

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-I 改12
提出年月日	平成30年4月12日

東海第二発電所 運転期間延長認可申請
(共通事項)

補足説明資料

平成30年4月12日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの範囲は、営業秘密又は
防護上の観点から公開できません。

目次

1. はじめに	1
2. 特別点検及び劣化状況評価に係る実施体制及び実施手順	2
2.1 運転期間延長認可申請に係る全体実施手順	2
2.2 特別点検の実施体制及び実施手順	5
2.3 劣化状況評価の実施体制及び実施手順	13
2.4 劣化状況評価で追加する評価	36
2.5 震災影響評価	73
2.6 保全管理活動	78
別紙 1. ～2.	
別紙 1. 日常劣化事象（△）のすべての対象機器を事象毎に分類し，劣化事象を考慮した劣化傾向監視等，劣化管理の考え方，検査方式，検査間隔，検査方法及び検査実績	84
別紙 2. 日常劣化管理事象以外の事象（▲）のすべての対象機器を事象毎に分類し，すべての機器について運転経験，使用条件，材料試験データ及び進展傾向が極めて小さいと判断した理由	187
添付. 計算機プログラム（解析コード）の概要	205

1) 共通要因の検討, まとめ

a. 推定過渡回数の比較(60年目時点の推定)

PLM30 と PLM40 における推定過渡回数の比較(60年目時点の推定)を表 2.4-1 に、疲労評価期間と評価対象部位を表 2.4-2 示す。

表 2.4-1 推定過渡回数の比較(60年目時点の推定)

運転条件	PLM30 (A)	PLM40 (B) ※		差 (B) - (A)	
		評価 期間①	評価 期間②	評価 期間①	評価 期間②
		ボルト締付	50	49	48
耐圧試験	143	135	132	-8	-11
起動 (昇温)	116	113	110	-3	-6
起動 (タービン起動)	116	113	110	-3	-6
夜間低出力運転 (出力 75%)	115	123	120	+8	+5
週末低出力運転 (出力 50%)	185	167	165	-18	-20
制御棒パターン変更	187	180	176	-7	-11
給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	1	1	+1	+1
給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	1	1	+1	+1
スクラム (タービントリップ)	23	23	22	0	-1
スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	5	6	6	+1	+1
スクラム (その他)	25	24	24	-1	-1
停止	115	114	111	-1	-4
ボルト取外し	49	50	49	+1	0

表 2.4-2 疲労評価期間と評価対象部位

区分	長期停止期間設定	評価対象部位
評価期間①	2011年3月～2019年 8月 (約8.5年)	原子炉圧力容器各部位 (主フランジ, スタッドボルトを除く), 炉内構造物
評価期間②	2011年3月～2020年 8月 (約9.5年)	原子炉圧力容器各部位 (主フランジ, スタッドボルト), 配管, 弁他

◎まとめ

60年時点における運転条件毎の推定過渡回数を PLM40 と PLM30 で比較すると、評価期間①及び②の両ケース共に全体的にほぼ同等もしくは減少している

推定過渡回数が減少している大きな理由としては、2011年 東北地方太平洋沖地震に伴う長期停止の影響を受けていること主要因である。推定過渡回数の算出

方針は、評価期間①については PLM30 と同様な求め方により実過渡回数をカウントし補正を行わず推定過渡回数を算出している。冷温停止状態を維持する期間は 2019 年 8 月末までとしている。一方、評価期間②は、冷温停止状態を維持する期間を 2020 年 8 月末としているが、2011 年 東北地方太平洋沖地震に伴う長期停止（2011 年 3 月から 2020 年 8 月末まで冷温停止状態）の影響を受け 60 年時点における推定過渡回数は大幅に減少となることから、2020 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍を想定し、余裕を考慮した過渡回数裕度を設定している。詳細については、低サイクル疲労の補足説明資料にて述べる。

評価期間を 2 つに分割している理由は、評価期間②を設定するまでに評価期間①の機器の疲労評価が完了しており、再評価の可否を検討した結果、評価期間②で設定する推定過渡回数より保守的な回数であることが確認できたことから、再評価不要と判断した。残りの疲労評価未完の機器については、最新の発電所の中長期運転保守計画に基づき、余裕を考慮した評価期間②を設定し、これを低サイクル疲労評価の基本方針に設定した。

疲労評価では、荷重の組合せにより疲労累積係数が変動することから一概に推定過渡回数だけでは評価できない。また、評価手法等が異なることにより、環境疲労累積係数の算出結果に差が生じることから、以降でその詳細を確認する。

b. 最新知見の反映

環境疲労評価手法として、軽水炉の原子炉冷却水環境下で見られる疲労強度の低下現象に関する評価の規格として、社団法人 日本機械学会「発電用原子力設備規格環境疲労評価手法（2006 年版）JSME S NF1-2006」（以下、「環境疲労評価手法 2006 年版」という）が発行され、PLM30 に使用した。至近では、最新知見を加えた見直しがなされ、「発電用原子力設備規格日本機械学会環境疲労評価手法（2009 年版）JSME S NF1-2009」（以下、「環境疲労評価手法 2009 年版」という）が発行されたことから PLM40 においてはこれを用い評価した。以下に、環境疲労評価手法 2006 年版と 2009 年版の相違点を比較するとともに、その影響についてまとめる。

評価方法は、3 つの評価方法（係数倍法、簡易評価手法、詳細評価手法）があるが、PLM30 と PLM40 で用いている評価手法は、係数倍法及び詳細評価手法であることから、それぞれの手法の主な相違点を次頁以降に記載する。

○環境疲労評価手法 2006 年版と 2009 年版的相違点

EF-3120 環境効果補正係数の算出

◆EF-3121 係数倍法による評価

① 炭素鋼・低合金鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

【主な変更点】

- ・溶存酸素 (D0) が 0.7 ppm を超える場合, 環境効果補正係数 (Fen, sc) の算出式が追加となり, その場合約 16%UP となる。
- ・温度のパラメータに乘じる定数が僅かではあるが変更となった。

規格 算出式	発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法	
	2006 年版	2009 年版
EF-9	$F_{en, sc} = \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times 0^*)$ $S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times S$ $T^* = 0.03584 \times T$ $0^* = \ln(6)$ $T^* = \ln(0.3977) + 0.01696 \times T$ $0^* = \ln(3.28)$ $0^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(D0)$ $0^* = \ln(53.5)$	$F_{en, sc} = \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times 0^*)$ $F_{en, sc} = \exp(0.08205 \times S^* \times T^* \times 0^*)$ 同左 $T^* = 0.0358 \times T$ 同左 $T^* = \ln(0.398) + 0.0170 \times T$ 同左 同左 同左
	(T < 50 °C) (50 ≦ T ≦ 160 °C) (T > 160 °C) (D0 < 0.02 ppm) (0.02 ≦ D0 ≦ 0.7 ppm) (D0 > 0.7 ppm)	(D0 ≦ 0.7 ppm) (D0 > 0.7 ppm) (T < 50 °C) (T > 160 °C) (T > 160 °C) (T > 160 °C) (T > 160 °C)

② オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

【主な変更点】

- ・材料区分に従って算出式を選定していたが、**铸鋼側で用いる式に統一された。**
- ・温度のパラメータに乗じる定数が僅かではあるが**変更となった。**

規格 算出式	発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法	
	2006 年版	2009 年版
EF-11	$F_{en, sc} = \exp(9.006 \times T^*)$ (铸鋼以外)	$F_{en, sc} = \exp(11.119 \times T^*)$ (材料の区別なし)
	$F_{en, sc} = \exp(11.309 \times T^*)$ (铸鋼)	
	$T^* = 0.000813 \times T$	$T^* = 0.000969 \times T$

③ 環境効果を考慮した疲労累積係数の算出

【主な変更点】

環境効果を考慮しない疲労累積係数：**U**に対象部位での**F_{en}**の最大値：**F_{en,sc}**を乗じ求める。本算出は、2006 年版と 2009 年版で変更はない。

$$U_{en} = U \times F_{en,sc} \quad (EF-8)$$

◆EF-3121 詳細評価手法による評価

【主な変更点】

・なし

規格		発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法	
算出式		2006年版	2009年版
EF-17	<p>・各過渡における$F_{en,det}$の算出</p> $F_{en,det} = \sum_{k=1}^n F_{en,k} \frac{\Delta \varepsilon_k}{\varepsilon_{max} - \varepsilon_{min}}$		同左
EF-18	<p>・応力サイクルの組合せでの$F_{en,det}$の算出</p> $F_{en,det} = \frac{F_{en,det,A} \times (\varepsilon_{max,A} - \varepsilon_{min,A}) + F_{en,det,B} \times (\varepsilon_{max,B} - \varepsilon_{min,B})}{(\varepsilon_{max,A} - \varepsilon_{min,A}) + (\varepsilon_{max,B} - \varepsilon_{min,B})}$		同左
EF-19	<p>・環境効果を考慮した疲労累積係数の算出</p> $U_{en} = \sum_{i=1}^n U_i \times F_{en,det,i}$		同左

2) 以下の機器を PLM30 と PLM40 の比較対象として検討を行った。

① 炉内構造物 炉心シュラウド

原子炉冷却材圧力バウンダリ（炉内構造物含む）範囲から弁・配管を除く機器を対象とした。その中から炉心を取り囲む重要な機器の一つである炉心シュラウド（溶接線にひびが確認されている）は、起動・停止時に熱過渡の影響を受けやすい部位であることからこれを選定した。

なお、炉心シュラウド以外では、給水ノズルが建設時工認及び PLM30 において疲労評価上厳しい部位であるが、PLM40 の疲労評価結果と比較したところ、大きな乖離は認められないことから、比較対象外とした。給水ノズルについては、別途、低サイクル疲労の補足説明資料にて詳細を述べる。

PLM30 における環境疲労評価手法の選定にあたっては、環境を考慮した疲労評価が東海第二において初めての評価であり、疲労評価の結果が推定できていなかったことから、再解析等のリスクを回避するため保守的評価となる係数倍法及び簡易評価手法を用いず、詳細評価手法にて評価を実施した。

PLM40 では PLM30 の実績を踏まえ係数倍法による評価が可能と判断され、より保守的な評価を行う方針から係数倍法に変更した。評価手法が変更されていることから 30PLM にて実施した詳細評価手法を係数倍法（環境疲労評価手法 2006 年版）にて再度評価し、検証を実施する。

② 炭素鋼製弁（仕切弁） 原子炉給水止め弁

上記①では、原子炉冷却材圧力バウンダリ（炉内構造物含む）範囲から弁・配管を除く機器の中から炉心シュラウドを選定したことから、ここでは弁を対象とし、PLM30 の評価結果の中から最も厳しかったものとして炭素鋼製弁（仕切弁）の原子炉給水止め弁を選定した。

当該弁の評価においては、環境疲労評価手法の変更（2006 年版→2009 年版）により、環境疲労を考慮した疲労累積係数が 1 以上となったため、疲労累積係数の算出手法を、全ての過渡を含め算出する手法から、「起動・停止」と「起動・停止以外」に分けた手法に変更していることから検証を実施する。

③ ステンレス配管 原子炉再循環系配管

上記②では、炭素鋼製の機器を選定したことから、配管についてはステンレス鋼の中で配管口径の大きい重要度の高い原子炉再循環系配管を選定した。

PLM30 と PLM40 の比較の結果から、疲労累積係数の大気中と接液中では結果に相関が見られないことから検証を実施する。

① 炉内構造物 炉心シュラウド

炉心シュラウドの PLM30 と PLM40 における疲労累積係数の比較を、表 2.4-4 に示す。なお、以降で記載する疲労累積係数は小数点以下 5 桁目を切上げ、環境効果補正係数は小数点以下 5 桁目を四捨五入し表記する。計算過程内では端数処理を行わず算出している。

表 2.4-4 炉心シュラウドの疲労累積係数の比較

結果 部位	60 年時点の予測値			差	
	PLM30	PLM30 検証用	PLM40	(PLM40- PLM30)	(PLM40- PLM30 検証用)
	詳細評価手法	係数倍法	係数倍法		
炉心シュラウド (下部胴)	0.0005 (0.0019)	0.0005 (0.0043)	0.0014 (0.0351)	↑0.0009 (↑0.0332)	↑0.0009 (↑0.0308)

表内の上段の数値は疲労累積係数（大気中）(Un) を示す

() 内の数値は疲労累積係数（接液中）(Uen) を示す

PLM40 の疲労評価においては、過去約 10 年間（東北地方太平洋沖地震に伴う長期停止を含む）の供用実績を反映した過渡回数を設定している。また、環境効果を考慮した疲労評価に使用する規格を環境疲労評価手法 2006 年版から 2009 年版に変更している。

PLM30 では、詳細評価手法を用いて評価していたが、PLM40 では PLM30 の実績から保守性を考慮し係数倍法を用いた。

以上により、環境を考慮した疲労累積係数が増加したものと考えられる。

a. 過渡回数の比較

PLM40における60年時点の推定過渡回数は、表2.4-1の評価期間①に記載する回数を用いた。PLM30との比較を表2.4-5に示す。

b. 評価に用いる運転条件

炉心シュラウドの評価点は炉心下部に位置しており、過渡変化の影響が少ない夜間低出力運転，週末低出力運転，制御棒パターン変更による影響を受けない。そのため表2.4-3に示す運転条件が疲労評価の対象となり，それ以外の運転条件は疲労評価対象外となる。

表 2.4-5 60年時点の推定過渡回数の比較

運転条件	PLM30	PLM40 (評価期間①)
耐圧試験	143	135
起動（昇温）	116	113
起動（タービン起動）	116	113
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1
スクラム（タービントリップ）	23	23
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	5	6
スクラム（その他）	25	24
停止	115	114

c. 解析モデル

PLM30, PLM40 のいずれも 2次元軸対称モデルを用いて解析評価を実施している。図 2.4-1 に炉心シュラウドの解析モデル及び評価点を示す。

d. 最大評価点の選定

PLM30 及び PLM40 における，炉心シュラウドの解析モデル上の最大評価点を表 2.4-6 に示す。

e. 疲労評価結果及び環境疲労評価結果

PLM30 及び PLM40 における炉心シュラウドの疲労評価結果及び環境疲労評価結果を，それぞれ表 2.4-7～表 2.4-9 に示す。

表 2.4-6 炉心シュラウドの解析モデル上の最大評価点

部位	評価点	接液	疲労累積係数		
			PLM30	PLM30(検証用)	PLM40
炉心シュラウド (下部胴)	P17	炉水			
	P17'	炉水			
	P18	炉水	0.0005 (0.0019)	0.0005 (0.0043)	0.0014 (0.0351)
	P18'	炉水			

: 最大評価点を示す

表内の上段の数値は大気中の疲労累積係数 (Un) を示す

() 内の数値は環境効果を考慮した疲労累積係数 (Uen) を示す

※1: 最大評価点のみ環境効果を考慮した疲労累積係数を算出している。

表 2.4-7 炉心シュラウドの環境疲労評価結果 (PLM30)

応力評価点-P18

材 料-SUS304L

No.	S _n (MPa)	K _e	S _p (MPa)	S _ℓ (MPa)	S _ℓ ' (MPa)	N _a	N _c	F _{en,det}	疲労累積係数		
									Un	Uen	
①									合計	0.0005	0.0019
②											
③											
④											
⑤											
⑥											
⑦											

S_n : 供用状態 A, B における一次+二次応力の応力差最大範囲

K_e : 簡易弾塑性解析に用いる繰返しピーク応力強さの補正係数

S_p : 一次+二次+ピーク応力の応力差範囲

S_ℓ : 繰返しピーク応力強さ

S_ℓ' : 補正繰返しピーク応力強さ

N_a : S_ℓ' に対応する許容繰返し回数

N_c : 実際の繰返し回数

F_{en,det} : 環境効果補正係数 (詳細評価手法)

Un : 疲労累積係数 (大気中)

Uen : 疲労累積係数 (接液中)

※2: ひずみ振幅制限を満足するので、環境効果補正係数は考慮不要 (=1.0)

炉心シュラウドの環境疲労評価 (PLM30) は、以下のプロセスにより算出した。

《環境疲労評価：環境疲労評価手法 2006 年版の詳細評価手法による評価 (EF-3123)》

- ・環境効果補正係数 ($F_{en, det}$) の算出

表 2.4-5 の No. ①の環境効果補正係数 ($F_{en, det}$) は、式 (EF-18) を用いる。

なお、No. ②～⑦の環境効果補正係数 ($F_{en, det}$) は、環境効果考慮不要ひずみ振幅しきい値 (EF-2200) を満足するため、式 (EF-18) は適用しない。

算出に用いるデータ及び算出結果を表 2.4-8 に示す。

$$F_{en, det} = \frac{F_{en, det, A} \times (\epsilon_{max, A} - \epsilon_{min, A}) + F_{en, det, B} \times (\epsilon_{max, B} - \epsilon_{min, B})}{(\epsilon_{max, A} - \epsilon_{min, A}) + (\epsilon_{max, B} - \epsilon_{min, B})} \quad (EF-18)$$

表 2.4-8 環境効果補正係数算出結果

No	過渡 A			過渡 B			$F_{en, det}$
	時点	$F_{en, det, A}$	$\Delta \epsilon_A$	時点	$F_{en, det, B}$	$\Delta \epsilon_B$	
①							
②							
③							
④							
⑤							
⑥							
⑦							

※：ひずみ振幅制限を満足するので、環境効果補正係数は考慮不要 (=1.0)

- ・疲労累積係数(接液中)の算出式

疲労累積係数(接液中)は、式 (EF-2) を用い、各疲労累積係数 (大気中) (U_n) と各環境効果補正係数 ($F_{en, det}$) を乗じ、得られた値を合計し求める。

$$U_{en} = U \times F_{en} = \sum_{i=1}^n U_i \times F_{en, i} \quad (EF-2)$$

表 2.4-9 炉心シュラウドの環境疲労評価結果 (PLM30)

応力評価点-P18
材 料-SUS304L

No.	S _n (MPa)	K _e	S _p (MPa)	S _ε (MPa)	S _{ε'} (MPa)	N _a	N _c	N _c / N _a
1								
2								
3								
4								
5								
6								
7								
						疲労累積係数 U _n =	0.0005	

U_n 詳細値 0.00046801

【検証用】炉心シュラウドの環境疲労評価 (PLM30) は、以下のプロセスにより算出した。
《環境疲労評価：環境疲労評価手法 2006 年版の係数法による評価 (EF-3121)》

- ・環境効果補正係数 (F_{en, sc}) の算出

環境効果補正係数 (F_{en, sc}) は、使用する材料と炉型別に示される各式 (EF-9~EF-14) の中から、条件にあわせて適切な算出式である式 (EF-11) を用いる。

- ・材料：オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

$$F_{en, sc} = \exp(9.006 \times T^*) \quad (\text{EF-11})$$

$$T^* = 0.000813 \times T$$

- ・環境条件：環境温度 (T) : 302 °C (評価対象部位での最高使用温度)

- ・式 (EF-11) に環境温度を代入し環境効果補正係数 (F_{en, sc}) を求めた。

$$F_{en, sc} = \exp(9.006 \times 0.000813 \times 302) = 9.1267$$

- ・疲労累積係数 (接液中) の算出

疲労累積係数 (接液中) (U_{en}) は、式 (EF-8) を用いる。

$$U_{en} = U \times F_{en, sc} \quad (\text{EF-8})$$

- ・表 2.4-9 の疲労累積係数 (大気中) U_n 詳細値及び環境効果補正係数 (F_{en, sc}) を、式 (EF-8) に代入し、疲労累積係数 (接液中) を求めた。

$$U_{en} = \boxed{} \times 9.1267 = \boxed{}$$

表 2.4-10 炉心シュラウドの環境疲労評価結果 (PLM40)

応力評価点-P18
材 料-SUS304L

No.	S _n (MPa)	K _e	S _p (MPa)	S _ℓ (MPa)	S _ℓ ' (MPa)	N _a	N _c	N _c / N _a
1								
2								
3								
4								
5								
6								
疲労累積係数 U _n = 0.0014								

(U_n 詳細値 0.00135357)

炉心シュラウドの環境疲労評価 (PLM40) は、以下のプロセスにより算出した。

《環境疲労評価：環境疲労評価手法 2009 年版の係数倍法による評価 (EF-3121)》

- ・環境効果補正係数 (F_{en, sc}) の算出

環境効果補正係数 (F_{en, sc}) は、使用する材料と炉型別に示される各式 (EF-9～EF-14) の中から、条件にあわせて適切な算出式である式 (EF-11) を用いる。

- ・材料：オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

$$F_{en, sc} = \exp(11.119 \times T^*) \quad (EF-11)$$

$$T^* = 0.000969 \times T$$

- ・環境条件：環境温度 (T) : 302 °C (評価対象部位での最高使用温度)

- ・式 (EF-11) に環境温度を代入し環境効果補正係数 (F_{en, sc}) を求めた。

$$F_{en, sc} = \exp(11.119 \times 0.000969 \times 302) = 25.8896$$

- ・疲労累積係数 (接液中) の算出

疲労累積係数 (接液中) (U_{en}) は、式 (EF-8) を用いる。

$$U_{en} = U \times F_{en, sc} \quad (EF-8)$$

- ・表 2.4-7 の疲労累積係数 (大気中) (U_n 詳細値) 及び環境効果補正係数 (F_{en, sc}) を、式 (EF-8) に代入し、疲労累積係数 (接液中) を求めた。

$$U_{en} = \boxed{} \times \boxed{} = 0.0351$$

《検証結果》

炉心シュラウドの環境疲労評価（PLM30）について PLM40 と同じ評価手法である係数倍法で追加評価を行い、比較した結果、以下のことが確認できた。

- ・今回検証に用いた PLM30 検証用（係数倍法）では環境疲労累積係数が 1 未満となった。保守的な評価となる係数倍法を用いても十分余裕があることを確認できた。

さらに、PLM30 の詳細評価手法による環境疲労累積係数は、係数倍法を用いた評価結果に包含されることが確認できたことから、PLM30 の詳細評価手法による評価は、保守性を排除した評価であるが、環境疲労評価としては適切であったと判断する。

- ・PLM40 では、疲労評価に用いる推定過渡回数は若干少なくなっているが、それに反して疲労累積係数(大気中)が約 3 倍程度に大きくなっている理由としては、解析モデルの変更等がないことから荷重の組合せによるものと判断する。
- ・PLM40 では環境疲労評価手法 2009 年版を用い評価したことにより算出式で扱う定数変更の影響が大きくなっていることが確認できた。

したがって、本評価は最新の評価手法を適切に取込んでおり、かつ保守性を維持した評価結果であると判断する。

② 炭素鋼製弁（仕切弁） 原子炉給水止め弁

原子炉給水止め弁の PLM30 と PLM40 における疲労累積係数の比較を、表 2.4-11 に示す。

表 2.4-11 原子炉給水止め弁の疲労累積係数の比較

部位	60年時点の予測値			差 (PLM40-PLM30)
	PLM30	PLM40		
		通常評価	「起動・停止」「起動・停止以外」に区分した評価	
原子炉給水 止め弁	0.1074 (0.3239)	0.1123 (1.0279)	0.0587 (0.5373)	↓0.0487 (↑0.2134)

表内の上段の数値は疲労累積係数(大気中) (Un) を示す

() 内の数値は疲労累積係数(接液中) (Uen) を示す

PLM40 の疲労評価においては、過去約 10 年間（東北地方太平洋沖地震に伴う長期停止を含む）の供用実績を反映した過渡回数を設定している。また、使用環境を考慮した疲労評価に使用する規格を環境疲労評価手法 2006 年版から 2009 年版に変更している。環境効果補正係数の算出にあたっては、PLM30 及び PLM40 共に保守的な評価となる係数倍法を用い評価している。

また、PLM30 では全ての過渡を含めて疲労累積係数を算出しているが、PLM40 においては、PLM30 と同様に全ての過渡を含めて算出すると疲労累積係数が 1 以上となったため、環境疲労評価手法（環境疲労評価手法 2009 年版の（解説 EF-3240）弁）に基づき「起動・停止」と「起動・停止以外」に分けた手法を用い大気中及び接液中の疲労累積係数を算出した。

上記の影響により、PLM30 と PLM40 の差異が生じている。

a. 過渡回数の比較

PLM40における60年時点の推定過渡回数は、表2.4-1の評価期間②に記載する回数を用い、PLM30との比較を表2.4-12に示す。

b. 評価に用いる運転条件

原子炉給水止め弁は、原子炉圧力容器への給水系配管の流路を隔離する仕切弁であり、システムの隔離時に開閉を行うため通常は全開状態である。

運転条件については、ボルト締付は温度変化がないため、疲労評価対象外。それ以外の表2.4-12に示す運転条件は、疲労評価の対象となる。

表 2.4-12 60年時点の推定過渡回数の比較

運転条件	PLM30	PLM40 (評価期間②)
耐圧試験	143	132
起動（昇温）	116	110
起動（タービン起動）	116	110
夜間低出力運転（出力75 %）	115	120
週末低出力運転（出力50 %）	185	165
制御棒パターン変更	187	176
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1
給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）	0	1
スクラム（タービントリップ）	23	22
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	5	6
スクラム（その他）	25	24
停止	115	111
ボルト取外し	49	49

c. 解析モデル

弁の疲労評価は、設計・建設規格に基づき実施しており、解析モデルに該当するものはない。

d. 評価対象部位

設計・建設規格に基づき、図 2.4-2 に示す評価対象部位とした。

e. 疲労評価結果及び環境疲労評価結果

PLM30 及び PLM40 における疲労評価結果及び環境疲労評価結果を、それぞれ表 2.4-13、表 2.4-14 に示す。

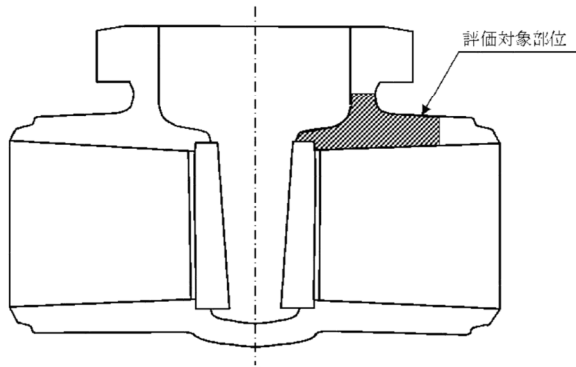


図 2.4-2 原子炉給水止め弁の評価対象部位

表 2.4-13 原子炉給水止め弁の環境疲労評価結果(PLM30)

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	60年		
ΔT_f (°C)	S_p (N/mm ²)	S_l (N/mm ²)	Ni	Nri	Ni/Nri	

疲労累積係数 U_n : 0.1074

表 2. 4-14 原子炉給水止め弁の環境疲労評価結果 (PLM40)

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	B22-F011A	60年 起動・停止
ΔT_f (°C)	S_p (MPa)	S_θ (MPa)	N_i	N_{ri}	N_i/N_{ri}

疲労累積係数 U_n : 0.0107

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	B22-F011A	60年 起動・停止以外
ΔT_f (°C)	S_p (MPa)	S_θ (MPa)	N_i	N_{ri}	N_i/N_{ri}

疲労累積係数 U_n : 0.0480

原子炉給水止め弁の環境疲労評価 (PLM40) は、以下のプロセスにより算出した。

《環境疲労評価：環境疲労評価手法 2009 年版の係数倍法による評価 (EF-3121)》

- ・環境効果補正係数 (Fen, sc) の算出

環境効果補正係数 (Fen, sc) は、使用する材料と炉型別に示される各式 (EF-9～EF-14) の中から、条件にあわせて適切な算出式である EF-9 を用いて求めた。

- ・材料：炭素鋼・低合金鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

$$F_{\text{en,sc}} = \exp(0.08205 \times S^* \times T^* \times O^*) \quad (\text{EF-9})$$

$$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times S$$

$$T^* = \ln(6) \quad (50 \leq T \leq 160 \text{ } ^\circ\text{C})$$

$$O^* = \ln(53.5) \quad (\text{DO} > 0.7 \text{ ppm})$$

- ・入力諸元

- ・硫黄含有量 (%) : S = 弁ミルシート
- ・解析温度 (°C) : T = 運転条件により変化
- ・溶存酸素 (ppm) : O = 各運転条件時の測定パラメータ

- ・環境効果補正係数 (Fen, sc) が最大となる組合せの算出

・式 (EF-9) に入力諸元を代入し、環境効果補正係数 (Fen, sc) が最大となる組合せを求める。その結果、環境効果補正係数 (Fen, sc) が最大となる諸元の組合せは以下のとおり。

- ・環境効果補正係数 (Fen, sc) が最大となる諸元組合せ

- ・硫黄含有量 (%) : S = (弁ミルシート)

- ・解析温度 (°C) : T = (原子炉圧力容器耐圧試験時の温度)

- ・溶存酸素 (ppm) : O = (上記耐圧試験時の溶存酸素測定値)

- ・式 (EF-11) に環境条件を代入し環境効果補正係数 (Fen, sc) を求めた。

$$F_{\text{en,sc}} = \exp(0.08205 \times \text{} \times \text{} \times \text{})$$

$$= 9.1524$$

$$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times \text{} = \text{}$$

$$T^* = \ln(6) = \text{}$$

$$O^* = \ln(53.5) = \text{}$$

PLM40 では環境効果補正係数 (Fen, sc) が最大となる組合せの算出により, 原子炉圧力容器耐圧試験時の溶存酸素 (max) 及び解析温度を用いているが, ここでは通常運転状態における設計温度及び溶存酸素のデータを組み合わせて環境効果補正係数を算出し, 疲労累積係数 (大気中) は一定なので, 環境効果補正係数のみで比較を行う。

- ・硫黄含有量 (%) : S = (弁ミルシート)
- ・解析温度 (°C) : T = (通常運転時の設計温度)
- ・溶存酸素 (ppm) : O = (通常運転時の溶存酸素測定値)

$$\begin{aligned}
 F_{en, sc} &= \exp(0.07066 \times \text{} \times \text{} \times \text{}) \\
 &= 4.0192 \\
 S^* &= \ln(12.32) + 97.92 \times \text{} = \text{} \\
 T^* &= \ln(0.398) + 0.0170 \times 216 = \text{} \\
 O^* &= \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(0.049) = \text{}
 \end{aligned}$$

算出結果から環境効果補正係数が最大となる組合せの算出により得られた結果は, 通常運転状態における設計温度をベースとして算出した結果の2倍程度あり, 保守的な評価になっていると判断する。

- ・疲労累積係数 (接液中) の算出

疲労累積係数 (接液中) (U_{en}) は, 式 (EF-8) を用いて算出した。

$$U_{en} = U \times F_{en, sc} \quad (EF-8)$$

- ・起動・停止時の疲労累積係数 (大気中) (U_1) と起動・停止以外の疲労累積係数 (大気中) (U_2) と合計値及び環境効果補正係数 (Fen, sc) を式 (EF-8) に代入し, 疲労累積係数 (接液中) を求めた。

$$U_{en} = (0.0107 + 0.0480) \times 9.1524 = 0.5373$$

なお, 表 2.4-11 に示したとおり疲労累積係数 (大気中) 起動・停止時とそれ以外を分割して算出する前の疲労累積係数 (大気中) は 0.1123 であり, 環境効果補正係数は上記の 9.1524 と同じであることから, 疲労累積係数 (接液中) は 1.0279 と 1 を上回る結果が得られていた。

《検証結果》

原子炉給水止め弁の環境疲労評価（PLM40）については、PLM30と同じ評価手法の係数倍法で評価を行い、比較した結果、以下のことが確認できた。

原子炉給水止め弁の環境疲労評価（PLM40）結果は、疲労累積係数1を上回る結果となったが、表2.4-11に示しているとおり、疲労累積係数(大気中)はPLM30とPLM40では大きな乖離がないことから、環境疲労評価をする際に、保守性を維持するため環境効果補正係数が最大となる組合せを算出して評価したことが、疲労累積係数1を上回った主要因と考える。

当該弁においては、溶存酸素値をベースに算出した環境効果補正係数は、温度ベースよりも2倍程度の結果が得られたことから、保守的な評価であることが確認できた。

したがって、本評価は最新の評価手法を適切に取込んでおり、かつ保守性を維持した評価結果であると判断する。

③ 原子炉再循環系配管

原子炉再循環系配管の PLM30 と PLM40 における疲労累積係数の比較を、表 2.4-15 に示す。

表 2.4-15 原子炉再循環系配管の疲労累積係数の比較

部位	60年時点の予測値		差 (PLM40-PLM30)
	PLM30	PLM40	
原子炉再循環系配管	0.0155 (0.1168)	0.0067 (0.1182)	↓0.0088 (↑0.0014)

表内の上段の数値は疲労累積係数（大気中）（ U_n ）を示す

（ ）内の数値は疲労累積係数（接液中）（ U_{en} ）を示す

PLM40 の疲労評価においては、過去約 10 年間（東北地方太平洋沖地震に伴う長期停止を含む）の供用実績を反映した過渡回数を設定している。また、使用環境を考慮した疲労評価に使用する規格を環境疲労評価手法 2006 年版から 2009 年版に変更している。環境効果補正係数の算出にあたっては、PLM30 及び PLM40 共に保守的な評価となる係数倍法を用い評価している。

また、図 2.4-2 に示す PLM30 U_n 最大評価点（リングヘッド T 部）の応力係数について、PLM40 時に当該配管が耐震評価によりサポート補強設計が必要であることから、PLM30 から適正化(図 2.4-4)を行った結果、評価点が変更となり、これらが PLM30 と PLM40 の差異が生じた主要因となったと考えられる。

a. 過渡回数の比較

PLM40における60年時点の推定過渡回数は、表2.4-1の評価期間②に記載する回数を用い、PLM30との比較を表2.4-16に示す。

b. 評価に用いる運転条件

原子炉再循環系配管は、原子炉压力容器内の冷却水を再循環させる流路となる主配管である。運転条件については、ボルト締付は温度変化がないため、疲労評価対象外。それ以外の表2.4-16に示す運転条件は、疲労評価の対象となる。

表 2.4-16 60年時点の推定過渡回数の比較

運転条件	PLM30	PLM40 (評価期間②)
耐圧試験	143	132
起動（昇温）	116	110
起動（タービン起動）	116	110
夜間低出力運転（出力75 %）	115	120
週末低出力運転（出力50 %）	185	165
制御棒パターン変更	187	176
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1
給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）	0	1
スクラム（タービントリップ）	23	22
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	5	6
スクラム（その他）	25	24
停止	115	111
ボルト取外し	49	49

c. 解析モデル

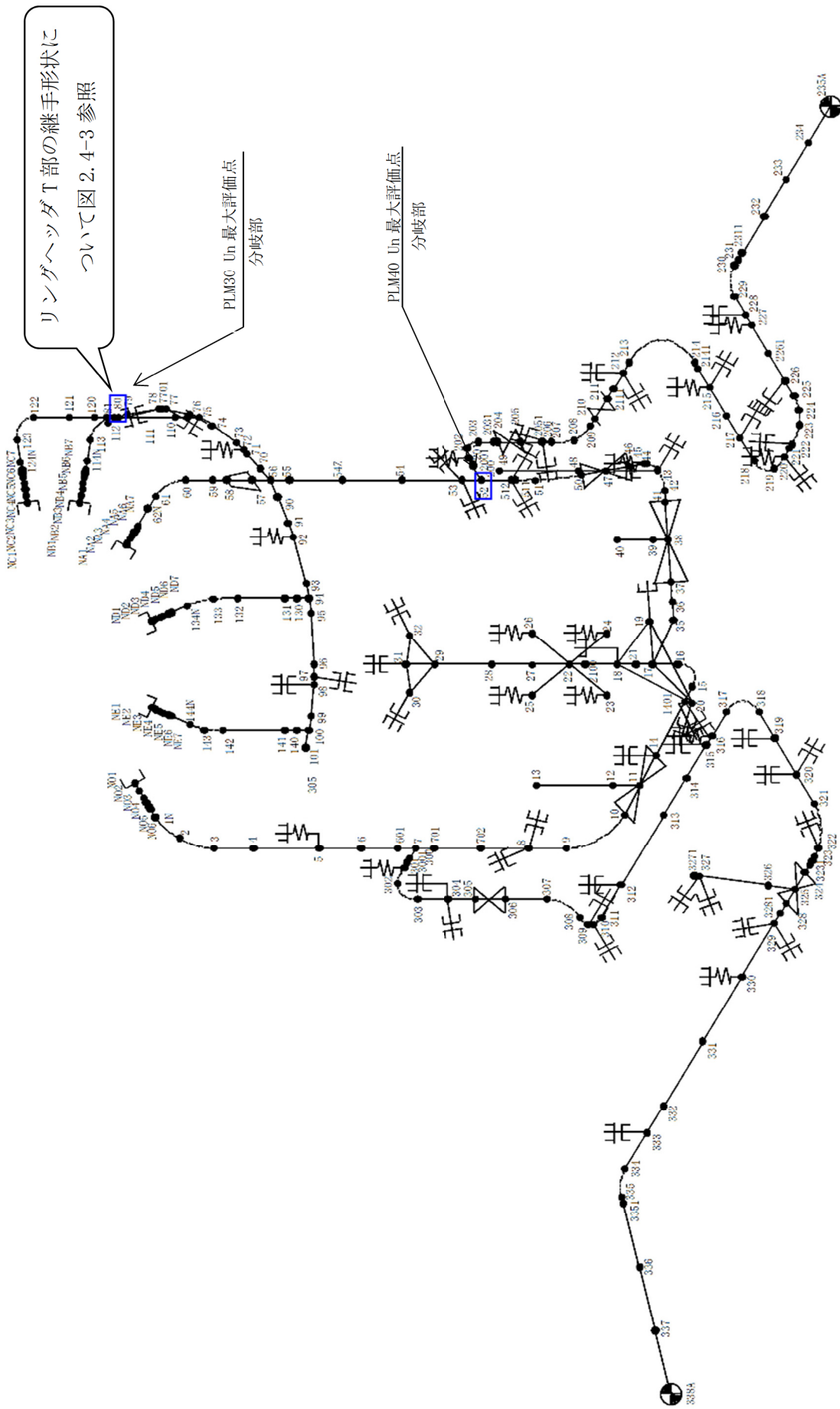
PLM30, PLM40 のいずれも 3次元梁モデルを用いて解析評価を実施している。図2.4-3に解析モデル及び評価点を、図2.4-3及び図2.4-4にリングヘッド T 部の継手形状について示す。

d. 最大評価点の選定

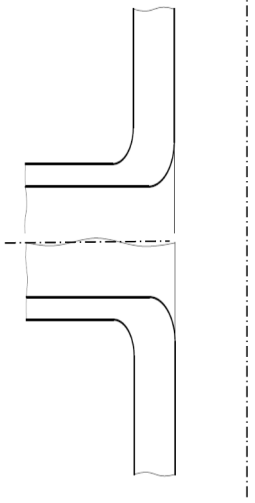
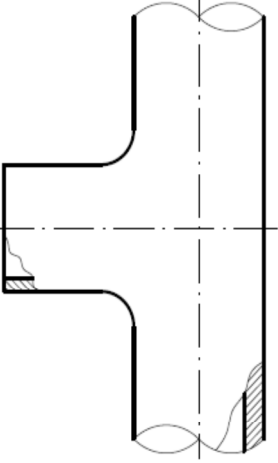
PLM30 及び PLM40 における、解析モデル上の最大評価点の選定結果をそれぞれ表2.4-17, 表2.4-18に示す。

e. 疲労評価結果及び環境疲労評価結果

PLM30 及び PLM40 における最大評価点の疲労評価結果及び環境疲労評価結果を、表2.4-19～表2.4-22に示す。



評価点 80 のリングヘッド T 部について応力算出時における継手形状の適正化を実施

	PLM30 管台	PLM40 一体 T
継手形状		
応力係数	$C2r=1.5, C2b=5.02, K2r=1.75, K2b=1.0$	$C2r=2.15, C2b=2.15, K2r=1.0, K2b=1.0$
形状図		
	設計・建設規格 第5章 図 PPB-3813-1(1/2) 図 2	設計・建設規格 第5章 PPB-3814

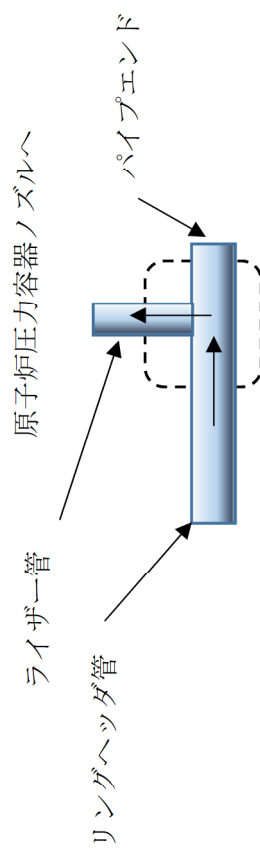


図 2.4-4 リングヘッド T 部 継手形状について (概略図)

表 2.4-17 原子炉再循環系配管の最大評価点 (PLM30)

評価点	疲労累積 係数	評価点	疲労累積 係数	評価点	疲労累積 係数	評価点	疲労累積 係数
		80	0.0155				

: 最大評価点を示す

表 2.4-18 原子炉再循環系配管の最大評価点 (PLM40)

評価点	疲労累積係数	評価点	疲労累積係数	評価点	疲労累積係数	評価点	疲労累積係数
		80	0.0066				
52	0.0067						

: PLM40 での最大評価点を示す。

: PLM30 での最大評価点を示す。

表 2.4-20 原子炉再循環系配管の最大評価点の環境疲労評価結果 (PLM30)

NO	事 象		繰り返し回数		疲労累積係数		環境効果を表す係数			
	名 称	運転温度 (°C)		実回数	許容回数	大気中	接液中	評価条件		F _{en,sc}
		始点	終点					解析温度 T (°C)	温度依存 パラメータ T*	
1										
2										
3										
4										
5										
6										
7										
8										
9										
10										
11										
12										
13										
14										
15										
16										
17										
18										
						疲労累積係数(大気中)	0.0155			
						疲労累積係数(接液中)			0.1168	

原子炉再循環系配管の環境疲労評価 (PLM30) は、以下のプロセスにより算出した。

《環境疲労評価：環境疲労評価手法 2006 年版の係数倍法による評価 (EF-3121)》

- ・環境効果補正係数 (F_{en,sc}) の算出

環境効果補正係数 (F_{en,sc}) は、使用する材料と炉型別に示される各式 (EF-9～EF-14) の中から、条件にあわせて適切な算出式である式 (EF-11) を用いて求める。

- ・材料：オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

$$F_{en,sc} = \exp(9.006 \times T^*) \quad (EF-11)$$

$$T^* = 0.000813 \times T$$

- ・環境条件：環境温度 (T)：表 2.4-13 運転条件毎の解析温度 (°C)

- ・式 (EF-11) に環境温度を代入し、運転条件毎に環境効果補正係数 (F_{en,sc}) を求めた。算出に用いるデータ及び算出結果を表 2.4-13 に示す。

$$F_{en,sc} = \exp(9.006 \times 0.000813 \times \text{運転条件毎の解析温度})$$

表 2.4-21 原子炉再循環系配管の最大評価点の疲労評価結果 (PLM40)

系統		原子炉再循環系		配管モデル名		評価点No.		52		評価点属性		通常運転時の疲労累積係数最大点							
No.		事象毎の組合せ		ピーク応力		一次十二次 応力		Ke係数		繰返し ピーク応力 (ヤング率補正前)		繰返し ピーク応力 (ヤング率補正後)		60年目想定		評価ケース		疲労累積係数	
No.	名称	番号	運転温度(°C)		Sp	Sn	SL	Ke	SL	E	SL'	ni	実回数	MPa	MPa	回数	許容回数	U	大気中
			始点	終点															
1																			
2																			
3																			
4																			
5																			
6																			
7																			
8																			
9																			
10																			
11																			
12																			
13																			
14																			
15																			
16																			
17																			
18																			
19																			
20																			
21																			
22																			
																	疲労累積係数総合計		0.0067

表 2.4-22 原子炉再循環系配管の最大評価点の環境疲労評価結果 (PLM40)

NO	事 象				繰り返し回数		疲労累積係数		環境効果を表す係数			
	名 称	番 号		運転温度(°C)		実回数	許容回数	大気中	接 液 中	評価条件		Fen _{sc}
		始点	終点	始点	終点					解析温度(°C) T	温度依存 パラメータ T*	
1												
2												
3												
4												
5												
6												
7												
8												
9												
10												
11												
12												
13												
14												
15												
16												
17												
18												
19												
20												
21												
22												
					疲労累積係数(大気中)	0.0067	/					
					疲労累積係数(接液中)	/		0.1182				

原子炉再循環系配管の環境疲労評価 (PLM40) は、以下のプロセスにより算出した。

《環境疲労評価：環境疲労評価手法 2009 年版の係数倍法による評価 (EF-3121)》

- ・環境効果補正係数 (Fen, sc) の算出

環境効果補正係数 (Fen, sc) は、使用する材料と炉型別に示される各式 (EF-9～EF-14) の中から、条件にあわせて適切な算出式である EF-11 を用いる。

- ・材料：オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

$$F_{en, sc} = \exp(11.119 \times T^*) \quad (EF-11)$$

$$T^* = 0.000969 \times T$$

・環境条件：環境温度 (T)：表 2.4-15 運転条件毎の解析温度(°C)

・式 (EF-11) に環境温度を代入し、環境効果補正係数 ($F_{en,sc}$) を求めた。
算出に用いるデータ及び算出結果を表 2.4-15 に示す。

$$F_{en,sc} = \exp(11.119 \times 0.000969 \times \text{運転条件毎の解析温度})$$

・疲労累積係数 (接液中) の算出

疲労累積係数 (接液中) (U_{en}) は、式 (EF-2) を用いて算出する。

$$U_{en} = U \times F_{en} = \sum_{i=1}^n U_i \times F_{en,i} \quad (\text{EF-2})$$

・疲労累積係数 (接液中) は、以下の EF-2 の算出式を用い、各疲労累積係数 (大気中) (U) と各環境効果補正係数 ($F_{en,sc}$) を乗じ、得られた値を合計し求めた。

$$U_{en} = \text{各疲労累積係数 (大気中) (U)} \times (\text{各運転条件の max (F}_{en,sc}\text{)})$$

《検証結果》

原子炉再循環系配管の環境疲労評価 (PLM40) については、PLM30 と同じ評価手法の係数倍法で評価を行い、比較した結果、以下のことが確認された。

- ・原子炉再循環系配管は、耐震評価 (工認) によりサポート補強設計が必要となった。これにより PLM30 の U_n 最大評価点 (リングヘッド T 部) の応力係数の適正化を実施しており、PLM30 における最大評価点 80 の疲労累積係数 (大気中) は大幅 (0.0155→0.0066) に改善された。これにより PLM40 の最大評価点は 52 に変更となったが、疲労累積係数 (大気中) は、ほぼ一緒であることが確認された。
- ・疲労累積係数 (大気中) が、半減しているにもかかわらず、疲労累積係数 (接液中) が PLM30 と PLM40 においてほとんど差が生じていない主要因として、疲労累積係数 (接液中) 算出式の定数に変更 (環境疲労評価手法 2009 年版) となったことによるものであることが確認できた。

したがって、本評価は最新の評価手法を適切に取込んでおり、かつ保守性を維持した評価結果であると判断する。