

# 川内原子力発電所 1, 2号炉の 劣化状況評価結果について (低サイクル疲労について)

2022年12月23日

## 目 次

1. 低サイクル疲労について	2
2. 代表機器の選定について	3
3. 健全性評価	5
4. 現状保全	19
5. 総合評価	21
6. 高経年化評価への対応	21
7. 代表機器以外の技術評価	22
8. まとめ	28

## 1 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。

このような応力変動の影響を考慮しても、評価対象期間（運転開始後60年）を通して疲労割れの発生に至らないことを確認する必要がある。

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

## 2 代表機器の選定について（1/2）

低サイクル疲労割れは、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により、機器の構造不連続部等に局所的に大きい応力が生じ、それが繰り返された場合に、疲労き裂が発生する可能性がある。

### 【劣化状況評価書におけるグループ内代表機器の選定】

劣化状況評価書では、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、圧力が厳しい）等を考慮してグループ内代表機器を選定している。

低サイクル疲労評価としては、グループ内代表機器のうち、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に対して評価を実施している。

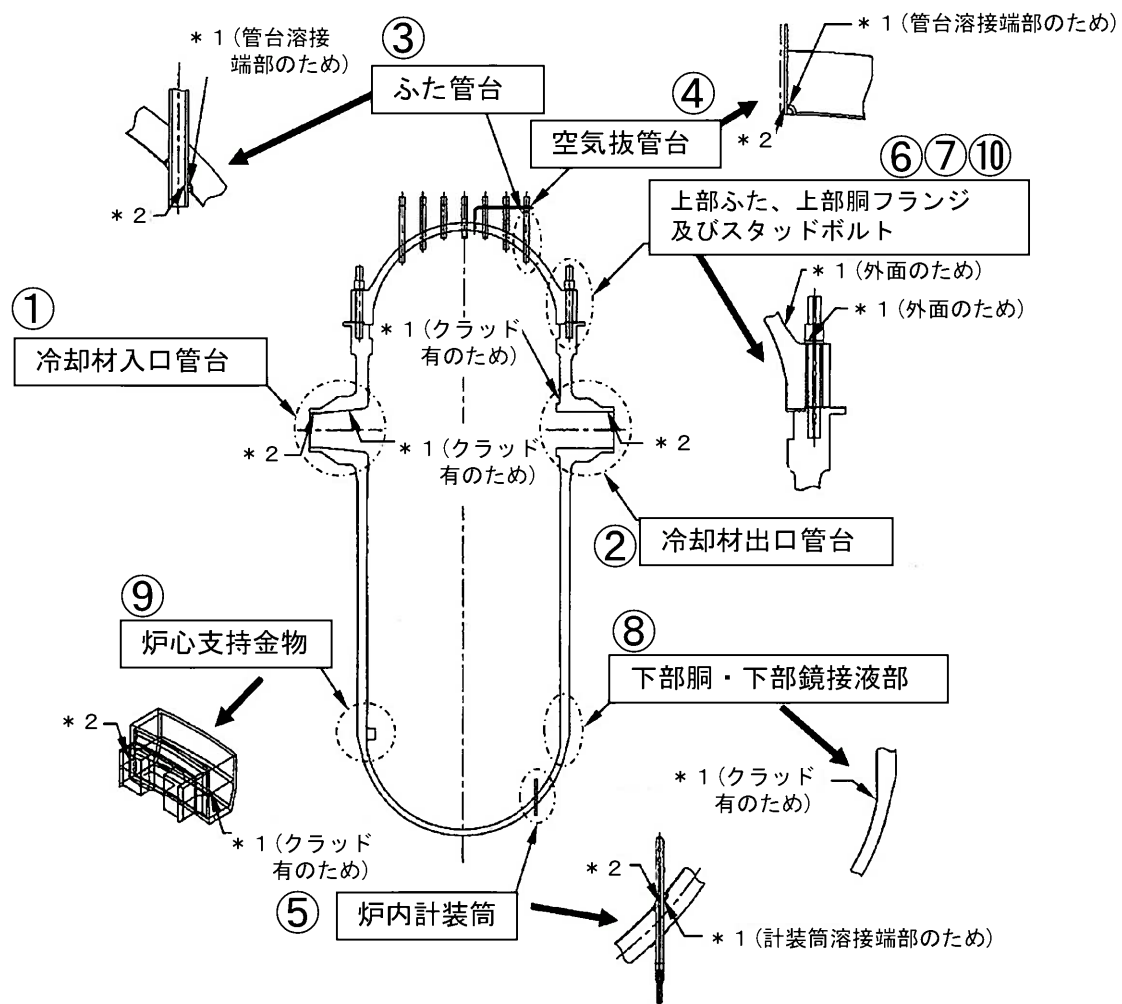
### 【代表機器の選定】

グループ内代表機器の中から設備の重要性が高い、評価結果が厳しい等の観点を検討し、代表機器を選定する。

本資料においては、「原子炉容器本体」を代表機器として選定し、具体的な評価内容を説明する。なお、代表機器以外の評価結果についても「表2 評価結果一覧」に示す。

原子炉容器本体の評価対象部位を図1に示す。

2 代表機器の選定について (2/2)



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・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 1 原子炉容器評価対象部位

### 3 健全性評価

#### 3. 1 適用規格・基準

- 「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）」
- 「日本機械学会 設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）」
- 「日本機械学会 設計・建設規格（JSME S NC1-2012）」
- 「日本機械学会 環境疲労評価手法（JSME S NF1-2009）」

#### 3. 2 過渡条件の設定

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2019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。過渡回数の計算方法を以下に示す。

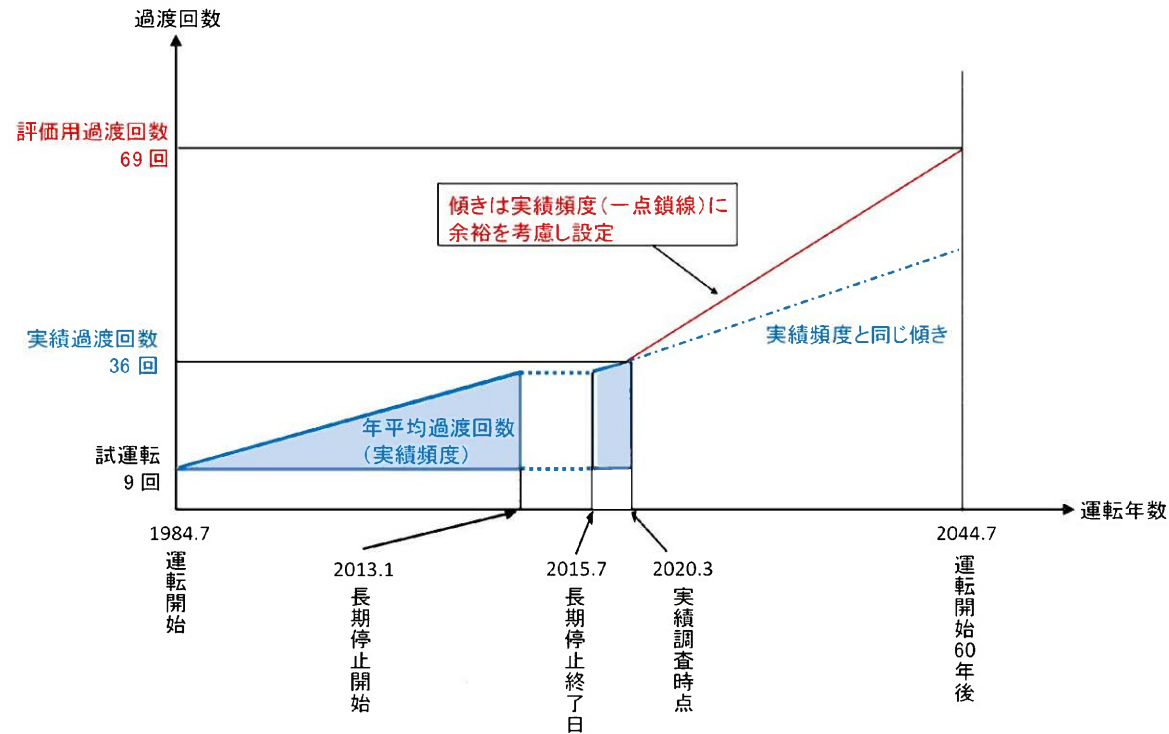
##### ①未取替機器

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

##### ②取替機器(上部ふた、ふた管台、空気抜管台及びスタッドボルト)

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

## 1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 1984. 7. 4	長期停止開始 2013. 1	長期停止終了日 2015. 7	現時点 (実績調査時点) 2020. 3. 31	運転開始後 60年時点 2044. 7. 4
実際の 運転状況	通常の 断続運転	21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い、過渡の発生回数は0回とする。
- 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。

## 3. 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1号炉： <input type="text"/> 2号炉： <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1号炉：0.76回/年、2号炉：0.76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及びスタッドボルトは1号炉：第19回定検（2008年度）、2号炉：第18回定検（2008年度）にて取替後、2019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 試運転の実績回数過渡	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 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（1, 2号炉ともに2019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。
11 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。 川内1, 2号炉については、1.5とする。（PLM30時において余裕は考慮していない）

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、空気抜管台及びスタッドボルトを除く）、取替機器（上部ふた、ふた管台、空気抜管台及びスタッドボルト）の2種類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. 4 疲労評価に用いた過渡回数

## ○ 1号炉（1／4）

未取替機器の疲労評価に用いた過渡回数（30年時評価との比較）  
（上部ふた、ふた管台、空気抜き管台及びスタッドボルトを除く）

## 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		（参考：30年時評価） 運転実績に基づく過渡回数	
		2019年度 末時点	運転開始後60年 時点の推定値	2011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	38	69	34	68
停止（温度下降率55.6°C/h）	4、9	36	69	32	68
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	3、9	335	809	289	735
負荷減少（負荷減少率5%/min）	3、9	324	798	278	723
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2、9	3	5	3	4
100%から90%へのステップ状負荷減少	9	4	6	4	8
100%からの大きいステップ状負荷減少	2、9	1	3	1	3
定常負荷運転時の変動*1	1	—	—	—	—
燃料交換	5	25	62	21	59
0%から15%への負荷上昇	9	39	72	35	73
15%から0%への負荷減少	9	30	61	26	59
1ループ停止/1ループ起動					
I) 停止	2	0	2	0	1
II) 起動	2	0	2	0	1

\*1：設計評価においては、1次冷却材温度±1.7°C、1次冷却材圧力±0.34MPa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は全ての過渡項目に考慮するため記載を省略。

## ○ 1号炉（2／4）

未取替機器の疲労評価に用いた過渡回数（30年時評価との比較）  
（上部ふた、ふた管台、空気抜き管台及びスタッドボルトを除く）

## 運転状態Ⅱ

過渡項目	過渡回数特記事項*1	運転実績に基づく過渡回数		（参考：30年時評価） 運転実績に基づく過渡回数	
		2019年度 末時点	運転開始60年 時点の推定値	2011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	5	7	5	7
外部電源喪失	2、9	1	4	1	4
1次冷却材の流量喪失	2	0	2	0	1
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	9	3	6	3	7
Ⅱ) 不注意な冷却を伴うトリップ	2	0	2	0	1
Ⅲ) 不注意な冷却と安全注入を伴う トリップ	2	0	2	0	1
1次時冷却材の異常な減圧	2	0	2	0	1
制御棒クラスタの落下	2	0	2	0	2
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤動作	2	0	2	0	1
1次冷却系停止ループの誤動作	2	0	2	0	1
タービン回転試験	6、9	2	2	2	2
1次系漏えい試験	9	31	61	27	61

\*1：過渡回数特記事項10、11は全ての過渡項目に考慮するため記載を省略。

## ○ 1号炉（3／4）

取替機器の疲労評価に用いた過渡回数（30年時評価との比較）  
（上部ふた、ふた管台、空気抜き管台及びスタッドボルト）

### 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		（参考：30年時評価） 運転実績に基づく過渡回数	
		2019年度 末時点	運転開始後60年 時点の推定値*3	2011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、9	8	39(42)*4	4	37(40)*4
停止（温度下降率55.6°C/h）	4、9	8	39(42)*4	4	37(40)*4
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	3	72	546	26	472
負荷減少（負荷減少率5%/min）	3	72	546	26	472
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	0	2	0	1
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	0	2	0	4
100%からの大きいステップ状負荷減少	2	0	2	0	2
定常負荷運転時の変動*1	1	—	—	—	—
燃料交換	5	6	43	2	40
0%から15%への負荷上昇	—	7	40	3	40
15%から0%への負荷減少	—	7	38	3	37
1ループ停止/1ループ起動					
I) 停止	2	0	2	0	1
II) 起動	2	0	2	0	1

\*1：設計評価においては、1次冷却材温度±1.7°C、1次冷却材圧力±0.34MPa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は全ての過渡項目に考慮するため記載を省略。

\*3：運転開始後24年時点（第19回定期検査（2008年度））での上部ふた及びスタッドボルト取替に伴い、プラント運転開始後60年時点の過渡回数としては、上部ふた及びスタッドボルト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36年間の過渡回数とした。

\*4：（ ）内はスタッドボルトの過渡回数を示す。

## ○ 1号炉（4 / 4）

取替機器の疲労評価に用いた過渡回数（30年時評価との比較）  
（上部ふた、ふた管台、空気抜き管台及びスタッドボルト）

### 運転状態Ⅱ

過渡項目	過渡回数特記事項*1	運転実績に基づく過渡回数		（参考：30年時評価） 運転実績に基づく過渡回数	
		2019年度末時点	運転開始60年時点の推定値*2	2011年度末時点	運転開始後60年時点の推定値*2
負荷の喪失	2	0	2	0	2
外部電源喪失	2	0	3	0	3
1次冷却材の流量喪失	2	0	2	0	1
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	—	0	3	0	4
Ⅱ) 不注意な冷却を伴うトリップ	2	0	2	0	1
Ⅲ) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	2	0	2	0	1
1次冷却材の異常な減圧	2	0	2	0	1
制御棒クラスタの落下	2	0	2	0	2
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤動作	2	0	2	0	1
1次冷却系停止ループの誤動作	2	0	2	0	1
タービン回転試験	6	0	0	0	0
1次系漏えい試験	—	7	37	3	37

\*1：過渡回数特記事項7、8、10、11は全ての過渡項目に考慮するため記載を省略。

\*2：運転開始後24年時点（第19回定期検査（2008年度））での上部ふた及びスタッドボルト取替に伴い、プラント運転開始後60年時点の過渡回数としては、上部ふた及びスタッドボルト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36年間の過渡回数とした。

## ○ 2号炉（1／4）

未取替機器の疲労評価に用いた過渡回数（30年時評価との比較）  
（上部ふた、ふた管台、空気抜き管台及びスタッドボルトを除く）

## 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		（参考：30年時評価） 運転実績に基づく過渡回数	
		2019年度 末時点	運転開始後60年 時点の推定値	2012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	36	69	31	71
停止（温度下降率55.6°C/h）	4、9	34	69	30	71
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	3、9	322	824	276	736
負荷減少（負荷減少率5%/min）	3、9	313	815	268	727
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2、9	1	3	1	2
100%から90%へのステップ状負荷減少	9	2	4	2	3
100%からの大きいステップ状負荷減少	2、9	1	3	1	3
定常負荷運転時の変動*1	1	—	—	—	—
燃料交換	5	24	63	20	59
0%から15%への負荷上昇	9	35	67	30	66
15%から0%への負荷減少	9	28	60	24	59
1ループ停止/1ループ起動					
Ⅰ) 停止	2	0	2	0	1
Ⅱ) 起動	2	0	2	0	1

\*1：設計評価においては、1次冷却材温度±1.7°C、1次冷却材圧力±0.34MPa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は全ての過渡項目に考慮するため記載を省略。

## ○ 2号炉（2 / 4）

未取替機器の疲労評価に用いた過渡回数（30年時評価との比較）  
（上部ふた、ふた管台、空気抜き管台及びスタッドボルトを除く）

## 運転状態Ⅱ

過渡項目	過渡回数特記事項*1	運転実績に基づく過渡回数		（参考：30年時評価） 運転実績に基づく過渡回数	
		2019年度 末時点	運転開始60年 時点の推定値	2012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	6	4	6
外部電源喪失	2、9	1	4	1	4
1次冷却材の流量喪失	2	0	2	0	1
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	9	1	7	1	6
Ⅱ) 不注意な冷却を伴うトリップ	2	0	2	0	1
Ⅲ) 不注意な冷却と安全注入を伴う トリップ	2	0	2	0	1
1次時冷却材の異常な減圧	2	0	2	0	1
制御棒クラスタの落下	2	0	2	0	2
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤動作	2	0	2	0	1
1次冷却系停止ループの誤動作	2	0	2	0	1
タービン回転試験	6、9	2	2	2	2
1次系漏えい試験	9	31	64	27	62

\*1：過渡回数特記事項10、11は全ての過渡項目に考慮するため記載を省略。

## ○ 2号炉（3／4）

取替機器の疲労評価に用いた過渡回数（30年時評価との比較）  
（上部ふた、ふた管台、空気抜き管台及びスタッドボルト）

## 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		（参考：30年時評価） 運転実績に基づく過渡回数	
		2019年度 末時点	運転開始後60年 時点の推定値* <sup>3</sup>	2012年度 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、9	8	41(44)* <sup>4</sup>	3	41(45)* <sup>4</sup>
停止（温度下降率55.6℃/h）	4、9	7	41(44)* <sup>4</sup>	3	41(45)* <sup>4</sup>
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	3	73	575	27	485
負荷減少（負荷減少率5%/min）	3	72	574	27	485
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	0	2	0	1
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	0	2	0	1
100%からの大きいステップ状負荷減少	2	0	2	0	2
定常負荷運転時の変動* <sup>1</sup>	1	—	—	—	—
燃料交換	5	6	45	2	41
0%から15%への負荷上昇	—	7	39	2	38
15%から0%への負荷減少	—	6	38	2	38
1ループ停止/1ループ起動					
I) 停止	2	0	2	0	1
II) 起動	2	0	2	0	1

\*1：設計評価においては、1次冷却材温度±1.7℃、1次冷却材圧力±0.34MPa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は全ての過渡項目に考慮するため記載を省略。

\*3：運転開始後23年時点（第18回定期検査（2008年度））での上部ふた及びスタッドボルト取替に伴い、プラント運転開始後60年時点の過渡回数としては、上部ふた及びスタッドボルト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37年間の過渡回数とした。

\*4：（ ）内はスタッドボルトの過渡回数を示す。

## ○ 2号炉（4 / 4）

取替機器の疲労評価に用いた過渡回数（30年時評価との比較）  
（上部ふた、ふた管台、空気抜き管台及びスタッドボルト）

## 運転状態Ⅱ

過渡項目	過渡回数特記事項*1	運転実績に基づく過渡回数		（参考：30年時評価） 運転実績に基づく過渡回数	
		2019年度 末時点	運転開始60年 時点の推定値*2	2012年度 末時点	運転開始後60年 時点の推定値*2
負荷の喪失	2	0	2	0	2
外部電源喪失	2	0	3	0	3
1次冷却材の流量喪失	2	0	2	0	1
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	—	0	6	0	5
Ⅱ) 不注意な冷却を伴うトリップ	2	0	2	0	1
Ⅲ) 不注意な冷却と安全注入を伴う トリップ	2	0	2	0	1
1次時冷却材の異常な減圧	2	0	2	0	1
制御棒クラスタの落下	2	0	2	0	2
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤動作	2	0	2	0	1
1次冷却系停止ループの誤動作	2	0	2	0	1
タービン回転試験	6	0	0	0	0
1次系漏えい試験	—	7	40(41)*3	3	38(41)*3

\*1：過渡回数特記事項7、8、10、11は全ての過渡項目に考慮するため記載を省略。

\*2：運転開始後23年時点（第18回定期検査（2008年度））での上部ふた及びスタッドボルト取替に伴い、プラント運転開始後60年時点の過渡回数としては、上部ふた及びスタッドボルト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37年間の過渡回数とした。

\*3：（ ）内はスタッドボルトの過渡回数を示す。



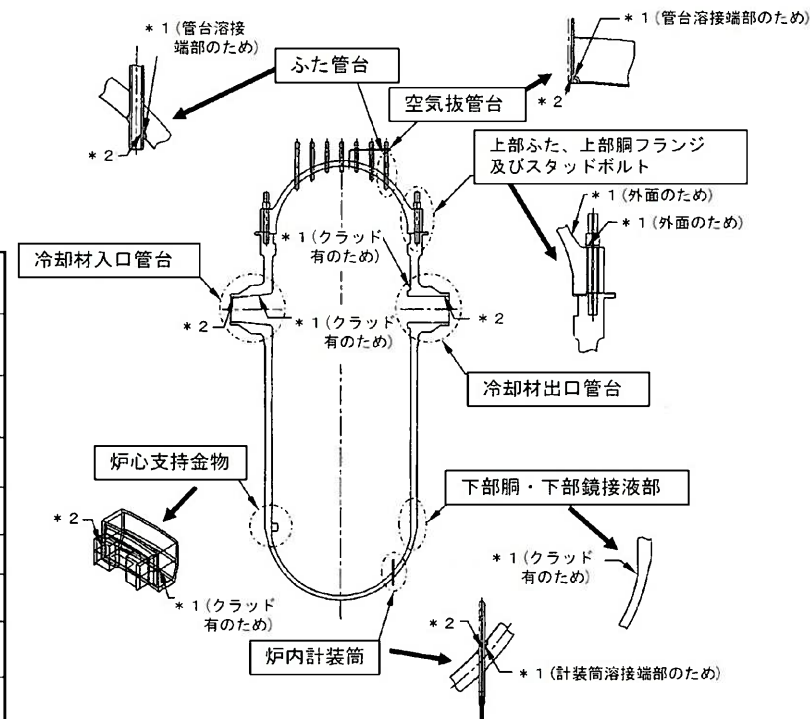
## 3. 5 代表機器の技術評価

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<sub>f</sub>)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(U<sub>en</sub>)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以下に示す。

表 1 評価結果一覧

評価対象部位	疲労累積係数 (許容値: 1) ( )内は30年評価値			
	設計・建設規格による解析結果(U <sub>f</sub> )		環境疲労評価手法による解析結果(U <sub>en</sub> )	
	1号	2号	1号	2号
冷却材入口管台	0.037(0.036)	0.038(0.037)	0.001(0.001)*2	0.001(0.001)*2
冷却材出口管台	0.042(0.043)	0.043(0.045)	0.001(0.001)*2	0.001(0.001)*2
ふた管台	0.107(0.099)	0.113(0.105)	0.001(0.001)*2	0.001(0.001)*2
空気抜管台	0.012(0.011)	0.014(0.012)	0.001(0.001)*2	0.001(0.001)*2
炉内計装筒	0.130(0.126)	0.137(0.134)	0.004(0.004)*2	0.004(0.004)*2
上部ふた*1、上部胴フランジ	0.007(0.007)	0.008(0.007)	非接液部	非接液部
下部胴・下部鏡板接続部	0.004(0.004)	0.004(0.004)	非接液部	非接液部
炉心支持金物	0.005(0.005)	0.006(0.005)	0.001(0.001)*2	0.001(0.001)*2
スタッドボルト*1	0.204(0.199)	0.220(0.221)	非接液部	非接液部



\*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)

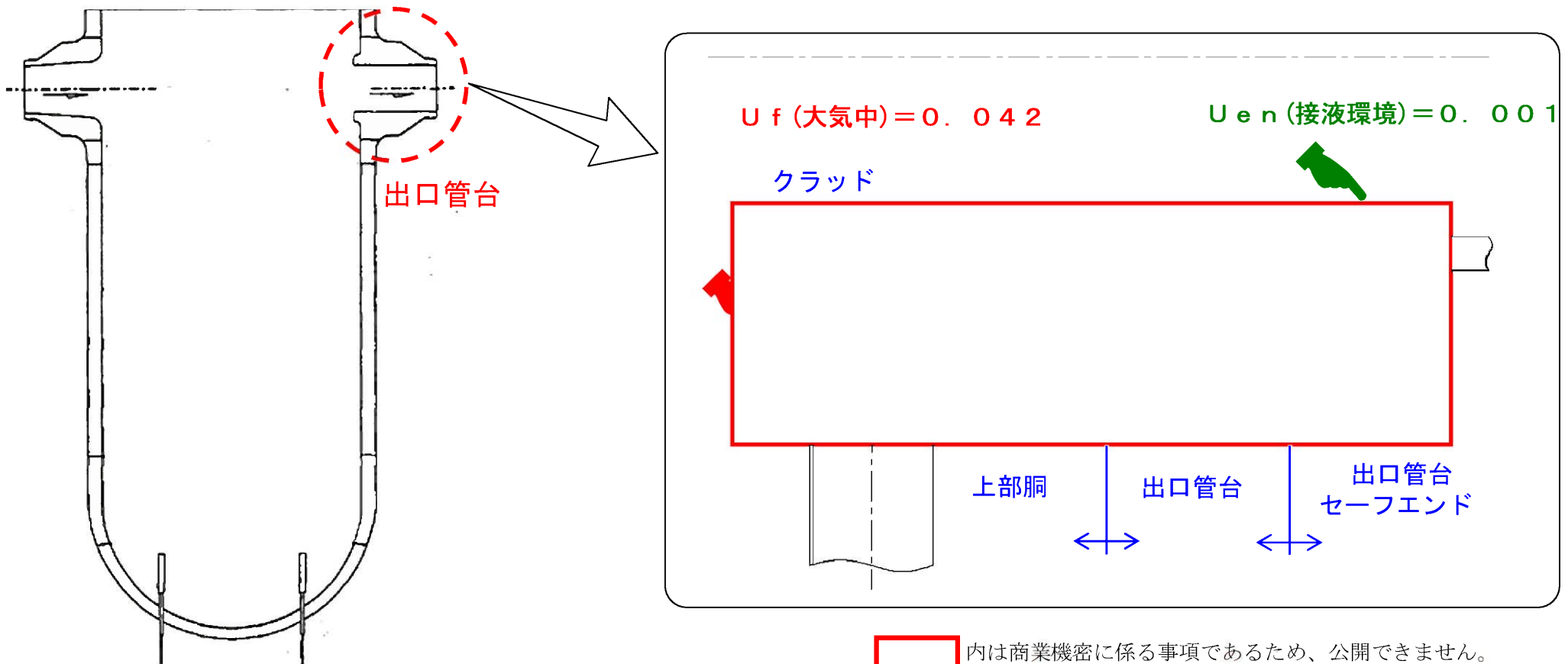
\*1 : 原子炉容器上部ふた及びスタッドボルトを取替えているため、1号炉：36年間、2号炉：37年間の過渡回数を基に算出した。  
 (1号：第19回定期検査時(2008年度)、2号：第18回定期検査(2008年度))  
 \*2 : 炉水環境にあり、かつ疲労評価上最も厳しい箇所について評価を実施しており、疲労評価対象箇所と異なる。

＜出口管台の評価結果（1号炉の例）＞

「（社）日本機械学会 設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）」に基づき、評価点①～⑭について大気中環境での疲労評価を行った結果、全ての評価点において疲労累積係数（ $U_f$ ）が許容値を下回る（ $U_f < 1$ ）ことを確認した。

なお、 $U_f$ が最大となったのは評価点⑰で、 $U_f = 0.042$ であった。

さらに、接液環境となる評価点①、③のうち、大気中環境での $U_f$ が最大であった評価点①について「（社）日本機械学会 環境疲労評価手法（JSME S NF1-2009）」に基づき、接液環境を考慮した疲労評価を行った結果、 $U_{en} = 0.001$ となり、許容値を下回ることを確認した。



内は商業機密に係る事項であるため、公開できません。

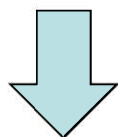
## 3. 6 特別点検を踏まえた劣化状況評価

### 3. 6. 1 点検内容

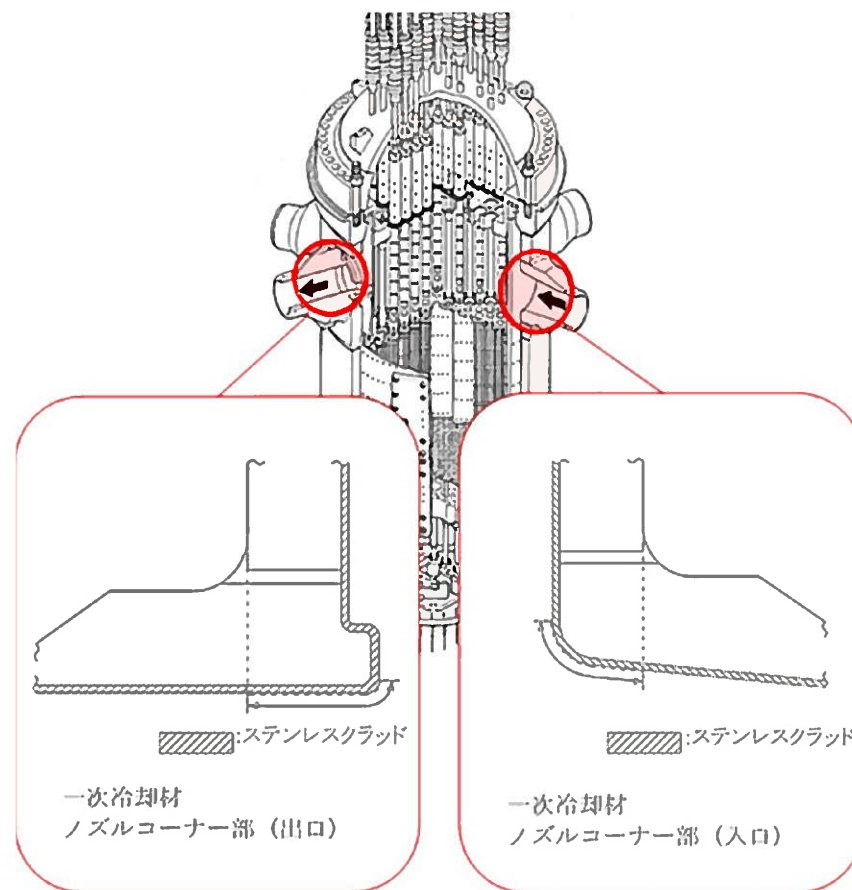
運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検に係るデータ採取において、比較的疲労累積係数の高い原子炉容器出入口管台（合計6箇所）のノズルコーナ部に対して渦流探傷試験を実施した。

### 3. 6. 2 点検結果

1 mm程度の欠陥が十分検出可能な渦流探傷試験により確認した結果、1, 2号炉ともに有意な欠陥は認められなかった。



この結果より、ステンレスクラッドに疲労割れ等の有意な経年劣化は発生しておらず、母材部はステンレスクラッドにより適切に保護されていることが確認できた。



## 4 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いる。

 これまでの点検の結果、問題ないことを確認できている。

- 今後の高経年化技術評価について、実過渡回数に基づく評価を実施することとしている。

## 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
				1号	2号	
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 ③ベアメタル検査	100%/7年	①第25回定期検査 ②③第26定期検査	①③第25回定期検査 ②第23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%/7年	①②第25回定期検査	①②第25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%/7年	第26回定期検査	第25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26回定期検査	第25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%/3.5年	第25回定期検査	第24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%/7年	第25回定期検査	第25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、長手方向)	超音波探傷検査	100%/7年	第25回定期検査	第25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%/7年	第25回定期検査	第25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%/7年	第26回定期検査	第25回定期検査	良
	ナット	目視確認 (VT-1)	100%/7年	第26回定期検査	第25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) 1号：25回定期検査 (2020年 3月～11月)、26回定期検査 (2021年10月～12月)

2号：23回定期検査 (2019年10月～12月)、24回定期検査 (2020年 5月～12月)、25回定期検査 (2022年2月～6月)

## 5 総合評価

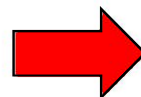
運転開始後60年間の供用を想定した原子炉容器の疲労評価結果は、疲労累積係数が1を下回り、疲労割れの発生が問題となる可能性はないと考える。

また、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検で冷却材出入口管台に対して、渦流探傷試験を実施した結果、有意な欠陥は認められなかった。これにより、疲労評価結果の現時点での妥当性が確認できた。

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。

## 6 高経年化評価への対応

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。



施設管理に関する方針として策定

## 7 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2 評価結果一覧（1／3）

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結果(Uf)		環境疲労評価手法による解析結果(Uen)	
			1号	2号	1号	2号
ポンプ	余熱除去ポンプ	ケーシング	0.090	0.092	0.410	0.419
	1次冷却材ポンプ	ケーシング吸込ノズル	0.001	0.001	0.001	0.001
		ケーシング吐出ノズル	0.049	0.050	0.513	0.516
		ケーシング脚部	0.080	0.080	0.467* <sup>1</sup>	0.470* <sup>1</sup>
熱交換器	再生熱交換器	管板部	0.138	0.067	0.175	0.284
	余熱除去冷却器	管板部	0.048	0.053	0.072	0.078
	蒸気発生器	管板廻り	0.097	0.093	0.117* <sup>1</sup>	0.112* <sup>1</sup>
		給水入口管台	0.096	0.092	0.307* <sup>2</sup>	0.309* <sup>2</sup>
容器	加圧器	スプレイライン用管台	0.049	0.049	0.051* <sup>1*2</sup>	0.050* <sup>1*2</sup>
		サージ用管台	0.033	0.034	0.201	0.206
	機械ペネトレーション	余熱除去出口配管貫通部端板	0.001	0.000	非接液部	非接液部
		主蒸気管貫通部伸縮継手	0.021	0.024	非接液部	非接液部
		主給水管貫通部伸縮継手	0.235	0.229	非接液部	非接液部

\*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。



表2 評価結果一覧 (2 / 3)

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結果 (Uf)		環境疲労評価手法による解析結果 (Uen)		
		1号	2号	1号	2号	
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 ～余熱除去入口弁(内隔離弁))	0.001	0.001	0.020	0.020
		余熱除去系統出口配管 (余熱除去入口弁(内隔離弁) ～原子炉格納容器貫通部)	0.021	0.028	0.132	0.176
		加圧器サージ配管	0.008	0.008	0.004* <sup>1</sup>	0.004* <sup>1</sup>
		加圧器スプレイ配管	0.009	0.008	0.118* <sup>1</sup>	0.116* <sup>1</sup>
	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)	0.016	0.016	0.119	0.119
	1次冷却材管	ホットレグ	0.001	0.001	0.003	0.003
		クロスオーバレグ	0.002	0.002	0.009	0.009
		コールドレグ	0.001	0.001	0.004	0.005
		加圧器サージ管台	0.031	0.031	0.162	0.164
		蓄圧タンク注入管台	0.008	0.008	0.031	0.030
		安全注入管台/余熱除去系戻り及び 安全注入管台	0.007	0.007	0.023	0.022
		充てん管台	0.003	0.003	0.023	0.024

\*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。



表 2 評価結果一覧 ( 3 / 3 )

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結果 (Uf)		環境疲労評価手法による解析結果 (Uen)	
			1号	2号	1号	2号
弁	仕切弁	R H R S入口隔離弁弁箱	0.004	0.004	0.113	0.115
	玉型弁	加圧器水位制御弁弁箱	0.051	0.029	0.693	0.396
	スイング逆止弁	蓄圧タンク出口第2逆止弁弁箱	0.099	0.099	0.915	0.916
	リフト逆止弁	加圧器補助スプレイ逆止弁弁箱	0.011	0.011	0.065	0.064
炉内支持構造物	炉内支持構造物	上部炉心支持板	0.003	0.003	0.020	0.020
		上部炉心支持柱	0.001	0.001	0.001	0.001
		上部炉心板	0.001	0.001	0.002	0.002
		下部炉心板	0.003	0.003	0.026	0.026
		下部炉心支持柱	0.002	0.002	0.030	0.030
		下部炉心支持板	0.002	0.002	0.022	0.020
		炉心槽下部接続部	0.001	0.001	0.001	0.001
重機器サポート	加圧器	加圧器スカート溶接部	0.145	0.146	非接液部	非接液部

代表機器以外の現状保全を下表に示す。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ない。

代表機器以外の現状保全（1 / 3）

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	
				1号	2号		
ポンプ	余熱除去ポンプ	ケーシング	目視確認	1回/5定検(1号) 1回/4定検(2号)	第26回定期検査	第24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%/7年(1台) ②毎定検	①第24回定期検査 ②第26回定期検査	①第23回定期検査 ②第25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)	1回/10年	第26回定期検査	第20回定期検査	良
	余熱除去冷却器	管板部	①漏えい検査(VT-2) ②目視確認	①②1回/10定検	①②第26回定期検査	①②第25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クラッドの目視確認 ③漏えい試験(VT-2)	①25%/7年 ②毎定検 ③1回/10年	①②③第26回定期検査	①②③第25回定期検査	良
		給水入口管台	漏えい試験(VT-2)	1回/10年	第24回定期検査	第23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%/7年 ②25%/7年 ③毎定検	①②第24回定期検査 ③第26回定期検査	①②③第25回定期検査	良
		サージ用管台	①溶接部の超音波探傷検査 ②漏えい検査(VT-2)	①25%/7年 ②毎定検	①②第26回定期検査	①②第25回定期検査	
	機械 ペネトレーション	余熱除去出口配管貫通部端板 主蒸気管貫通部伸縮継手 主給水管貫通部伸縮継手	原子炉格納容器 局部漏えい率試験	2回/3定検	第26回定期検査	第25回定期検査	良

(参考) 1号：24回定期検査（2019年7月～10月）、26回定期検査（2021年10月～12月）

2号：20回定期検査（2011年9月～2015年10月）、23回定期検査（2019年10月～12月）、24回定期検査（2020年5月～12月）、25回定期検査（2022年2月～6月）

代表機器以外の現状保全（2 / 3）

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	
				1号	2号		
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 ～余熱除去入口弁(内隔離弁))	①溶接部の超音波探傷検査 ②漏えい検査(VT-2)	①25%/7年 ②毎定検	①②第26回定期検査	①第24回定期検査 ②第25回定期検査	良
		余熱除去系統出口配管 (余熱除去入口弁(内隔離弁) ～原子炉格納容器貫通部)	①溶接部の超音波探傷検査 ②漏えい検査(VT-2)	①7.5%/7年 ②毎定検	①②第26回定期検査	①第24回定期検査 ②第25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%/7年 ②毎定検	①第24回定期検査 ②第26回定期検査	①第24回定期検査 ②第25回定期検査	良
		加圧器スプレイ配管			①②第26回定期検査	①②第25回定期検査	良
	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)	1回/10年	第24回定期検査	第23回定期検査	良
1次冷却材管	ホットレグ、クロスオーバレグ、 コールドレグ、加圧器サージ管台、 蓄圧タンク注入管台、安全注入管台、 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%/7年 ②25%/7年 ③毎定検	①②③第26回定期検査	①③第25回定期検査 ②第24回定期検査	良	

(参考) 1号 : 24回定期検査 (2019年7月～10月)、26回定期検査 (2021年10月～12月)

2号 : 23回定期検査 (2019年10月～12月)、24回定期検査 (2020年5月～12月)、25回定期検査 (2022年2月～6月)

代表機器以外の現状保全（3 / 3）

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	
				1号	2号		
弁	仕切弁	RHRS入口隔離弁弁箱	①目視確認 ②漏えい確認	①1回/8定検 ②毎定検	①②第26回定期検査	①第21回定期検査 ②第25回定期検査	良
	玉形弁	加圧器水位制御弁弁箱	①目視確認 ②漏えい確認	①1回/3定検 ②毎定検	①第25回定期検査 ②第26回定期検査	①第24回定期検査 ②第25回定期検査	良
	スイング逆止弁	蓄圧タンク第2逆止弁弁箱	①目視確認 ②漏えい確認	①1回/5定検 ②毎定検	①②第26回定期検査	①②第25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漏えい確認	①1回/10定検 ②毎定検	①②第26回定期検査	①第24回定期検査 ②第25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%/7年	第25回定期検査	第25回定期検査	良
重機器サポート	加圧器	加圧器スカート溶接部	溶接部の浸透探傷検査	7.5%/7年	第25回定期検査	第25回定期検査	良

(参考) 1号：25回定期検査（2020年 3月～11月）、26回定期検査（2021年10月～12月）

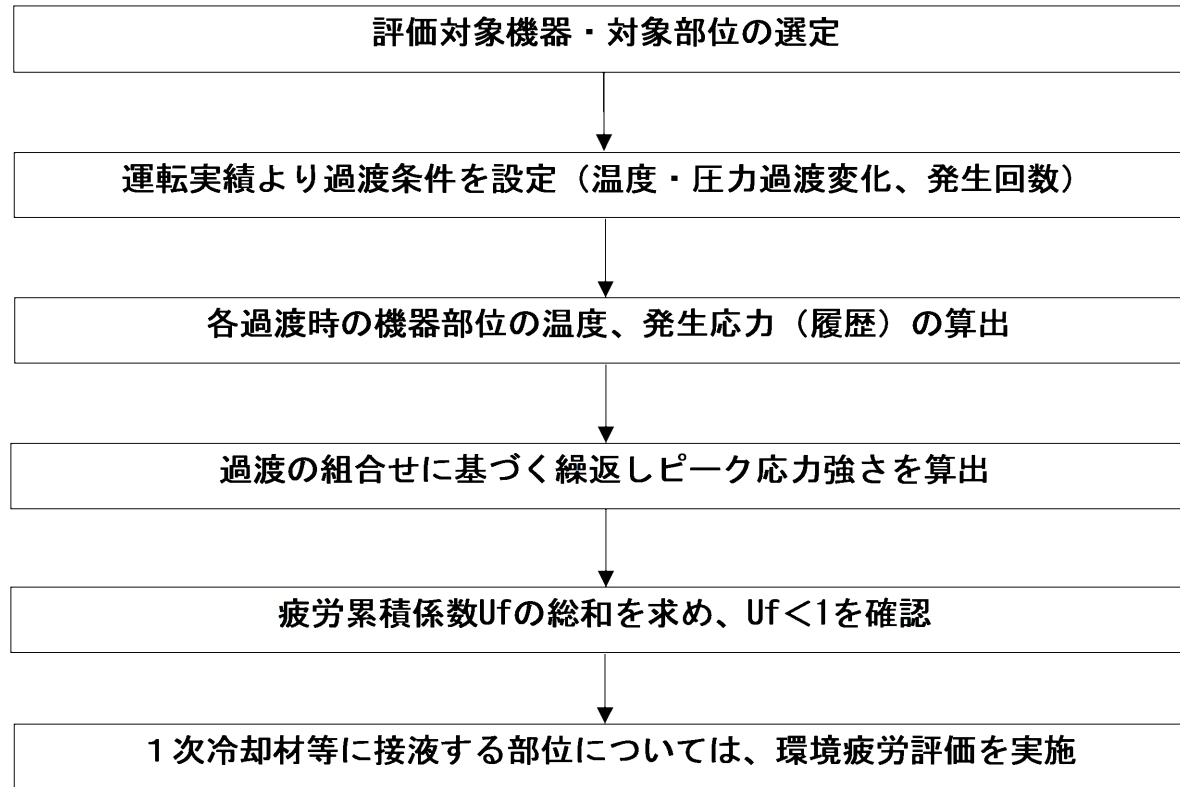
2号：21回定期検査（2016年12月～2017年2月）、24回定期検査（2020年5月～12月）、25回定期検査（2022年2月～6月）

## 8 まとめ

以上の評価結果について、原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」（以下、審査基準）に規定されている延長しようとする期間における要求事項との対比を示す。

評価対象事象又は評価事項	要求事項	健全性評価結果
低サイクル疲労	○健全性評価の結果、評価対象部位の疲れ累積係数が1を下回ること。	「3 健全性評価」に示すとおり、延長しようとする期間において、評価対象部位の運転開始後60年時点における疲れ累積係数（設計・建設規格による疲労累積係数及び環境疲労評価手法による環境疲労累積係数）が、全ての部位で1を下回ることを確認した。

低サイクル疲労の技術評価フローを以下に示す。



低サイクル疲労の技術評価フロー

30年時における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(U<sub>f</sub>、U<sub>en</sub>)が許容値を下回る(U<sub>f</sub>、U<sub>en</sub><1)ことを確認している。  
評価結果を「表 評価結果一覧」に示す。

表 評価結果一覧 (1/3)

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結果(U <sub>f</sub> )		環境疲労評価手法による解析結果(U <sub>en</sub> )	
			1号	2号	1号	2号
ポンプ	余熱除去ポンプ	ケーシング	0.090	0.092	0.407	0.419
	1次冷却材ポンプ	ケーシング吸込ノズル	0.001	0.001	0.001	0.001
		ケーシング吐出ノズル	0.049	0.051	0.506	0.527
		ケーシング脚部	0.079	0.082	0.461 <sup>*1</sup>	0.479 <sup>*1</sup>
熱交換器	再生熱交換器	管板部	0.126	0.059	0.159	0.219
	余熱除去冷却器	管板部	0.048	0.053	0.071	0.079
	蒸気発生器	管板廻り	0.074	0.132	0.116 <sup>*1</sup>	0.143 <sup>*1</sup>
		給水入口管台	0.091	0.158	0.463 <sup>*2</sup>	0.502 <sup>*2</sup>
容器	加圧器	スプレイライン用管台	0.057	0.060	0.034 <sup>*1*2</sup>	0.035 <sup>*1*2</sup>
		サージ用管台	0.031	0.033	0.189	0.197
	機械ペネトレーション	余熱除去出口配管貫通部端板	0.001	0.000	非接液部	非接液部
		主蒸気管貫通部伸縮継手	0.020	0.022	非接液部	非接液部
		主給水管貫通部伸縮継手	0.216	0.209	非接液部	非接液部

\*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。

表 評価結果一覧 (2/3)

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結果 (Uf)		環境疲労評価手法による解析結果 (Uen)	
			1号	2号	1号	2号
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 ～余熱除去入口弁(内隔離弁))	0.001	0.001	0.020	0.020
		余熱除去系統出口配管 (余熱除去入口弁(内隔離弁) ～原子炉格納容器貫通部)	0.018	0.026	0.113	0.163
		加圧器サージ配管	0.008	0.008	0.003* <sup>1</sup>	0.003* <sup>1</sup>
		加圧器スプレイ配管	0.008	0.008	0.105* <sup>1</sup>	0.110* <sup>1</sup>
	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)	0.015	0.015	0.112	0.112
	1次冷却材管	ホットレグ	0.001	0.001	0.002	0.002
		クロスオーバレグ	0.002	0.002	0.009	0.009
		コールドレグ	0.001	0.001	0.004	0.005
		加圧器サージ管台	0.027	0.027	0.142	0.145
		蓄圧タンク注入管台	0.004	0.004	0.016	0.016
		安全注入管台/余熱除去系戻り及び 安全注入管台	0.004	0.004	0.012	0.012
		充てん管台	0.003	0.003	0.021	0.022

\*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。



表 評価結果一覧 (3/3)

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結果(Uf)		環境疲労評価手法による解析結果(Uen)	
			1号	2号	1号	2号
弁	仕切弁	RHRS入口隔離弁弁箱	0.004	0.004	0.099	0.099
	玉型弁	加圧器水位制御弁弁箱	0.029	0.017	0.388	0.221
	スイング逆止弁	蓄圧タンク出口第2逆止弁弁箱	0.051	0.051	0.512	0.512
	リフト逆止弁	加圧器補助スプレイ逆止弁弁箱	0.008	0.008	0.036	0.036
炉内支持構造物	炉内支持構造物	上部炉心支持板	0.003	0.003	0.015	0.015
		上部炉心支持柱	0.001	0.001	0.001	0.001
		上部炉心板	0.001	0.001	0.001	0.001
		下部炉心板	0.003	0.003	0.024	0.024
		下部炉心支持柱	0.002	0.002	0.030	0.030
		下部炉心支持板	0.002	0.002	0.020	0.018
		炉心槽下部接続部	0.001	0.001	0.001	0.001
重機器サポート	加圧器	加圧器スカート溶接部	0.143	0.148	非接液部	非接液部

○ 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。

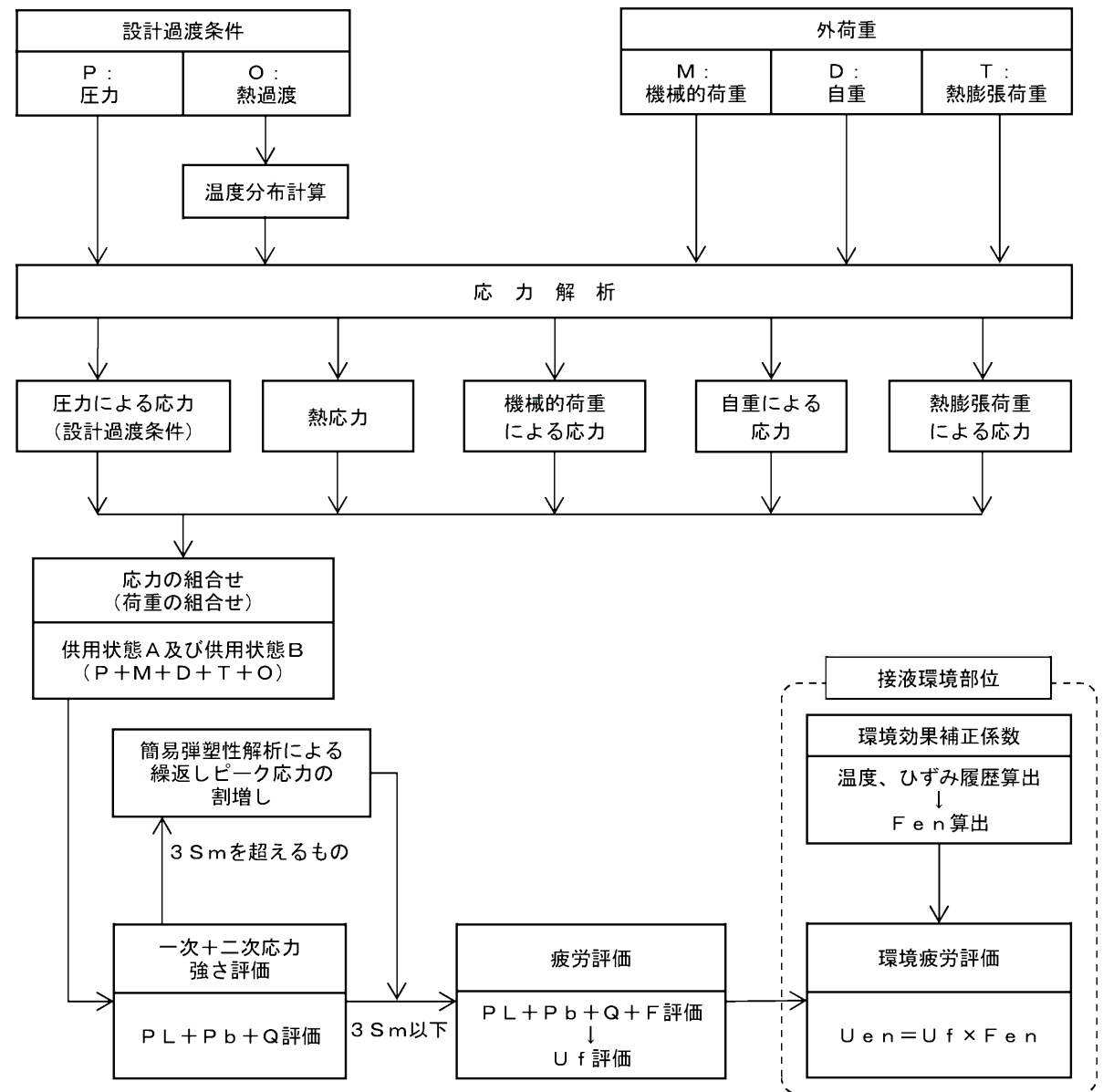


図 疲労評価の解析フロー (スタッドボルトを除く部位)

○ 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 ( $U_f$ ) を算出する。
- それぞれの疲労評価の解析フローを図に示す。

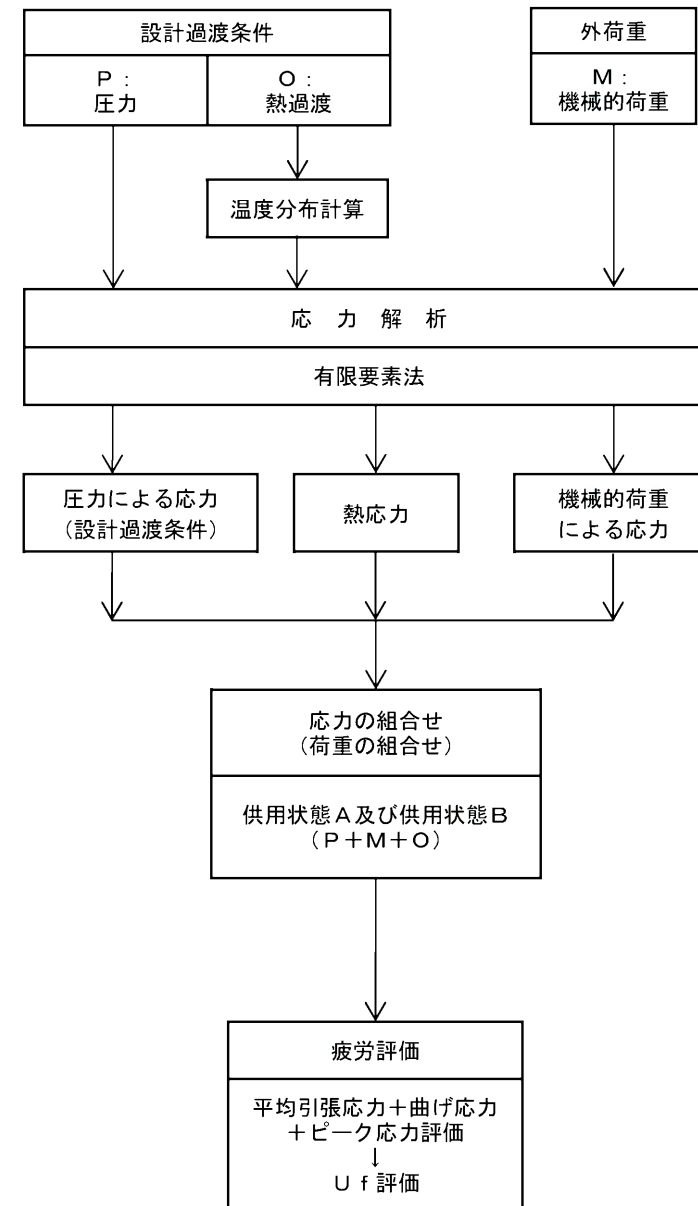


図 疲労評価の解析フロー (スタッドボルト)