

PWRプラントの高経年対策における環境疲労評価

Environmental Fatigue Evaluation in PLM Activities of PWR plant

大阪大学 中村 隆夫 Takao NAKAMURA Member
関西電力株式会社 三山 彰一 Shoichi MIYAMA Non-member

Numbers of nuclear power plants have been operating for more than 30 years and some of them exceeding 40 years in Japan. In these ageing plants, fatigue evaluation has a significant measure in assuring the plant reliability. The environmental fatigue in light water reactors, which was first recognized in the 1980's in Japan, has been drawing attention worldwide because it may cause remarkable effects on the life of important components.. This paper introduces a few examples of environmental fatigue evaluation, which was performed using the JSME codes as a part of PLM evaluation for Japanese PWR plant.

Keywords: Environmental Fatigue, Environmental Fatigue Life Correction Factor, Fen, JSME Codes, Modified Rate Approach Method, Plant Life Management

1. 緒言

我が国で 30 年を超える運転プラントに対して高経年化技術評価^{a)}(以下 PLM 評価と言う)を行う様になってから、既に 10 年が過ぎようとしており、これまでに 21 基のプラントが PLM 評価を実施し、最近では運転期間が 40 年を超えるプラントに対する評価も行われている。

これら高経年化プラントの設備健全性確保において、疲労評価は重要な位置づけを持つ。我が国は世界に先駆けて環境疲労^{b)}に関する実用的な評価手法を開発し、PLM 評価において活用してきている。

日本機械学会から発行されている「環境疲労評価手法 2006 年版」(以下、環境疲労評価手法と言う)^[1]は学会規格として世界で唯一のものであり、最新の知見を取り入れて 2009 年 9 月に改訂された。本論文では、機械学会規格を用い PWR プラントの PLM 評価における環境疲労評価を行った事例を紹介する。

2. 環境疲労評価手法の概要

連絡先 中村隆夫
大阪大学 大学院 工学研究科
環境・エネルギー工学専攻
住所 〒565-0871 大阪府吹田市山田丘 2-1
Email: nakamura.takao@gmail.com

a) 高経年化技術評価 PLM: Plant Life Management : 原子力発電所を構成する構築物、系統及び機器に想定される経年劣化事象が安全機能に与える影響を評価することにより、長期間の供用を考慮した活動を行うために実施する疲労評価などの技術評価のことを言う。運転開始後 30 年を経た原子力発電施設に対し経年劣化事象の技術評価とそれに対する適切な保安活動の実施を実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則において求めている

b) 環境疲労：腐食疲労の一種。腐食環境下で、金属材料の疲労寿命が低下することは古くから知られていたが、ここでは、原子炉冷却材のような高純度の高温水環境下で構造材料の疲労寿命が低下することを言う。「環境効果」という表現も用いられる。

2.1 環境疲労評価の位置づけ

我が国軽水炉の PLM 評価において、当初、環境疲労は新しい技術知見として、米国の NUREG 報告書^[2]や国内における研究成果を元に評価が行われてきた。その後、国内試験データベースの整備が進み、これを受けて 2000 年に当時の通産省資源エネルギー庁から「環境中疲れ寿命評価指針」^[3](以下 MITI 指針と呼ぶ)が取りまとめられ、電気事業者に通達された。以降、PLM 評価においてはこの MITI 指針に基づく評価が求められた。これに対して、産業界は火力原子力発電技術協会(以下火原協と呼ぶ)に委員会を設置し、MITI 指針を用いた実用的な評価手法を取りまとめた。これが「発電用原子力設備に関する環境疲労評価ガイドライン」^[4](以下火原協ガイドラインと呼ぶ)であり、世界で最初のかつ実用的な指針として知られている。更にその後の技術知見や経験を取り入れた環境疲労評価手法が 2006 年 3 月に日本機械学会から発行された。

この規格は、日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」^[5]に引用され、実機評価に活用されて現在に至っている。

PLM 評価における疲労評価は、高経年化の観点から、疲労に対してどの程度余裕があるかを確認し、得られた知見を長期的な保全計画に反映する目的で行われる。そのため、評価期間としては 60 年を仮定し、評価条件としては運転実績を元に現実的な条件を設定し、環境効果も考慮した疲労評価を行っている。

2.2 環境疲労評価手法の特徴

ここでは、PLM 評価に用いられている環境疲労評価手法の特徴について述べる。^{[6],[7]}

環境疲労評価手法の特徴は大きく次の三点である。

- (1) 合理的な環境効果の補正方法として、環境効果補正係数(F_{en})を用いる。

- (2) 煩雑であるが精緻で合理的な方法から保守的であるが簡易な方法まで3つのオプションを設定することで評価作業量の低減を図る。
- (3) 設計建設規格^④に規定された各機器に特有な応力評価手法を考慮し、それに適合したひずみ評価の手順を設定することで全ての評価対象機器の環境疲労評価を可能とする。

2.3 環境効果補正係数

環境効果補正係数 F_{en} は、式(1)に示すように、あるひずみ振幅での大気中の疲労寿命 N_A を、同じひずみ振幅での原子炉冷却水環境中の疲労寿命 N_W で除した値と定義される。(Fig.1 参照)

$$F_{en} = \frac{N_A}{N_W} \quad (1)$$

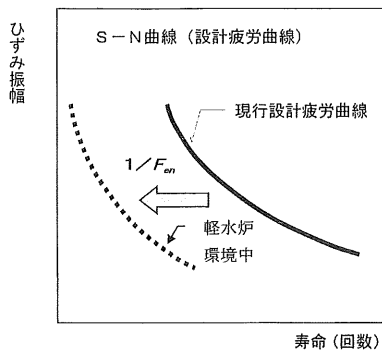


Fig.1 Environmental fatigue life correction factor(F_{en})

環境効果を考慮した疲労累積係数 U_{en} は、 F_{en} を用いて式(2)のように表すことができる。

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

U_i : 合計で n 個ある応力サイクルのうち i 番目の応力サイクルにおける環境効果を考慮しない疲労係数

$F_{en,i}$: 合計で n 個ある応力サイクルのうち i 番目の応力サイクルにおける環境効果補正係数

F_{en} は材料、ひずみ速度、温度、溶存酸素濃度等に依存する関数であり、これらのパラメータが決定されれば求めることができる。ただし、 F_{en} の値はひずみ振幅の影響を受けない。また、微小なひずみ振幅では環境効果は発生しないため、 F_{en} にはひずみ振幅に対して下限のしきい値を設けている。

疲労累積係数の求め方については、第3章で述べる。

2.4 環境疲労評価方法の3つのオプション

環境疲労評価を合理的に行うために、評価区分の設定方法及び評価方法として、以下の3種類を規定した。

- 1) 係数倍法：過渡毎に評価区分を設定せず、設計条件(温度、溶存酸素濃度など)により保守側に評価する方法。

- 2) 簡易評価手法：過渡中でひずみが連続して増加する範囲をひとつの評価区分として評価する方法。
- 3) 詳細評価手法：過渡中でひずみが連続して増加する範囲で細かく評価区分を分割して評価する方法。(Fig.2 修正レートアプローチ法 参照)

2.5 修正レートアプローチ法

修正レートアプローチ法は Fig.2 に示すように、ひずみや温度の時刻暦変化を細かく区切ることで、式(3)に基づき微小区間毎に環境効果補正係数 F_{en} を計算し、それをひずみ積分して全体としての環境効果を求める方法であり、環境効果を最も合理的に評価できる精緻な手法である。ただし、評価作業に手間がかかるため、効率的な適用方法について検討が必要である。

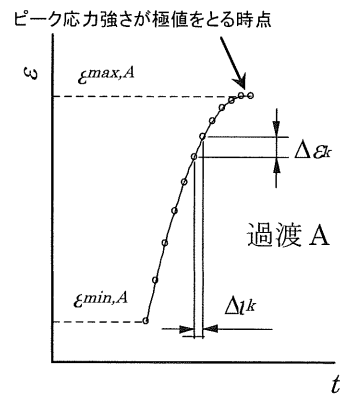


Fig.2 Modified rate approach method

$$F_{en,det,A} = \sum_{k=1}^m F_{en,k} \frac{\Delta \varepsilon_k}{\varepsilon_{max,A} - \varepsilon_{min,A}} \quad (3)$$

$F_{en,det,A}$: 過渡 A について修正レートアプローチ法で求めた環境効果補正係数

$F_{en,k}$: 合計で m 個ある評価区分のうち k 番目の評価区分における環境効果補正係数

$\Delta \varepsilon_k$: 合計で m 個ある評価区分のうち k 番目の評価区分におけるひずみの増加分

3. PLM 評価における環境疲労評価

3.1 疲労評価の流れ

PLM 評価における疲労評価作業の流れを Fig.3 に示す。以下、この評価の流れに沿って PLM 評価における疲労評価の手順について述べる。

①対象機器・対象部位の選定

PLM 評価における疲労評価では、まず疲労評価の対象機器を選定する。対象となる機器は、設計・建設規格で疲労評価が要求されている機器に加えて、規格上は要求が無いが、運転中に有意な過渡をうける可能性のある機器を選定する。

環境疲労評価の対象機器は、この PLM 疲労評価対象のうち、一次冷却材環境にさらされる機器が選定さ

れる。疲労評価対象機器の具体例を Table 1 に示す。

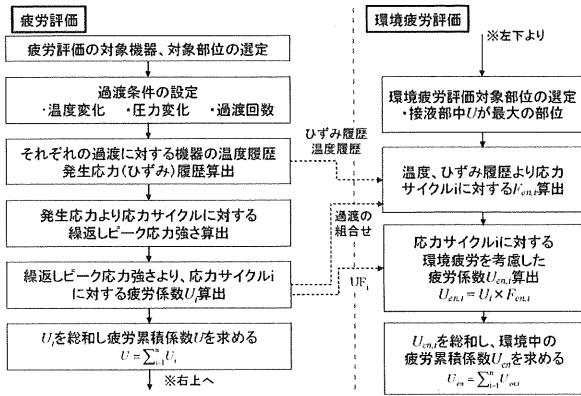


Fig.3 Flow of environmental fatigue evaluation in PLM

Table 1 Selection of components in fatigue evaluation

機器	設計・建設規格 疲労評価要求	PLM疲労評価	
		PLM疲労評価	PLM 環境疲労評価
容器			
原子炉容器	○	○	○
加圧器	○	○	○
格納容器貫通部	○	○	—
配管			
1次冷却材管	○	○	○
配管(RCS)	○	○	○
配管(RHRS)	○※	○	○
配管(SIS)	○※	○	○
配管(CVCS)	○※	○	○
配管(FWS)	—	○	○
弁			
ポンプ			
1次冷却材ポンプ	—	○	○
余熱除去ポンプ	—	○	○
熱交換器			
蒸気発生器	○	○	○
再生クーラ	—	○	○
余熱除去クーラ	—	○	○
炉内構造物	○	○	○
その他			
高圧タービン	—	○	—
低圧タービン	—	○	—
配管サポート	—	○	—

※クラス1配管のみ

次に、疲労評価対象部位を選定する。PLMにおける疲労評価部位は、構造不連続部や熱衝撃、熱成層の発生が考えられる部位などを考慮して疲労評価上厳しいと考えられる部位を抽出し、疲労評価を行う。

②過渡条件の設定

疲労評価では、応力評価(疲労、強度)を行うために与える条件として過渡条件を設定する。過渡条件は、設計・建設規格に基づいて評価対象となる全ての運転状態で想定される圧力、温度の変化(度合い、回数)を整理して設定する。

Table 2 に設計時と PLM 評価時の評価条件の比較を示す。PLM 評価時の評価条件は、設計時と比較して、過渡回数としては運転実績から求めた合理的な条件を適用しているが、過渡曲線として設計と同じ保守的な条件を使用している。

Table 2 Comparison of evaluation conditions between design and PLM

評価条件	設計	PLM
過渡曲線 (温度・圧力変化等)	十分過酷なものとなるよう変化度を設定	設計用の過渡曲線を使用 (設計用の過渡曲線が無い場合は新たに設定)
過渡回数	・評価期間として40年を仮定 ・十分な余裕を考慮し、頻繁な回数に設定	・評価期間として60年を仮定 ・評価時点までの運転実績から推定
その他	---	熱成層等、設計・建設規格に要求の無い事象についても考慮

PLM 評価における過渡回数は、これまでの運転実績を基に 60 年時点の回数を推定して設定する。ただし、実績が 0 回の過渡については、1 回/60 年と算定する。過渡回数の設定例を Fig.4 に示す。

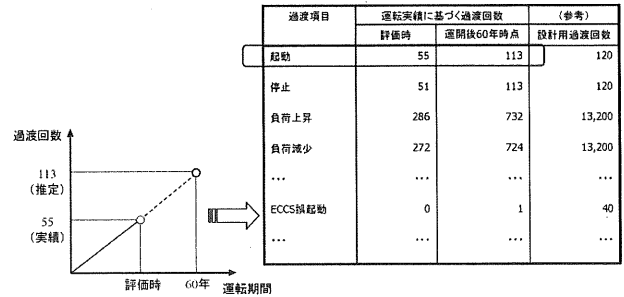


Fig.4 Method to determine numbers of transients in PLM

③機器の温度履歴・ひずみ履歴の算出

疲労累積係数の評価のためには、まず、各過渡に対し、機器の評価点の温度や発生応力(ひずみ)の履歴を算出する。(Fig.5 参照)

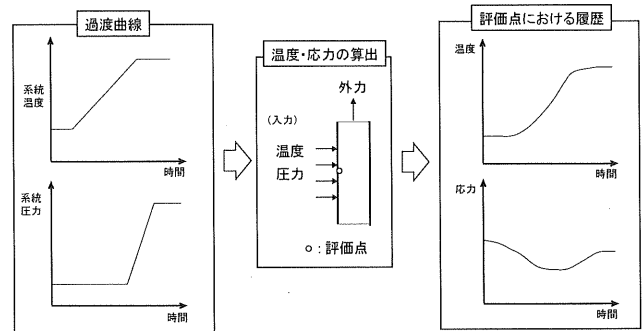


Fig.5 Calculation of histories in temperature and generated stress(strain) in each transient

④ピーク応力強さの算出

各過渡の応力履歴より応力を整理し、式(4)により過渡条件の組み合わせに対するピーク応力強さを計算する。(Fig.6 参照)

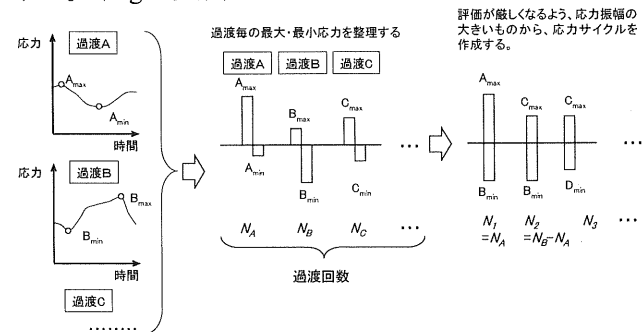


Fig.6 Calculation of peak stress intensity for the combination of transients

$$S_{A1} = (A_{\max} - B_{\min})/2 \quad (4)$$

$$S_{A2} = (C_{\max} - B_{\min})/2$$

.....
 Sa: 過渡の応力履歴を組合せて応力サイクルの履歴を求め、この極大値と極小値の差の2分の1として求めたピーク応力強さ

⑤疲労累積係数の算出

設計・建設規格に規定されている設計疲労線図^{o)}より、ピーク応力強さに対する許容繰り返し回数 N^* を求め、過渡の実際の繰り返し回数 N との比を求める。式(5)により過渡の組み合わせ毎に疲労係数を求め、総和した疲労累積係数(U)が 1 を超えないことを確認する。(Fig.7 参照)

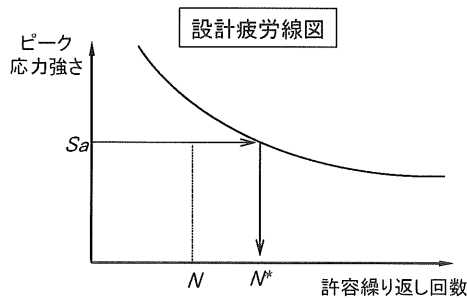


Fig.7 Calculation of usage factor (U)

$$U = \frac{N}{N^*} = \frac{N_1}{N_1^*} + \frac{N_2}{N_2^*} + \frac{N_3}{N_3^*} + \dots + \frac{N_n}{N_n^*} < 1 \quad (5)$$

環境疲労評価の方法は以下の章において機器毎の事例で紹介する。

3.2 環境疲労評価に適用される規格基準

わが国で PLM における環境疲労評価が開始された当初は適用可能な規格基準がなく、最新の研究成果から得られた知見や米国 NUREG 報告書を参考にして評価が行われた。

その後、国内疲労試験データベースの整備が進み、MITI 指針や火原協ガイドラインが制定されたことを受け、それらの指針類が適用されてきた。

更に、日本機械学会規格から環境疲労評価手法が発行され、現在 MITI 指針に代わって本規格が適用されている。

火原協ガイドラインと環境疲労評価手法は、2.2 章に述べた特徴を共有しているが、後者は最新の国内疲労試験データベースに基づき新たな環境効果補正係数 (F_{en}) 評価式を規定しているところに主な相違がある。

ここでは、PWR プラント環境条件下の疲労評価で特に重要なオーステナイト系ステンレス鋼の F_{en} 評価式について、その比較を Table 3 及び Fig.8 に示す。

環境疲労評価手法では、低速側ひずみ速度のデータが追加され、Fig.8 の様にステンレス鋼のしきい値が見直されている。なお、2009 年版^[11]ではPWRプ

^{o)} 設計疲労線図 : Design Fatigue Curve, 疲労評価を行う際に用いる線図で、ひずみ (応力) 振幅に対する許容繰り替えし回数を示す。

ラント環境条件下での F_{en} 評価式に変更はない。

一方米国では 2007 年にアルゴンヌ国立研究所の研究成果が NUREG/CR-6909^[9]としてまとめられ、それを元に新規建設プラントを対象として環境効果補正係数(F_{en})を用いた評価手法が Regulatory Guide 1.207^[10]として発行されている。

Table 3 Comparison of F_{en} equation between TENPES guidelines and JSME codes in austenitic stainless steel

火原協ガイドライン (PWR)
$\ln(F_{en}) = 1.233 - P \times \ln(\dot{\epsilon}^*/0.4)$
$P = 0.04 \quad (T \leq 100^\circ\text{C})$
$P = 9.33 \times 10^{-4} \times T - 0.053 \quad (100 < T < 325^\circ\text{C})$
$P = 0.25 \quad (T \geq 325^\circ\text{C})$
$\dot{\epsilon}^* = 0.4 \quad (\dot{\epsilon} > 0.4\%/s)$
$\dot{\epsilon}^* = \dot{\epsilon} \quad (0.0004 \leq \dot{\epsilon} \leq 0.4\%/s)$
$\dot{\epsilon}^* = 0.0004 \quad (\dot{\epsilon} < 0.0004\%/s)$
$F_{en} = 1.0 \quad (\epsilon \leq 0.11\%)$
JSME規格 (PWR)
$\ln(F_{en}) = (C - \dot{\epsilon}^*) \times T^*$
$C = 3.910$
$\dot{\epsilon}^* = \ln(49.9) \quad (> 49.9\%/s)$
$\dot{\epsilon}^* = \ln(\dot{\epsilon})$
(Wrought: $0.0004 \leq \dot{\epsilon} \leq 49.9\%/s$)
(Cast: $0.00004 \leq \dot{\epsilon} \leq 49.9\%/s$)
$\dot{\epsilon} = \ln(0.0004)$ (Wrought: $\dot{\epsilon} < 0.0004\%/s$)
$\dot{\epsilon} = \ln(0.00004)$ (Cast: $\dot{\epsilon} < 0.00004\%/s$)
$T^* = 0.000782 \times T \quad (T \leq 325^\circ\text{C})$
$T^* = 0.254 \quad (T > 325^\circ\text{C})$
$F_{en} = 1.0 \quad (\epsilon \leq 0.11\% \text{ or seismic loading})$

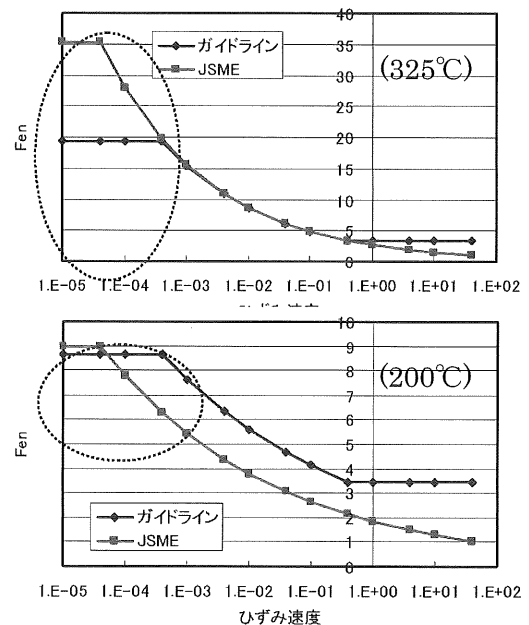


Fig.8 Comparison of F_{en} between TENPES guidelines and JSME codes in cast stainless steel

3.3 環境疲労の評価例

環境疲労の評価例として、一次冷却材ポンプ(以下、RCP と言う)の PLM 評価で環境疲労評価を行った結果を以下に示す。

①評価対象部位の選定

Fig.14 に、ステンレス鋼を使用し疲労評価上厳しいとされる RCP の評価部位の例を示す。

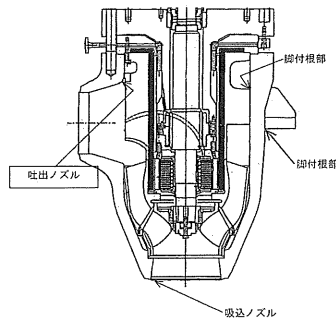
②過渡条件の選定

評価条件として、容器と同様に設計用の過渡条件を用いて運転実績から推定した 60 年時点の過渡回数をを用いる。

③環境効果補正係数及び疲労累積係数の算出

次に、これらの評価条件を元に、FEM モデルにより温度履歴、応力（ひずみ）履歴を算出する。

Fig.15 に吐出ノズルにおける環境効果補正係数 F_{en} の算出方法の例を、Table 6 には評価結果の例を示す。



(注) 矢印はPLM評価における疲労評価対象部位を示す。

Fig.14 Portion selected in the fatigue evaluation of RCP

過渡	微小区間	ひずみ増加 (%)	時間 (sec.)	ひずみ速度 (%/sec.)	温度 (°C)	$F_{en,k}$	
B	1	0.03854	3600	1.07E-05	291.7	24.579	
	2	0.03397	3600	9.44E-06	236.2	13.366	
	3	0.02966	3600	8.24E-06	180.6	7.280	
	4	0.01931	3600	5.37E-06	125.1	3.948	
	5	0.00884	2340	3.78E-06	69.5	2.144	
A	4	-0.00044	3600	-1.24E-07	243.2	14.433	
	5	0.00400	2340	1.71E-06	279.3	21.451	
	6	0.00112	792	1.42E-06	291.6	24.552	
	7	0.00460	168	2.73E-05	291.6	24.552	
	8	0.00867	300	2.89E-05	291.6	24.552	
A	9	0.02666	1080	2.47E-05	291.6	24.552	
A	10	0.14824	16920	8.76E-06	291.7	24.579	
						F_{en}	19.936

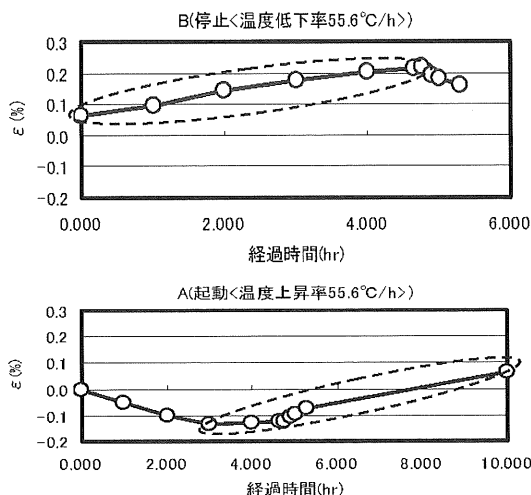


Fig.15 Example of F_{en} calculation in RCP outlet nozzle

Table 6 Example of U_{en} calculation in RCP outlet nozzle

応力サイクル	過渡	応力増減 (Mpa)	応力増し係数 R_p	ピーク応力増減 (Mpa)	過渡回数 N	許容繰り返し回数 N_p	疲労係数 U	環境効果補正係数 F_{en}	環境中疲労係数 U_m	
B	A	376.6	-237.0	1.8	547.7	113	2910	0.03883	19.936	0.77414
O	D	346.8	-190.7	1.5	495.4	1	8390	0.00011	10.970	0.00117
D	D	300.1	-190.7	1.4	354.4	72	17600	0.00402	7.757	0.03138

A: 起動
B: 停止
C: 100%からの原子炉トリップ(不注意な冷却と0%を伴うトリップ)
D: 1次系蒸気戻り試験

部位	疲労累積係数	
	疲労評価	環境疲労評価
1次冷却材ポンプ 吐出ノズル	0.043	0.807

3.4 PWR プラントにおける環境疲労評価例

Table 7 に代表的な PWR プラントの PLM 評価における環境疲労評価結果の例を示す。

ここに示すように、代表機器の環境疲労評価結果はいずれも許容値を満足している。また、この評価は、全て詳細評価手法を適用しているが、評価結果が厳しくない部位にはより簡易な手法を適用することにより、効率的な評価を行うことが可能である。この様に日本機械学会の環境疲労評価手法は、運転プラントの PLM 評価において全ての評価対象機器を効率的に評価できる実用的な評価手法である。

Table 4 Example of environmental fatigue evaluation results in typical PWR plant

機器名	評価対象部位	大気中の疲労累積係数 (注1)	環境効果を考慮した疲労累積係数
原子炉容器	冷却材出口管台	0.000	0.000
	加圧器	0.015	0.548(注2)
1次冷却材管	サージ用管台	0.001	0.001
	クロスオーバーレグ	0.001	0.001
RCS配管	加圧器サージ用管台	0.033	0.147
	加圧器サージ配管	0.002	0.013(注2)
加圧器スプレッド	加圧器スプレッド	0.080	0.410(注2)
	弁箱	0.002	0.058
抽出水第1止め弁(玉形弁)	弁箱	0.018	0.225
1次冷却材ポンプ	吐出ノズル	0.043	0.807
余熱除去ポンプ	ケーシングカバー	0.003	0.012
炉心支持構造物	上部炉心支持板	0.010	0.111
	給水入口管台	0.002	0.354(注2)
蒸気発生器	管板廻り	0.080	0.180
	管板部	0.126	0.443

(注1) 材料種別等では、蒸気発生器も含めて最大値を記載しているが、ここでは右側の環境疲労評価係数の値を記載している。
(注2) 熱応力による発生応力を考慮した結果

4. 結言

本論文では、運転プラントに対して環境疲労評価を実施した代表例とそれに用いた評価手法を紹介した。

これらの評価は PLM 評価の一部として実施され、日本機械学会規格環境疲労評価手法 2006 年版を用いている。

この結果から、60 年の運転を仮定しても疲労累積係数は 1 以下に収まり、疲労評価の結果、長期的な保全計画に反映する必要はないとの結果が得られている。また、この評価は保守的な設計過渡条件を用いており、実機の運転条件においては更に低い疲労累積係数が得られるものと推定される。

このことから、我が国 PWR プラントにおいては、

環境効果を考慮しても運転プラントの高経年化に対する設備健全性は十分確保されていることが確認された。また、合わせて日本機械学会の環境疲労評価手法は運転プラントの PLM 評価において実用的で有効な評価手法であることが示された。

一方で、本評価手法を今後設計段階で適用するためには更に評価条件が厳しくなるため、なお一層の評価手法や評価条件の高度化が求められており^{[12],[13]}、現在、日本機械学会発電設備規格委員会原子力専門委員会疲労評価タスクにて引き続き検討が進められている。

謝辞

本論文をまとめるに当たり、これまで環境疲労評価手法の開発ならびに実機適用に尽力された、日本機械学会発電設備規格委員会原子力専門委員会環境疲労評価分科会のメンバーを始めとする我が国環境疲労関係者の長年にわたるご努力に感謝と敬意を表します。

参考文献

- [1] 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), (2006年3月発行)
- [2] 米国規制委員会(NRC)の発行する公開の報告書。特に外部機関に委託した研究成果の報告書は NUREG/CR-の番号が付けられる。環境疲労評価手法に関する報告書としては、NURG/CR-6583(1998), 5704(1999),6909(2007)などがある。
- [3] 環境中疲れ寿命評価指針(平成12年9月:通商産業省資源エネルギー庁 原子力発電管理課), 2000年、資源エネルギー庁通達
- [4] 発電用原子力設備に関する環境疲労評価ガイドライン, 2002年, (社)火力原子力発電技術協会
- [5] 日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準: 2008, (AESJ-SC-P005:2008), 2009年2月発行
- [6] 中村隆夫、杉江保彰, 総説 学会規格作りとコードエンジニアの役割—軽水炉における環境疲労評価手法の実例—, 日本原子力学会和文論文誌(Vol. 9, No.1, pp.1-12, 2010)
- [7] 樋口洵、中村隆夫、杉江保彰, 軽水炉冷却水中における疲労損傷評価手法の開発, 日本機械学会論文集 A 編 76 巻 762 号(2010-2)
- [8] 日本機械学会発電用原子力設備規格設計・建設規格(2008年版)(JSME S NC1-2008), (2008年11月発行)
- [9] O.K.Chopra, "Effect of LWR Coolant Environments on the Fatigue Life of Reactor Materials," NUREG/CR-6909(ANL-06/08), U.S.NRC, 2007
- [10] Regulatory Guide 1.207, "Guidelines for Evaluating Fatigue Analyses Incorporating the Life

Reduction of Metal Components Due to the Effects on the Light-Water Environment in New Reactors", U.S.NRC, 2007

[11] 日本機械学会 発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法(2009年版) (JSME S NF1-2009), (2009年11月発行)

[12] T. Nakamura, M. Iwasaki, S. Asada, Optimization of Environmental Fatigue Evaluation (Step-1) PVP2007-26247, 2007ASME PVP Conference, July 2007, San Antonio, Texas, USA

[13] Y. Nomura, K. Tsutsumi, T. Inoue, S. Asada, T. Nakamura, Optimization of Environmental Fatigue Evaluation (Step-2) PVP2009-77115, 2009ASME PVP Conference, July 2009, Prague, Czech Republic