

疲労劣化を考慮した地震荷重に対する 信頼性評価モデルの開発*¹

Development of reliability assessment model for seismic loading that considers fatigue damage

釜谷 昌幸 (Masayuki Kamaya) *²

中村 隆夫 (Takao Nakamura) *³

要約 静的機器の損傷確率は、原子力発電プラントの安全評価やレジリエンス指標の評価で用いられる。本研究では、低サイクル疲労による材料劣化を考慮した損傷確率評価モデルを開発した。モデルでは、まず、疲労劣化の程度を代表する疲労損傷度 (UF) を疲労亀裂の寸法に置き換えた。そして、余震を含む地震荷重による疲労亀裂進展を予測した。最後に、予測した亀裂寸法をもとに、地震荷重による損傷確率を決定した。このモデルを加圧水型原子炉の余熱除去系統に適用したところ、損傷確率は疲労損傷度にはほとんど影響を受けなかったことがわかった。これは、配管の破壊強度は、亀裂深さにほとんど影響されないが、余震回数の増加は配管の漏洩確率を増加させることを意味する。

キーワード 低サイクル疲労, 亀裂進展, 疲労損傷度 (UF), 信頼性評価, 静的機器

Abstract Failure probability of static components is used for assessing plant safety or resilience index of nuclear power plants. In this study, a failure probability assessment model was developed that considers the effect of material degradation caused by low-cycle fatigue. Crack initiation due to fatigue damage was assumed and its depth was determined from the magnitude of fatigue damage. Then, crack growth was predicted for seismic loads consisting of a main earthquake and aftershocks. Finally, the failure probability was calculated for the seismic load of various magnitudes. The model was successfully applied to a pipe of the residual heat removal system of a pressurized water reactor power plant. It was shown that the failure probability was hardly affected by the degree of fatigue damage. Although the crack depth had little influence on the fracture strength of the cracked pipe, an increase in the number of aftershocks could increase the probability of leakage.

Keywords Low-cycle Fatigue, Crack growth, Usage Factor(UF), Reliability Analysis, Static Components

1. 緒言

原子力発電プラントにおいて、設計想定を超える事象に対して一時的に喪失した安全機能をアクシデントマネジメントにより回復させることを想定したレジリエンス指標が提案され、検討が進められている⁽¹⁾。その検討の中で、静的機器の破壊や漏洩の確率（以下、損傷確率）を算出する必要があるが、そこには経年劣化の影響も考慮することが求められる。著者らによる過去の検討⁽²⁾では、損傷確率に影響を及ぼす主要な劣化要因として低サイクル疲労

が抽出された。機器の設計においては、低サイクル疲労による劣化は、運転年数とともに蓄積されることを前提とする。具体的には、設計上許容される負荷繰返し数に対して、実際に発生すると想定される繰返し数の比をUF (Usage Factor) と定義し、設計では、UFがプラント運転期間中に1を超えないように制限する。そして、プラント運転開始後も、実績の繰返し数に対するUFが1を超えないように管理している。しかし、運転年数とともにUFは確実に増加するので、その影響を損傷確率の算出に考慮することが必要となる。

*¹ E-Journal of Advanced Maintenance, Vol. 11, No. 1 (2019), pp. 8-15より転載

*² (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*³ 大阪大学

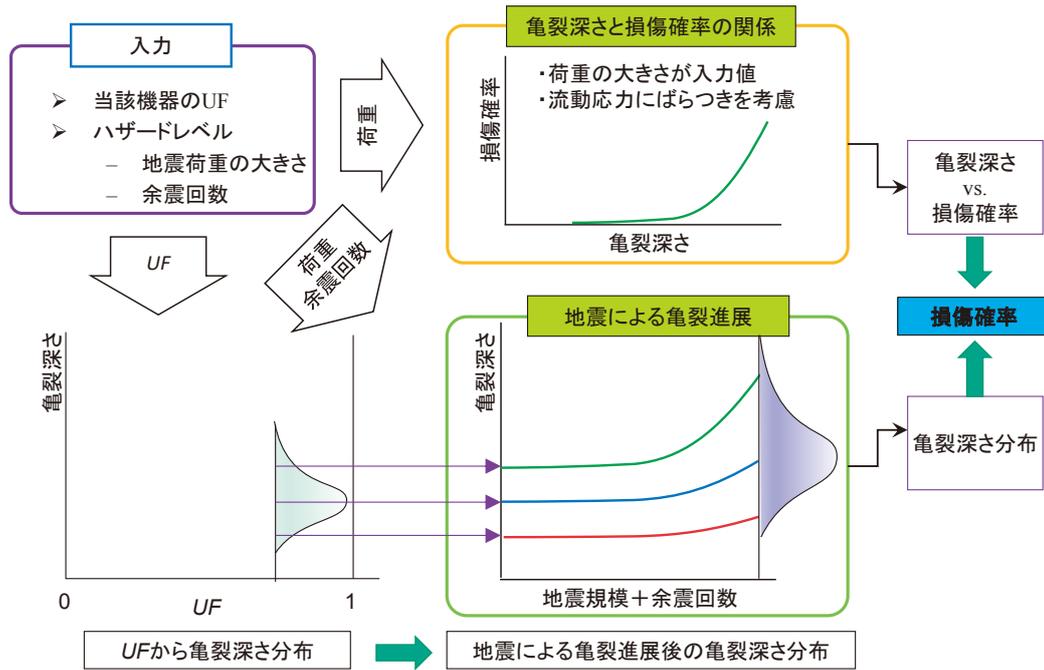


Fig. 1 Schematic diagram for the reliability assessment model considering degradation of static components.

本報では、経年劣化の程度 (UF の大きさ) とハザードレベル (地震荷重の大きさ) に応じた条件付損傷確率を算出する静的機器劣化損傷モデルを構築する。そして、安全機能上重要な役割を果たす PWR プラントの余熱除去設備 (余熱除去系統配管) を対象とした計算例を示す。

2. 信頼性評価モデルの構築

2.1 モデルの概要

本モデルの入力条件として対象機器の UF とハザードレベル (地震荷重の大きさおよび余震回数) が与えられる。これらの入力条件から損傷確率を算出する手順を図 1 に模式的に示す。まず、UF を基に疲労によって発生した亀裂深さとその分布を、確率論的破壊力学コード p-CRESTA⁽³⁾ を用いた初期の亀裂深さや亀裂進展速度などのばらつきを考慮したモンテカルロ計算により得る。亀裂は、余震を含めた地震荷重により進展することを想定する。一方、地震荷重を負荷したときの、亀裂深さと損傷確率の関係は、すでに著者らによって得られている⁽⁴⁾。そして、地震後の亀裂深さ分布と、それぞれの亀裂深さに対する損傷確率を積分することで、その UF に地震荷重が負荷された時の損傷確率を算出する。個々の数値の具体的な算出方法を以下で説明する。

2.2 疲労劣化量 (UF) と亀裂深さの対応

2.2.1 亀裂進展による疲労寿命の予測

疲労寿命は亀裂の発生と発生した亀裂の成長の 2 つの期間に分けることができる。そして、設計において対象となる低サイクル疲労では微小な亀裂発生までの発生期間は無視できることが示されている⁽⁵⁾。そこで、微小な亀裂の成長予測により疲労寿命を再現することを試みる。

室温大気中のステンレス鋼から得た、ひずみ範囲 $\Delta\varepsilon$ での亀裂進展速度 (da/dN) は次式で得られている⁽⁶⁾

$$\frac{da}{dN} = 3.33 \times 10^{-12} (\Delta K_{eq})^{2.85} \quad (1)$$

$$\Delta K_{eq} = f \Delta \varepsilon E \sqrt{\pi a} \quad (2)$$

ここで、 a は亀裂深さ、 f は応力拡大係数に対する形状係数⁽⁷⁾、 E はヤング率 (325℃ に対応する 174 GPa を適用) を示す。初期深さが、平均 0.1 mm、ばらつき COV = 0.5 の対数正規分布にしたがうとして、深さが 3 mm に到達するまでの繰返し数 (疲労寿命) の分布を求める。このとき、亀裂形状はアスペクト比 0.5 の半楕円形状とし⁽⁸⁾、試験片形状を想定した $\phi 10$ mm の丸棒表面からの亀裂成長を模擬する。

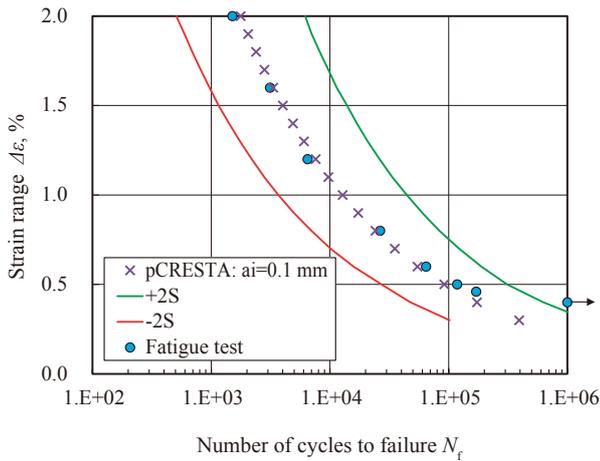


Fig. 2 Fatigue life predicted by probability fracture mechanics analysis and fatigue test.

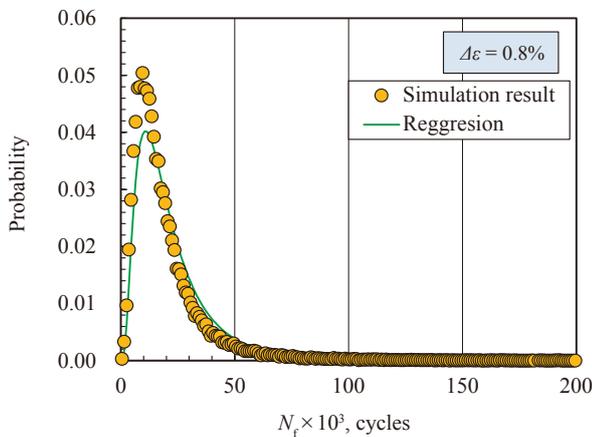


Fig. 3 Fatigue life distribution obtained by probability fracture mechanics analysis.

亀裂成長速度には標準偏差 $10^{2.7}$ のばらつきを考慮した⁽⁹⁾。確率論的破壊力学コードp-CRESTAを用いて予想された疲労寿命を図2に示す。図には、予想疲労寿命の平均と、 $\pm 2\sigma$ のばらつきの範囲を示す。予測された疲労寿命は疲労試験による疲労寿命⁽¹⁰⁾とよく一致していることが確認できる。つまり、疲労寿命は0.1 mmの亀裂深さが3 mmに到達するまでの繰返し数と等価と見なせる。図3に $\Delta\epsilon = 0.8\%$ での疲労寿命の分布を示すが、疲労寿命はおおよそ対数正規分布で近似できることがわかる。

2.2.2 設計疲労曲線における安全率の意味

UFの算出に用いられる設計疲労曲線⁽¹¹⁾には実験結果の回帰線に対して繰返し数で20倍の安全率が考慮されている。したがって、 $UF = 1$ に到達するまでの繰返し数と、疲労試験で得られる疲労寿命

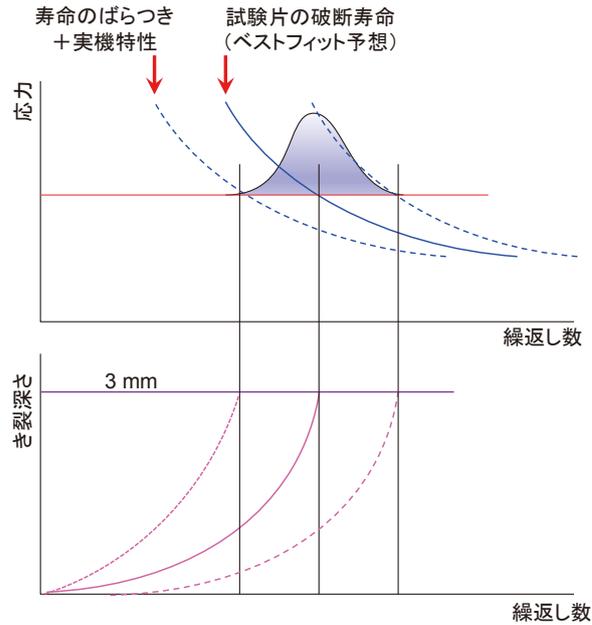


Fig. 4 Schematic drawing representing the meaning of safety margin in the design fatigue curve and correlation with crack depth.

との間には大きな乖離が生じることになる。

20倍の安全率には、

- (1) データのばらつき (2倍)
- (2) 表面粗さ (4倍)
- (3) 寸法効果 (2.5倍)
- (4) 荷重履歴 (設定なし)

が考慮されているとのNUREG/CR-6909⁽¹²⁾の解説がある(カッコ内はNUREGによって与えられている数値)。設計疲労曲線はこれらの影響を考慮した下限近傍の寿命に対応すると考えることができる(図4の模式図参照)。そこで、本モデルでは、これらの安全率の4つの要因を以下のように考慮することで、亀裂成長予測による設計疲労線図の再現を試みた。

- (1) データのばらつきは、初期深さと亀裂成長速度のばらつきと等価
- (2) 表面粗さの影響は初期深さに反映させる
- (3) 寸法効果は考慮しない(潜伏期間を零とする)
- (4) 荷重履歴効果(有効ひずみ範囲の変化に反映させる)

(2)に対する初期深さは、EN疲労設計規格⁽¹³⁾で機械加工粗さが0.2 mmとされていることから、これに余裕を見て平均値を0.3 mm、COVを0.5に設定した。寸法効果による寿命低下は、危険体積の増加に対応している。先の計算では、潜伏期間を考慮しない場合(初期深さ0.1 mmからの進展を模擬

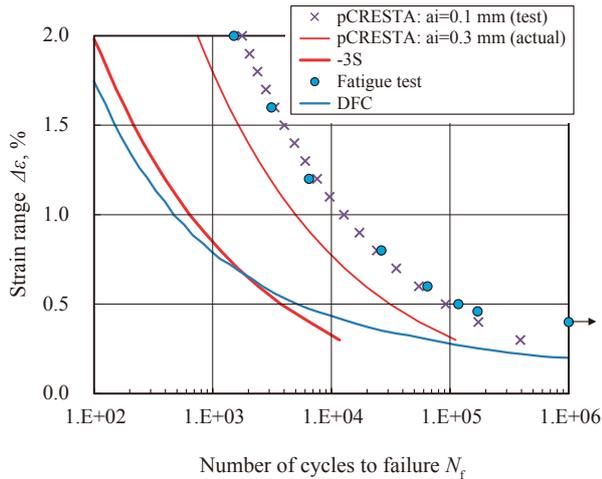


Fig. 5 Fatigue life prediction for actual components.

した場合)でも、3 mmに到達するまでの繰返し数は、試験の疲労寿命とよく一致した。したがって、低サイクル疲労においては、危険体積が変化しても亀裂の発生確率は同一、つまり寸法効果を考慮する必要がないと考えられる。荷重履歴効果は、亀裂の開閉口によってもたらされ、疲労寿命を低下させる方向に作用することが示されている⁽¹⁴⁾。つまり、荷重履歴によって、疲労亀裂の駆動力となる有効ひずみ範囲 $\Delta\epsilon_{\text{eff}}$ が増加する。一定負荷 $\Delta\epsilon$ で試験した場合の $\Delta\epsilon_{\text{eff}}$ は次式で近似できることが示されている⁽¹⁴⁾。荷重履歴効果によって、亀裂の開口が促進されると、

$$\Delta\epsilon_{\text{eff}} = \Delta\epsilon - \frac{100\Delta\epsilon + 200}{E} \quad (3)$$

$\Delta\epsilon_{\text{eff}}$ が $\Delta\epsilon$ に近くなる。つまり、履歴効果によって、有効ひずみ範囲は一定負荷時の(3)式と $\Delta\epsilon$ の間を変化することになる。そして、有効ひずみ範囲の増加によって、疲労寿命はマイナー則による予測よりも短くなる。この影響を考慮するために、 ΔK_{eq} の算出に用いる $\Delta\epsilon$ として、次式の $\Delta\epsilon_{\text{his}}$ を用いた。

ここで、 R_{uniform} は一様乱数により与えられる定数を

$$\Delta\epsilon_{\text{his}} = \Delta\epsilon + R_{\text{uniform}} \frac{100\Delta\epsilon + 200}{E} \quad (4)$$

示す。

以上の想定のもと、p-CRATAによりモンテカルロ計算を実施した。進展速度、およびそのばらつきは、(1)式、および標準偏差 $10^{2.7}$ を適用した。図5に得られた疲労寿命の平均と -3σ の線を示す。予測された疲労寿命の -3σ が日本機械学会の設計疲労線図⁽¹¹⁾とよく対応していることがわかる。

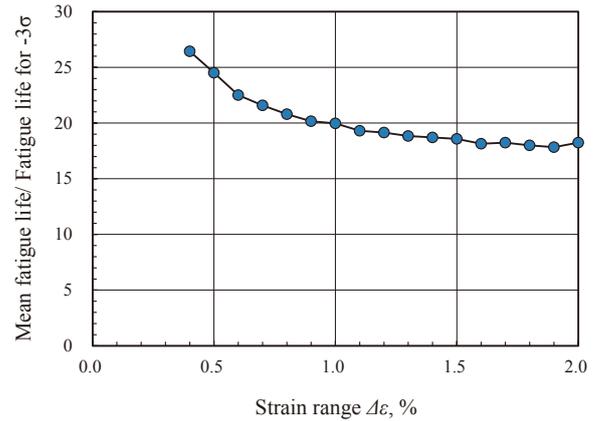


Fig. 6 Change in safety margin with strain range obtained by fatigue life prediction.

平均値の寿命を -3σ の寿命で除したもの(安全率に対応)とひずみ範囲の関係を図6に示す。正規化した疲労寿命は18.2から26.4まで変化した。 $\Delta\epsilon$ が0.4%~2.0%の場合の正規化寿命の単純平均は20.1となり、設計疲労線図の20倍の安全率にほぼ一致した。ちなみに、この正規化疲労寿命の平均は、初期亀裂の深さ分布COV、初期亀裂深さの平均値 μ_m などに依存し、20倍の安全率を再現する解析条件は複数存在する。

2.2.3 UFと亀裂深さの関係

初期亀裂深さ分布を与え、ばらつきを考慮した進展速度で亀裂を進展させ、深さ3 mmに到達するまでの寿命の平均とばらつきを算出した。そして、ばらつきの -3σ に相当する寿命が、設計疲労曲線($UF = 1$)とほぼ一致した。このモデルを用いることで、UFと亀裂深さの分布を図7に模式的に示すように取得する。つまり、モンテカルロ計算で得られる亀裂深さの分布を繰返し数毎に取得して、統計的に近似することで、UFと亀裂深さ分布の関係を算出する。

設計疲労曲線では、丸棒試験片を用いて得られた疲労寿命を基本に、実機における影響因子が考慮されている。したがって、 $UF = 1$ での亀裂深さは3 mmに相当すると考えられる。実際の評価においては、 $UF = 1$ 相当の荷重と繰返し数が負荷されても、実機の形状によって駆動力 ΔK_{eq} が変化し、 $UF = 1$ 到達時の亀裂深さ(の平均)が3 mmになるとは限らない。例えば、形状複雑部や大型構造物などでは、駆動力 ΔK_{eq} に用いる形状係数 f が変化し、 $UF = 1$ 相

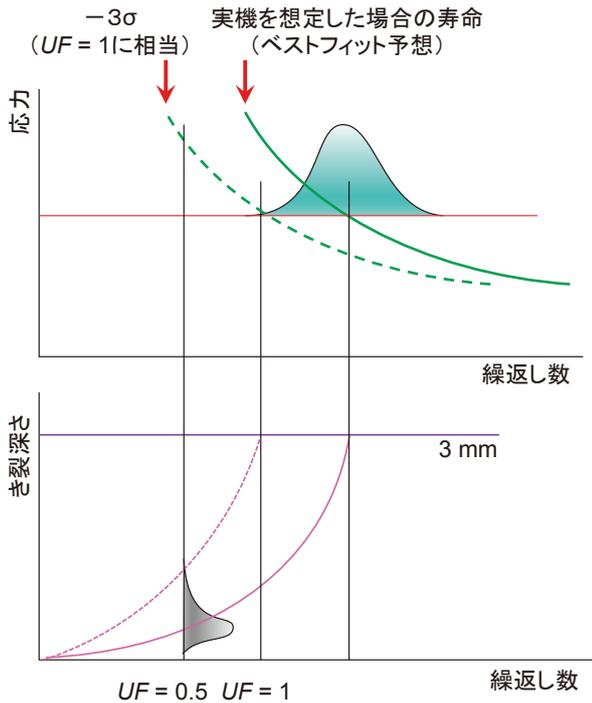


Fig. 7 Relationship between the crack depth and its distribution and the number of cycles for fatigue life.

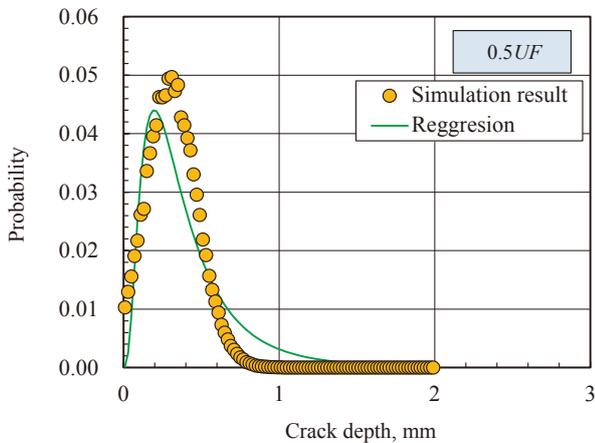
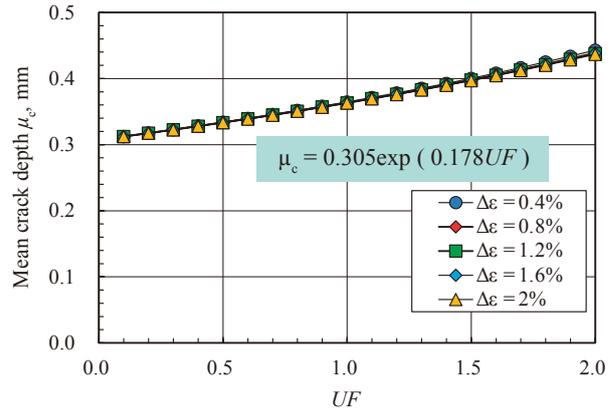
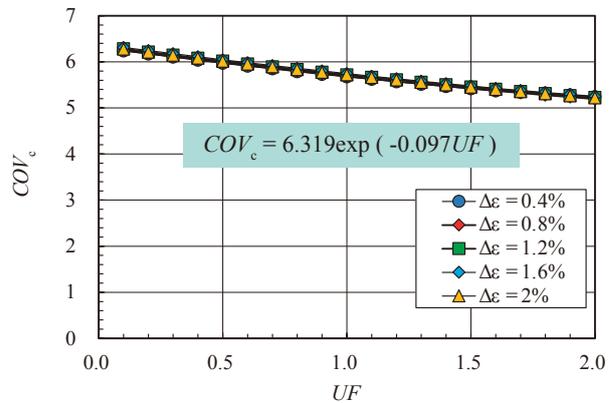


Fig. 8 Crack depth distribution for $UF = 0.5, \Delta\varepsilon = 1.2\%$.

当の負荷と繰返し数の組み合わせでも、合計の進展量が同一でなくなる。ここでは、モデルに一般性を持たせるため、亀裂が深さ無限大の平板表面に存在すると仮定する。つまり、(2)式における形状係数 f を、アスペクト比0.5の表面亀裂に相当する $f = 0.896$ ⁽¹⁵⁾とした。その他の計算は、先の計算と同一とした。図8に $\Delta\varepsilon = 1.2\%$ 、 $UF = 0.5$ 相当の繰返し数の亀裂深さ分布を示す。ここで、 $UF = 1$ は図5に示した -3σ に相当する曲線で与えた。誤差はあるものの、亀裂深さ分布は対数正規分布で近似できて



(a) Mean value



(b) COV

Fig. 9 Change in crack depth distribution parameters.

UF 毎の亀裂深さの分布の平均 μ_c とばらつき COV_c を図9に示す。 UF が増加する(疲労劣化が進行する)にしたがって、亀裂深さが増加している様子が再現できている。 $UF = 1$ においては亀裂深さ分布の $+3\sigma$ は、おおよそ3 mmであった。これは、 UF を亀裂深さ3 mmに到達する疲労寿命の -3σ としていることに対応している。 μ_c と COV_c の UF に対する変化ははずみ範囲にほとんど依存しなかった。そして、 $\Delta\varepsilon = 1.2\%$ に対する最小自乗近似として以下の式を得た。

$$\mu_c = 0.305\exp(0.178UF) \tag{5}$$

$$COV_c = 6.319\exp(-0.097UF) \tag{6}$$

これらの式を用いることで、 UF に対する亀裂分布を得ることができる。

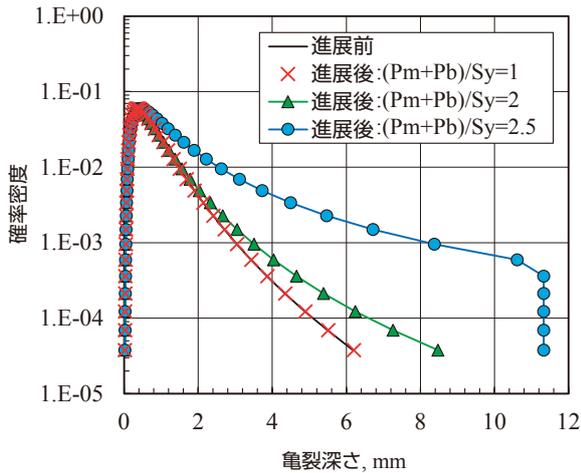


Fig. 10 Crack depth distribution before and after seismic loading.

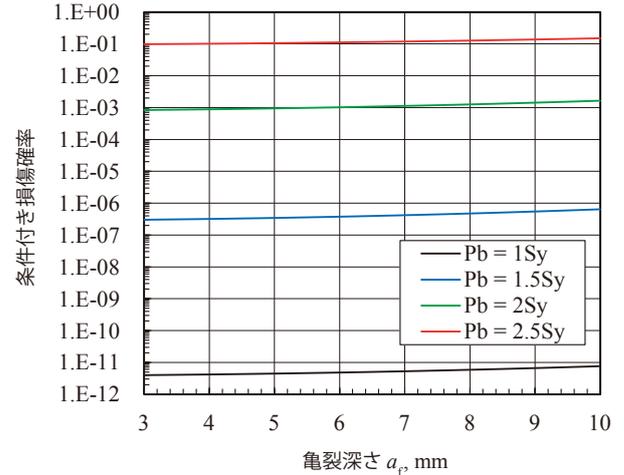


Fig. 11 Relationship between failure probability and crack depth ⁽⁴⁾.

3. 損傷確率の算出

3.1 損傷確率算出の流れ

図1で説明したように、本モデルの入力条件としてはUFと地震荷重の大きさとなる。(5)式および(6)式より、UFを入力として亀裂深さ分布が求まった。この亀裂に対する、地震力による亀裂進展、および亀裂の存在する機器(管)に対する破壊荷重を算出する。

対象となる余熱除去系統の配管の諸元は以下のとおり。

- (a) 想定される使用条件
 - ・温度：200℃
 - ・圧力：5 MPa を想定
- (b) 形状
 - ・外径：267.4 mm (10B, 主配管)
 - ・肉厚： $t = 15.1$ mm (Sch80) ($R_m/t = 8.35$)
- (c) 材料定数 (200℃)
 - ・オーステナイト系ステンレス鋼
 - ・材料規格 (SUS304TP ステンレス鋼) ⁽¹⁶⁾
 - ・ヤング率：183 GPa
 - ・設計応力強さ S_m ：129 MPa
 - ・設計降伏強さ S_y ：144 MPa
 - ・設計引張強さ S_u ：402 MPa
 - ・流動応力 S_f ： $(144+402) \times 0.5 = 273$ MPa

3.2 地震荷重による亀裂進展

地震荷重に対する亀裂進展は、地震力による ΔK_{eq} を算出し、日本機械学会維持規格⁽¹⁷⁾、添付E-210に記載されているオーステナイト系ステンレス鋼の大気中の疲労亀裂進展速度である次式により進展させる。

$$\frac{da}{dN} = 2.93 \times 10^{-12} (\Delta K)^{3.3} \quad (7)$$

計算には ΔK の代わりに ΔK_{eq} を用いた⁽¹⁸⁾。また、形状係数 f としては、厚さ無限大の平板の値である0.896を適用した。荷重の大きさは $P_m + P_b$ で与え、ひずみ範囲の算出には K_e 係数⁽¹¹⁾を用いた。

図10に亀裂進展後の亀裂深さ分布を示す。地震荷重($P_m + P_b$)は、設計降伏強さ S_y で正規化しており、 $2S_y$ が設計上の上限荷重となる。1回の地震により60回の繰返し荷重が負荷されると仮定しているが⁽¹⁹⁾⁽²⁰⁾、地震荷重が $1.0S_y$ の場合は、繰返しによる亀裂進展は小さく、亀裂深さ分布が地震荷重付与前後でほとんど変化しない。一方、地震荷重が $2.5S_y$ の場合は、亀裂の進展が確認できる。そして、大きい亀裂は管厚 $t = 15.1$ mmの75%を超えた。本モデルでは亀裂深さが $0.75t$ に到達すると漏洩と判断した。

3.3 亀裂深さと損傷確率の関係

亀裂の存在する管の損傷確率は維持規格の極限荷重評価法を適用した。深さ a 、表面長さ $2c$ の周方向

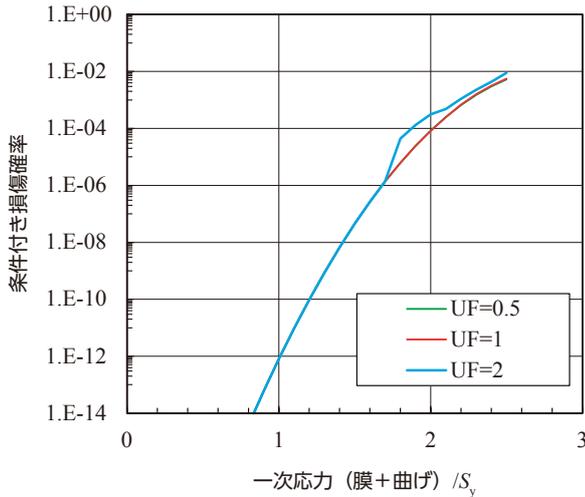


Fig. 12 Failure probability for various amplitudes of seismic loading.

亀裂を有する管の許容曲げ荷重 P_b' を次式により算出した⁽¹⁷⁾.

$$P_b' = \frac{2\sigma_f}{\pi} \left(2\sin\beta - \frac{a}{t}\sin c \right) \quad (8)$$

$$\beta = \frac{1}{2} \left(\pi - \frac{ac}{t} - \pi \frac{P_m}{\sigma_f} \right) \quad (9)$$

膜応力 P_m としては5 MPaの内圧に相当する値を用いた。流動応力 σ_f は、平均308.5 MPa ($S_f/0.885$)⁽²⁾、 $COV = 0.1$ の分布を考慮した。算出された亀裂深さと損傷確率の関係は図11のようになった⁽²⁾。

3.4 損傷確率

亀裂進展後の亀裂深さ分布に対して、図11の関係を積分することで、UFと地震力に対する損傷確率を算出できる。図12に地震荷重と損傷確率の関係を示す。地震荷重が大きくなるほど損傷確率が増加している。設計限界である $2S_y$ における損傷確率はおよそ0.01%であった。一方、損傷確率に対するUFの影響はほとんど見られない。図11に示すように、損傷確率は亀裂深さにほとんど影響を受けない。極限荷重は、亀裂面における亀裂でない断面の面積（リガメントの面積）を用いて算出される。UFの変化に対応するリガメントの面積の変化は、管全体の断面積に対して限定的であったため、損傷確率はほとんど変化しなかった。UF = 2において、 $1.6S_y$ 以上で損傷確率が増加しているのは、亀裂進展による漏洩の影響による。

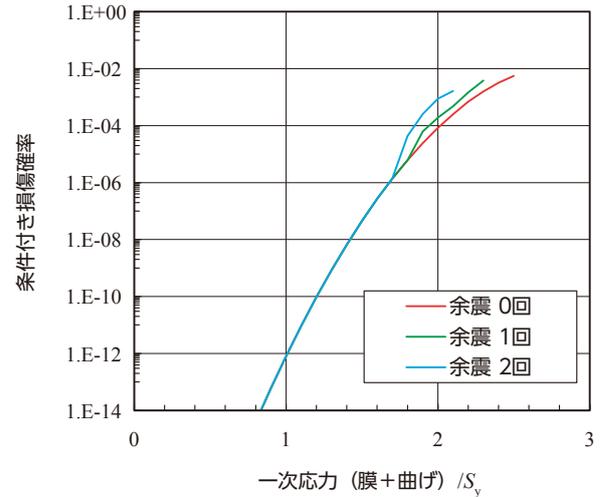


Fig. 13 Failure probability for various amplitudes of seismic loading (influence of aftershocks).

4. 考察

4.1 疲労寿命に及ぼす環境効果の考慮

本モデルでは環境効果については陽には考慮していない。用いる亀裂進展速度や疲労寿命は大気中の疲労試験の結果を適用している。実機の疲労劣化評価において、疲労寿命に対する環境効果は係数 F_{en} を用いて考慮され⁽²¹⁾、(大気中のUF) / F_{en} が評価に用いるUFとなり、これが本モデルの入力となることを想定している。 F_{en} は実験値のベストフィットとなるよう近似されている。もし、環境効果が F_{en} によって誤差なく考慮されているとすれば、本モデルにおいて環境効果は、亀裂進展の速度を F_{en} 倍していると解釈できる。その場合、環境効果は、UFと亀裂深さ分布の関係に影響を及ぼさないことになる。したがって、本モデルの検討では環境効果は陽には考慮していないが、実機の評価においては、環境効果を考慮したUFを本モデルの入力に用いても、大気中と同様に損傷確率が算出できる。

ちなみに、進展速度で考慮した標準偏差 10^{27} はPWR環境中の疲労亀裂進展試験のばらつきから決定した⁽⁸⁾。

4.2 地震荷重に対する余震の影響

地震評価においては、余震の影響も無視できない。図13は、余震による損傷確率の変化を示している。余震には、本震と同じ規模（繰り返しの一次応力、繰り返し数60回）を想定した。つまり、余震1回

の場合は、繰り返し数が120回になり、亀裂進展量が増えることになる。先のUFの影響と同様に、余震により亀裂進展量が増えても損傷確率はほとんど変化しない。負荷が大きくなると損傷確率が増加しているのは、亀裂進展量の増加による漏洩の発生による。つまり、余震は配管の破断ではなく、漏洩のリスクを高くしている。

4.3 機器設計における疲労劣化の妥当性

図12に示すように、損傷確率はUFにほとんど依存しなかった。UFが大きくなると、亀裂進展量が増えることから漏洩による損傷の発生が増加すると考えられるが、 $UF = 2$ においては、その影響はほとんど見られない。とくに、一次応力に対する設計限界は $2S_y$ であるが、実際の想定荷重はこれを大きく下回っていると想定される。そして荷重が $1.7S_y$ 以下では $UF = 2$ の損傷確率は $UF = 1$ とほぼ一致した。このことは、現状の $UF = 1$ の設計限界を $UF = 2$ としても、つまり現状の安全率20倍を10倍に変更しても、地震荷重に対する損傷確率には影響しないことを意味している。

5. 結言

UFと地震荷重の大きさを入力に機器（配管）の損傷確率を算出できる静的機器劣化損傷詳細モデルを構築した。モデルでは、確率論的破壊力学手法を適用したモンテカルロ計算により設計疲労線図（ $UF = 1$ の繰り返し数）を寿命のばらつきの -3σ と等価であるとして、UFに対する亀裂深さ分布を求めた。また、地震による繰り返し荷重による亀裂進展も考慮した。そして、亀裂深さに対する損傷確率を掛け合わせることで、UFに対する損傷確率を算出した。得られた結果は以下のように要約できる。

- (1) 亀裂進展解析によって実験の疲労寿命は再現できた。そして、寿命のばらつきの -3σ が、寿命に対する20倍の安全率とほぼ等価とすることができた。
- (2) UFに対する亀裂深さ分布は対数正規分布で近似できた。その平均とばらつき（COV）はひずみ範囲にほとんど依存せず、UFと分布定数の相関式を導くことができた。
- (3) 機器損傷確率は、UFにはほとんど依存せず荷重の大きさに対して単調増加した。設計限界で

ある $2S_y$ における損傷確率はおよそ0.01%であった。

- (4) 損傷確率は亀裂深さにほとんど依存しない。したがって、保全活動によって損傷を小さく（亀裂を小さく）する努力をしても、損傷確率の改善に対する寄与は小さい。
- (5) 損傷確率に対する余震の影響は顕著ではなかった。余震回数が多くなると漏洩の発生確率が大きくなる。つまり、余震は配管の破断ではなく、漏洩のリスクを高くしている。
- (6) 低サイクル疲労による経年劣化は地震発生時の配管漏洩の発生確率を増加させるが、配管の損傷確率に与える影響は小さいことから、レジリエンス評価手法の開発において静的機器の経年劣化を考慮する必要はないことが明らかとなった。

参考文献

- (1) 出町他, “原子力プラントにおけるレジリエンス評価法の開発（その1：原子力プラントの事故時安全性評価指標としてのレジリエンス指標の提案）”, 保全学, Vol. 15, No. 1 (2016), pp.65-70.
- (2) 中村隆夫, 釜谷昌幸, “原子力プラントにおけるレジリエンス評価法の開発（その2：静的機器の劣化要因に対する信頼性評価法の検討）”, 保全学, Vol. 15, No. 1 (2016), pp.71-76.
- (3) K. Hojo, S. Hayashi, W. Nishi, M. Kamaya, J. Katsuyama, K. Masaki, M. Nagai, T. Okamoto, Y. Takada and S. Yoshimura, “Benchmark analyses of probabilistic fracture mechanics for cast stainless steel pipe”, JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.3, DOI: 10.1299/mej.16-00083 (2016).
- (4) M. Kamaya and T. Nakamura, “Development of resilience evaluation method for nuclear power plant (part 2: development of failure probability assessment model for static components)”, E-Journal of Advanced Maintenance Vol.8-2, pp. 32-42 (2016).
- (5) M. Kamaya, M. Kawakubo, “Strain-based modeling of fatigue crack growth - An

- experimental approach for stainless steel”, *International Journal of Fatigue*, Vol. 44 (2012), pp. 131-140.
- (6) M. Kamaya and T. Nakamura, “Fatigue damage management based on postulated crack growth curve”, *E-Journal of Advanced Maintenance*, Vol. 7-1 (2015), pp.43-49.
- (7) 釜谷昌幸, 川久保政洋, “き裂成長予測による低サイクル疲労の損傷評価 (成長予測モデルの構築とその適用例)”, *日本機械学会論文集 A 編*, Vol. 78 (2012) pp.1518-1533.
- (8) 釜谷昌幸, “き裂成長予測による低サイクル疲労の損傷評価 (繰返し熱応力下での疲労寿命)”, *日本機械学会論文集 A 編*, Vol. 79 (2013) pp.1530-1544.
- (9) Y. Nomura, K. Tsutsumi, H. Kanasaki, N. Chigusa, K. Jotaki, H. Shimizu, T. Hirose and H. Ohata, “Fatigue crack growth curve for austenitic stainless steels in PWR environment”, *Proc. 2004 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference*, PVP-Vol. 480 (2004), pp.63-70.
- (10) M. Kamaya, M. Kawakubo, “Mean stress effect on fatigue strength of stainless steel”, *International Journal of Fatigue*, Vol. 74 (2015), pp. 20-29.
- (11) 日本機械学会, “発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2016年版)”, JSME S NC1-2016 (2016).
- (12) Chopra OK, Shack WJ. Effect of LWR coolant environments on the fatigue life of reactor materials. NUREG/CR-6909, ANL-06/08, USA, 2007.
- (13) EN Standards. Unified pressure vessels design. EN13445-3:2002, BSI; 2002.
- (14) M. Kamaya, M. Kawakubo, “Loading sequence effect on fatigue life of Type 316 stainless steel”, *International Journal of Fatigue*, Vol.81 (2015), pp.10-20.
- (15) Raju, I. S. and Newman, J. C. Jr., “Stress-intensity factors for internal and external surface cracks in cylindrical vessels”, *Journal of Pressure Vessel Technology*, Vol.104 (1982), pp.293-298.
- (16) 日本機械学会, “発電用原子力設備規格 材料規格 (2016年版)”, JSME S NJ1-2016 (2016).
- (17) 日本機械学会, “発電用原子力設備規格 維持規格 (2016年版)”, JSME S NA1-2016 (2016).
- (18) M. Kamaya, “Fatigue crack tolerance design for stainless steel by crack growth analysis”, *Engineering Fracture Mechanics*, Vol. 177, pp.14-32 (2017).
- (19) 原子力安全基盤機構, “原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 配管系終局強度”, 04基構報-0002 (2004), p4-8.
- (20) 三浦直樹, “き裂を有する配管の動的破壊評価法の開発”, *電力中央研究所研究報告書*, T47 (1997), p.39.
- (21) 日本機械学会, “発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法”, JSME S NF1-2006 (2006).