

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5月2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5月2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	78
2.6 保全管理活動	83
別紙 1. ～2.	95
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	96
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	97
添付. 計算機プログラム（解析コード）の概要	98

2.4 劣化状況評価で追加する評価

運転開始後 40 年目に実施する劣化状況評価（以下、「PLM40」という）は、30 年目の高経年化技術評価（以下、「PLM30」という）を過去約 10 年間の供用実績、保全実績及び安全基盤研究等技術的知見をもって検証し、課題を抽出して、それらの課題に対応したものであるとともに、30 年目の長期保守管理方針の実績についても、その有効性を評価し、結果を反映する。具体的には、追加検討を要する事項として、PLM30 で予測した経年劣化の発生、進展傾向と、実機データの傾向を反映した PLM40 で予測する経年劣化の進展傾向を比較し、予測結果に乖離が認められる場合には、これまでの知見等を考慮し、劣化状況評価に反映した。

2.4.1 低サイクル疲労における経年劣化傾向の評価

疲労評価結果に相違がある機器（部位）について、PLM30 と PLM40 の比較を実施し、相違が生じている理由について検討した。

(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 2.4.1-1 に、疲労評価期間と評価対象部位を表 2.4.1-2 に示す。

表 2.4.1-1 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	-1	-2
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 2.4.1-2 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

評価期間①及び②の両ケース共に運転期間延長認可申請であることに鑑み、今後の推定過渡回数は、余裕を考慮した過渡回数設定が必要であることから、実績過渡回数発生頻度に 1.5 倍以上となる保守性を持たせた過渡回数を設定しているが、東北地方太平洋沖地震に伴う長期停止により冷温停止期間中は過渡が発生せず、この冷温停止期間が長期化したことにより推定過渡回数が減少した。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①の解析中に発電所の中長期運転保守計画が改正され、東北地方太平洋沖地震に伴う冷温停止期間が変更となったが、その時点では評価期間①の機器の疲労評価が完了しており、再評価の要否を検討した結果、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、改正後の発電所の中長期運転保守計画に基づく評価期間②を設定し、この 2020 年起動とした過渡回数設定を低サイクル疲労評価の基本とした。

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行われ、「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 年版の相違点

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 (DO) 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-9	$F_{en, sc} = \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times 0^*)$ $S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times S$ $T^* = 0.03584 \times T$ $0^* = \ln(6)$ $T^* = \ln(0.3977) + 0.01696 \times T$ $0^* = \ln(3.28)$ $0^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(DO)$ $0^* = \ln(53.5)$	$F_{en, sc} = \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times 0^*)$ $F_{en, sc} = \exp(0.08205 \times S^* \times T^* \times 0^*)$ 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)	(T < 50 °C)
	(50 ≦ T ≦ 160 °C)	同左
	(T > 160 °C)	(T > 160 °C)
	(DO < 0.02 ppm)	同左
	(0.02 ≦ DO ≦ 0.7 ppm)	同左
	(DO > 0.7 ppm)	同左

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， 鋳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	$F_{en, sc} = \exp(9.006 \times T^*)$ (鋳鋼以外)	$F_{en, sc} = \exp(11.119 \times T^*)$ (材料の区別なし)
	$F_{en, sc} = \exp(11.309 \times T^*)$ (鋳鋼)	
	$T^* = 0.000813 \times T$	$T^* = 0.000969 \times T$

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が大きく、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 2.4.1-3 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 2.4.1-3 炉心シュラウドの疲労累積係数の比較

部位	結果	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2.4.1-1の評価期間①に記載する回数を用いた。PLM30との比較を表2.4.1-4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2.4.1-4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 2.4.1-4 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 2.4.1-1 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 2.4.1-5 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 2.4.1-6～表 2.4.1-9 に示す。

○ : 応力評価点
 [] : 材料

□ : 最大評価点を示す

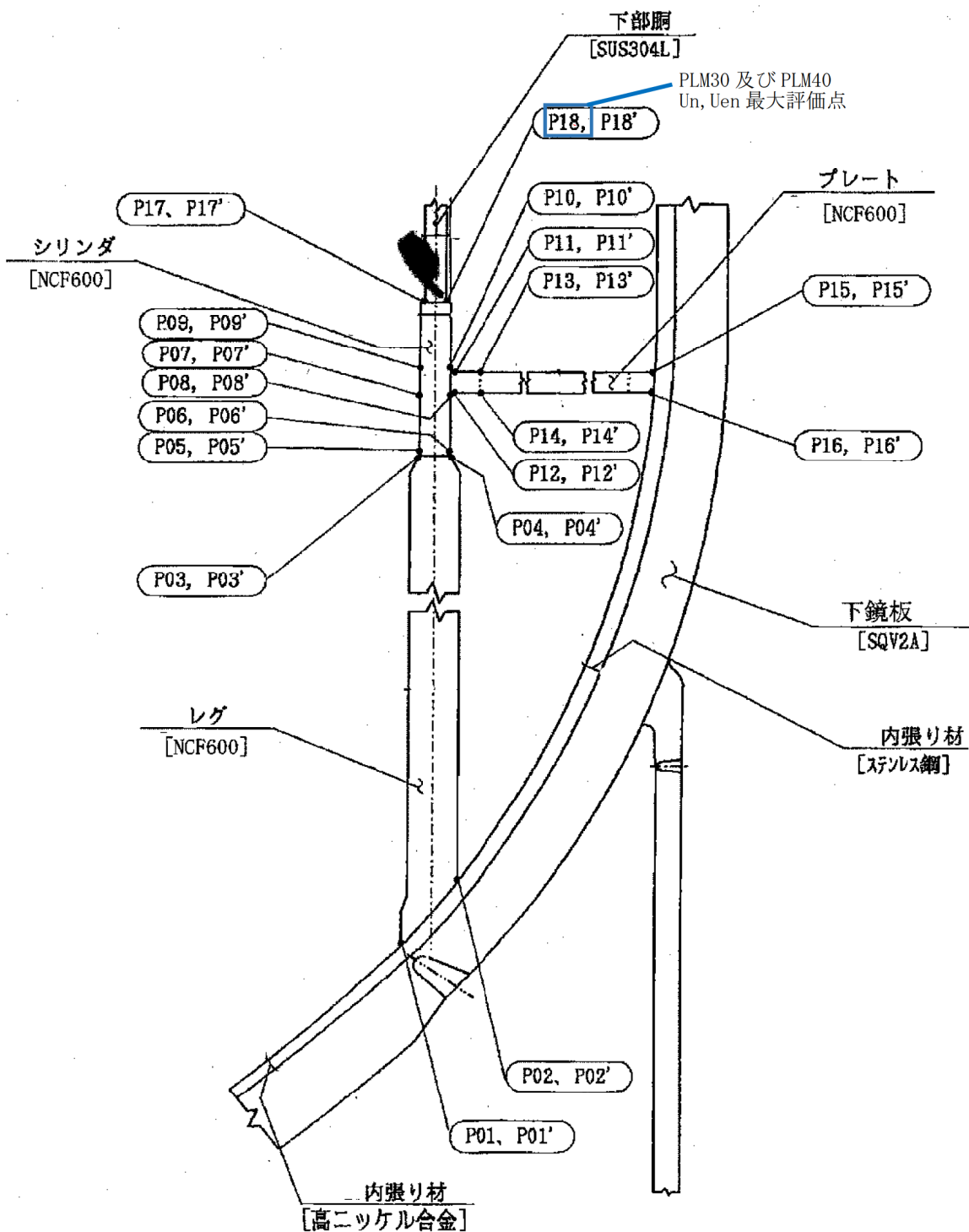


図 2.4.1-1 炉心シュラウドの解析モデル及び評価点

表 2.4.1-5 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 2.4.1-6 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											

*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)

(記号の説明)

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)

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。

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

表 2. 4. 1-7 環境効果補正係数算出結果

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

*1：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 2.4.1-8 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

【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)

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

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

- ・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。

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

- ・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。

$$U_{en} = \boxed{} \times 9.1267 = 0.0043$$

表 2.4.1-9 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	

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)

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

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

- ・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。

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

- ・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。

$$U_{en} = \boxed{} \times 25.8896 = 0.0351$$

《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、解析モデルの変更はないが、PLM30 では未経験過渡の回数設定を 0 回としていたものを、PLM40 では保守性を考慮し 1 回として追加している。この新たに追加となった過渡によって荷重の組合せが変更となり、疲労累積係数の増加に至ったものと判断する。
- ・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 2.4.1-10 に示す。

表 2.4.1-10 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		
		全ての過渡を 区分しない評価	「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 の相違が生じている。

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2.4.1-1の評価期間②に記載する回数を用い、PLM30との比較を表2.4.1-11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、系統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2.4.1-11に示す運転条件は、疲労評価の対象となる。

表 2.4.1-11 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 2.4.1-2 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 2.4.1-12, 表 2.4.1-13 に示す。

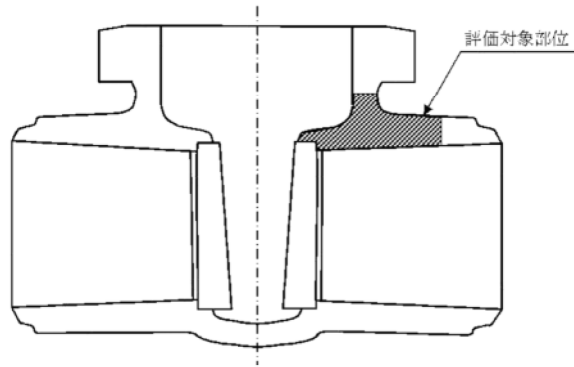


図 2.4.1-2 原子炉給水止め弁の評価対象部位

表 2.4.1-12 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	B22-F011A	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 Un : 0.1074

原子炉給水止め弁の環境疲労評価 (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 EF-11 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)

$$F_{en,sc} = \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times O^*) \quad (EF-9)$$

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

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

$$O^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(DO)$$

- ・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 ($F_{en,sc}$) 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 ($F_{en,sc}$) 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 ($F_{en,sc}$) 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 ($F_{en,sc}$) 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 = (評価対象部位の最高使用温度)
- ・溶存酸素 (ppm) : O = (運転中の溶存酸素測定値)

- ・式 (EF-9) に環境条件を代入し環境効果補正係数 ($F_{en,sc}$) を求めた。

$$F_{en,sc} = \exp(0.07066 \times \text{} \times \text{} \times \text{)})$$

$$= \text{}$$

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

$$T^* = \ln(0.3977) + 0.01696 \times \text{} = \text{}$$

$$O^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln \text{} = \text{}$$

- ・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）を用い算出した。

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

- ・疲労累積係数（大気中） U 及び環境効果補正係数（ F_{en} の最大値（ $F_{en,sc}$ ））を式（EF-8）に代入し、疲労累積係数（接液中）を求めた。

$$U_{en} = \boxed{} \times \boxed{} = 0.3239$$

表 2. 4. 1-13 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 ($F_{en,sc}$) 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 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)

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

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

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

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

- ・入力諸元

- ・硫黄含有量 (%) : S = 弁ミルシート
- ・解析温度 ($^\circ\text{C}$) : 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 ($F_{en,sc}$) 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 ($F_{en,sc}$) 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 ($F_{en,sc}$) 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 ($F_{en,sc}$) 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 ($^\circ\text{C}$) : T = (原子炉压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)

*1：耐圧試験時における実績値については、至近の測定データがないため「環境疲労評価手法」における溶存酸素濃度の最大値 (0.7超) を採用した。

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

$$F_{en,sc} = \exp(0.08205 \times \text{} \times \text{} \times \text{} - 9.1524)$$

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

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

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

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、環境疲労評価を実施しているが、解析温度の入力値を通常運転時の設計温度にした場合の環境効果補正係数を算出し比較を行う。

- ・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)

$$\begin{aligned} \text{Fen, sc} &= \exp(0.07066 \times \text{} \times \text{} \times \text{$$

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

算出結果から、PLM40 で原子炉給水止め弁の環境疲労評価に用いた環境効果補正係数 (Fen, sc : 9.1524) は、通常運転状態における設計温度を用いて算出した環境効果補正係数 (Fen, sc : 4.0192) の2倍以上あることから、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。

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

- ・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 2.4.1-10 に示したとおり PLM40 では疲労累積係数 (大気中) の算出は、起動・停止時とそれ以外を区分し算出している。

PLM30 では全ての過渡を区分せず算出したことから、PLM40 も同様に疲労累積係数 (大気中) を全ての過渡を区分せず算出した結果では、疲労累積係数 (大気中) は 0.1123 となり、環境効果補正係数は 9.1524 (変更なし) であることから、PLM40 の全ての過渡を区分せず算出した疲労累積係数 (接液中) は 1.0279 となった。

《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、表 2.4.1-10 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. 1-14 に示す。

表 2. 4. 1-14 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. 1-3 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（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）に改善されたため評価点に変更となり、これらが PLM30 と PLM40 の相違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2.4.1-1の評価期間②に記載する回数を用い、PLM30との比較を表2.4.1-15に示す。

b. 評価に用いる運転条件

原子炉再循環系配管は、原子炉圧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2.4.1-15に示す運転条件は、疲労評価の対象となる。

表 2.4.1-15 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2.4.1-3に解析モデル及び評価点を、図2.4.1-3及び図2.4.1-4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2.4.1-16, 表2.4.1-17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2.4.1-18～表2.4.1-21に示す。

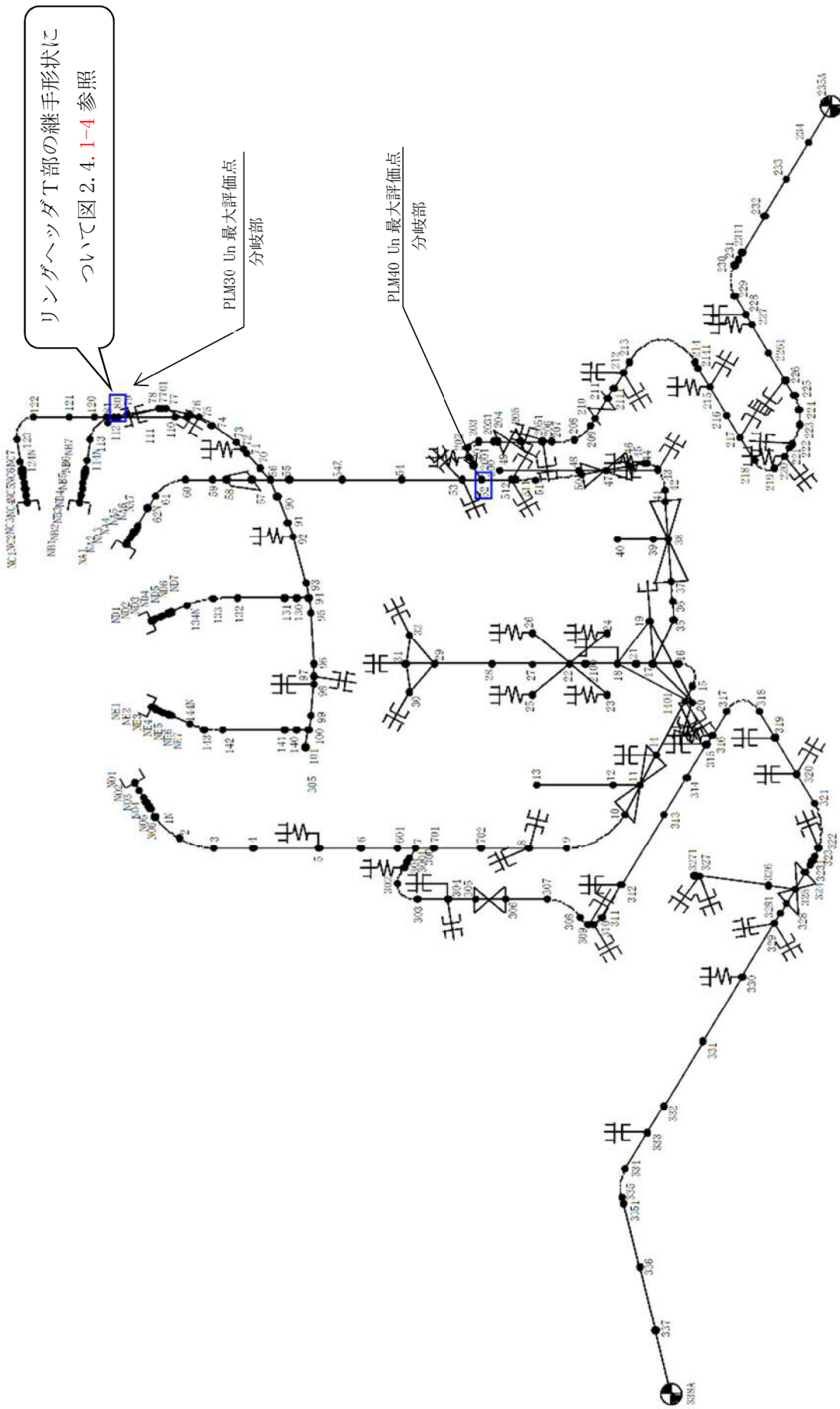
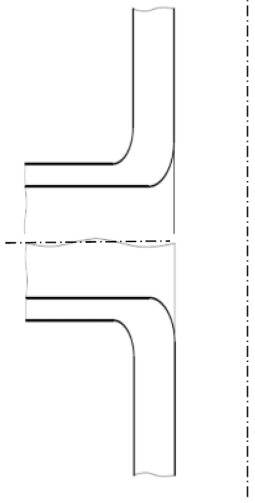
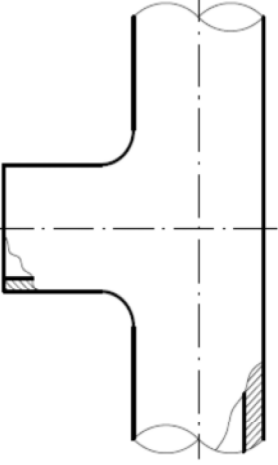


図 2.4.1-3 原子炉再循環系配管の解析モデル及び評価点

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

ライザー管 原子炉圧力容器ノズルへ

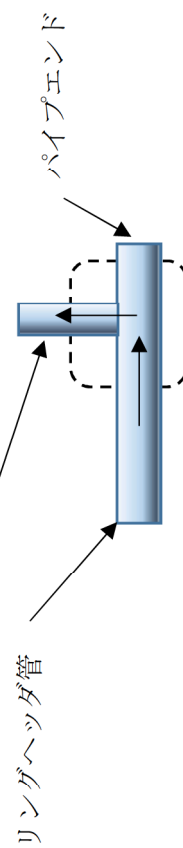


図 2.4.1-4 リングヘッドT部 継手形状について (概略図)

表 2.4.1-16 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 2.4.1-17 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. 1-18 原子炉再循環系配管の最大評価点の疲労評価結果 (PLM30)

No.	事象毎の組合せ		材料		60年目標定	評価ケース	疲労累積係数
	名称	番号	最大使用温度 における ヤング率	最高使用温度 における ヤング率			
		番号	開始	終了	開始	終了	
1							
2							
3							
4							
5							
6							
7							
8							
9							
10							
11							
12							
13							
14							
15							
16							
17							
18							
疲労累積係数総合計							0.0155

表 2. 4. 1-19 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. 1-19 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. 1-19 に示す。

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

- ・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_n ）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。算出に用いるデータ及び算出結果を表 2. 4. 1-19 に示す。

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

表 2. 4. 1-20 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		PLR-PD-1		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 名称	番号	運転温度(°C)		ピーク応力 Sp MPa	一次十二次 応力 Sn MPa	Ke係数 Ke	繰返し ピーク応力 (ヤング率補正前) SL MPa	繰返し ピーク応力 (ヤング率補正後) SL' MPa	60年目補正		評価ケース	疲労累積係数		
			始点	終点						繰返し回数	実回数				
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. 1-21 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 2.4.1-21 運転条件毎の解析温度（℃）

・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。
算出に用いるデータ及び算出結果を表 2.4.1-21 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。

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

《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，**評価点 52 と評価点 80 の疲労累積係数（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。

2.4.2 中性子照射脆化における経年劣化傾向の評価

中性子照射脆化における評価において、適用した累積中性子照射量、評価結果に相違がある関連温度並びに上部柵吸収エネルギーについて PLM30 と PLM40 を比較し、相違が生じている理由について検討した。

累積中性子照射量、関連温度及び上部柵吸収エネルギーについて、PLM30 と PLM40 の差異を表 2.4.2-1 に示す。

累積中性子照射量については、PLM30 実施後、2014 年に第 4 回目の照射試験片の取出しを実施し、照射脆化の監視試験を実施しておりその結果を反映しているとともに、EFPY についても運転実績・計画の見直しに伴い 48EFPY から 38.94EFPY に変更している。

関連温度については、PLM30 実施後、2014 年に第 4 回目の照射試験片の取出しを実施し、照射脆化の監視試験を実施した。40 年目の評価では、脆化予測法を JEAC4201-2004 から変更し、JEAC4201-2007 [2013 年追補版] の関連温度移行量 (ΔRT_{NDT}) の予測法に基づく評価結果を記載した。評価結果は脆化予測式による予測を逸脱しておらず、特異な脆化は認められない。

上部柵吸収エネルギーについて、PLM40 では、減少率予測方法を JEAC4201-2004 から変更し、JEAC4201-2007 [2013 年追補版] の上部柵吸収エネルギー減少率 (ΔUSE) の予測式に基づく評価結果を記載している。

評価結果は、いずれの部位も許容値である 68 J を満足していること並びに有意な低下は認められていないことから、特異な脆化は認められない。

表 2.4.2-1 中性子照射脆化における経年劣化傾向の比較

項目	部位	運転開始後60年時点の予測値		相違の主な理由
		PLM30	PLM40	
中性子照射量 (n/cm^2)	胴内表面	7.37×10^{17}	5.35×10^{17}	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第4回監視試験結果を反映 ・ 運転実績・計画の見直しによるEFPYの相違 30年目の評価：48EFPY 40年目の評価：38.94EFPY
関連温度 ($^{\circ}C$)	胴部（母材）	-12	11	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第4回監視試験結果を反映 ・ JEAC4201-2004から JEAC4201-2007 [2013年追補版]に変更
	胴部（溶接金属）	-23	6	
上部柵吸収 エネルギー (J)	胴部（母材）	110	111	
	胴部（溶接金属）	150	151	
	胴部（熱影響部）	111	112	

2.4.3 照射誘起型応力腐食割れにおける経年劣化傾向の評価

照射誘起型応力腐食割れの評価において、60年時点での累積中性子照射量についてPLM30とPLM40を比較し、相違が生じている理由について検討した。

60年時点での累積中性子照射量評価について、PLM30とPLM40の比較を表2.4.3-1に示す。

PLM40においては、60年時点での累積中性子照射量がしきい照射量 5.0×10^{24} [n/m²]を超えると予測して評価している。PLM30においては、60年時点での中性子照射量が異なるが、同様にしきい照射量を超えると予測して評価していることから、PLM30の評価も有効であったと考える。

表 2.4.3-1 上部格子板における60年時点での累積中性子照射量評価の比較

	PLM30	PLM40	相違の主な理由
しきい照射量 [n/m ²]	5.0×10^{24}	同左	—
60年時点での 中性子照射量 [n/m ²]	2.9×10^{26}	2.9×10^{25}	以下の照射時間と 線源強度による
照射時間 [EFPY]	48	38.94	運転実績・計画の 反映
炉心内発生 線源強度	均一分布	相対出力分布	精緻化

2.4.4 2相ステンレス鋼の熱時効における経年劣化傾向の評価

2相ステンレス鋼の熱時効の評価において、PLM30では、2相ステンレス鋼を使用している原子炉再循環ポンプケーシングや羽根車及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱、弁蓋等は通常運転時の使用温度が約280℃程度であり、熱時効が問題となる高温の約290℃にはならないため、定量評価を実施していない。

PLM40では、熱時効の評価対象機器・部位については、実施基準のC.5（2相ステンレス鋼の熱時効）C.5.2（評価対象）を基に、以下の条件を含んだ部位を評価対象部位として抽出した。

- 使用材料がステンレス鋼（2相ステンレス鋼）
- 使用温度が250℃以上
- 亀裂の原因となる劣化事象の発生が想定される部位

具体的には、熱時効による靱性低下及び機器の健全性に影響を及ぼすフェライト量及び発生応力の多寡の観点で代表機器・部位を選定した結果、原子炉再循環ポンプ、原子炉再循環ポンプ入口弁を熱時効の代表機器・部位とし、破壊力学的手法による延性亀裂進展評価及び亀裂安定性評価を実施した。

2.4.5 電気・計装品の絶縁低下における経年劣化傾向の評価

追而 (PLM30 と PLM40 の比較を追加)

2.4.6 コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下における経年劣化傾向の評価

追而 (PLM30 と PLM40 の比較を追加)