

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-I 改11
提出年月日	平成30年3月29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3月29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、営業秘密又は核物質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	66
2.7 保全管理活動	71

## 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
------------------------	-----

## 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、以下の評価を行った。

### (1) 経年劣化傾向の評価

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。

疲労評価結果に差異がある機器（部位）について、PLM30 と PLM40 の比較を実施し、差異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. 想定過渡回数の比較(60年目時点の推定)

PLM30 と PLM40 における想定過渡回数の比較(60年目時点の推定)を, 表 2.4-1 に示す。

表 2.4-1 想定過渡回数の比較(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

※評価期間①：原子炉圧力容器（ノズル他）, 炉内構造物

評価期間②：原子炉圧力容器（主フランジ, スタッドボルト）, 配管, 弁他。

評価期間については, 申請書「劣化状況評価で追加する評価に係る技術評価書」  
表 1-2 に記載のとおり

◎まとめ

60年時点における運転条件毎の想定過渡回数を 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は PLM30 と同様に想定過渡回数を算出し, 冷温停止状態維持期間を 2019年8月末までとしている。一方, 評価期間②は, 冷温停止状態維持期間を 2020年8月末としている。また, 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 60年時点における想定過渡回数は大幅に減少となるが, 今後の計画で想定する過渡回数は, 裕度を持たせ設定している。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。

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想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、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共に、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、今回相違点の確認を行うのは評価の中で設計条件により保守側に評価する係数倍法とし、主な相違点を次頁に記載する。

○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)

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	$F_{en, sc} = \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times 0^*)$	$F_{en, sc} = \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times 0^*)$ (D0 ≤ 0.7 ppm)
	$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times S$	$F_{en, sc} = \exp(0.08205 \times S^* \times T^* \times 0^*)$ (D0 > 0.7 ppm)
	$T^* = 0.03584 \times T$ (T < 50 °C)	同左
	$T^* = \ln(6)$ (50 ≤ T ≤ 160 °C)	$T^* = 0.0358 \times T$ (T < 50 °C)
	$T^* = \ln(0.3977) + 0.01696 \times T$ (T > 160 °C)	同左
	$0^* = \ln(3.28)$ (D0 < 0.02 ppm)	$T^* = \ln(0.398) + 0.0170 \times T$ (T > 160 °C)
	$0^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(D0)$ (0.02 ≤ D0 ≤ 0.7 ppm)	同左
	$0^* = \ln(53.5)$ (D0 > 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)

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)	
	$T^* = 0.000813 \times T$	$T^* = 0.000969 \times T$

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・配管を除く機器の中から、PLM30 と PLM40 との乖離が大きく、かつ起動・停止時に熱過渡の影響を受けやすい部位として炉心シュラウドを選定した。

環境疲労評価手法は PLM30 では、解析工程上の理由から再解析のリスクを回避するため詳細評価手法を用いた。PLM40 では保守的な評価を行うため係数倍法に評価手法を変更していることから、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 ステンレス配管 原子炉再循環系配管

配管は、材質の観点からステンレス鋼の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。

③ 炭素鋼製弁（仕切弁） 原子炉給水止め弁

弁は、材質の観点から炭素鋼製弁（仕切弁）の原子炉給水止め弁を選定した。

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。

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 2.4-2 に示す。

表 2.4-2 炉心シュラウド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	
下部胴	0.0005 (0.0019)	0.0014 (0.0351)	↑0.0009 (↑0.0332)

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2.4-3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 2.4-3 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 2.4-4 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 2.4-5～表 2.4-7 に示す。

○ : 応力評価点

[ ] : 材 料

□ : 最大評価点を示す

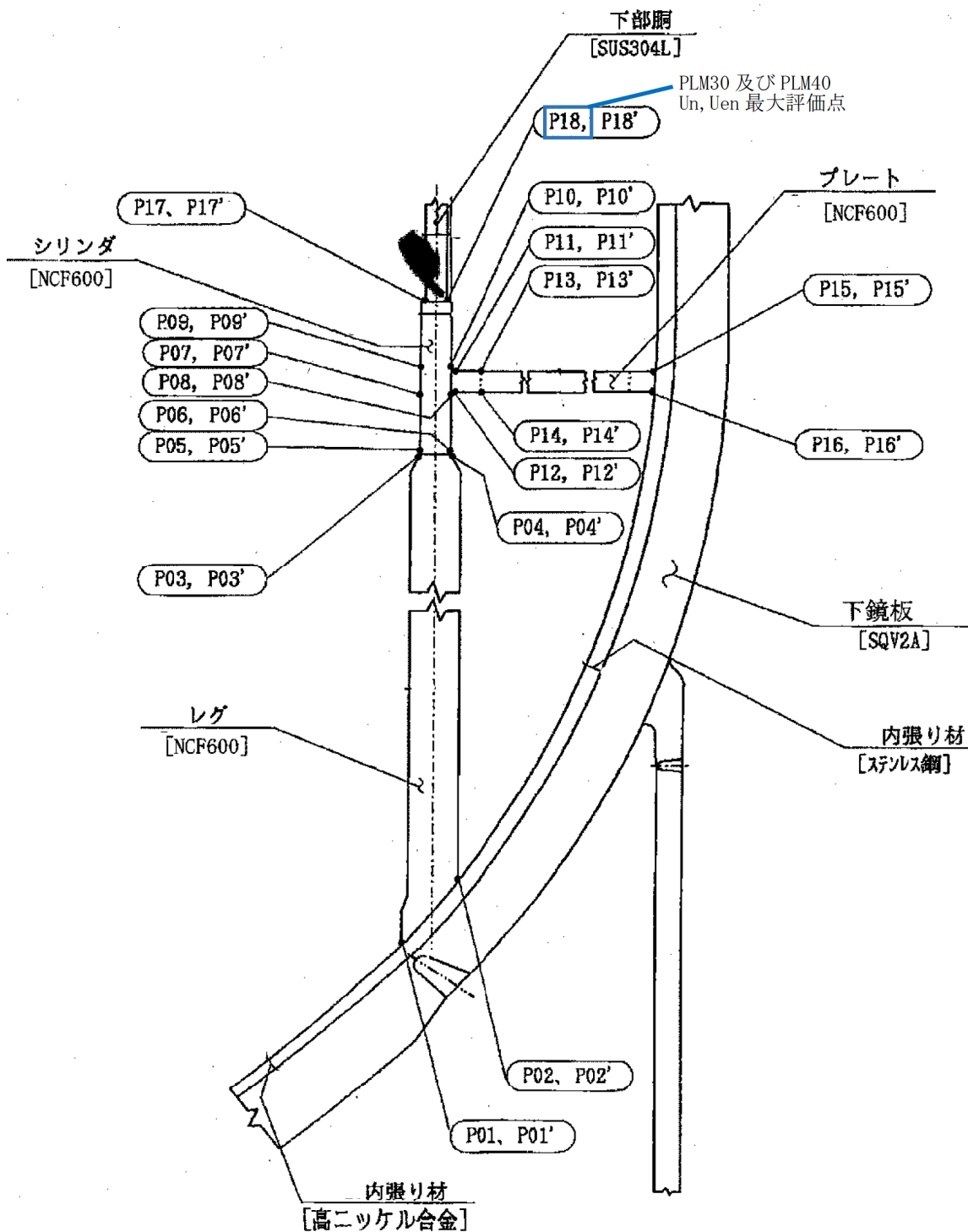


図 2.4-1 炉心シュラウドの解析モデル及び評価点

表 2.4-4 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	PLM40
炉心シュラウド (下部胴)	P17	炉水		
	P17'	炉水		
	P18	炉水	0.0005 (0.0019)	0.0014 (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 2.4-5 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 <sub>en,det</sub>	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<sub>en,det</sub> : 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、

算出に用いるデータ及び算出結果を表 2.4-6 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 2.4-6 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。

算出に用いるデータ及び算出結果を表 2.4-5 に示す。

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

追 而

【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 年版の係数倍手法による評価 (EF-312)》

- ・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 (根拠：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。

$$F_{en, sc} = \exp (9.006 \times 0.000813 \times 302) = 9.1268$$

- ・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。

$$U_{en} = \boxed{\text{追 而}} \times 9.1268 = \boxed{\text{追 而}}$$

表 2.4-7 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 <sub>n</sub> (MPa)	K <sub>e</sub>	S <sub>p</sub> (MPa)	S <sub>ℓ</sub> (MPa)	S <sub>ℓ</sub> ' (MPa)	N <sub>a</sub>	N <sub>c</sub>	N <sub>c</sub> / N <sub>a</sub>
1								
2								
3								
4								
5								
6								
						疲労累積係数 U <sub>n</sub> =	0.0014	

(U<sub>n</sub> 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 年版の係数倍手法による評価 (EF-3121)》

・環境効果補正係数 (F<sub>en, sc</sub>) の算出

環境効果補正係数 (F<sub>en, sc</sub>) 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 (根拠：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<sub>en, sc</sub>) 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<sub>en</sub>) 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<sub>n</sub> 詳細値) 及び環境効果補正係数 (F<sub>en, sc</sub>) を、式 (EF-8) に代入し、疲労累積係数 (接液中) を求めた。

$$U_{en} = \boxed{\phantom{0.0014}} \times \boxed{\phantom{25.8896}} = 0.0351$$

② 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 2.4-8 に示す。

表 2.4-8 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 及び図 2.4-3 に示すとおりリングヘッド T 部の継手形状を，PLM30 では管台の応力係数を適用していたが，PLM40 では当該配管が耐震評価によりサポート補強が必要であることから，配管サポート設計（モデル）の一部を見直すことを前提に評価することとし，当該部は一体 T（実態に即した継手形状）の応力係数に見直しを行った。

上記により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2.4-9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2.4-9に示す運転条件は、疲労評価の対象となる。

表 2.4-9 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2.4-2に解析モデル及び評価点を、図2.4-2及び図2.4-3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2.4-10, 表2.4-11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2.4-12～表2.4-13に示す。

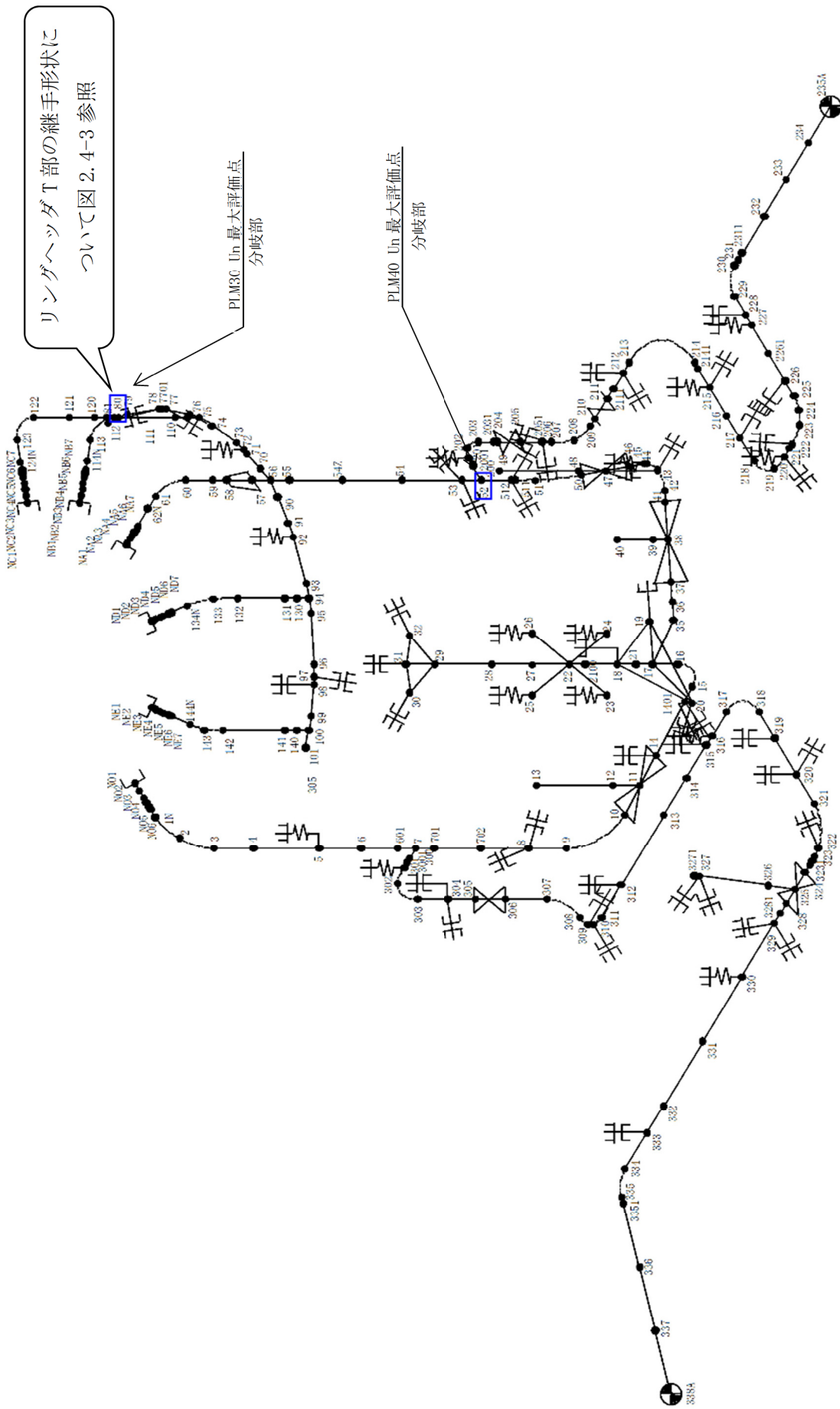
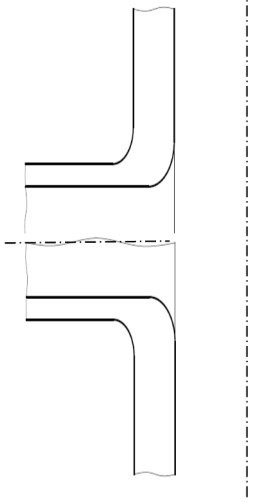
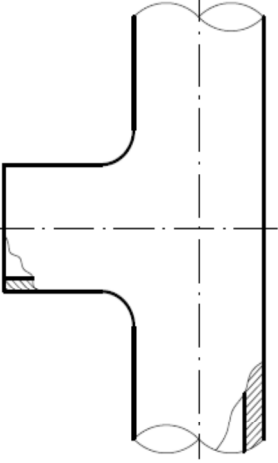


図 2.4-2 原子炉再循環系配管の解析モデル及び評価点

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

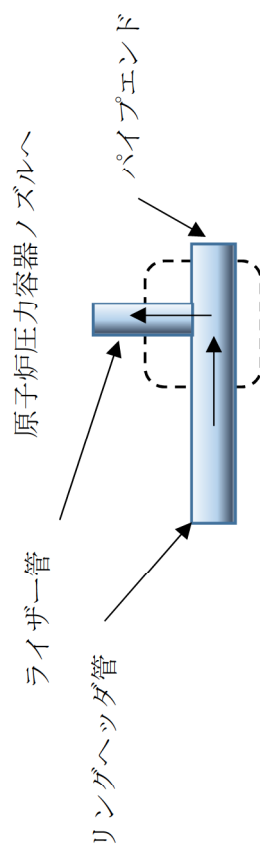


図 2.4-3 リングヘッド T 部 継手形状について (概略図)

表 2.4-10 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 2.4-11 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
52	0.0067						

52 : 最大評価点を示す

表 2.4-12 原子炉再循環系配管の最大評価点の疲労評価結果 (PLM30)

No.	(1) 熱サイクルによる疲労評価の計算パラメータ及び結果								60年目標定	評価ケース	疲労累積係数	
	事象毎の組合せ		ピーク応力		一次・二次応力		Ke係数					SUS304TP 繰返し ピーク応力 (ヤング率補正後)
名称	番号	運転温度(°C)		Sp MPa	Sn MPa	Ke	SL MPa	SL' MPa	E MPa	ni	Ni	U
		始点	終点									
1												
2												
3												
4												
5												
6												
7												
8												
9												
10												
11												
12												
13												
14												
15												
16												
17												
18												
<b>疲労累積係数総合計</b>											<b>0.0155</b>	

表 2.4-13 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 <sub>en,sc</sub>
		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<sub>en,sc</sub>) の算出

環境効果補正係数 (F<sub>en,sc</sub>) 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<sub>en,sc</sub>) 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。

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

・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 2.4-13 に示す。

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

表 2.4-14 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			
(1) 熱サイクルによる疲労評価の計算パラメータ及び結果															
No.	事象毎の組合せ 名称	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)		材質 最高使用温度 における ヤング率	SUS304TP 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	
		Sp MPa	Sn MPa			SL MPa	SL' MPa		ni 実回数	NI 許容回数					
		番号	連続温度(°C)												
		始点	終点	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 2.4-15 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 <sub>sc</sub>
		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<sub>en,sc</sub>) 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<sub>en</sub>) 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<sub>en,sc</sub>) 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 2.4-15 に示す。

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

③ 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 2.4-14 に示す。

表 2.4-16 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	
原子炉給水止め弁	0.1074 (0.3239)	0.0587 (0.5373)	↓0.0487 (↑0.2134)

表内の上段の数值は疲労累積係数(大気中) (Un) を示す

( ) 内の数值は疲労累積係数(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2.4-17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2.4-9に示す運転条件は、疲労評価の対象となる。



表 2.4-17 60年時点の推定過渡回数の比較

運転条件	PLM30	PLM40
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 2.4-4 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 2.4-18、表 2.4-19 に示す。

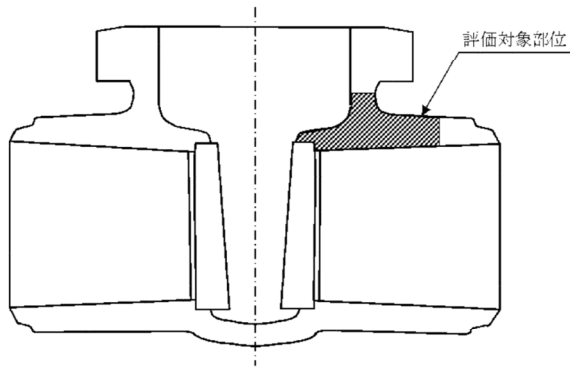


図 2.4-4 原子炉給水止め弁の評価対象部位

表 2.4-18 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	
$\Delta T_f$ ( $^{\circ}\text{C}$ )	$S_p$ ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )	$S_l$ ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )	Ni	Nri	Ni/Nri

疲労累積係数  $U_n$  : 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 (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 (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 =  (根拠：弁ミルシート)

- ・解析温度 (°C) : T =  (根拠：評価対象部位の最高使用温度)

- ・溶存酸素 (ppm) : O =  (根拠：運転中の溶存酸素測定値)

- ・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。

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

$$= \text{}$$

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

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

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

- ・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。  
算出に用いるデータ及び算出結果を表 2.4-18 に示す。

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

表 2.4-19 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
$\Delta T_f$ (°C)	$S_p$ (MPa)	$S_0$ (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
$\Delta T_f$ (°C)	$S_p$ (MPa)	$S_0$ (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 年版の係数倍手法による評価 (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 ( $^\circ\text{C}$ ) :  $T$  =  (根拠：原子炉圧力容器耐圧試験時の温度)
- ・溶存酸素 (ppm) :  $O$  =  (根拠：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 ( $F_{en,sc}$ ) を求めた。

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

$$= 9.1524$$

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

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

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

- ・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（ $F_{en,sc}$ ）を式（EF-8）に代入し、疲労累積係数（接液中）を求めた。

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

## (2) 長期保守管理方針の有効性評価

### [電気ペネトレーション]

長期保守管理方針に基づき、当該品の海外製電気ペネトレーションを用いた長期健全性評価試験を実施したところ、30年 PLM 評価時の代替評価結果を満たす結果を得ることができなかつたため、長期健全性評価データを有している国内製電気ペネトレーションに取替ることとした。

30年 PLM 評価時の代替評価結果を満たす結果を得ることが出来なかつた原因としては、30年評価時以降に得られた新知見を保守的に反映したため、30年時の試験条件よりも厳しい条件となつたことが可能性として考えられる。

長期保守管理方針として実機での試験を実施することで、重大事故等時にも耐えるデータを持つ国内電気ペネトレーションに取替えることとしたため、長期保守管理方針は有効であつたと判断する。

### [測温抵抗体式温度検出器]

長期保守管理方針に基づき、同型式品である測温抵抗体式温度検出器を用いて健全性評価試験を実施したところ、30年 PLM 評価時の代替評価結果を満たす結果を得ることができなかつた。

30年 PLM 評価時の代替評価結果を満たす結果を得ることが出来なかつた原因としては、30年評価時以降に得られた新知見を保守的に反映したため、30年時の試験条件よりも厳しい条件となつたことが可能性として考えられる。

長期保守管理方針として実機での試験を実施することで、重大事故等時にも耐えるデータを持つ測温抵抗体式温度検出器に取替えることとしたため、長期保守管理方針は有効であつたと判断する。



## 2.5 震災影響評価

### 2.5.1 評価方針

東海第二発電所は、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震の影響（地震・津波）を受けたプラントであるため、震災の状況と復旧状況を踏まえ、震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象について検討する。

また、長期停止することで使用環境が変化し進展が考えられる事象について、検討する。

### 2.5.2 震災の状況

震災による影響の概要を以下に示す。

- ①津波による影響：取水口ポンプ室内の一部及び同ポンプ室外の設備が水没し機能喪失に至った。
- ②地震による影響：当時の基準地震動  $S_s$  に耐震設計上重要な設備の固有周期を含むほとんどの周期帯で包絡されており、Sクラス設備について影響のないことを確認した。更に耐震壁の応答評価、耐震安全上重要な施設の地震時における構造強度評価及び動的機能維持評価を実施した。評価結果の概要は、原子炉建屋の耐震壁評価及び機器・配管系の構造評価の結果は弾性範囲以下であった。また、制御棒の地震時挿入性動的機能維持評価結果は、試験により挿入性が確認された相対変位以下であった。
- ③その他の影響：原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水、主蒸気逃がし安全弁による原子炉压力容器の圧力制御を継続するため、サブプレッション・プールの冷却を継続した。このため、原子炉格納容器内の温度は最高使用温度以内であった。

震災時の原子炉格納容器内の圧力・温度の概要を下表に示す。

	ドライウェル圧力	ドライウェル温度	サブプレッション・プール温度
震災前	約 3 kPa	約 45 °C（コンクリート周り） 約 40°C*（格納容器上部）	約 22°C
震災時	約 12 kPa	約 62 °C（コンクリート周り） 約 100°C*（格納容器上部）	約 55°C
設計値	310 kPa	171 °C	104°C

※：電線管温度

### 2.5.3 震災復旧状況

地震及び津波襲来後、プラントのウォークダウン等により震災影響の状況を確認し、必要に応じ詳細点検（分解・開放点検）等を行い健全性の確認を実施した。

津波の影響を受けた設備については、計画的に点検、補修及び取替を実施し、設備の健全性を確認している。

具体的な健全性評価を行っている内容（機器、部位、劣化事象、確認結果等）について表 2.5-1 に示す。

**地震による影響としては**、耐震 S クラス機器について地震による機器への影響がないことを確認している。また耐震 B・C クラス機器については一部損傷を確認したが、補修を実施し健全性を確認している。

添付

計算機プログラム（解析コード）の概要

1. はじめに
  
2. 解析コードの概要
  - 2.1 ABAQUS Ver. 6.4-4
  - 2.2 ANSYS Ver. 12.1
  - 2.3 ASHSD2-B 導入時バージョン
  - 2.4 DORT 導入時バージョン
  - 2.5 HISAP及びHNSAFE (SAP-V)
  - 2.6 MSC NASTRAN Ver. 2006r1
  - 2.7 MSC NASTRAN Ver. 2005
  - 2.8 NOPS 導入時バージョン
  - 2.9 SAP-IV 導入時バージョン
  - 2.10 TACF 導入時バージョン

## 1. はじめに

本資料は、解析コードについて説明するものである。

## 2. 解析コードの概要

### 2.1 ABAQUS Ver. 6.4-4

#### 2.1.1 ABAQUS Ver. 6.4-4 の概要

対象：構造解析

項目 \ コード名	ABAQUS
開発機関	ABAQUS 社
開発時期	2004 年（初版開発時期 1978 年）
使用したバージョン	Ver. 6.4-4
使用目的	応力解析
コードの概要	有限要素法を用いた汎用構造解析プログラムであり、数多くの研究機関や企業において、航空宇宙、自動車、造船、機械、建築、土木などの様々な分野の構造解析に広く利用されている。
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードは有限要素法を用いた汎用構造解析プログラムであり、数多くの研究機関や企業において、様々な分野の構造解析に広く利用されていることを確認している。</li> <li>・使用する解析モデルは、従来の工事計画認可申請及び耐震評価にて実績のある関連規格及び文献を基に作成した評価モデルを採用していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードは、航空宇宙、自動車、造船、機械、建築、土木などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・理論解とコードによる計算結果を比較して検証が実施されていることを確認した。</li> <li>・本工事計画における構造に対し使用する要素、解析については、既工事計画で使用された実績がある。</li> </ul>

## 2.2 ANSYS Ver. 12.1

### 2.2.1 ANSYS Ver. 12.1の概要

対象：構造解析

項目 \ コード名	ANSYS
開発機関	ANSYS Inc.
開発時期	2009年（初版開発時期 1971年）
使用したバージョン	Ver. 12.1
使用目的	構造解析
コードの概要	有限要素法を用いた汎用構造解析プログラムであり、数多くの研究機関や企業において、航空宇宙、自動車、機械、電気などの様々な分野の構造解析に広く利用されている。
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードは有限要素法を用いた汎用構造解析プログラムであり、数多くの研究機関や企業において、様々な分野の構造解析に広く利用されていることを確認している。</li> <li>・使用する解析モデルは、電力共同研究にて実績のある評価モデルを採用していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードは、航空宇宙、自動車、機械、電気などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・解析結果と実際の試験結果を比較することで、本解析コードの検証が実施されていることを確認した。</li> <li>・本工事計画における構造に対し使用する要素、解析については、電力共同研究で使用された実績がある。</li> </ul>

## 2.3 ASHSD2-B 導入時バージョン

### 2.3.1 ASHSD2-B 導入時バージョンの概要

対象：応力解析

項目 \ コード名	ASHSD2-B
開発機関	米国カリフォルニア大学及びバブコック日立（株）
開発時期	1979 年
使用したバージョン	Ver. 0
使用目的	応力解析
計算機コードの概要	<p>本計算機コードは、有限要素法により、軸対称構造物の軸対象及び非軸対称荷重に対する応力を計算する汎用プログラムである。</p> <p>荷重条件としては、内圧、差圧、軸力等の軸対称荷重のほか、水平力、曲げモーメント等非軸対称荷重を扱うことができる。</p>
検証(Verification)及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・内圧を受ける厚肉円筒の弾性解析と、理論解との比較を行い、解析解が理論解と一致することを確認している。</li></ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・本解析コードは、これまで多くの既工事計画認可申請で使用実績を有しており、妥当性は十分確認されている。</li></ul>



## 2.4 DORT 導入時バージョン

### 2.4.1 DORT 導入時バージョンの概要

対象：線量率解析，発熱量解析

項目 \ コード名	DORT
開発機関	米国オークリッジ国立研究所（(財) 高度情報科学研究機構）
開発時期	1988 年
使用したバージョン	DOORS3. 2a 版 DORT
使用目的	線量率解析，発熱量解析
計算機コードの概要	<p>本計算機コードは，米国オークリッジ国立研究所で開発された，二次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムである。本計算機コードの計算形状は，二次元形状（平板（X-Y 体系），円柱（R-Z 体系，R-<math>\theta</math> 体系））であり，中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。</p> <p>本計算機コードでは，計算形状内での中性子及びガンマ線の線束が計算され，線量率換算係数又はカーマ係数を乗じることにより，線量率又は発熱量を算出することができる。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 計算機能が適正であることは，後述する妥当性確認の中で確認している。</li> <li>・ 本計算機コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> <li>・ 本計算機コードは，線量率評価を実施するコードであり，計算に必要な主な条件は線源条件，幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり，本計算機コードは重大事故等時における原子炉格納容器ペネトレーション部の線量評価に適用可能である。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 二次元輸送計算コード DORT と JENDL-3. 3 の組み合わせによる計算値については，JNDC (Japanese Nuclear Data Committee) においてベンチマーク実験との比較検証が実施されており，鉄，クロム，ナトリウム等の透過放射線測定において，計算値が実験値と良く再現することが報告されている*1。</li> <li>・ 今回の重大事故等時における原子炉格納容器ペネトレーション部の線量評価は，上記妥当性確認内容と合致している。</li> </ul>

\*1 : Yamano N. et al., Integral Test of JENDL-3.3 with Shielding Benchmarks, J. Nucl. Sci. Technol., Supplement 2, p. 841-846 (Aug. 2002)

## 2.5 HISAP 及び NSAFE (SAP-V)

### 2.5.1 HISAP 及び NSAFE の概要

対象：応力解析

項目 \ コード名	HISAP 及び NSAFE
開発機関	米国カリフォルニア大学
開発時期	1976 年
使用したバージョン	SAP-V
使用目的	応力解析
コードの概要	任意の三次元形状に対し、有限要素法により静的解析，動的解析を行い，反力・モーメント・応力，固有振動数・刺激係数等の算出が可能な計算プログラムである。
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証 (Verification) 及び妥当性確認 (Validation)】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・HISAP 及び NSAFE はメインプログラムである汎用構造解析コード SAP，応力評価プログラム及びインターフェイスプログラムのサブプログラムから成る。</li> <li>・メインプログラムである SAP については，配管用では別の構造解析用計算機コード (NASTRAN 2005.0.0) を用いて，代表的な配管検証用モデルに対する計算を行い，比較を行うことによって，計算結果の妥当性の確認を行った。</li> <li>・支持構造物用では材料力学に基づく手計算手法を用いて，代表的な簡易骨組モデルに対する計算を行い，比較を行うことによって計算結果の妥当性の確認を行った。</li> <li>・応力評価プログラムについては，メインプログラムの出力結果（軸力，モーメント）から，適用技術基準（JSME*1，JEAG*2 等）に基づいて応力評価が正しく行われていることを手計算で確認した。</li> <li>・サブプログラムについては，インターフェイスチェックシートを用いて，単位，桁数，符号が変換前後で正しく処理されていることを確認した。</li> </ul>

\*1：日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」

\*2：原子力発電所耐震設計技術指針

## 2.6 MSC NASTRAN Ver.2006r1

### 2.6.1 MSC NASTRAN Ver.2006r1 の概要

対象：固有値解析，応力解析

項目	コード名	MSC NASTRAN
開発機関		MSC Software Corporation
開発時期		1971年（一般商業用リリース）
使用したバージョン		Ver.2006r1
使用目的		固有値解析，応力解析
コードの概要		<p>（汎用3次元構造解析コード）</p> <p>航空宇宙，機械，建築，土木などの様々な分野の構造解析に適用可能な3次元有限要素解析コードである。</p> <p>静的解析（線形，非線形），動的解析（線形，非線形），固有値解析，伝熱解析，線形座屈解析等が可能である。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)		<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は，以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・構造力学分野における一般的知見により解を求めることが出来る体系について，本解析コードを用いた解析結果と理論モデルによる理論解の比較を行い，解析解が理論解と一致することを確認している。</li> <li>・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードは，航空宇宙，自動車，造船，機械，土木及び建築などの様々な分野における使用実績を有しており，妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・検証の体系と今回の工事認可申請で使用する体系が同等であることから，検証結果を持って，解析機能の妥当性も確認できる。</li> <li>・今回の工事認可申請における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li> </ul>

## 2.7 MSC NASTRAN Ver. 2005

### 2.7.1 MSC NASTRAN Ver. 2005 の概要

対象：固有値解析，応力解析

コード名	MSC NASTRAN
項目	
開発機関	MSC Software Corporation
開発時期	1971年（一般商業用リリース）
使用したバージョン	Ver. 2005
使用目的	固有値解析，応力解析
計算機コードの概要	<p>（汎用3次元構造解析コード）</p> <p>航空宇宙，機械，建築，土木などの様々な分野の構造解析に適用可能な3次元有限要素解析コードである。</p> <p>静的解析（線形，非線形），動的解析（線形，非線形），固有値解析，伝熱解析，線形座屈解析等が可能である。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証の内容は，以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・構造力学分野における一般的知見により解を求めることが出来る体系について，本解析コードを用いた解析結果と理論モデルによる理論解の比較を行い，解析解が理論解と一致することを確認している。</li> <li>・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードは，航空宇宙，自動車，造船，機械，土木及び建築などの様々な分野における使用実績を有しており，妥当性は十分に確認されている。</li> <li>・検証の体系と今回の工事認可申請で使用する体系が同等であることから，検証結果を持って，解析機能の妥当性も確認できる。</li> <li>・今回の工事認可申請における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li> </ul>

## 2.8 NOPS 導入時バージョン

### 2.8.1 NOPS 導入時バージョンの概要

対象：固有値解析，応力解析

項目 \ コード名	NOPS
開発機関	バブコック日立(株)
開発時期	1983 年
使用したバージョン	Ver. 0
使用目的	固有値解析，応力解析
計算機コードの概要	本計算機コードは，円筒殻及び球殻の構造不連続による効果を含まない一次応力を，シェル理論又ははり理論に基づいて計算するプログラムである。
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<b>【検証 (Verification)】</b> ・本プログラムで計算される理論解と手計算結果が一致することを確認している。  <b>【妥当性確認 (Validation)】</b> ・本解析コードは，これまで多くの既工事計画で使用実績を有しており，妥当性は十分確認されている。

## 2.9 SAP-IV

### 2.9.1 SAP-IVの概要

対象：固有値解析，応力解析

項目	コード名
	SAP-IV
開発機関	米国カリフォルニア大学
開発時期	1973年
使用したバージョン	導入時バージョン
使用目的	固有値解析，応力解析
コードの概要	<p>任意形状の三次元系の静的解析及び動的解析を有限要素法を用いて行うもので，蒸気タービンの基礎の自重，運転時荷重及び地震力による応力計算等に用いる。</p> <p>なお，本計算機コードは，機械工学，土木工学，航空工学等の分野において，多くの実績を有している。</p>
検証(Verification)及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証 (Verification) 及び妥当性確認 (Validation)】</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・理論解による検証が実施されていることを確認した。</li><li>・片持ちばりの自重による固定端モーメント及び自由端たわみ，固有振動数を SAP-IVによる解析結果と理論値とを比較して検討し，SAP-IVによる解析結果が妥当であることを確認した。</li><li>・本工事計画における構造に対し使用する要素，解析については，既工事計画で使用された実績がある。</li></ul>

## 2.10 TACF 導入時バージョン

### 2.10.1 TACF 導入時バージョンの概要

対象：温度分布計算

項目 \ コード名	TACF
開発機関	バブコック日立(株)
開発時期	1982 年
使用したバージョン	Ver. 0
使用目的	温度分布解析
計算機コードの概要	<p>本計算機コードは、有限要素法により、軸対称構造物の定常及び非定常温度分布を計算するプログラムである。</p> <p>温度分布計算は、領域を小さなメッシュに分割し、各メッシュについての熱平衡方程式をたて、定常問題は弛緩法により、非定常問題は微小時間でステップ毎の温度分布を順次求める方法によっている。</p> <p>境界条件としては、強制対流熱伝達のほか、自然対流熱伝達、輻射熱伝達等の非線型熱伝達も扱うことができる。</p>
検証(Verification)及び 妥当性確認(Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 平板の 1 次元熱伝導の温度分布解析を行い、解析解が理論解と一致することを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本解析コードは、これまで多くの既工事計画で使用実績を有しており、妥当性は十分確認されている。</li> </ul>