

欠陥サイジング性能が原子力配管の信頼度に及ぼす影響

Study on Reliability of Nuclear Piping Considering Defect Sizing Performance

株式会社 テプコシステムズ 町田 秀夫 Hideo MACHIDA Member

This study was performed to clarify the effect of defect sizing performance on the reliability of the piping applied 'Rules on Fitness for Service.' Probabilistic fracture mechanics analyses with parameters of defect sizing error of ultrasonic test were performed, and the relation between the reliability of piping and the defect sizing error was evaluated. The reliability of piping applied 'Rules on Fitness for Service' is equal to that of which the all of defects are repaired, if the sizing error is considered in the crack stability assessment.

Keywords: Rules on Fitness for Service, PFM, Defect Sizing, Unstable Fracture, Probability, NDT

1. 緒言

2003年の10月より、原子力発電設備に対する維持規格[1]（以降、維持規格と呼ぶ）の利用が可能となった。維持規格の適用により、検査により機器に欠陥が検出された場合、その欠陥の挙動を評価した上で安全上支障がなければ補修や交換を行わずに継続利用できるようになった。これまでは欠陥を評価する規定が存在しなかったため、原子力発電プラントの機器に欠陥が検出された場合、検出された欠陥はすべて補修された上で無欠陥状態に戻し、設計に用いる規格[2]に基づいて健全性が評価されていた。これを受け、これまでの確率論的破壊力学解析（PFM）では、欠陥を検出した場合にはそれらをすべて補修するシナリオに基づいて破損確率を計算していた。この計算では検査における欠陥検出確率に基づいてサンプルの存在確率をコントロールすることにより、破損確率を計算していた[3]。しかし、維持規格が導入された場合、欠陥が検出できた場合でもそれが安全上問題とならない寸法であると判断された場合には継続運転が許容されるため、欠陥の検出性ばかりでなく、欠陥のサイジング性能も信頼性に影響を及ぼす。

本研究では維持規格を導入したプラント運用を想定し、欠陥サイジング性能が配管破損確率に及ぼす影響について検討した。

2. 欠陥サイジング性能の評価方法

2002年度に沸騰水型原子炉（BWR）のシュラウドや再循環系（PLR）配管に応力腐食割れ（SCC）による欠陥が検出されて以来、欠陥のサイジングについて多くの検討が実施されているが、検査手法、欠陥の大きさ、位置などによって欠陥サイジングに大きなばらつきがあることが判ってきた[4]。PLR配管にSCCによる欠陥が検出された後、欠陥サイジング性能に関する研究が実施され、原子力安全・保安院よりの評価における欠陥寸法の考え方が提案された[5]。ここでは、欠陥サイジング性能は欠陥の大きさに依存しない正規分布で表されている。本研究ではこれに習い、欠陥サイジング性能の正規分布でモデル化した。

維持規格を適用し、欠陥サイジング性能の影響を確PFMコードに組込む場合の基本的な考え方をFig. 2に示す。通常のPFM解析では、破損評価や欠陥検出確率の評価において、確率密度関数で定義される初期欠陥寸法やそれが進展した後の寸法を用いる。これは欠陥サイジング性能に左右されないき裂寸法（真のき裂寸法）に基づく評価である。一方、維持規格を適用して運転継続が可能であるか補修を行うかの判断は、非破壊検査で計測されたばらつきを含む欠陥寸法（認識き裂寸法）を用いて評価される。欠陥のサイジング評価が入ることによって生じるこれら二つのき裂寸法の差が、維持規格を導入し欠陥を許容した状態で運転を行う場合と、検出された欠陥をすべて補修する従来の運用を行った場合で、破損確率の差となって現れる。た

連絡先：町田秀夫、〒135-0034 東京都江東区永代2-37-28 澁澤シティプレイス永代、(株)テプコシステムズ 原子力エンジニアリング部、電話：03-5814-5430、e-mail：machida-hideo@tepsys.co.jp

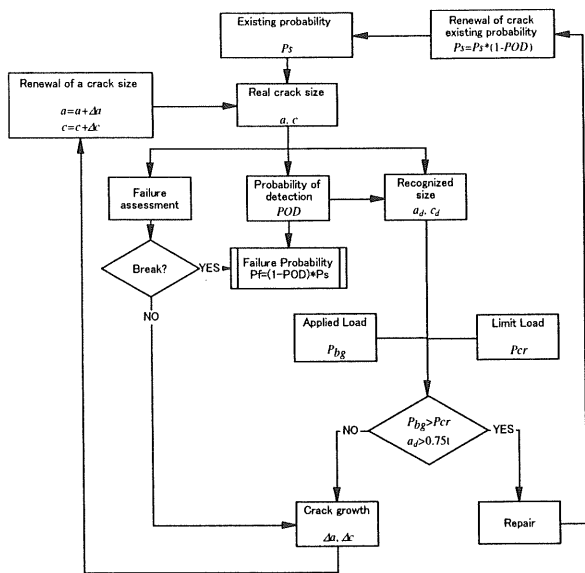


Fig.2 PFM considering Rules on Fitness-for-Service

ただし、維持規格では、き裂の安定性評価において安全率を見込むため、安全率が欠陥サイジング性能をカバーすれば、これらの破損確率に有意な差は生じず、欠陥サイジング性能が安全上有意でなくなる。維持規格を適用した場合、補修を行うか否かの判断は、き裂の深さと安定性評価結果に基づいて行われる。評価期間の末期において一次曲げ応力 P_b が以下に示す許容曲げ応力 S_C 未満であるか、き裂深さが板厚の 75% であれば、継続運転が可能となる[1]。

$$S_C = \frac{1}{SF} \left(\frac{P_b'}{Z} - P_e \right) - P_m \left(1 - \frac{1}{Z \cdot SF} \right) \quad (1)$$

ここで、 P_b' は塑性崩壊時の曲げ応力、 P_e は熱膨張応力、 P_m は一次膜応力、 SF は安全率、 Z は Z 係数である[1]。

3. 欠陥サイジング性能の影響評価

維持規格のき裂安定性評価では、許容状態 A, B に対して 2.77、許容状態 C, D に対して 1.35 の安全率が、一次応力に対して考慮される。一方、二次応力（熱膨張応力）に対しては安全率が考慮されないため、本研究では一次応力のみが作用する場合と、主として二次応力が作用する場合の 2 ケースについて、欠陥サイジング性能が配管の破損確率に及ぼす影響を検討した。

3.1 評価条件

疲労によるき裂進展を想定して、欠陥サイジング性

能が配管の破損確率に及ぼす影響を評価した。解析対象は、BWR の主蒸気管を想定し、Table 1 に示す 3 種類（小、中、大口径配管）を想定する。

Table 1 Analyzed pipe

Pipe	4B	16B	26B
Diameter [mm]	114.3	406.4	660.4
Thickness [mm]	11.1	26.2	33.3

初期き裂には、配管周方向の表面き裂を仮定する。初期き裂の深さには、評価の保守性を考慮して W. Marshall の指数分布[6]を用いる。

$$f(a) = \frac{\exp\left(-\frac{a}{6.25}\right)}{6.25} \quad [a:\text{mm}] \quad (2)$$

ここで、 a は真のき裂深さである。アスペクト比の分布には、以下の対数正規分布を用いる[7]。

$$f(\beta) = \frac{1}{0.5382 \beta \sqrt{2\pi}} \exp\left\{-\frac{1}{2} \left[\frac{\ln(\beta/1.336)}{0.5382} \right]^2\right\} \quad (3)$$

ここで、 β はアスペクト比、 c は真のき裂半長である。配管材料は STS410 とし、300℃ の条件で設計基準ベースの材料物性値を定義した[2]。解析に用いた材料定数を Table 2 に示す。

Table 2 Material properties of pipes

Flow stress	$\sigma_f = 293[\text{MPa}]$
Design stress intensity	$S_m = 123[\text{MPa}]$
Modulus of elasticity	$E = 185[\text{GPa}]$

き裂進展評価用荷重は、Table 3 に示す BWR の主蒸気系配管の LBB 評価におけるき裂進展評価に用いられる荷重を用いる[8]。

Table 3 Fatigue crack-growth analysis conditions

No.	Freq. [year ⁻¹]	Membrane stress [MPa]		Bending stress [MPa]	
		Min.	Max.	Min.	Max.
1	7	0	123	0	0
2	18	49.2	184.5	0	0
3	320	92.2	123	0	0
4	8	0	0	-123	123
5	16	0	0	-61.5	61.5
6	330	0	0	-12.3	12.3

破壊力学パラメータには、Raju-Newman の平板の半楕円き裂に対する応力拡大係数[9]を用いる。き裂進展速度は、維持規格[1]に基づき、応力拡大係数範囲 (ΔK [MPa \sqrt{m}]) に対して以下の Paris 則を用いて求める[8]。

$$\frac{da}{dN} = 1.738 \times 10^{-13} \Delta K^{5.95} \quad (\Delta K < 13.2) \quad (4)$$

$$\frac{da}{dN} = 5.325 \times 10^{-9} \Delta K^{1.95} \quad (\Delta K \geq 13.2) \quad (5)$$

本評価では、き裂が板厚を貫通するまでき裂進展解析を行う。き裂貫通後のき裂進展計算は実施せず、貫通に至ったサンプルはその時点で計算を終了する。不安定破壊の判定は貫通の判定に先立って実施し、不安定破壊に至ったサンプルはその時点で計算を終了する。また、補修後の破損については考慮しない。真のき裂に対するき裂安定性評価は、式(1)において安全率 SF を 1.0 とし、真のき裂深さ a と真のき裂半角度 θ を用いて評価する。

欠陥検査として供用前検査 (PSI) と供用中検査 (ISI) を実施する。ISI は、維持規格におけるクラス 1 機器に対する検査割合を参考にし、10 年で 100% の割合で実施する。欠陥の見逃し確率は真のき裂寸法を用いて以下の式で評価する[7]。

$$PND = \frac{1}{2}(1-\varepsilon) \left[1 - \frac{2}{\sqrt{\pi}} \int_0^{\sqrt{\ln(A/A^*)}} e^{-t^2} dt \right] + \varepsilon \quad (6)$$

$$A = \begin{cases} \frac{\pi}{2} ac & (2c \leq D_B) \\ \frac{\pi}{4} aD_B & (2c > D_B) \end{cases}$$

$$A^* = \frac{\pi}{4} a^* D_B, \quad \varepsilon = 0.005, \quad D_B = 25.4 \text{ mm},$$

$$V = 1.33, \quad a^* = 6.35 \text{ mm}$$

本研究では欠陥サイジング性能として、正規分布を仮定し、その標準偏差を 1.0~3.0mm の範囲でパラメータとした。

き裂安定性評価用荷重は、一次応力のみが作用する場合 (Load-A) と、熱膨張応力に代表される二次応力が主に作用する場合 (Load-B) の 2 ケースを想定する。配管の場合、評価部位において弾性追従が大きい場合には熱膨張応力も一次応力的に振舞い、塑性崩壊が生じる場合が想定される。このため、き裂安定性評価を

保守的に行う場合には熱膨張応力を一次応力と見なす場合がある。破断前漏えい (LBB) 評価においてもこのような保守的な想定が採用されている[8]。一次応力のみが作用する場合 (Load-A) は、許容状態 A および B に対する一次応力制限[2]を参考に、安定性評価荷重として、膜応力 $P_m = 0.5Sm$ 、曲げ応力 $P_b = Sm$ を考慮した。

二次応力が主に作用する場合 (Load-B) の応力条件は Table 4 のように想定した。

Table 4 Crack stability assessment conditions (Load-B)

Stress	Stress [MPa]		
	4B	16B	26B
P_m	23.2	34.9	44.6
P_b	5.0	5.0	5.0
Q_b	139.4	109.4	91.1

ここで、一次膜応力 P_m は内圧による応力であり、BWR における一次系の最高使用圧力から 9 MPa を想定して算出した。一次曲げ P_b 応力は、実機における自重に対する応力の実績から 5 MPa と想定した。二次曲げ応力 Q_b は熱膨張による応力を $3Sm$ と想定し、最大熱膨張応力が多くの場合エルボで発生することから、エルボの応力係数 C_2 を用いて以下の式から算出した[2]。

$$Q_b = \frac{3Sm}{C_2} \quad (7)$$

ここで、応力係数 C_2 はスケジュール 80 のロングエルボを想定して算出した。式(1)では、安全率は一次応力にのみ考慮され、熱膨張応力には考慮されない。このため、Table 4 のように熱膨張応力が大きく、一次応力が小さな実機プラントに近い応力条件を想定した場合、欠陥サイジング性能の効果が大きく現れる。

3.2 評価結果

(1) 欠陥寸法にサイジング性能を考慮しない場合

評価用の欠陥寸法にサイジング性能を考慮せず、認識寸法をそのまま用いて評価する場合の安全率と破損確率の関係について検討した。

き裂安定性評価用荷重として一次応力のみを考慮した Load-A において、検出したすべての欠陥を補修する場合の破損確率の経時変化を Fig. 2 に示す。この場合、PSI および 10 年毎の ISI を実施するため、運転中の破損確率の上昇は顕著ではない。40 年後の条件付累積破断確率は、4B 配管で 1.4×10^{-3} [1/crack]、16B 配管で

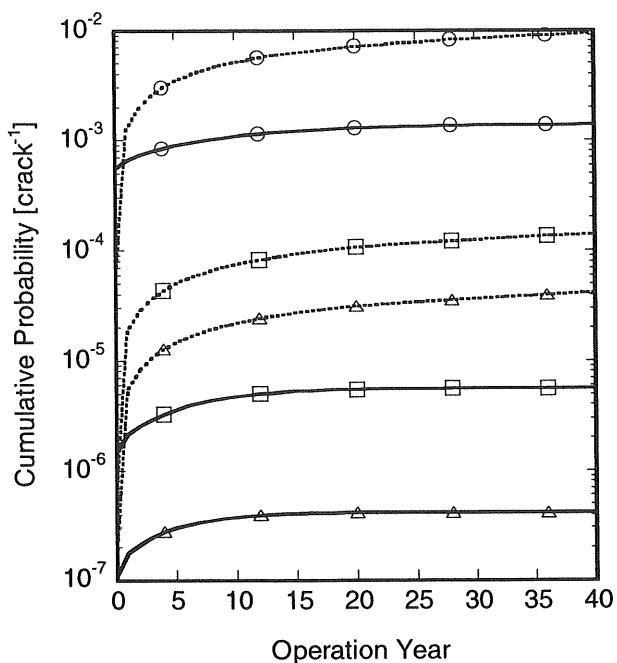


Fig. 2 Cumulative failure probability by Load-A for the case detected all defects will be repaired
(—: break, ----: leak, ○: 4B, □: 16B, △: 26B)

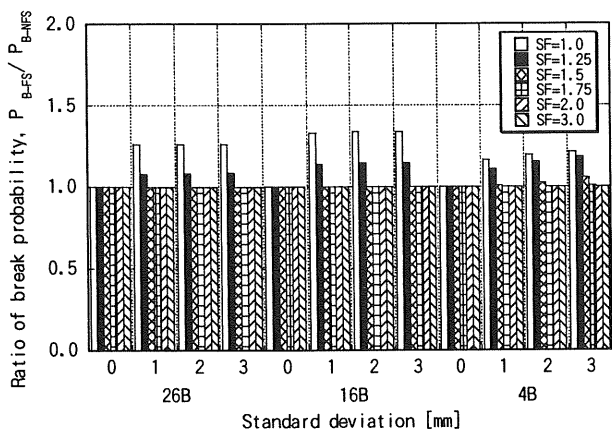


Fig. 3 Ratio of break probability (Load-A)

5.6×10^{-6} [1/crack], 26B 配管で 4.2×10^{-7} [1/crack] となる。検出された欠陥をすべて補修する場合の破断確率 (P_{B-NFS}) と、維持規格を導入し評価上安全な欠陥を許容して運転する場合の破断確率 (P_{B-FS}) を比較し、Fig. 3 に示す。ここでは、維持規格における安全率 (SF) を 1.0~3.0 の範囲でパラメータに取った。

鋼種は異なるが、BWR の PLR 配管 (オーステナイト系ステンレス鋼管) の SCC き裂に対して原子力安全・保安院で確認されたサイジング性能は、 2σ で 4.4mm である[9]。フェライト鋼においても、これと同

程度以上の欠陥サイジング性能があると仮定すれば、サイジング性能は $\sigma = 3\text{mm}$ で包絡される。この場合、4B 配管では安全率が 2.0, 16B および 26B 配管では安全率が 1.5 を上回ると検出された欠陥をすべて補修する場合と、維持規格を導入し評価上安全な欠陥を許容して運転する場合の破断確率は同等となる。従って、供用状態 A および B に対する安全率 2.77 で欠陥サイジング性能はカバーされ、欠陥サイジング性能は安全上問題とならないことがわかる。式(1)に示すように許容応力は、き裂の角度と相対き裂深さ (alt) の関数となるため、維持規格を導入した場合、板厚や管の周長が相対的に小さな小口径配管ほど、リガメントの残存割合に対してサイジング性能が大きく影響し、結果として大きな安全率を必要とする。

維持規格では、破断に対しては式(1)のように許容状態に応じた安全率を考慮した制限を設けている。一方で、漏えいに対してはき裂の深さを板厚の 75% に制限しているものの、これに対する安全率は考慮されていない。破断に比べてプラントの安全性や社会に及ぼす影響は少ないが、漏えいが生じた場合においても経済的損失は計り知れない。そこで、Fig. 4 に維持規格を導入せずに検出された欠陥をすべて補修する場合の漏えい確率 (P_{L-NFS}) と、維持規格を導入し評価上安全な欠陥を許容して運転する場合の漏えい確率 (P_{L-FS}) を比較した。

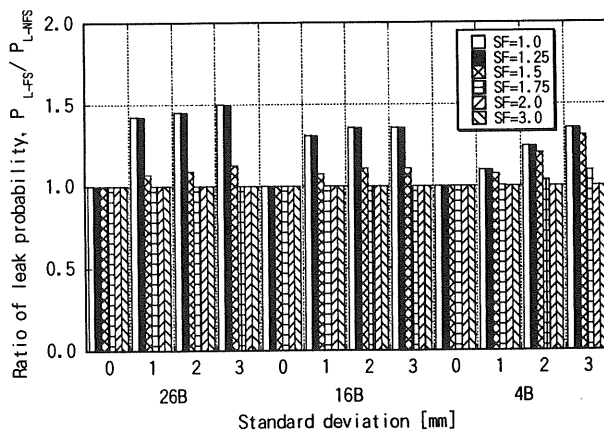


Fig. 4 Ratio of leak probability (Load-A)

図より欠陥サイジング性能が漏えい確率に及ぼす影響は、破断確率に及ぼす影響よりも大きくなる。欠陥サイジング性能がき裂寸法の絶対値であると仮定すると、破断と同様に漏えいの場合も小口径配管ほど大きな安全率を必要とする。しかし、上述の破断の場合と同様

に、欠陥サイジング性能が $\sigma=3\text{mm}$ で包絡できると考えると、4B 配管で2.0、16B および 26B 配管で1.75の安全率を想定することで、検出された欠陥をすべて補修する場合と、維持規格を導入し評価上安全な欠陥を許容して運転する場合の漏えい確率が同等となる。従って、この場合も供用状態 A および B に対する安全率2.77であれば、欠陥サイジング性能が安全率にカバーされることがわかる。

次に、き裂安定性評価用荷重として主に二次応力が作用する実プラントに近い荷重条件 (Load-B) で評価を行った。検出された欠陥をすべて補修する場合の破損確率の経時変化を Fig. 5 に示す。

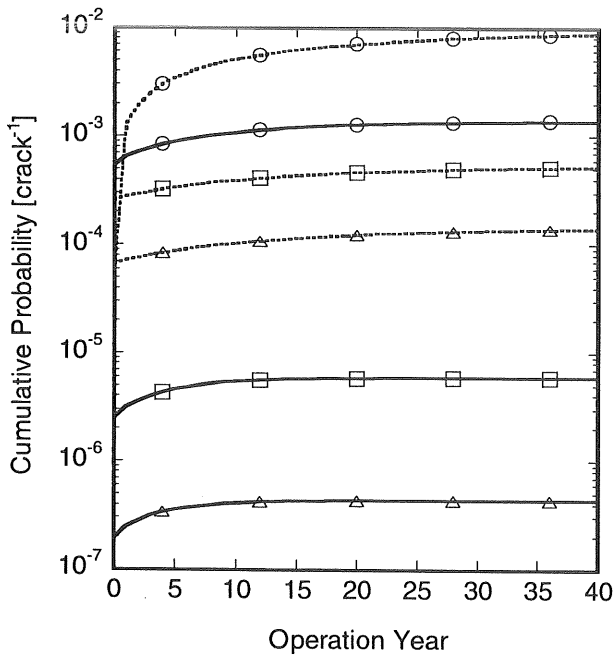


Fig. 5 Cumulative failure probability by Load-B for the case detected all defects will be repaired
(—: break, - - - : leak, ○: 4B, □: 16B, △: 26B)

き裂進展荷重は、Fig. 2 に示した一次応力のみが作用する場合 (Load-A) と同じであるが、一次応力のみが作用する場合と比べて破断確率が1桁 (26B 配管) から半桁 (4B 配管) 程度低くなる。一方、破断確率が低下する影響で、逆に漏えい確率は一次応力のみが作用する場合に比べて若干増加する。

検出された欠陥をすべて補修する場合の破断確率 (P_{B-NFS}) および漏えい確率 (P_{L-NFS}) と、維持規格を導入し評価上安全な欠陥を許容して運転する場合の破断確率 (P_{B-FS}) および漏えい確率 (P_{L-FS}) を

それぞれ比較し、Fig. 6 および Fig. 7 に示す。安全率が考慮されない熱膨張応力が主に作用する Load-B の場合、欠陥サイジング性能の影響による破損確率の増加は、安全率を大きく取っても改善されない。この結果は、検出された欠陥をすべて補修する場合と同等の信頼度を得るためには、欠陥サイジング性能を向上させるか、維持規格を用いた欠陥評価にサイジング性能を見込むといった処置が必要であることを示唆している。

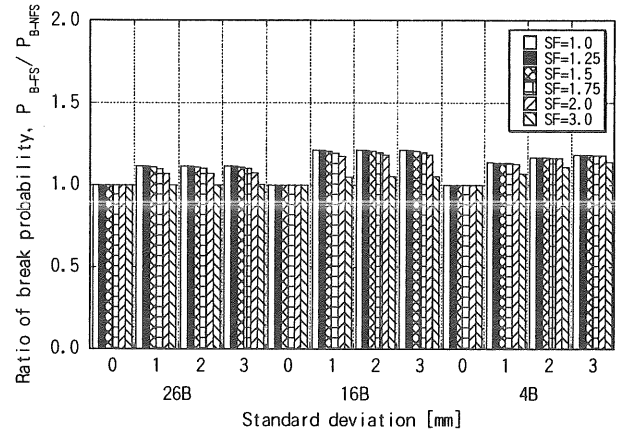


Fig. 6 Ratio of break probability (Load-B)

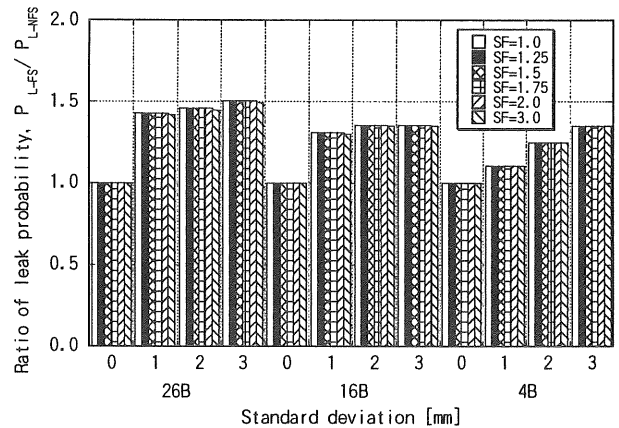


Fig. 7 Ratio of leak probability (Load-B)

(2) 欠陥寸法にサイジング性能を考慮する場合

上述の検討により、評価用の欠陥寸法にサイジング性能を考慮せず、認識寸法をそのまま用いて欠陥評価を行った場合、熱膨張応力が主体となった場合には、検出された欠陥をすべて補修する場合に比べて破損確率が上昇することがわかった。ここでは、き裂安定性評価用荷重として、二次応力が主に作用する場合 (Load-B) について、評価を行う場合の欠陥寸法にサ

イジング性能を予め見込む効果について検討する。

原子力安全保安院で確認されたステンレス鋼の SCC き裂に対するサイジング性能 ($2\sigma = 4.4\text{mm}$) 参考として[5], 認識き裂寸法に対して 4.4mm のマージンを見込んだ場合の破損確率を算出した。維持規格を導入せずに検出された欠陥をすべて補修する場合の破断および漏えい確率と、維持規格を導入し評価上安全な欠陥を許容して運転する場合の破断および漏えい確率の比較を Table 5 に示す。

Table 5 Cumulative failure probabilities at 40th year for the case considering inaccurate of defect sizing

Pipe	Unit: [year ⁻¹]					
	Repair all cracks		SF=1.5		SF=3.0	
	Leak	Break	Leak	Break	Leak	Break
4B	9.2×10^{-3}	7.3×10^{-4}	9.2×10^{-3}	7.4×10^{-4}	9.2×10^{-3}	7.3×10^{-4}
16B	1.4×10^{-4}	1.1×10^{-6}	1.4×10^{-4}	1.2×10^{-6}	1.4×10^{-4}	1.1×10^{-6}
26B	4.0×10^{-5}	4.2×10^{-8}	4.3×10^{-5}	4.4×10^{-8}	4.3×10^{-5}	4.2×10^{-8}

表に示すように、評価欠陥寸法に予め欠陥サイジング性能を考慮することで、破断確率は検出されたすべての欠陥を補修する場合と同程度となる。漏えいに関しては大口径管において若干確率が大きくなるが、これは、 4.4mm のマージンが 2σ 点であるため、これを超える欠陥の影響が現れると考えられる。しかし、大口径配管の漏えい確率は、小口径管と比べて 2 桁程度小さくなることから、配管の信頼度に対しては実質大きな影響はないと考えられる。この結果より、維持規格を適用する場合には、欠陥サイジング性能を明らかにし、それを評価欠陥寸法に加味した評価を行うことで、検出された欠陥をすべて補修する従来のプラント運用と同等の信頼度を確保することが可能である。

4. まとめ

配管に作用する応力を全て一次応力と仮定した場合、欠陥サイジング性能は、欠陥サイジング性能を評価欠陥寸法に考慮しない場合においても維持規格が有する許容状態 A および B に対する安全率 2.77 でカバーされ、破断および漏えい確率は検出された欠陥をすべて補修する場合と同等となる。しかし、実機における荷重に近い条件として、主に二次応力が作用すると仮定した場合、維持規格では二次応力に安全率が考慮されないため、破断および漏えい確率は検出された欠陥をすべ

て補修する場合よりも増加する。この結果は、荷重条件によっては維持規格の安全率は欠陥サイジング性能をカバーできないことを示唆している。

欠陥評価を行う場合に評価欠陥寸法にサイジング性能を予め見込んだ場合、破断および漏えい確率は検出された欠陥をすべて補修する場合と同等となり、検出された欠陥をすべて補修する従来のプラント運用と同等の信頼度を確保することができる。

これらの結果より、維持規格の適用にあたっては、欠陥サイジング性能を明確化と、これを考慮した欠陥評価が、信頼性を確保する上で重要であることが明らかになった。

謝辞

本研究にあたり、横浜国立大学 安藤 柱教授より、貴重なご意見とご指導をいただいた。ここに記すとともに、深く感謝の意を表します。

参考文献

- [1] 社団法人 日本機械学会. 発電用原子炉設備規格 維持規格 (2002 年度改訂版). JSME S NA1-2002.
- [2] 社団法人 日本機械学会. 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 発電用設備規格. JSME S NC1-2001
- [3] Machida, H., and Yoshimura, S., "Probabilistic fracture mechanics analysis of nuclear piping considering variation of seismic loading," *IJPVP*, Vol. 79, 2002, pp. 193-202.
- [4] 財団法人 発電設備技術検査協会. 平成 13 年度 実用原子力発電施設検査技術等開発に関する事業報告書.
- [5] 原子炉再循環系配管等に係わる健全性評価方法について(案), 原子力安全・保安院, 平成 16 年 6 月 1 日
- [6] Marshall, W., *An Assessment of the Integrity of PWR Pressure Vessel*, UKAEA, 1976.
- [7] *Probability of pipe failure in the reactor coolant loops of combustion engineering PWR plants, Vol. 2: Pipe failure induced by crack growth*, NUREG/CR-3663, 1984
- [8] 社団法人 日本機械学会. 発電用原子力設備規格 配管破損防護設計規. JSME SND1-2002
- [9] Newman Jr. J. C. and Raju, I. S., "An empirical stress-intensity factor equation for the surface crack," *Eng. of Fracture Mechanics*, Vol. 15, 1981, pp. 185.

