

資料④



大飯発電所 3号炉 高経年化技術評価 低サイクル疲労

関西電力株式会社

2021年6月15日

1. 概要	2
2. 基本方針	2
3. 評価対象と評価手法	3
4. 代表機器の技術評価	5
5. 代表機器以外の技術評価	18
6. まとめ	20

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補足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、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60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」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」の要求事項を満たすことを確認することである。

3. 評価対象と評価手法(1/2)

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対象設備のグループ化及び代表機器の選定

高経年化技術評価では、評価対象機器を構造(型式等)、使用環境(内部流体等)、材料に応じてグループ化を行っており、設備の重要度(高い)、使用条件(温度、圧力が高い)等を考慮してグループ内代表機器を選定している。

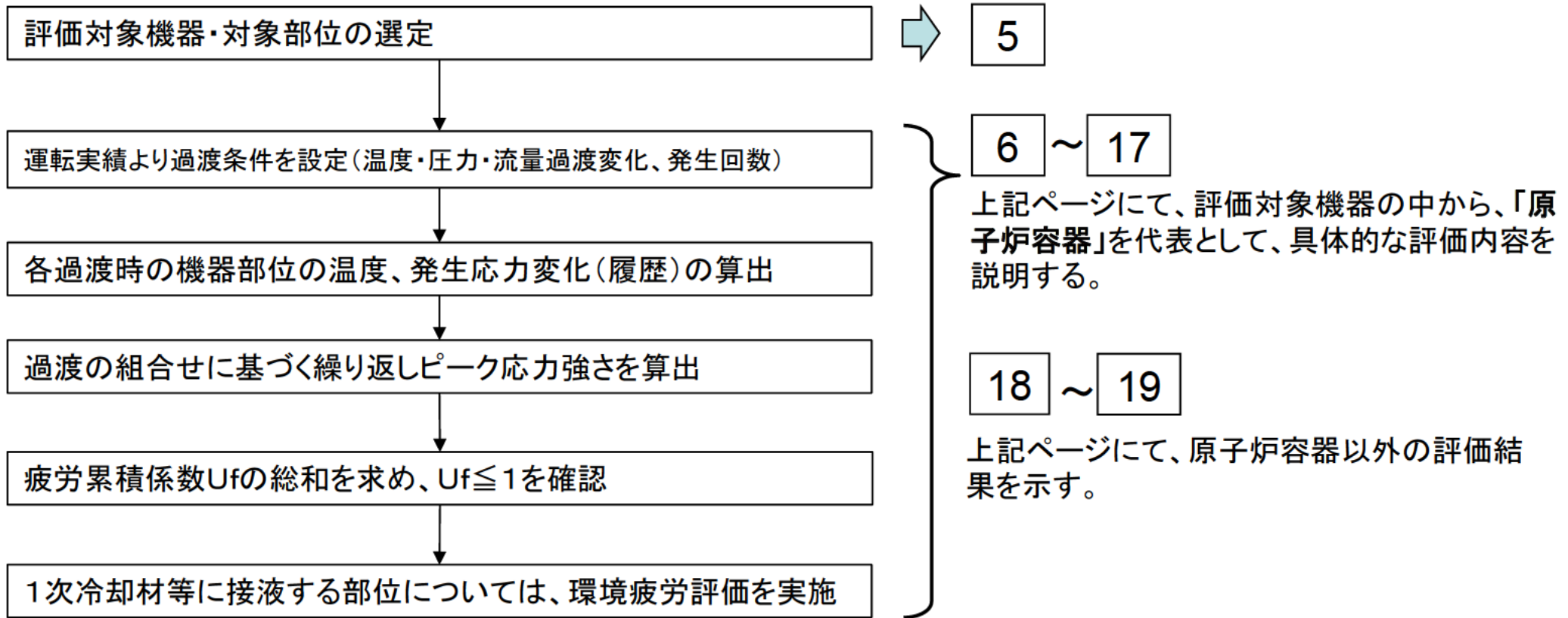
以降の説明では、②で選ばれた低サイクル疲労が想定されるグループ内代表機器のうち、1機器を代表機器として評価の詳細を説明する。

ここでは、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



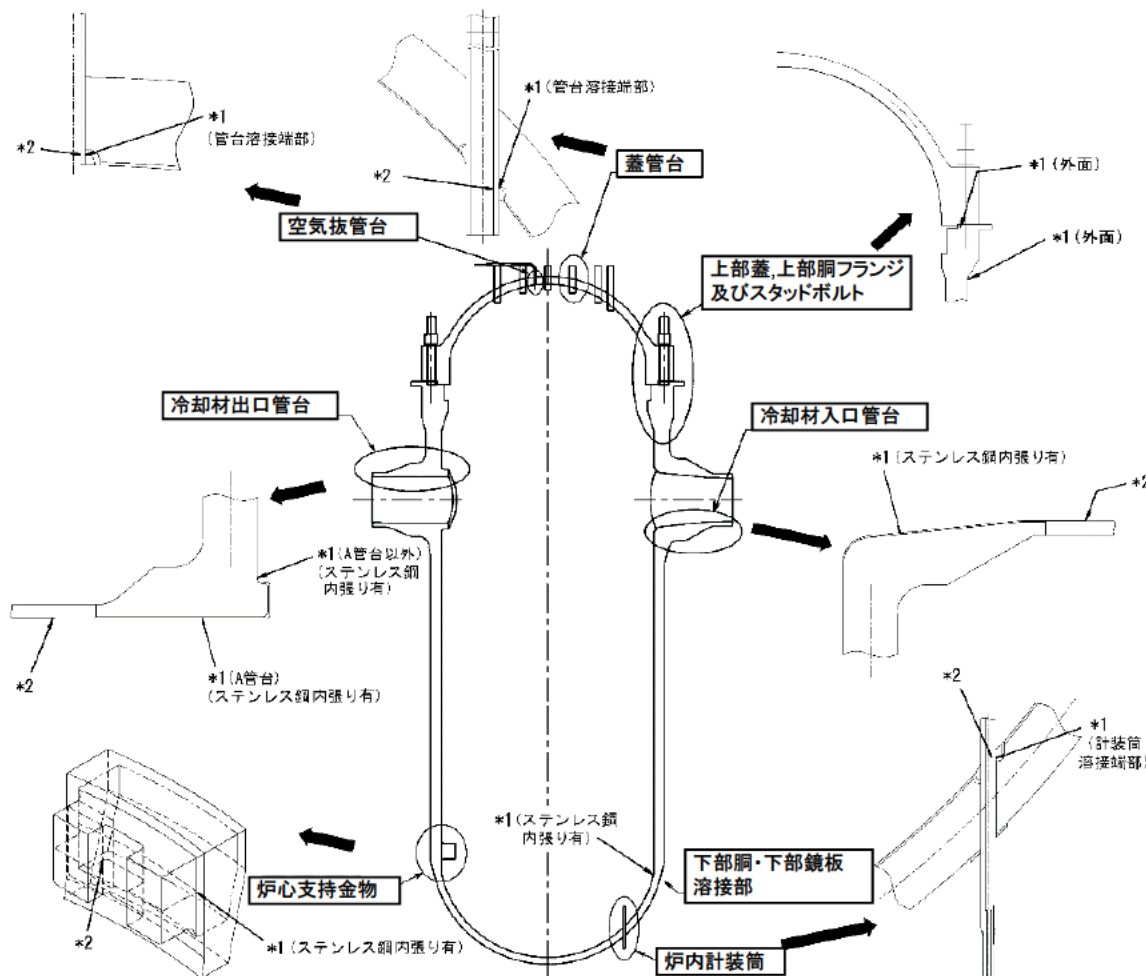
(2) 適用規格

- 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 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—健全性評価(1/10)

4.1 健全性評価

(1) 評価対象部位の選定



評価対象部位
冷却材入口管台
冷却材出口管台
蓋管台
空気抜管台
炉内計装筒
上部蓋および上部胴フランジ
下部胴・下部鏡板接続部
炉心支持金物
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) (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 原子炉容器の疲労評価対象部位

4. 代表機器の技術評価—健全性評価(2/10)

4.1 健全性評価

(2) 過渡条件の設定

各過渡条件の繰返し回数は、「原子力発電所の高経年化対策実施基準」に基づき、運転実績に基づく2014年度末までの過渡回数を用い、運転開始後60年時点の過渡回数を推定する。

以下の計算方法に基づき過渡回数を設定する。

●未取替機器

60年時点過渡回数＝実績過渡回数＋推定過渡回数

≥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

●取替機器（上部蓋、蓋管台、空気抜管台）

60年時点過渡回数＝実績過渡回数＋推定過渡回数

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

4. 代表機器の技術評価—健全性評価(3/10)

表 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	電共研「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、減少の平均過渡回数は□とする。
4 起動・停止 (温度上昇・下降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ほうに設定した。 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0.79回/年であるが、□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わる過渡のため、今後は発生しない。
7 取替機器の実績過渡	原子炉容器上部蓋は第12回定検(2006年度)の取替後、2014年度末までの実績過渡で評価。
8 スタッドボルト及び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	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 2011年3月以降に発生した過渡の扱い	実績過渡回数に含めるが、福島第一原子力発電所事故発生以降に最初にプラント停止した時点(2011年3月)以降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(2014年度末)から2016年12月末までは冷温停止状態として扱い、2017年1月1日から運転開始後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。大飯3号炉については、1.5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。

4. 代表機器の技術評価—健全性評価(4/10)

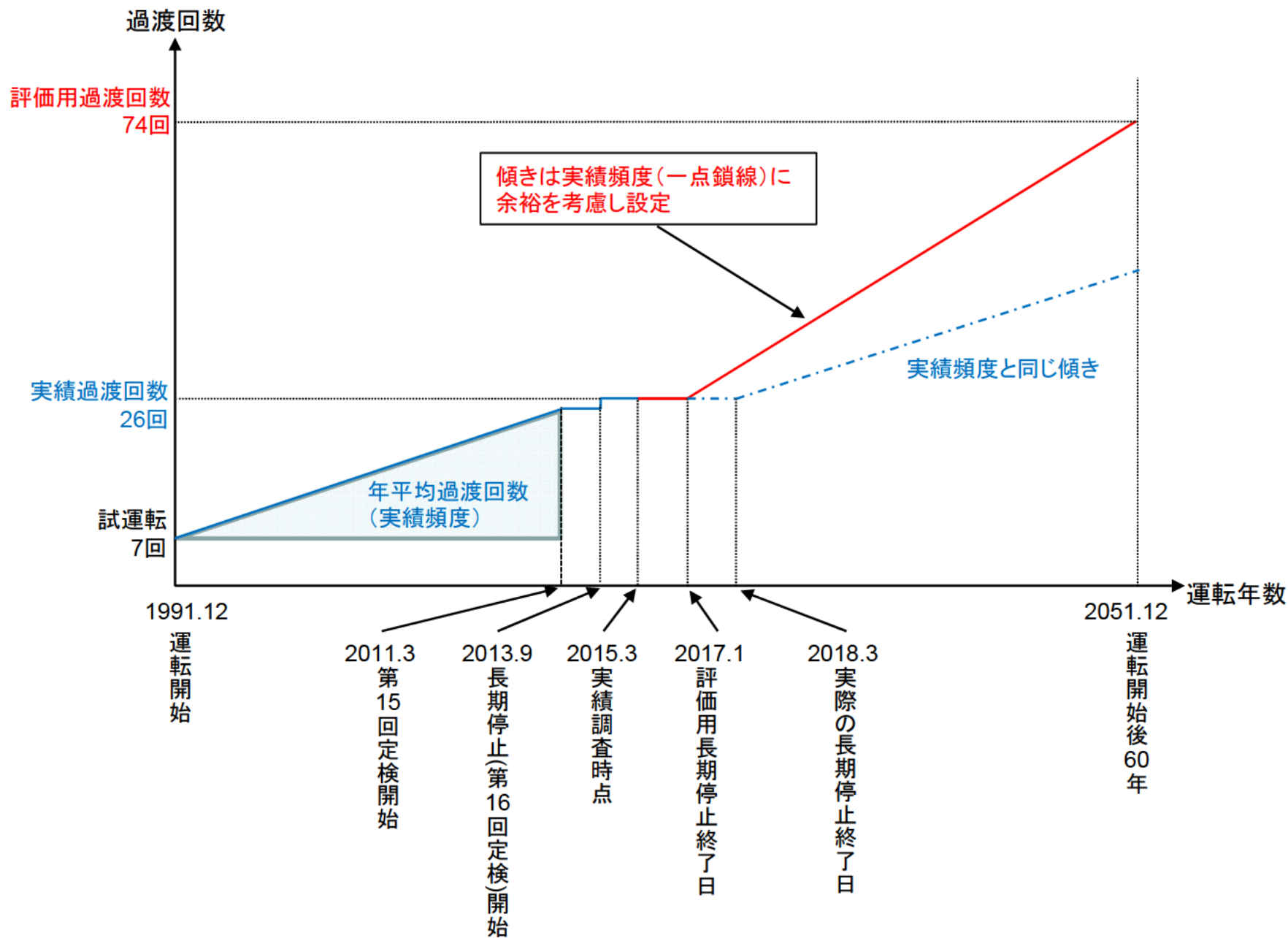


図 評価用過渡回数の略式図(「停止」の例)

4. 代表機器の技術評価—健全性評価(5/10)

表 取替機器（上部蓋、蓋管台、空気抜管台、及びスタッドボルトを除く）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 *2	運転実績に基づく過渡回数	
		2014年度 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°C/h)	4、9	26	74
停止(温度下降率55.6°C/h)	4、9	26	74
負荷上昇(負荷上昇率5%/min)	3、9	220	903
負荷減少(負荷減少率5%/min)	3、9	211	894
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	9	3	9
定常負荷運転時の変動*1	1	—	—
燃料交換	5、9	17	70
0%から15%への負荷上昇	9	29	79
15%から0%への負荷減少	9	21	68
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	
		2014年度 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	5	5
1次系漏えい試験	9	22	63

*1:設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4°C、低温側±2.4°C、1次冷却材圧力+0.39MPa、-0.29MPa（+4.0kg/cm²、-3.0kg/cm²）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10、11、12は記載省略。

4. 代表機器の技術評価—健全性評価(6/10)

表 取替機器（上部蓋、蓋管台、空気抜管台）の疲労評価に用いた過渡回数

運転状態 I

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		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	
		2014年度末時点	運転開始後60年時点の推定値*3			2014年度末時点	運転開始後60年時点の推定値*3
起動(温度上昇率55.6°C/h)	4	6	54	負荷の喪失	2	0	3
停止(温度下降率55.6°C/h)	4	6	54	外部電源喪失	2	0	4
負荷上昇(負荷上昇率5%/min)	3	55	738	1次冷却材流量の部分喪失	2	0	2
負荷減少(負荷減少率5%/min)	3	55	738	100%からの原子炉トリップ			
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	0	2	Ⅰ)不注意な冷却を伴わないトリップ	2	0	7
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	0	2	Ⅱ)不注意な冷却を伴うトリップ	2	0	2
100%からの大きいステップ状負荷減少	—	0	6	Ⅲ)不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	2	0	2
定常負荷運転時の変動*1	1	—	—	1次冷却系の異常な減圧	2	0	2
燃料交換	5	4	57	制御棒クラスタの落下	2	0	3
0%から15%への負荷上昇	—	6	56	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	2	0	2
15%から0%への負荷減少	—	6	53	1次冷却系停止ループの誤起動	2	0	2
1ループ停止/1ループ起動				タービン回転試験	6	0	0
Ⅰ)停止	2	0	2	1次系漏えい試験	—	6	47
Ⅱ)起動	2	0	2				

*1: 設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4°C、低温側±2.4°C、1次冷却材圧力+0.39MPa、-0.29MPa (+4.0kg/cm²、-3.0kg/cm²)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、10、11、12は記載省略。

*3: 運転開始後15年時点での上部蓋取替に伴い、プラント運転開始後60年時点の過渡回数としては、上部蓋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45年間の過渡回数とした。

4. 代表機器の技術評価—健全性評価(7/10)

表 スタッドボルトの疲労評価に用いた過渡回数

運転状態 I				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		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	
		2014年度末時点	運転開始後60年時点の推定値			2014年度末時点	運転開始後60年時点の推定値
起動(温度上昇率55.6°C/h)	4、9	26	75	負荷の喪失	2、9	4	7
停止(温度下降率55.6°C/h)	4、9	26	75	外部電源喪失	2、9	1	5
負荷上昇(負荷上昇率5%/min)	3、9	220	903	1次冷却材流量の部分喪失	2	0	2
負荷減少(負荷減少率5%/min)	3、9	211	894	100%からの原子炉トリップ			
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2、9	2	4	Ⅰ) 不注意な冷却を伴わないトリップ	2、9	1	8
100%から90%へのステップ状負荷減少	2、9	2	4	Ⅱ) 不注意な冷却を伴うトリップ	2	0	2
100%からの大きいステップ状負荷減少	9	3	9	Ⅲ) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	2	0	2
定常負荷運転時の変動*1	1	-	-	1次冷却系の異常な減圧	2	0	2
燃料交換	5、9	17	70	制御棒クラスタの落下	2	0	3
0%から15%への負荷上昇	9	29	79	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	2	0	2
15%から0%への負荷減少	9	21	68	1次冷却系停止ループの誤起動	2	0	2
1ループ停止/1ループ起動				タービン回転試験	6、9	5	5
Ⅰ) 停止	2	0	2	1次系漏えい試験	9	24	69
Ⅱ) 起動	2	0	2				

*1: 設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4°C、低温側±2.4°C、1次冷却材圧力+0.39MPa、-0.29MPa(+4.0kg/cm²、-3.0kg/cm²)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8、10、11、12は記載省略。

4. 代表機器の技術評価—健全性評価(8/10)

4.1 健全性評価

(3) 応力解析、疲労累積係数算出(1/2)

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。

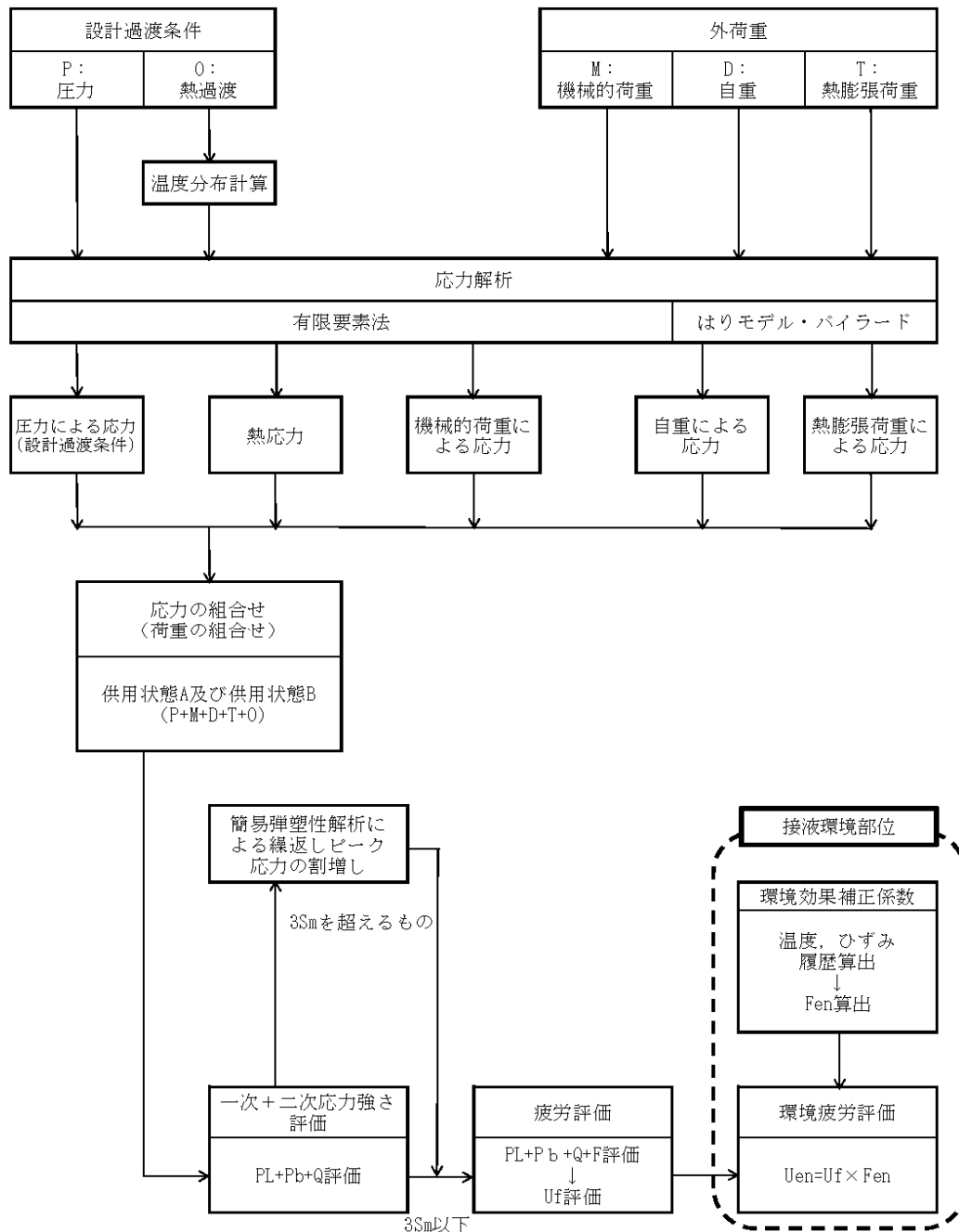


図 疲労評価の解析フロー(スタッドボルトを除く部位)

4. 代表機器の技術評価—健全性評価(9/10)

4.1 健全性評価

(3) 応力解析、疲労累積係数算出(2/2)

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(Uf)を算出する。

なお、スタッドボルトについては、接液部はない。

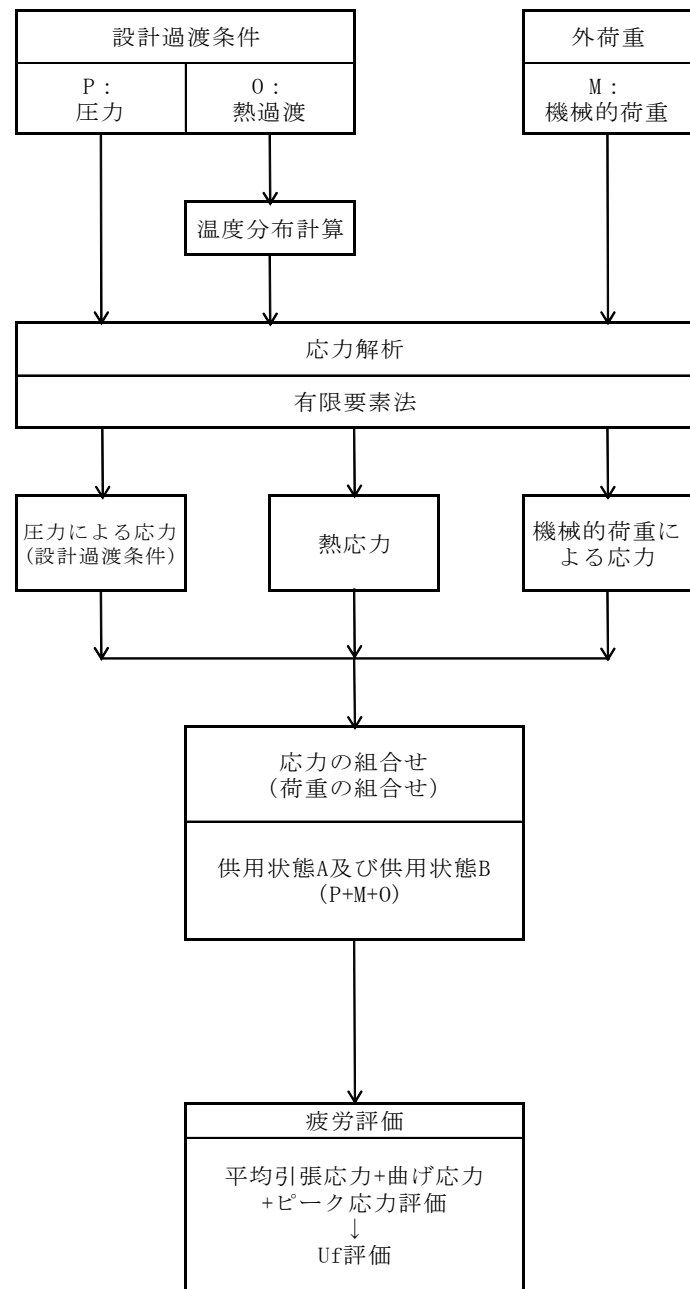


図 疲労評価の解析フロー(スタッドボルト)

4. 代表機器の技術評価－健全性評価(10/10)

4.1 健全性評価

(4) 評価結果

設計・建設規格に基づき、大気中環境での疲労評価を行った結果、疲労累積係数(Uf)が許容値以下($U_f \leq 1$)となることを確認した。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、疲労累積係数が許容値以下($U_{en} \leq 1$)となることを確認した。

表 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以下)	
	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	0.040	0.001*2
冷却材出口管台 (A冷却材出口管台)	0.050	0.001*2
冷却材出口管台 (A冷却材出口管台以外)	0.069	0.001*2
蓋管台*1	0.115	0.001*2
空気抜管台*1	0.017	0.001*2
炉内計装筒	0.235	0.005*2
上部蓋*1 及び 上部胴フランジ	0.008	—*3
下部胴・下部鏡板接続部	0.005	—*3
炉心支持金物	0.005	0.001*2
スタッドボルト	0.390	—*3

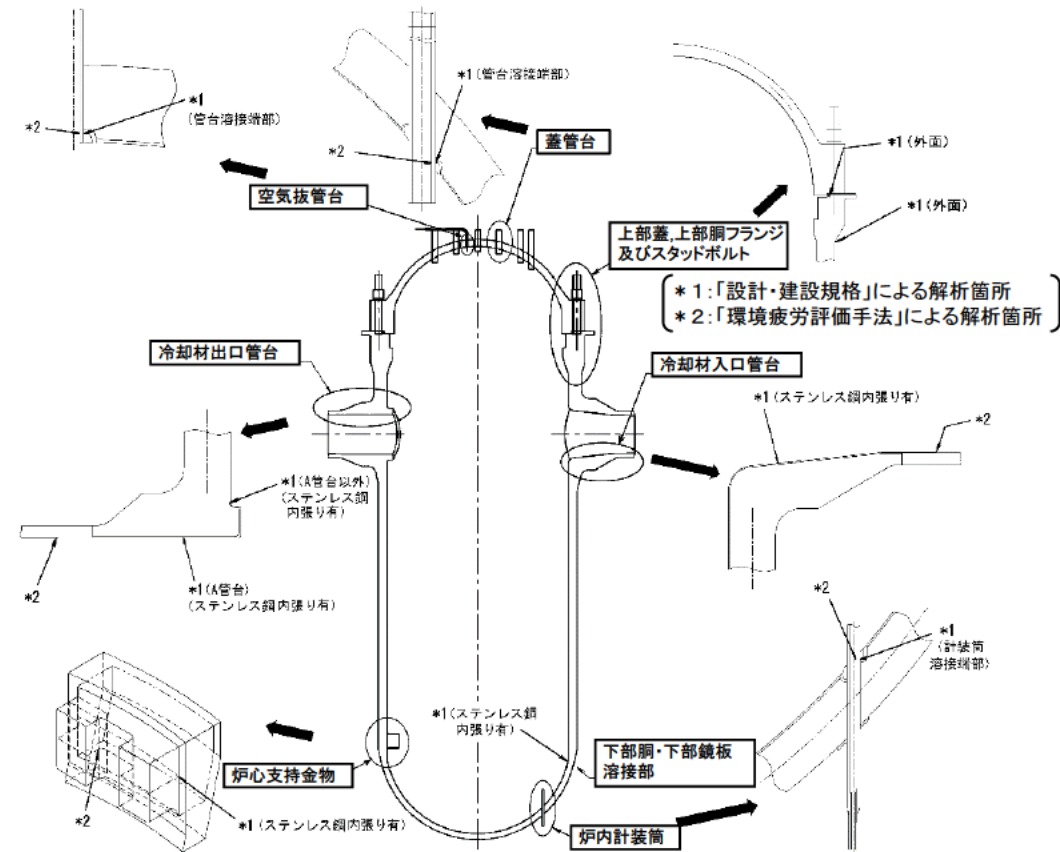


図 原子炉容器の疲労評価対象部位

*1: 第12回定期検査時(2006年度)に原子炉容器上部蓋を取替えているため、45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. 代表機器の技術評価－現状保全(1/2)

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。
- 原子炉容器内面の内張りに対しては、定期的に目視確認を実施し、内張り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。

4. 代表機器の技術評価－現状保全(2/2)

表 原子炉容器本体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15回定期検査 ②第18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	超音波探傷検査 浸透探傷検査	100%/10年	第18回定期検査	良
蓋管台	制御棒駆動装置ハウジングとの溶接部	浸透探傷検査	25%/10年	第18回定期検査	良
空気抜管台	上部蓋の貫通部	漏えい検査による 目視確認(VT-2)	毎定検	第18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17回定期検査	良
上部蓋及び 上部胴フランジ	溶接部	超音波探傷検査	100%/10年	第15回定期検査	良
下部胴・下部鏡板 接続部	溶接部	超音波探傷検査	100%/10年	第15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15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18回定期検査	良
	ナット	目視確認(VT-1)	100%/10年	第18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. 代表機器の技術評価—総合評価、高経年化への対応

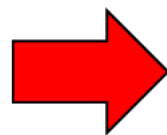
4.3 総合評価

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、疲労評価は実過渡回数に依存するため、今後も実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、原子炉容器内面の内張りの欠陥については、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

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。



長期施設管理方針として策定

5. 代表機器以外の技術評価—健全性評価(1/2)

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以下に示す。

表 代表機器以外の機器についての評価結果一覧 (1/2)

評価対象機器、部位			疲労累積係数(許容値:1以下)	
			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	0.035	0.176
	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	0.108	0.649*1
		ケーシング脚部	0.111	0.639*1
熱交換器	再生熱交換器	管板部	0.076	0.100
	余熱除去冷却器	管板部	0.184	0.244
	蒸気発生器	管板まわり	0.165	0.173*1
		給水入口管台	0.195	0.503*2
容器	加圧器	スプレイライン用管台	0.051	0.060*2
		サージ用管台	0.019	0.021*1
	機械ペネトレーション	余熱除去冷却器出口配管貫通部端板	0.001	—*3
配管	ステンレス鋼配管	余熱除去系統出口配管「1次冷却材管高温側出口管台～1次冷却材管高温側出口隔離弁」	0.003	0.060
		余熱除去系統出口配管「1次冷却材管高温側出口隔離弁～原子炉格納容器貫通部」	0.004	0.026

*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。

5. 代表機器以外の技術評価—健全性評価(2/2)

表 代表機器以外の機器についての評価結果一覧(2/2)

評価対象機器、部位			疲労累積係数(許容値:1以下)	
			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	0.005*2
		加圧器スプレイ配管	0.017	0.219*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	0.010
		1次冷却材管	ホットレグ	0.001
	クロスオーバレグ		0.002	0.009
	コールドレグ		0.001	0.006
	加圧器サージ管台		0.011	0.055
	蓄圧タンク注入管台		0.009	0.036
	充てん管台	0.003	0.029	
弁	仕切弁	余熱除去ポンプルーブ高温側入口止め弁弁箱	0.005	0.125
	玉形弁	抽出ライン止め弁弁箱	0.034	0.485
	スイング逆止弁	蓄圧タンク注入ライン第1逆止弁弁箱	0.109	0.758
	リフト逆止弁	加圧器補助スプレイライン逆止弁弁箱	0.009	0.052
炉内構造物	炉心支持構造物	上部炉心支持板	0.004	0.031
		上部炉心支持柱	0.001	0.001
		下部炉心支持板	0.001	0.008
		下部炉心支持柱	0.003	0.032
重機器サポート	加圧器	加圧器スカート溶接部	0.201	—*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。

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、全ての要求を満足していることを確認した。

6.2 長期施設管理方針として策定する事項

疲労評価結果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、大飯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 大飯発電所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: 2021年12月18日からの5年間、中長期: 2021年12月18日からの10年間