

# レジリエンス指標活用における 静的劣化要因に対する機器信頼性評価の検討

## Study on Reliability Analysis for Degradation of Static Components in the Application of Resilience Index

大阪大学 中村 隆夫 Takao NAKAMURA Member  
原子力安全システム研究所 釜谷 昌幸 Masayuki KAMAYA Member

Resilience index is proposed to be applied to evaluate safety performance in severe accident of nuclear power plant. This study developed the failure probability model of equipment by low-cycle fatigue and applied the model to the reliability analysis for degradation of static components in resilience index,

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

### 1. はじめに

事故時における原子力発電所の安全確保上重要なのは、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 (AM)によりいかに早く必要なレベルまで回復できるかにある。そこで、原子力発電所の事故時における安全機能の信頼度を経年変化と保全の効果を取り入れて簡易かつ定量的に評価するため「レジリエンス指標」が提案され、その策定手法の開発が進められている。[1]

本研究では、レジリエンス指標を活用するため、低サイクル疲労による構造物損傷確率モデルを作成し、静的劣化要因に対する機器信頼性評価への適用性について検討した。

### 2. 静的機器の経年劣化要因

#### 2.1 静的機器の事故時の信頼性評価において考慮すべき経年劣化事象の選定

経年劣化事象のうち、AM評価(第4層)で考慮すべき事象(荷重)の選定を行った。

まず、日本原子力学会標準「高経年化対策実施基準」[2]に規定されている経年劣化事象について、静的機器の損傷要因が機能喪失につながるおそれのある要因を検討し、低サイクル疲労と高サイクル熱疲労を第一候補として選定することとした。また、中性子照射脆化と2相ステンレス鋼の熱時効については、疲労に与える材料特性とし

て考慮することとし、それ以外の事象については疲労事象に影響を与えないため、評価対象から外すこととした。

次に日本原子力学会標準に規定されていない劣化事象についても、評価において考慮すべきかどうか検討した。

##### ①応力腐食割れ(SCC)

設計上の原因により発生する事象であり、発生確率を評価することが困難なため評価対象から外す。(検査で見つかった場合は評価対象とする)

##### ②配管減肉(FAC及びLDI)

配管減肉管理により、必要最小厚さを確保していることが確認されているため、評価対象の劣化事象から外す。(重要な安全機能を有する部位に有意な減肉が見つかった場合は評価対象とする。)

##### ③機械振動及び流体振動疲労

設計上の配慮及び振動モニタリング等により対策が取られているが、発生個所の特定及び発生確率の評価が困難なため、評価対象の劣化事象から外す。

#### 2.2 静的機器の信頼性評価に影響を与える外部事象

原子力規制委員会の審査資料にて取り扱われている影響評価対象の外部事象は、地震、津波、竜巻、火山、火災、溢水、外部火災(森林火災他)、不法侵入である。[3]

この中から、事故荷重として影響評価の対象とする外部事象として「地震」を選定した。これ以外の外部事象は、疲労評価に有意な影響を与えないため影響評価対象から外すこととした。

連絡先: 中村 隆夫、〒565-0871 大阪府吹田市山田丘  
2-1 大阪大学大学院工学研究科、  
nakamura@see.eng.osaka-u.ac.jp

## 2.3 静的機器の経年劣化の影響を受ける重大事故対処設備

3 ループPWR プラントを対象に運転中原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故として選定されている8 事故シーケンス[3]について、その安全機能が期待され

ている重大事故対処設備を抽出し、その中から経年劣化事象(疲労)と関連する設備について Table 1 に整理した。

この結果、事故時の経年劣化の影響評価の対象とする重大事故対処設備として、余熱除去系統設備と給水系統を選定した。

Table 1 The Relationship between Significant Components to be used in Core Damage Accident and Degradation Phenomena

事故シーケンスの名称	重大事故等対処設備	経年劣化 (疲労) と関連する設備	経年劣化の考慮
a. 2 次冷却系からの除熱機能喪失	① 加圧器逃がし弁 ② 充てん/高圧注水ポンプ ③ 燃料取替用水タンク ④ 余熱除去ポンプ	余熱除去系統	・低 (高) サイクル疲労
b. 全交流動力電源喪失	① タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水タンク ② 常設電動給水ポンプ ③ 大容量空冷式発電機、燃料取替用水タンク ④ 充てん/高圧注水ポンプ、余熱除去ポンプ、再循環サンブ	給水系統 (補助給水系) 余熱除去系統、	・流れ加速型腐食、 ・低 (高) サイクル疲労
c. 原子炉補機冷却機能喪失	全交流動力電源喪失と同じ。	全交流動力電源喪失と同じ。	全交流動力電源喪失と同じ。
d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失	① 原子炉補機冷却水サージタンク用窒素ポンプ、格納容器再循環ユニット、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水サージタンク等 ② 充てん/高圧注水ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器再循環サンブ等	余熱除去系統、	・低 (高) サイクル疲労
e. 原子炉停止機能喪失	① 主蒸気隔離弁、補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水タンク ② 充てん/高圧注水ポンプ、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、主蒸気逃がし弁、余熱除去ポンプ等	給水系統 (補助給水系) 余熱除去系統	・流れ加速型腐食 ・低サイクル疲労 ・低 (高) サイクル疲労
f. ECCS 注水機能喪失	① 補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水タンク等 ② 余熱除去ポンプ、燃料取り換え用水タンク、 ③ 余熱除去ポンプ、再循環サンブ	給水系統 (補助給水系) 余熱除去系統	・流れ加速型腐食 ・低 (高) サイクル疲労
g. ECCS 再循環機能喪失	・格納容器スプレイ系、格納容器再循環サンブ等	該当なし。	該当なし。
h. 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損)	① 充てん/高圧注水ポンプ、燃料取り換え用水タンク、補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水タンク、主蒸気逃がし弁、加圧器逃し弁等 ② 余熱除去ポンプ	給水系統 (補助給水系) 余熱除去系統	・流れ加速型腐食 ・低 (高) サイクル疲労

## 3. 低サイクル疲労による機器の経年劣化モデル

### 3.1 静的故障要因に対する確率評価モデル

低サイクル疲労を対象とした経年劣化モデルの検討に当たり、現状の設計ベース (規制で使用している設計建設規格による疲労評価) [4]に基づく場合、国際的に適用されている ASME 規格の欠陥許容基準 (Sec.XI Appendix L) [5]に基づく場合、更に最も現実的な仮想き裂成長曲線 [6]を使用した場合の 3 ケースについて評価モデルの検討を行い、Table 2 に取りまとめた。

これを元に、事故時の重大事故対処設備の経年劣化の評

価においては経年劣化分の UF に想定を超える地震により発生する荷重による UF を加え、UF=1 を超えなければ疲労損傷は発生しないこととする。また、UF=1 となった時点でき裂の発生を想定し、UF>1 では UF の増加ではなく仮想き裂成長曲線に基づいて、き裂の成長量を評価し最終き裂深さを求め、このき裂深さに対して地震荷重による損傷確率を評価することとした。

### 3.2 保全活動・検査の扱い

静的機器においては、経年劣化を評価により健全性を確認する場合と、検査により確認する場合がある。例えば、

Table 2 Evaluation Model for Degradation of Static Components by Low-cycle Fatigue

	A. 設計建設規格・維持規格をベースとした評価	B. 米国規格 (ASME Sec.XI Appendix L) をベースとした評価	C. 仮想き裂成長曲線に基づく評価
保守性	保守性が大きい		
1.経年劣化事象の抽出	詳細かつ現実に近い		
1.経年劣化事象の抽出	<ul style="list-style-type: none"> <li>PLM 標準等から抽出した経年劣化事象を基に評価対象とする事象の選定の考え方を整理し、評価対象事象を選定する。</li> <li>低サイクル疲労を主要経年劣化事象とし、他の事象については必要に応じて影響を考慮する。</li> </ul>		
2.経年劣化モデルの作成	<ul style="list-style-type: none"> <li>PLM 評価で得られた UF を用いて評価し、疲労の累積により UF は増加していくが 1 以下なら機能は確保される。UF=1 で機能喪失とする評価モデルとする。(第 3 層まで)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>UF が 1 以下なら左記と同様。</li> <li>UF=1 で当該部位の非破壊検査を行い、欠陥がなければ評価不要欠陥を想定し、運転荷重によりき裂が貫通か不安定破壊するまでは機能は確保される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>き裂成長モデルについては、昨年度までの高経年化高度化研究の成果を活用し、仮想き裂成長曲線をベースにして、時間経過とともに微小なき裂が発生・成長するモデルを構築する。</li> </ul>
3.保全活動・検査の考慮	<ul style="list-style-type: none"> <li>供用中検査を実施しているが、疲労評価結果とリンクしていないため、保全活動(検査)の効果は考慮しない。</li> <li>供用中検査でき裂が見つかった場合は運転荷重によるき裂進展評価を行い、き裂が漏えいあるいは不安定破壊はなければ機能は確保される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>UF の高い部位に対して、非破壊検査を実施し、欠陥が無ければ、そこに評価不要欠陥を考える。更にその後の運転によるき裂進展を加えて、そのき裂が運転荷重などにより漏えいあるいは不安定破壊に至ることを以て機能喪失確率とする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>検査によりき裂が見つからなかった場合、仮想き裂成長曲線を用いて余寿命を推定する。</li> <li>検査でき裂が見つかった場合も、仮想き裂成長曲線から余寿命を推定する。</li> </ul>
4.機器の耐力評価(機能喪失の判断基準)	<ul style="list-style-type: none"> <li>UF=1 で機能喪失とする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本的に UF=1 で機能喪失とする。</li> <li>ただし、UF=1 となっても、非破壊検査でき裂が発見されない場合、評価不要欠陥に対し漏えいあるいは不安定破壊に至る運転荷重を持って機能喪失とする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>き裂が進展し、貫通漏洩するか、地震荷重や運転荷重で不安定破壊する限界寸法に達した時点で機能喪失とする。</li> </ul>
5.荷重発生確率の評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>評価対象の荷重として、設計想定を超える地震時の発生による荷重を想定する。</li> <li>地震荷重の場合、現在の規制では一次応力が制限となり、UF=1 となる前に延性破壊するため、経年劣化は影響しないが、ここでは JEAC4601 ベースの疲労評価が適用できると考える。</li> <li>評価対象部位に想定を超える地震発生により生じる荷重とその発生確率を評価する。</li> </ul>		
6.機器の故障(破損)確率の評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>第 4 層における評価においては経年劣化分の UF に、想定を超える地震により発生する荷重による UF を加え、UF=1 を超えなければ疲労損傷は発生しないとする。</li> <li>UF=1 となった時点でき裂の発生を想定し、UF&gt;1 では UF の増加ではなくき裂の成長量を評価して最終き裂深さを求める。このき裂深さに対して地震荷重による損傷確率を評価する。</li> <li>検査を実施した場合は、欠陥が無ければ、そこに評価不要欠陥を考える。更にその後の運転によるき裂進展を加えて地震による荷重により漏えいあるいは不安定破壊に至る発生確率を以て機能喪失確率とする評価モデルを考え、それと前段の評価モデルを比較し、大きい方の確率を採用する。</li> </ul>		
	<ul style="list-style-type: none"> <li>第 4 層において経年劣化分の UF を仮想き裂成長曲線から、き裂寸法に置き換える。熱応力及び地震荷重を加えることで、き裂が進展し、貫通漏洩するか、地震荷重で不安定破壊する限界寸法に達するを以て機能喪失とし、その確率を評価する。</li> <li>検査を実施した場合は、欠陥が無ければ、検出確率を元にき裂の存在確率を評価し、き裂が存在すれば、それを基に更に運転荷重及び地震荷重によるき裂の進展及び不安定評価を行い、それが漏えい貫通するか不安定破壊することをもって機能喪失とし、その確率を評価する。</li> </ul>		

高サイクル熱疲労においては、劣化評価と検査を組み合わせた保全活動が行われているが、低サイクル疲労については、疲労累積係数(UF)による劣化評価及び管理が行われており、検査と組み合わせた保全活動は行われていない。

今回、疲労のうち低サイクル疲労を経年劣化事象の代表例として検討を行う際には、欠陥が無ければ、そこに評価不要欠陥を考え、更にその後の運転によるき裂進展を加えて地震による荷重により漏えいあるいは不安定破壊に至る発生確率を以て機能喪失確率とすることも考えられるが、現行では疲労累積係数の評価をもって保全活動として扱い、疲労評価に基づく検査は

要求されていないことから、検査を実施して欠陥が見つからなければ UF=0 として評価することとする。

## 4. 低サイクル疲労による機器の故障確率評価手法

### 4.1 静的機器劣化損傷モデル

経年劣化の影響を考慮した機器の故障確率を算出するため、機器の劣化、およびハザードレベル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。

(1) モデルの概要

機器の損傷確率を算出するため、まず、ハザードレベルと疲労蓄積量の関係を導く (Fig.1 参照)。また、疲労蓄積量をそれと等価な寸法のき裂に置き換えることで、ハザードレベルとき裂を起点とした損傷の確率を算出する (Fig.2 参照)。そして、ハザードレベルと疲労蓄積量、疲労蓄積量と損傷確率の関係を組み合わせることで、ハザードレベルと損傷確率の関係、つまり静的機器劣化損傷モデル (フラジリティ曲線) を構築する (Fig.3 参照)。

本モデルでは、設計想定内では機器は損傷しないことを前提とする。つまり、設計想定 ( $S_s$  地震) を超える地震動が評価対象となる。

(2) ハザードレベルと疲労蓄積量との関係 (Fig.1 参照)

経年劣化により、大きさ  $UF_0$  ( $UF_0 < 1$ ) の疲労が蓄積していることを想定する。ハザード (地震荷重) 発生後の疲労蓄積量は、 $UF_0$  とハザードによる疲労蓄積量  $UF_a$  の和となる。つまり、疲労蓄積量 ( $UF_0 + UF_a$ ) とハザードレベルの関係が Fig.1 のように求まる。

(3) 疲労蓄積量と損傷確率の関係 (Fig.2 参照)

疲労蓄積量をき裂寸法に置き換えることで、き裂を起点とした破壊 (損傷) の確率を算出する。なお、 $UF_0 + UF_a < 1$  であれば破損は発生しない (設計の想定内では機器の損傷は発生しない)。  $UF_0 + UF_a > 1$  の場合の損傷確率の算出方法は以下による。

- ・ハザードによって疲労が蓄積し、 $UF_0 + UF_a = 1$  となった時点で、き裂深さ  $a_0$  のき裂が発生させる。
- ・  $UF_0 + UF_a > 1$  となる場合は、 $UF_a$  ではなく、き裂寸法を増加させ、最終的なき裂深さ  $a_f$  を得る。
- ・き裂深さ  $a_f$  のき裂が存在する配管に対して破壊 (損傷) 確率を算出する。ここで、材料の強度 (流動応力) にはばらつきを考慮する。
- ・き裂深さを、それと等価な疲労蓄積量に置き換えることで、疲労蓄積量と損傷確率の関係を求める。

(4) 静的機器劣化損傷モデル (Fig.3 参照)

ハザードレベルと疲労蓄積量、疲労蓄積量と損傷確率の関係を組み合わせることで、ハザードレベルと損傷確率の関係、即ち静的機器劣化損傷モデル (フラジリティ曲線) を作成する。実際の機器の損傷確率は、Fig.3 のフラジリティ曲線とハザード (地震) の発生確率の積となる。

経年劣化によって初期の疲労蓄積量  $UF_0$  が大きくなると、ハザード後のき裂寸法が大きくなり、損傷確率

が増加する。逆に、点検や補修によって  $UF_0$  を小さく想定できれば、損傷確率を低下させることが可能となる。このように、本モデルを用いることで、疲労劣化した構造物に対する保全の効果も、損傷確率の変化として定量的に評価できるようになる。

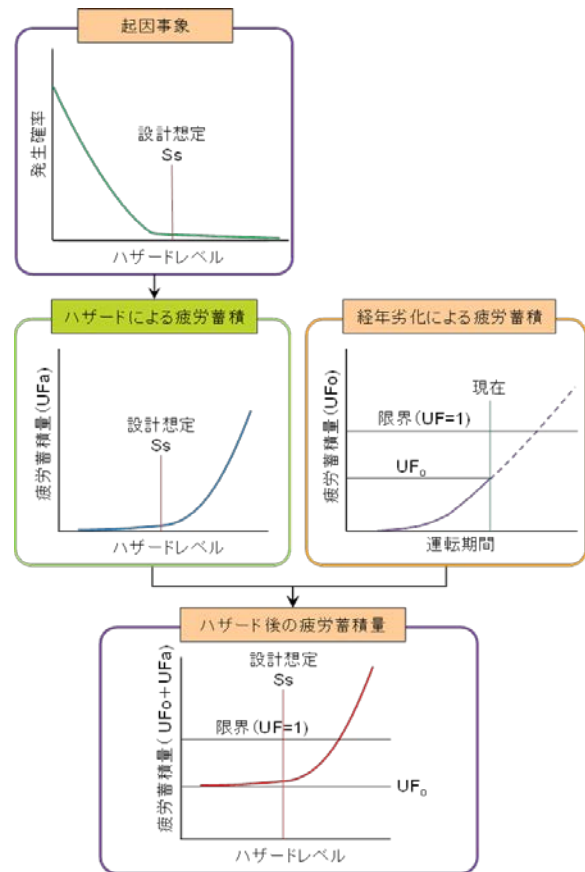


Fig.1 Relationship between Hazard Level and Cumulative Usage Factor

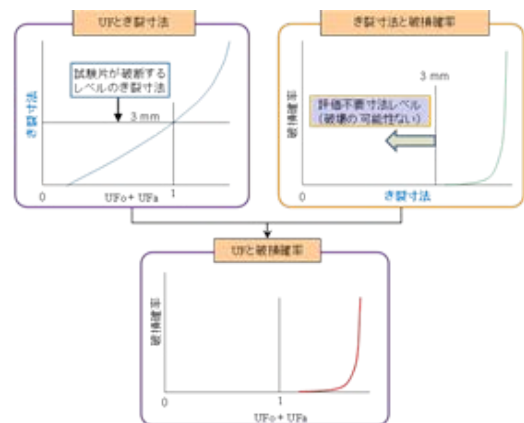


Fig.2 Relationship between Cumulative Usage Factor and Damage Frequency

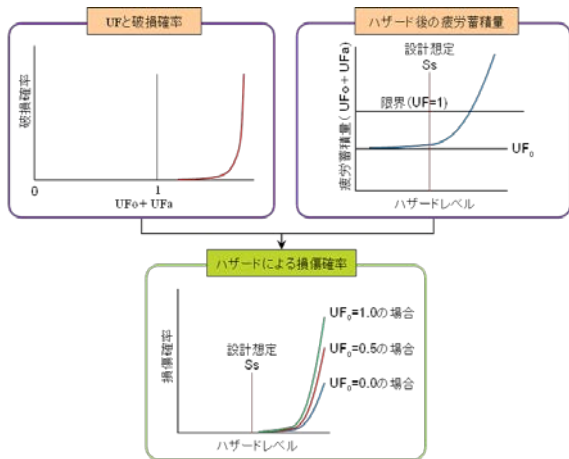


Fig.3 Fatigue Failure Model of Static Components

## 4.2 余熱除去系統配管に対する静的機器損傷劣化モデル

PWR プラントの余熱除去系統配管(クラス 2)を例に評価モデルを作成した。主な評価条件は以下の通り。

### (1) 配管仕様

- ・ 寸法  $\phi$  267.4mm  $\times$  t 15.1mm(Sch80)
- ・ 材料 SUS304TP
- ・ 温度 200°C 圧力 5MPa

### (2) 荷重条件

一次応力(Pm+Pb)として  $\alpha S_y$  の大きさの荷重を想定する。このとき、Pm には内圧による軸力を想定する。JEAC4601[7]で規定される許容応力値は  $\alpha = 2$  となる。

### (3) ハザードレベル(一次応力)と疲労蓄積量(き裂寸法)の関係

- ・  $UF_0$  の想定  
評価の簡素化のため、 $UF_0 = 1$  とし、検査や保全を実施すると  $UF_0 = 0$  となる。
- ・ き裂成長量の計算  
初期き裂深さは 3 mm とし、長さは 6 mm の周方向のき裂を想定する[8]。地震荷重による繰返し数は 60 回とする[9][10]。
- ・ ハザードレベルとき裂寸法の関係  
想定するハザードレベルに対する進展後のき裂深さ  $a_f$  は Fig.4 のように求まった。

### (4) 疲労蓄積量(き裂寸法)と損傷確率の関係

損傷モードは塑性崩壊を想定し、破壊荷重は維持規格[11]にしたがって算出した。ただし、流動応力は実力値にばらつき COV(標準偏差/平均値)を考慮した。曲げ応力 Pb を負荷した時のき裂深さと条件付損傷確率(き

裂が存在した場合の損傷確率) の関係を Fig.5 に示す。

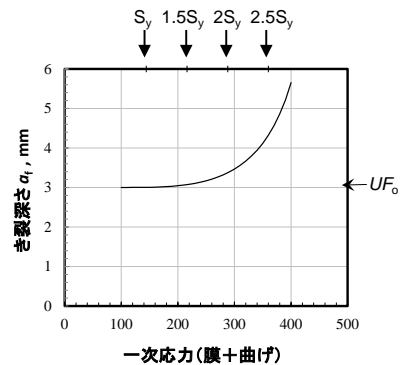


Fig. 4 Relationship between Hazard Level and Crack Size

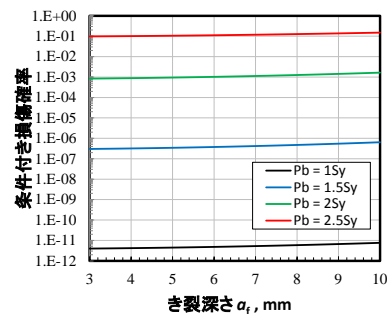


Fig. 5 Relationship between Crack Size and Failure Probability

### (5) ハザードレベルと損傷確率の関係

Fig.4 と Fig.5 を組み合わせることで、ハザードレベルと条件付き損傷確率(深さ  $a_f$  のき裂が存在した場合の損傷確率)の関係が Fig.6 のように求まった。

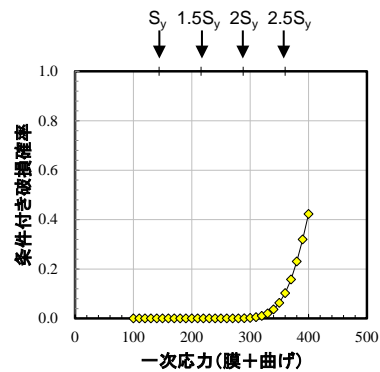


Fig. 6 Relationship between Hazard Level and Failure Probability

### (6) 計算条件の損傷確率に及ぼす影響

Fig.7 と Fig.8 に管径を変化させた場合の損傷確率の変化(管径比は一定)、流動応力の COV を変化させた場合の損傷確率の変化をそれぞれ示す。管径や管径比は、損傷確率にほとんど影響しないことがわかる。一方、

流動応力の COV によって、損傷確率が大きく変化している。以上のことから、COV や内圧を決定すれば、損傷確率は管形状にかかわらず 1 本のモデルで近似することが可能と考えられる。

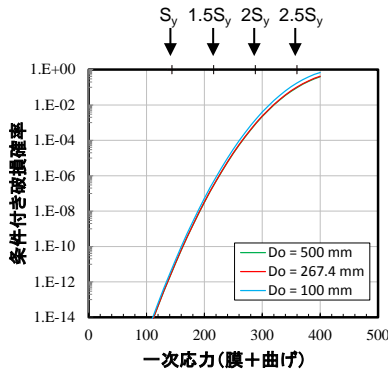


Fig. 7 Relationship between Hazard Level and Failure Probability (Effect of Pipe Size)

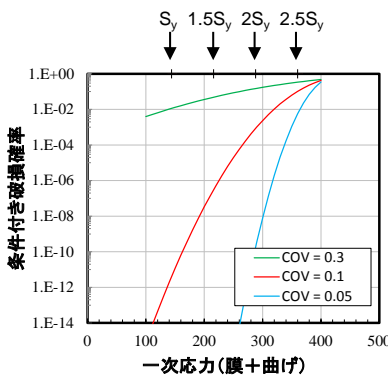


Fig. 8 Relationship between Hazard Level and Failure Probability (Effect of COV)

## 5. まとめ

- (1) 原子力発電所の事故時における安全機能の信頼度を経年変化と保全の効果を取り入れて簡易かつ定量的に評価するための「レジリエンス指標」活用を目的に、低サイクル疲労による構造物損傷確率モデルを作成し、静的劣化要因に対する機器信頼性評価への適用性について検討した。
- (2) 静的機器の経年劣化要因として低サイクル疲労を、外部事象として地震を評価対象に選定し、これを基に、低サイクル疲労による機器の劣化モデルを検討した。
- (3) 事故時に重大事故対処設備は、経年劣化分の UF に想定を超える地震により発生する荷重による UF の増加を加え、UF=1 となった時点でき裂の発生を想定し、UF>1 では UF の増加ではなくき裂の成長量を評価して最終き裂深さを求め、このき裂深さに対して地震荷重による損傷確率を評価することとした。

(4) 具体的な評価モデルの検討では PWR プラントの余熱除去系統配管を評価対象例として選定した。経年劣化の影響を考慮した機器の故障確率を算出するため、機器の劣化、およびハザードレベル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し、損傷確率を算出した。

## 謝辞

本研究は、原子力規制委員会、原子力規制庁からの受託研究である、「高経年化技術評価高度化事業」の一部として実施した成果である。ここに記して謝意を表す。

## 参考文献

- [1] 出町他, 原子力発電所のシステム安全評価のためのレジリエンス指標の提案, 日本原子力学会 2015 年春の年会、講演番号 I14 (2015).
- [2] 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:2010 (追補 1), 日本原子力学会(2010).
- [3] 「九州電力(株)川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書に関する審査書 (案)」 ([http://www.nsr.go.jp/procedure/public\\_comment/bosyu140716.html](http://www.nsr.go.jp/procedure/public_comment/bosyu140716.html)), 原子力規制委員会
- [4] 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 設計・建設規格, JSME S NC1-2012 (2012).
- [5] ASME, ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI, New York, USA (2010).
- [6] M. Kamaya and T. Nakamura, “A flaw tolerance concept for plant maintenance using virtual fatigue crack growth curve”, Proceedings of the ASME 2013 Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2013-97851 (2003).
- [7] 日本電気協会, 原子力発電所耐震設計技術規定, JEAC4601-2008 (2008).
- [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) p.1530-1544.
- [9] 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.
- [10] 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), p39.
- [11] 日本機械学会, 発電用原子力設備規格維持規格, JSME S NA1-2012 (2012), 日本機械学会.