

川内原子力発電所 1号炉の 30年目高経年化技術評価結果について (低サイクル疲労について)

本資料は川内 1号炉30年目高経年化技術評価のN R A 審査会合時(2014年)に用いたものです。

2022年4月25日



ずっと先まで、明るくしたい。

枠囲みの範囲は、商業機密に係る事項であるため、公開できません。
(P. 4, 9)

目 次

1. 審査会合における代表機器の選定	2
2. 健全性評価	4
3. 現状保全	10
4. 総合評価	12
5. 高経年化への対応	12
6. 代表機器以外の評価	13

低サイクル疲労

1. 審査会合における代表機器の選定

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。

【ステップ1】

低サイクル疲労評価では、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。

抽出された全評価対象機器に対して疲労評価を実施し、疲労累積係数(UF)が許容値以下($UF < 1$)となることを確認した。全評価対象機器の評価結果を「表2 評価結果一覧」に示す。

【ステップ2】

高経年化技術評価書では、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。

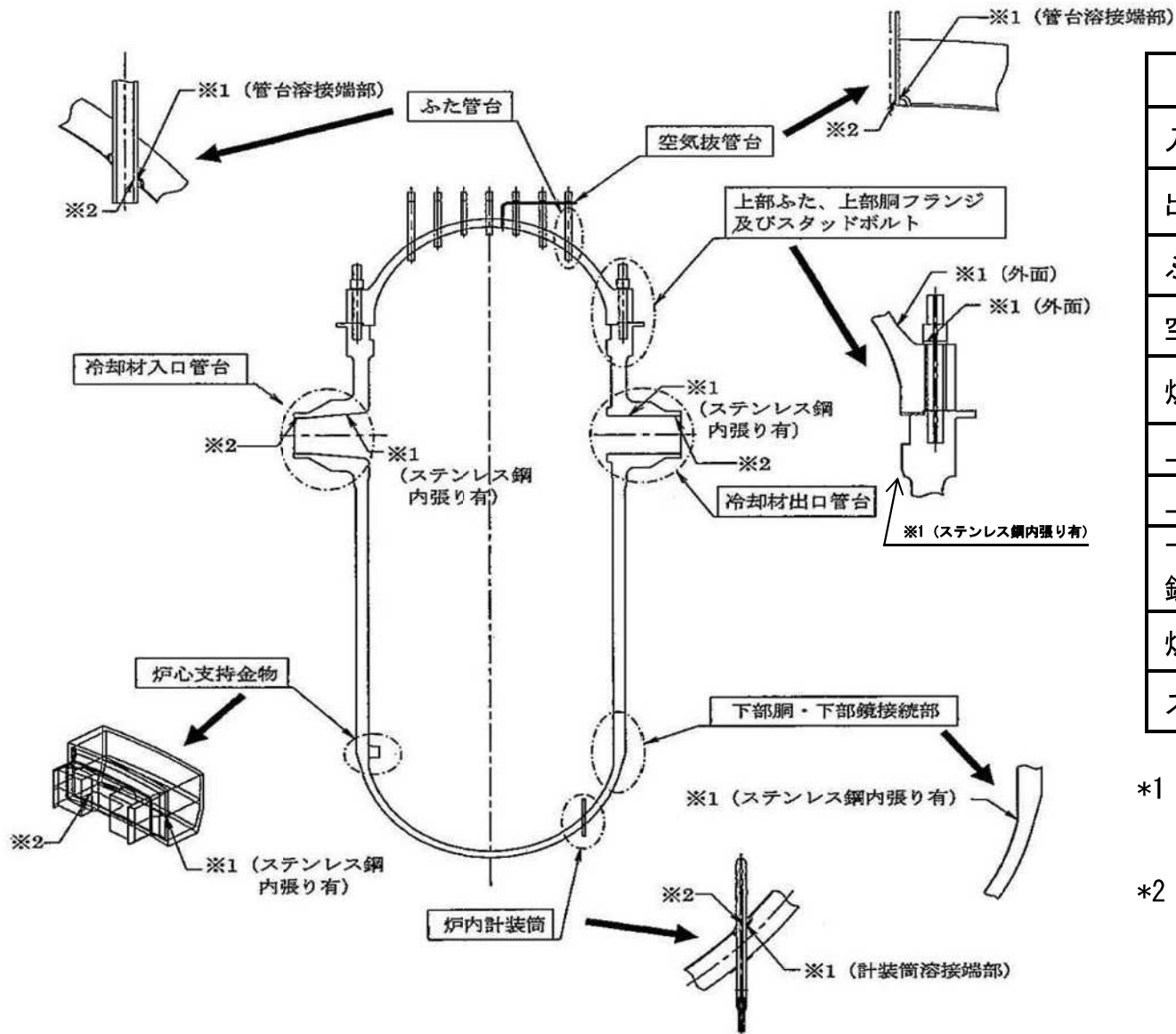
【ステップ3】

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、審査会合における代表機器を選定する。

低サイクル疲労評価においては、設備の重要性を考慮し、「原子炉容器本体」を審査会合における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。

低サイクル疲労



評価部位
入口管台
出口管台
ふた管台
空気抜管台
炉内計装筒
上部ふた
上部胴フランジ
下部胴・トランジションリング・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1 原子炉容器評価対象部位

2. 健全性評価

2.1 適用規格、評価条件

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

2.2 熱過渡条件の設定

○過渡回数策定方針

項目	内容
1 定格負荷運転時の変動	有意な変動は生じてないことから「-回」とする。
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、減少の平均回数	ステムフリー試験回数を考慮し、負荷上昇、減少の平均回数は とした。
4 起動・停止 (温度上昇・下降率55.6°C/h)	温度変化率は、評価上最も厳しい設計過渡条件としており、十分な保守的な値を設定した。
5 燃料交換	計算上は0.8回であるが、 とした。
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、今後は発生しないものとした。
7 取替機器の実績過渡	R/V上ふた、スタッドボルト：H20年10月から供用開始
8 取替機器の平均過渡回数	平均過渡回数は非取替え機器と同様（スタッドボルトの起動・停止及び1次系漏えい試験除く）とした。
9 評価回数余裕	実績回数の比較的多い次の過渡項目については、保守的に若干の余裕を考慮した。 (起動、停止、負荷上昇(15%から100%出力)、負荷減少(100%から15%出力)、燃料交換、0%→15%への負荷上昇、15%→0%への負荷減少、1次系漏えい試験)

内は商業機密に係る事項であるため、公開できません。

○60年供用仮定時の各過渡条件の繰り返し回数は、基本的に運転実績に基づく2012年3月末時点の過渡回数を用いて、今後も同様な運転を続けたと仮定して推定する。機器毎の熱過渡回数の計算方法を以下に示す。（国の高経年化実施対策ガイドにおいて60年間の健全性評価を規定）

●未取替機器

60年時点過渡回数＝

実績過渡回数＋（運開後実績過渡回数/運開後実績過渡回数調査時点までの年数）×残年数

●取替機器*

60年時点過渡回数＝

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）×残年数

* 原子炉容器上部ふた、ふた管台、空気抜管台、スタッドボルト、制御棒クラスタ駆動装置、蒸気発生器

低サイクル疲労

原子炉容器本体出入口管台等の疲労評価に用いた過渡回数（原子炉容器上部ふた、ふた管台、空気抜管台、スタッドボルト、制御棒クラスタ駆動装置、蒸気発生器を除く）

運転状態Ⅰ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2012年3月 末時点	運転開始後60年 時点での推定値
起動（温度上昇率55.6°C/h）	34	68
停止（温度下降率55.6°C/h）	32	68
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	289	735
負荷減少（負荷減少率5%/min）	278	723
90%から100%へのステップ状負荷上昇	3	4
100%から90%へのステップ状負荷減少	4	8
100%からの大きいステップ状負荷減少	1	3
定常負荷運転時の変動*1	—	—
燃料交換	21	59
0%から15%への負荷上昇	35	73
15%から0%への負荷減少	26	59
1 ループ停止／1 ループ起動		
Ⅰ) 停止	0	1
Ⅱ) 起動	0	1

運転状態Ⅱ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2012年3月 末時点	運転開始後60年 時点での推定値
負荷の喪失	5	7
外部電源喪失	1	4
1次冷却材流量の部分喪失	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	3	7
Ⅱ) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	1
Ⅲ) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	1
1次冷却系の異常な減圧	0	1
制御棒クラスタの落下	0	2
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	1
1次冷却系停止ループの誤起動	0	1
タービン回転試験	2	2
1次系漏えい試験	27	61

*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

低サイクル疲労

原子炉容器上部ふた、ふた管台、空気抜管台、スタッドボルト、制御棒クラスタ駆動装置、蒸気発生器の疲労評価に用いた過渡回数

運転状態Ⅰ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2012年3月 末時点	運転開始後60年 時点での推定値*2
起動（温度上昇率55.6°C/h）	4	37(40)*3
停止（温度下降率55.6°C/h）	4	37(40)*3
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	26	472
負荷減少（負荷減少率5%/min）	26	472
90%から100%へのステップ状負荷上昇	0	1
100%から90%へのステップ状負荷減少	0	4
100%からの大きいステップ状負荷減少	0	2
定常負荷運転時の変動*1	—	—
燃料交換	2	40
0%から15%への負荷上昇	3	40
15%から0%への負荷減少	3	37
1 ループ停止／1 ループ起動		
Ⅰ) 停止	0	1
Ⅱ) 起動	0	1

運転状態Ⅱ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2012年3月 末時点	運転開始後60年 時点での推定値*2
負荷の喪失	0	2
外部電源喪失	0	3
1次冷却材流量の部分喪失	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	4
Ⅱ) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	1
Ⅲ) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	1
1次冷却系の異常な減圧	0	1
制御棒クラスタの落下	0	2
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	1
1次冷却系停止ループの誤起動	0	1
タービン回転試験	0	0
1次系漏えい試験	3	37

*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：運転開始後24年時点（第19回定期検査（2008年度））での原子炉容器上部ふた、スタッドボルト、制御棒クラスタ駆動装置、蒸気発生器取替に伴い、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、スタッドボルト、制御棒クラスタ駆動装置、蒸気発生器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

*3：（ ）内はスタッドボルトの過渡回数を示す

低サイクル疲労

2.3 評価結果

「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき、各部位における全ての評価点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(UF)が許容値以下(UF<1)となることを確認した。なお、評価結果一覧には、各部位の評価結果として疲労累積係数が最大となった評価点の値を記載している。

さらに、接液環境にある評価点のうち、大気中環境でのUFが最大となった評価点について「(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、疲労累積係数が許容値以下(UF<1)となることを確認した。(原子炉容器本体の評価結果を以下に示す。)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時の疲労累積係数)	
		設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
原子炉容器本体	入口管台	0.036	0.001
	出口管台	0.043	0.001
	ふた管台	0.099	0.001
	空気抜管台	0.011	0.001
	炉内計装筒	0.126	0.004
	上部ふた	0.007	非接液部
	上部胴フランジ	0.005	非接液部
	下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部	0.004	非接液部
	炉心支持金物	0.005	0.001
	スタッドボルト	0.199	非接液部

ここでは、原子炉容器の評価部位のうち、使用温度が高く、大気中及び接液環境にある出口管台の評価内容について、次項にて詳細に説明する。

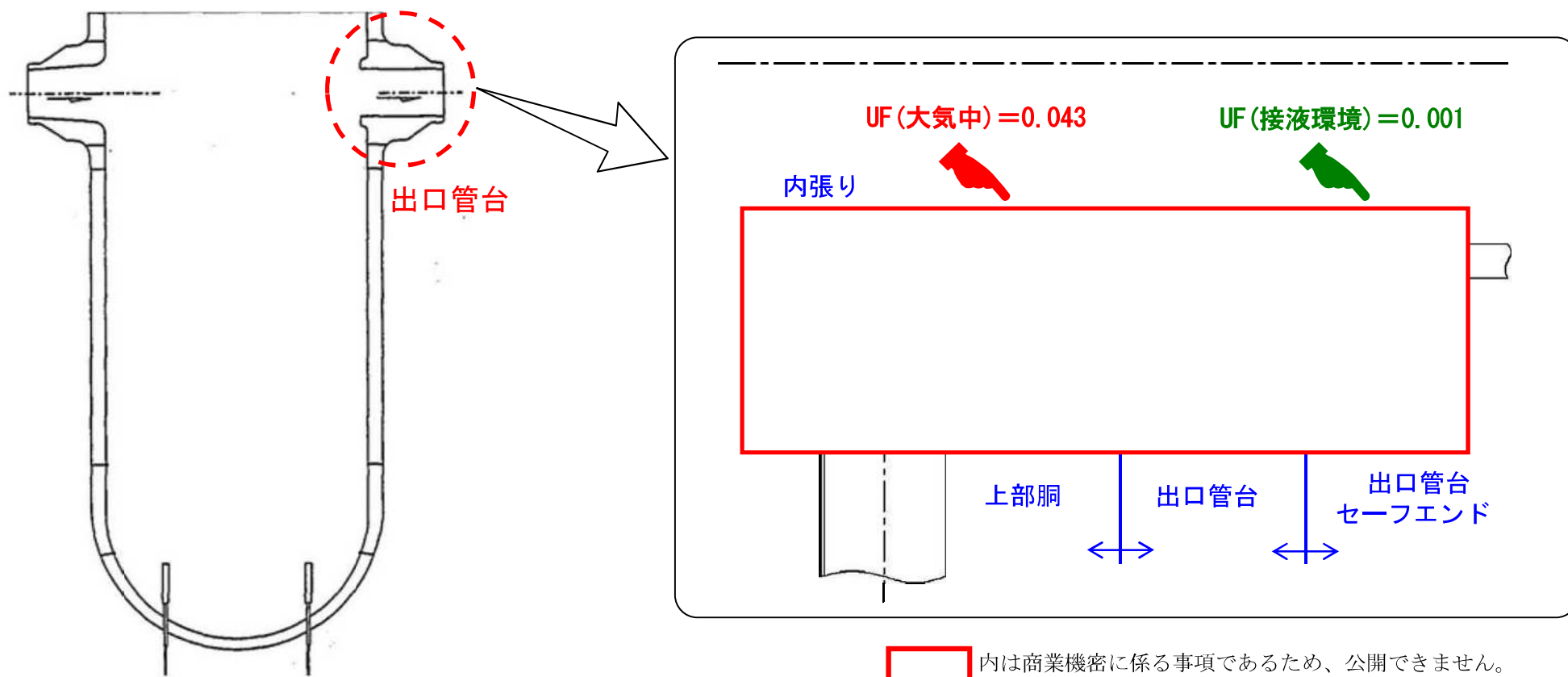
なお、他の評価部位においても出口管台同様の評価を実施し、疲労累積係数が許容値以下(UF<1)となることを確認している。

低サイクル疲労

<出口管台の評価結果>

「(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(UF)が許容値以下($UF < 1$)となることを確認した。なお、UFが最大となったのは**評価点⑨**で、 **$UF = 0.043$** 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UF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、 **$UF = 0.001$** となり、許容値以下であることを確認した。



3. 現状保全

3.1 検査方法、範囲等

○原子炉容器本体の評価対象部位における疲労割れに対する保全は、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格（JSME S NA1-2008）」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、目視検査（VT-1、3）及び漏えい試験（VT-2）により健全性を確認している。

（原子炉容器本体の供用期間中検査の内容を表1に示す。）

○原子炉容器本体内面の内張りについては、定期的な（1回／10年）目視検査（VT-3）により、容器内表面全てについて異常のないことを確認している。

○高経年化技術評価にあわせて、実過渡回数に基づく評価を実施することとしている。

低サイクル疲労

表 1 原子炉容器本体の供用期間中検査の内容

評価対象	検査部位	検査内容	検査範囲	頻度
入口管台	内面コーナー、胴との溶接部	超音波探傷検査	100%	10年を超えない範囲で一括して全数実施
	セーフエンドとの溶接部	超音波探傷検査	100%	7年を超えない範囲で一括して全数実施
		浸透探傷検査 ベアメタル検査	100%	10年を超えない範囲で3分割して全数実施
出口管台	胴との溶接部	超音波探傷検査	100%	10年を超えない範囲で一括して全数実施
	セーフエンドとの溶接部	超音波探傷検査	100%	5保全サイクルのうち1回で全数実施
		浸透探傷検査 ベアメタル検査	100%	10年を超えない範囲で3分割して全数実施
ふた管台、空気抜管台	上部鏡板の貫通部	目視検査 VT-2	100%	定検毎にRCS漏えい検査で実施
炉内計装筒	下部鏡板の貫通部	目視検査 VT-2	100%	定検毎にRCS漏えい検査で実施
		ベアメタル検査	100%	5年を超えない範囲で一括して全数実施
上部胴フランジ	溶接部（円周方向）	超音波探傷検査	100%	10年を超えない範囲で一括して全数実施
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%	10年を超えない範囲で一括して全数実施
炉心支持金物	胴との溶接部	目視検査 VT-3	100% (4箇所)	10年を超えない範囲で一括して全数実施
スタッドボルト	ボルト本体	超音波探傷検査	100% (58本)	10年を超えない範囲で分割して全数実施
	ナット	目視検査 VT-1	100% (58個)	10年を超えない範囲で分割して全数実施

VT-1：機器の表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の強度に影響を与える恐れのある異常を検出するために行う試験

VT-2：系の漏えい試験の場合に、耐圧機器からの漏えいを検出するために行う試験

VT-3：機器の変形、心合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、部品の破損、脱落および機器表面における異常を検出するために行う試験（遠隔目視）

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（NISA文書対応）内容は、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. 総合評価

原子炉容器本体の疲労評価結果は、疲労累積係数(UF)が許容値以下($UF < 1$)であったことから、現時点の知見において、疲労割れ発生の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、今後とも実過渡回数を把握し評価を継続する必要がある。

また、疲労割れは超音波探傷検査等により、原子炉容器本体内表面の内張りについては、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。

冷温停止状態においては、温度・圧力が低く、熱過渡の影響を受けないことから、事象の進展が考え難いため、十分に保守的な評価であり、現状の保全を実施することで健全性を維持できると考える。

5. 高経年化への対応

疲労割れについては、現状保全項目を継続して実施していく。なお、追加保全策として、高経年化対策の観点から、今後とも実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。

6. 代表機器以外の評価

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(UF)が許容値以下(UF<1)であることを確認した。

全評価対象機器の評価結果を「表2 評価結果一覧」に示す。

表2 評価結果一覧 (1 / 3)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時の疲労累積係数)	
		設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
原子炉容器	入口管台	0.036	0.001
	出口管台	0.043	0.001
	ふた管台	0.099	0.001
	空気抜管台	0.011	0.001
	炉内計装筒	0.126	0.004
	上部ふた	0.007	非接液部
	上部胴フランジ	0.005	非接液部
	下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部	0.004	非接液部
	炉心支持金物	0.005	0.001
	スタッドボルト	0.199	非接液部
加圧器	スプレイライン用管台	0.057	0.034
	サージ用管台	0.031	0.189

低サイクル疲労

表2 評価結果一覧 (2 / 3)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時の疲労累積係数)	
		設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
原子炉 格納容器	余熱除去出口配管貫通部	0.001	非接液部
	主蒸気管貫通部	0.020	非接液部
	主給水管貫通部	0.216	非接液部
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～余熱除去入口隔離弁)	0.001	0.020
	余熱除去系統出口配管 (余熱除去入口隔離弁～原子炉格納容器貫通部)	0.018	0.113
	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	0.112
	加圧器サージ配管	0.008	0.003
	加圧器スプレイ配管	0.008	0.105
	1次冷却材管 (ホットレグ)	0.001	0.002
	1次冷却材管 (クロスオーバーレグ)	0.002	0.009
	1次冷却材管 (コールドレグ)	0.001	0.004
	1次冷却材管 (加圧器サージ管台)	0.027	0.142
	1次冷却材管 (蓄圧タンク注入管台)	0.004	0.016
	1次冷却材管 (安全注入管台)	0.004	0.012
	1次冷却材管 (充てん管台)	0.003	0.021
弁	RHRS入口隔離弁	0.004	0.099
	加圧器水位制御弁	0.029	0.388
	蓄圧タンク出口第2逆止弁	0.051	0.512
	加圧器補助スプレイ逆止弁	0.008	0.036

低サイクル疲労

表2 評価結果一覧 (3 / 3)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時の疲労累積係数)	
		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	0.090	0.407
	1次冷却材ポンプ脚付根部	0.079	0.461
	1次冷却材ポンプ吐出ノズル	0.049	0.506
	1次冷却材ポンプ吸込ノズル	0.001	0.001
熱交換器	再生熱交換器管板	0.126	0.159
	余熱除去冷却器管板	0.048	0.071
	蒸気発生器管板廻り	0.074	0.116
	蒸気発生器給水入口管台	0.091	0.463
炉心支持構造物	上部炉心支持板	0.003	0.015
	上部炉心支持柱	0.001	0.001
	上部炉心板	0.001	0.001
	下部炉心板	0.003	0.024
	下部炉心支持柱	0.002	0.030
	下部炉心支持板	0.002	0.020
	炉心そう下部接続部	0.001	0.001
機械設備	加圧器スカート溶接部	0.143	非接液部
	制御棒クラスタ駆動装置ラッチハウジング	0.001	0.001
	制御棒クラスタ駆動装置駆動軸ハウジング	0.001	0.001