炉容器の疲労評価対象部位

（2）過渡回数の設定

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。推定過渡回数の設定方法を以下に示す。

①未取替機器

60年時点の推定過渡回数（評価用過渡回数）※

≥ 実績過渡回数 + （実績過渡回数に基づく1年間当たりの平均過渡回数）× 余裕 × 残年数

②取替機器（上部ふた、ふた管台及び空気抜管台）

60年時点の推定過渡回数（評価用過渡回数）※

≥ 実績過渡回数 + （未取替機器の1年間当たりの平均過渡回数）× 余裕 × 残年数

※ 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。

(3) 過渡回数策定方針特記事項

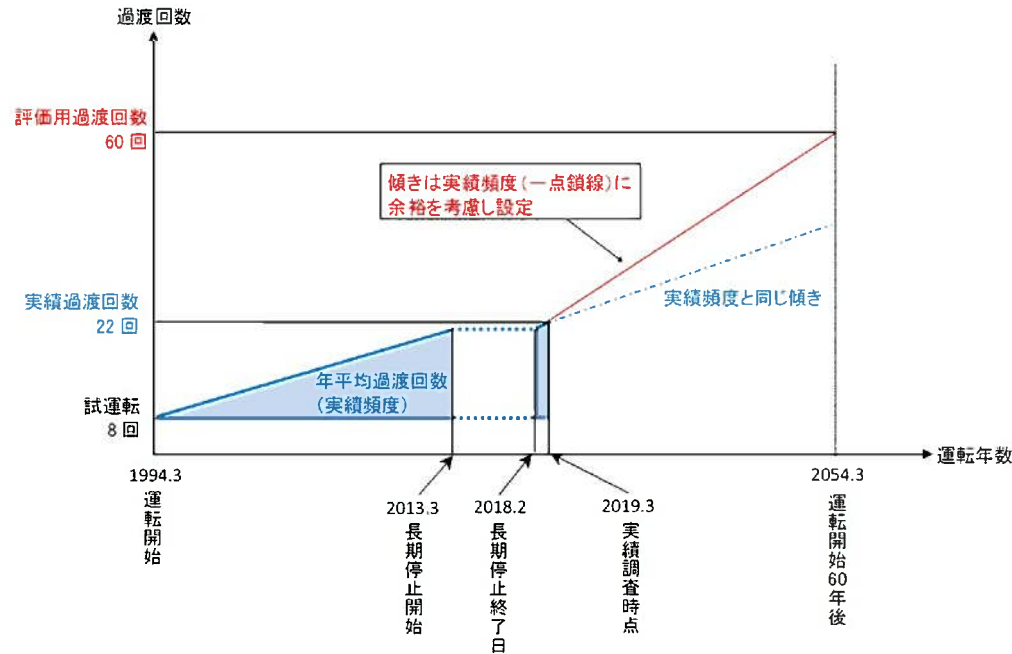
項目	内容
1 定常負荷運転時の変動	有意な変動は生じていないことから、カウントしない。
2 未経験過渡数	電力共通研究「応力解析手法の高度化」のデータを使用する。
3 5%/min負荷上昇、減少の平均過渡回数	稼働率向上を考慮すると、ステムフリー試験回数が増加するため、負荷上昇、減少の平均回数は <input type="text"/> とする。
4 起動・停止 (温度上昇・下降率55.6°C/h)	起動・停止回数が異なる場合は、保守側に回数が多い方に設定した。 なお、過渡変化率は、評価上最も厳しい設計過渡条件としており、十分保守的な値を設定した。
5 燃料交換	計算上は0.70回/年であるが、 <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。

以上の過渡回数設定に基づき、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状態からの逸脱状態）とする。

内は商業機密に係る事項であるため、公開できません。

3号炉の過渡回数設定のイメージ（「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

- 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。
- 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。
- 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。

2023年4月20日審査会合における指摘事項No.2に対する回答

過渡回数の実績調査時点が至近であるほど、運転開始後60年時点の評価用過渡回数が精緻化されるが、玄海3号機においては2019年4月以降も安定した運転を実施しており、特異な過渡は発生していないため、③の評価上の取り扱いにより保守的な評価となっている。

（4）疲労評価に用いた過渡回数

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を下表に示す。

運転状態 I

過渡項目	過渡回数特記事項※2	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)※3	60 (63)※3
停止（温度下降率55.6℃/h）	4、9	22 (22)※3	60 (63)※3
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※1	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※2	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次時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)※3

※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。

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を下表に示す。

運転状態Ⅰ

過渡項目	過渡回数特記事項※2	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※3
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※1	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※2	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※3
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。

(5) 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下表に示す。

表 評価結果一覧

評価対象部位	60年時点の疲労累積係数（許容値：1）	
	設計・建設規格による解析結果（Uf）	環境疲労評価手法による解析結果（Uen）
①冷却材入口管台	0.038	0.001※2
②冷却材出口管台	0.044	0.001※2
③ふた管台※1	0.040	0.001※2
④空気抜管台※1	0.023	0.001※2
⑤炉内計装筒	0.462	0.001※2
⑥上部ふた※1、 ⑦上部胴フランジ	0.006	—※3
⑧下部胴・トランジションリング・ 下部鏡板接続部	0.005	—※3
⑨炉心支持金物	0.005	0.001※2
⑩スタッドボルト	0.341	—※3

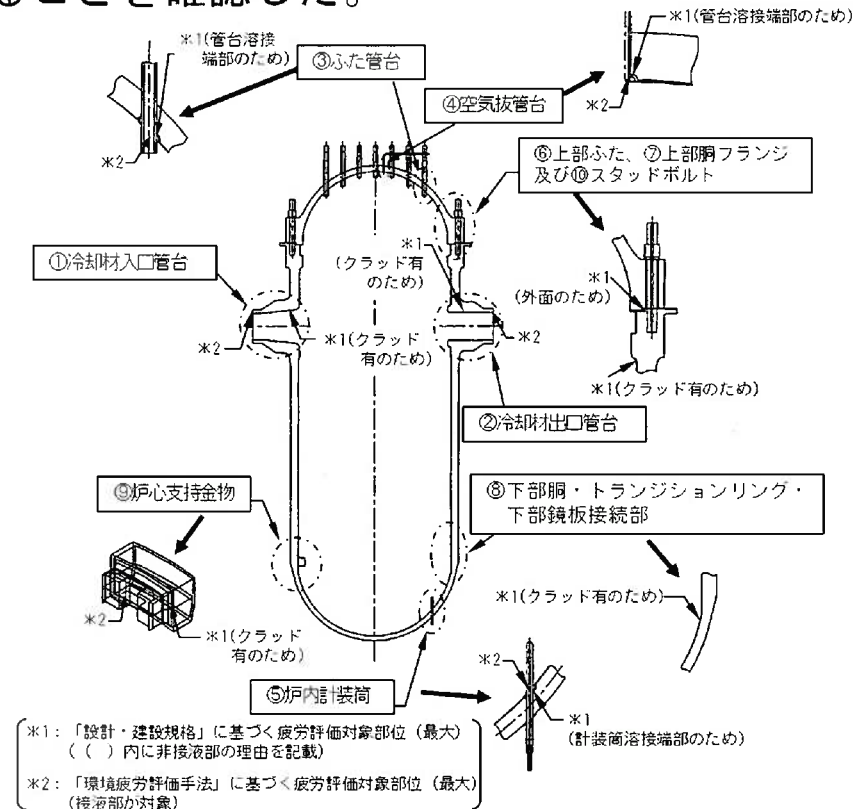


図 原子炉容器評価対象部位

※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。

5. 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「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。

原子炉容器の供用期間中検査の内容を次ページに示す。

表 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接手	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
空気抜き管台	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。

（参考） 14回定期検査（2019年 5月～7月）、 15回定期検査（2020年 9月～11月）、 16回定期検査（2022年1月～12月）

5. 3 総合評価

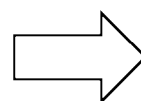
運転開始後60年間の供用を想定した原子炉容器の疲労評価結果は、疲労累積係数が1を下回り、疲労割れの発生が問題となる可能性はないと考える。

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、有意な異常が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。

5. 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。



長期施設管理方針として策定

6. 代表機器以外の技術評価（1 / 2）

6. 代表機器以外の技術評価

代表機器以外の機器についての評価結果一覧を以下に示す。

評価の結果、代表機器以外の評価対象機器においても、全て疲労累積係数が1を下回ることを確認した。

表 評価結果一覧（1 / 2）

評価対象機器、部位			60年時点の疲労累積係数（許容値：1）	
			設計・建設規格 による解析結果(Uf)	環境疲労評価手法 による解析結果(Uen)
ポンプ	余熱除去ポンプ	ケーシング	0.028	0.012 ^{※1}
	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 ^{※1}
		ケーシング脚部	0.089	0.524 ^{※1}
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 ^{※1}
		給水入口管台	0.168	0.446 ^{※2}
容器	加圧器	スプレイライン用管台	0.042	0.057 ^{※2}
		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	— ^{※3}
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 評価結果一覧（2 / 2）

評価対象機器、部位			60年時点の疲労累積係数（許容値：1）	
			設計・建設規格 による解析結果 (Uf)	環境疲労評価手法 による解析結果 (Uen)
配管	ステンレス鋼配管	加圧器サージ配管	0.004	0.002 ^{※1}
		加圧器スプレイ配管	0.011	0.105 ^{※1}
	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
	クロスオーバレグ		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	0.005
玉型弁		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
重機器サポート	加圧器	加圧器スカート溶接部	0.194	— ^{※2}

※1：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。

※2：非接液部。

7. まとめ

7. 1 審査ガイド等に対する確認結果

「2. 基本方針」に示す審査ガイド及び実施ガイドの記載事項に対して、高経年化に関する技術評価を適切に実施していることを確認した。技術評価の結果に基づき策定する長期施設管理方針を次項に示す。

7. 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下表のとおり定め、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 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※2
原子炉容器等※1	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

※1：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

※2：実施時期は以下の期限を示す。

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。