研究論文

1102. 確率論的破壊力学に基づく蒸気発生器伝熱管
メンテナンス戦略の定量評価匂坂 充行^{*1}, 磯部 仁博^{*1}, 吉村 忍^{*2}, 矢川 元基^{*3}*Quantitative Evaluation of Maintenance Strategies for Steam Generator
Tubes Using Probabilistic Fracture Mechanics*By Mitsuyuki SAGISAKA, Yoshihiro ISOBE,
Shinobu YOSIMURA and Genki YAGAWA

Using probabilistic fracture mechanics (PFM), we performed qualitative evaluations on effectiveness of various maintenance strategies for steam generator (SG) tubes used in pressurized water reactors (PWRs). Here inspection accuracy, inspection interval, sampling inspection and SCC allowance operation were selected as parameters for sensitivity analyses. Although the analyses were mainly conducted for SG tubes made of Inconel 600 mill anneal (MA) material, additional analyses were performed for assumed materials whose resistance to PWSCC was improved.

The results demonstrated that failure probabilities were influenced significantly by the crack propagation law in I600 material. In both I600 and the assumed materials, the improvement of inspection accuracy would dramatically reduce the failure probabilities. With respect to SCC allowance operation crack, the results showed that it is preferable to improve the inspection accuracy.

The probabilistic approach conducted in this study enables to make effective maintenance strategies with being taken account of various maintenance methods.

KEYWORDS: *probabilistic fracture mechanics, steam generators, tubes leakage, rupture, sensitivity analysis, ISI, sampling inspection, maintenance criteria, Inconel 600, PWSCC*

I. 緒 言

今日、日本の原子力発電プラントは、稼働率および信頼性ともに高いレベルを維持することが可能となっている。一方で、そのレベルを維持しつつ、安価な電力供給を目的として発電コストの低減が望まれている。このような状況の中で、現状と同一基準のメンテナンスでなくとも現在の信頼性レベルを十分維持できる機器に対しては、メンテナンス戦略の再検討を行う意義があると考えられる。ただし、メンテナンス戦略の再検討を行うためには、メンテナンス戦略が構造物の信頼性レベルに与える効果を定量的に評価する手法の開発が必要不可欠である。

機器やシステムの信頼性の定量評価を行う手法の一つとして、確率論に基づくリスク評価手法が注目されている。すでに鉄道分野や航空機分野では、確率論によるリスク評価が試みられている⁽¹⁾⁽²⁾。一方、原子力分野においては、

主にPSA(Probabilistic Safety Assessment)評価による炉心損傷に対するリスク評価の研究が進められている⁽³⁾⁽⁴⁾。欧米などでは、炉心損傷のリスク評価に基づいた検査プロセスの効率化(Risk-Informed Inspection: RII)に関する研究開発が実機ベースで進められている⁽⁵⁾⁽⁶⁾。しかしながら、加圧水型原子力プラント(Pressurized Water Reactor: PWR)の蒸気発生器(Steam Generator: SG)伝熱管に対しては、SCC許容運転や実機において割れを経験していない伝熱管材料への適用を考慮した上でのメンテナンス最適化にまで踏み込んだ研究例は少ない。

著者らのうち吉村、矢川らは、これまで確率論的破壊力学(Probabilistic Fracture Mechanics: PFM)手法の原子力構造信頼性分野への適用研究として、文献(7)において、原子炉圧力容器に対するPFMラウンドロビン解析を報告し、文献(8)では、軽水炉配管の漏洩先行型破断(Leak Before Break: LBB)の成立性評価結果を報告した。本研究では、加圧水型原子力プラントのSG伝熱管の応力腐食割れ(Stress Corrosion Cracking: SCC)を対象としたPFMモデルを構築し、それに基づき、SG伝熱管の様々なメンテナンス戦略が機器信頼性に与える影響を定量的に評価した。なお、コスト評価を加味したメンテナンス戦略に関するリスク-ベネフィット解析結果は、別途報告する予

^{*1} 原子燃料工業(株) (Nucl. Fuel Ind., Ltd.)

^{*2} 東京大学大学院新領域創成科学研究科環境学専攻 (Inst. of Environ. Studies, Univ. of Tokyo)

^{*3} 東京大学大学院工学系研究科システム量子工学専攻 (Dept. of Quantum Eng. and Syst. Sci., School of Eng., Univ. of Tokyo)

(2000年 6月29日 受理)

定である。

II. 解析方法

1. 評価の概要

(1) 本研究における「リスク」

原子力発電プラントにおけるリスクとは、一般には炉心溶融が発生する確率、もしくは炉心溶融によって発生する損害額の期待値を指す。そのような観点にたって様々なPSA研究が実施されている⁽³⁾⁽⁴⁾。

一方、これまでの事故事例に見られるように、現実には炉心溶融にははるかに至らない機器の損傷による原子炉停止がしばしば発生し、損失を与えている。このような事故において生じる損失は、陽には計上されない社会的コストまで含めると膨大であり、このようなレベルの機器損傷を低減するように適切にメンテナンス戦略を設定することが極めて重要である。このような評価を行うにあたっては、「望まない事象が起こる確率」、すなわち「原子炉停止を引き起こす事象が起こる確率」、あるいはそれによって被る損害額の期待値をリスクと考え、そのリスクを適切に管理するほうが機器信頼性の観点からはより合理的であると考えられる。以上の観点に立って、本研究では、SG伝熱管が損傷することによって原子炉停止が引き起こされる状態をリスクと見なし、SG伝熱管の損傷確率に着目した評価を行うこととした。

(2) I600材SG伝熱管に対する評価手法

(a) 評価対象

本研究では、SG伝熱管の最も典型的な破損モードである、PWR型原子力プラントにおけるSG伝熱管の1次系側より発生する応力腐食割れ(Primary Water Stress Corrosion Cracking: PWSCC)によるき裂を評価対象とした。

き裂の発生部位は、管板付近の1次側拡管境界部とした。この部位は拡管に伴う残留応力の増加によって、海外においてPWSCCによる漏洩が発生しやすい箇所の一つとして挙げられている⁽⁹⁾。

SG伝熱管材料は、これまで長い使用実績があり、現在も標準的に使われているInconel 600(I600)材を対象とした。その上で、I600材に対する解析をベースケースとして、耐SCC特性に優れた仮想的な材料に対する評価を実施した。

(b) き裂の形状

き裂形状は、ギロチン破断が生じる可能性があり、事故時の影響が大きいと考えられる内面周方向に発生する半楕円表面き裂とした。拡管境界部の周方向SCCは、SGの取替え原因の一つとして海外で認識されている⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾。

伝熱管1本あたりに発生するき裂の個数については複数の可能性も考えられるが、本研究においては、感度解析において簡略化するために、1本のSG伝熱管に対しては単一のき裂が発生し、進展するものとした。

(c) き裂の発生と進展

PWSCCにより発生するき裂は、与えられた確率密度関数に従って発生する。発生時のき裂長さおよび深さは、1600に関する適切なデータが見当たらないため、SUS304配管に対する解析⁽¹²⁾に用いられている値を用いた。

き裂の進展は、き裂長さ方向、深さ方向のそれぞれについて、き裂先端部における応力拡大係数 K の平方自乗平均値(Root Mean Square: RMS)によって決められるものとした。その上で、 K に対するき裂進展速度を設定した。

(d) き裂の貫通と漏洩

き裂深さが板厚の100%に至った時点なき裂の貫通とし、貫通した時点を通洩れと見なすこととした。さらに漏洩は直ちに検知され、そのき裂は直ちに補修されるものとした。

2. 入力データ

(1) 破損確率評価

(a) 解析コード

本解析には、Monte Carlo法を用いた原子力配管用PFM解析コードであるpc-PRAISE⁽¹²⁾(Piping Reliability Analysis Including Seismic Events)をベースとして、著者らによってSG伝熱管の漏洩および破断解析に適用できるように改良したコードを用いた。

(b) 入力データ

本解析で用いた原子炉およびSGに関するデータは、PWR型原子力発電プラントのデータを参考に設定した。主な入力データをTable 1に示す。本研究で解析対象とした原子力発電プラントは、4ループのSGを有し、各SGは3,382本の伝熱管で構成されるものとした。また、解析期間は60年とした。

(c) 応力拡大係数

き裂長さ方向、深さ方向それぞれの K のRMS平均値は、Harrisら⁽¹⁸⁾が算出した影響関数の形で与えられているものを用いた。

(d) 破断基準

SG伝熱管の破断条件として、き裂断面の塑性崩壊基準に基づく以下の式で表される正味応力基準(net-section criteria)を採用した。

$$\sigma_L A_p \geq \sigma_{\text{flow}} (A_p - A_{\text{crack}}) \quad (1)$$

ただし、 σ_L , σ_{flow} はそれぞれ運転時負荷を考慮した伝熱管の軸方向の応力値および流動応力値であり、 A_p , A_{crack} はSG伝熱管の健全断面積およびSCCによるき裂面積を示している。

(e) 複数本に対する取扱い

原子炉1基当たり複数のSGがあり、各SGは多数のSG伝熱管から構成されている。原子炉は全SG伝熱管のうち1本でも漏洩すれば緊急停止するとして解析を行った。具体的には、すべてのSG伝熱管のうち1本以上が漏洩する確率を次のようにして求めた。

Table 1 Summary of input data

Parameters	Value
Plant type	4-loop SG, including 3,382×4 tubes
Material	Inconel 600
Wall thickness	1.27mm (0.05inch)
Inside radius	22.22mm (0.875inch)
Plant lifetime	60 years
Steady-state temp.	323℃
Normal operating pressure	95.5atm
Flow stress	Normally distributed Average 43 kg/mm ² Std. Dev. 4.3 kg/mm ²
Residual stress	Normally distributed Average 20kg/mm ² (in base case) Std. Dev. 1kg/mm ²
Threshold for detectable leak rates	0gpm (Every leakage is detectable and repaired when in is found)
Crack initiation	Log-normally distributed Average 14.6years, Std. Dev. 9.6 (See Fig. 1)
Crack shape at a initiation	Depth : 0.0254mm (0.001inch) (deterministic) Length : Log-Normally distributed Median 3.18mm (1/8inch) Shape parameter : 0.85
Crack propagation law	(See Fig. 2)
Inspection accuracy	(See Fig. 5)

原子炉内にあるすべてのSG伝熱管を合計して、 n 本のSG伝熱管があるとする。まず、1本のSG伝熱管が1つのき裂を有する場合の漏洩確率を p とする。簡単のために、 n 本の伝熱管はすべて同じ確率 p で漏洩すると仮定する。このとき n 本のうちの i 本のSG伝熱管が漏洩する確率は、2項分布を用いて

$$p(i) = {}_n C_i p^i (1-p)^{n-i} \quad (2)$$

と表される。 n 本のうち少なくとも1本以上が漏洩する確率を p_{unit} とすると、 $p(i)$ を用いて

$$p_{\text{unit}} = 1 - p(0) = 1 - {}_n C_0 p^0 (1-p)^{n-0} \quad (3)$$

と書ける。ここで、確率 p が n に対して十分小さい場合には、 $p(i)$ をポアソン分布で近似することにより

$$p_{\text{unit}} \approx 1 - e^{-np} \quad (4)$$

と近似できる。

破断確率についても、上記と同様にして求めた。

(2) 1600材と仮想耐SCC材のき裂発生および進展データ

(a) 1600材のデータ

a) き裂発生確率の設定

SG伝熱管にPWSCCによって発生するき裂の発生確率は、フランスのCOMPROMISEコードに用いられている

貫通き裂の発生確率⁽¹⁹⁾などを参考にして、以下のような平均14.6年、標準偏差9.6年の対数正規分布に従うとした。

$$f(t) = \frac{1}{\sqrt{2\pi} \times 0.6t} \exp \left\{ -\frac{(\log t - 2.5)^2}{0.72} \right\} \quad (5)$$

本解析における運転期間に対するき裂発生確率をFig. 1に示す。

b) き裂進展則の設定

本解析では、Rebakら⁽²⁰⁾、Scottら⁽²¹⁾による実機環境を模擬した実験室データを参考にして、応力拡大係数 K (MPa $\sqrt{\text{m}}$)とき裂進展速度 $\dot{a}$ (m/s) (ただし、 a はき裂深さあるいは表面長さの1/2)との関係を、以下のように、3通り設定して漏洩確率を評価した(Fig. 2)。

$$\log \dot{a} = -12 + CK \quad (6)$$

$$C = 0.067 \text{ (case 1)}$$

$$C = 0.124 \text{ (case 2)}$$

$$C = 0.200 \text{ (case 3)}$$

1600材については、き裂発生初期のき裂進展速度についての実験データが極めて限られていると考えられるため、本研究では、いずれのケースについても $K=0$ (MPa $\sqrt{\text{m}}$)のとき $\dot{a}=10^{-12}$ (m/s)とした。また、3ケースとも感度解析において結果の比較を単純化するため、 K 値と $\log \dot{a}$ の関係を線形に設定した。安全側に評価するために、1600材伝熱管に対する解析ではケース3のき裂進展則をベース

Fig. 1 Crack initiation probability for I600

Fig. 2 Crack propagation laws for I600 analysis

ケースとした。

(b) 仮想耐 SCC 材のデータ

a) き裂発生確率の設定

Fig. 1 に示された I600 材のき裂発生確率を参考に、仮想耐 SCC 材では運転時間に対するき裂発生確率が減少するように設定した。本解析では、運転開始後 60 年目の累積き裂発生確率が、I600 材に対する累積き裂発生確率の、例えば 1/10, 1/100 などとなるように定義した。Fig. 3 には、主な設定の例を示す。

b) き裂進展則の設定

a) と同様に、本研究において設定した I600 材に対するき裂進展則 (Fig. 2 の case 3) に対して、グラフ中における傾きを減少させることにより、き裂進展が遅くなるようなき裂進展則を設定し、感度解析の対象とした。本解析では、 $K=10(\text{MPa}\sqrt{\text{m}})$ におけるき裂進展速度が I600 材に対するき裂進展速度に対して、例えば 1/10, 1/20 となるように設定し、それぞれ 1/10 ベースケース、1/20 ベースケースのように定義した。主な設定の例を、Fig. 4 に示す。

(3) メンテナンス戦略

(a) ISI の検出性能

ISI において、SG 伝熱管に対して行われる ECT 検査の検出性能は、き裂深さに対する検出確率で設定する。本研究では、次の 3 種類の検出確率を設定し、感度解析を行った。

- ・ 40% TW き裂の検出確率が 50% 程度のもの
(D₄₀ 検査と名付ける)
- ・ 20% TW き裂の検出確率が 50% 程度のもの
(D₂₀ 検査と名付ける)
- ・ 10% TW き裂の検出確率が 50% 程度のもの
(D₁₀ 検査と名付ける)

ここでは、検出されたき裂については、そのき裂深さを正確に同定できると仮定した。き裂深さと検出確率の関係を Fig. 5 に示す。

(b) ISI 間隔

Fig. 3 Crack initiation probability for assumed materials analysis

Fig. 4 Crack propagation laws for assumed materials analysis

Fig. 5 Leak detection probabilities for SG tubes

SG の ECT 検査間隔が 12 ヶ月、18 ヶ月、24 ヶ月である場合について評価を行った。

(c) 抜取り検査

以下の 2 種類の方法で抜取り検査を行った場合について感度解析を行った。

- ・ 各 SG の全伝熱管の 1/3 ずつを毎年検査し、3 年間で検査が一巡する (1/3 抜取り検査)
- ・ 各 SG の全伝熱管の 1/2 ずつを毎年検査し、2 年間で検査が一巡する (1/2 抜取り検査)

抜取り検査実施時の漏洩確率の計算方法を、1/3 抜取り検査の場合を例に説明する。1/3 ずつ検査する部分を A₁, A₂, A₃ とすると、見かけ上各部分は 3 年間隔で検査することになる。そこで A₁, A₂, A₃ の各部分に対して、ISI 間隔を 3 年として解析を別々に実施する。ただし、A₁ は運転開始から 1 年後に最初の検査を実施し、A₂ は 2 年後に最初の検査を実施し、A₃ は 3 年後に最初の検査を実施するとする。いま t 年後の A₁, A₂, A₃ 各部分に存在する SG 伝熱管 1 本当たりの漏洩確率を P_{A1}, P_{A2}, P_{A3} とすると、対象となる SG 伝熱管全体で漏洩が全く生じない確率 P_{NL} は

$$P_{NL} = (1 - P_{A1})^{n/3} (1 - P_{A2})^{n/3} (1 - P_{A3})^{n/3} \quad (7)$$

となる。したがって、本解析の関心事である少なくとも1本のSG伝熱管が漏洩する確率 P_{LL} は、1/3 抜き取り検査では

$$P_{LL} = 1 - P_{NL} \\ = 1 - \{(1 - P_{A1})^{n/3} (1 - P_{A2})^{n/3} (1 - P_{A3})^{n/3}\} \quad (8)$$

となる。

(d) SCC 許容運転導入

本研究では、SG 伝熱管肉厚のそれぞれ10%、20%、30%、40% TW のき裂を許容して運転する場合について感度解析を行った。

III. 解析結果と考察

1. I600材に対する評価

(1) き裂進展則の影響

き裂進展則を Fig. 2 に示す3通りに変化させた場合の解析の結果を Fig. 6 に示す。このグラフは、原子炉の運転開始から t 年までにSG 伝熱管が漏洩する確率を、SG 伝熱管1本あたりの確率で表している(以下、累積漏洩確率と書く)。

漏洩確率は、運転初期において3種類のき裂進展則の場合で大きく異なっており、Case1とCase2の比較では運転開始から15年目程度、Case1とCase3の比較では運転開始から30年目程度まで、数オーダーもの差が見られる。このように本解析から、漏洩確率はき裂進展則の違いに非常に大きく影響されることがわかった。

なお、 K が K_{th} 付近でのき裂進展則は第II-2(2)(a)(b)項に述べた通り明らかでない。そのため、今後はSCCに対するき裂進展則の正確な評価が、SG 伝熱管に対するリスク評価の精度向上にとって極めて重要であるといえる。

(2) ISIの検出性能の影響

ISIの検出性能を Fig. 5 に示す3通りに変化させた場合の伝熱管1本あたりの累積漏洩確率を Fig. 7 に示す。検査確率を D_{40} から D_{20} に向上させた場合、漏洩確率はほぼ60年の運転期間全般にわたって2オーダー程度減少した。さらに検出性能を D_{20} から D_{10} に向上した場合には、さらに3オーダー程度漏洩確率が減少する。本解析から、ISIの検出性能向上がSGの漏洩確率の低減に極めて有効であ

Fig. 6 Cumulative leak probabilities for various crack propagation laws per one SG tube

ることが明らかとなった。

次に、原子炉1基に対する単年度あたりの漏洩、破断確率を Fig. 8 に示す。検出性能が D_{40} 、 D_{20} である検査を行った場合には、20年目程度までに原子炉1基あたりの漏洩確率はほぼ1と評価された。また、破断確率については、検出性能の向上によって2～3オーダー程度下がることがわかった。なお、運転後30年以降において破断確率が上下に大きく振動している。この理由は、単年度あたりの計算において、運転時間後半においては破断確率が計算上ゼロとなる場合があり、対数グラフのプロット上値の変化が強調されるためである。

(3) ISI間隔の影響

ISI間隔をパラメータとして感度解析を行った結果を Fig. 9 に示す。検査間隔を12ヶ月から18ヶ月、24ヶ月に延長した場合、累積漏洩確率はほぼすべての運転時間においてそれぞれ40%、80%程度増加することがわかった。しかし、これまでの他の感度解析パラメータと比べて、ISI間隔の漏洩および破断確率への影響は相対的にかなり小さいといえる。

Fig. 7 Cumulative leak probabilities for various inspection accuracy per one SG tube

Fig. 8 Probabilities for leakage and rupture for various inspection accuracy per unit

(4) 抜き取り検査の影響

SGに対して1/2抜き取り検査, 1/3抜き取り検査を実施した場合の伝熱管1本あたりの累積漏洩確率をFig.10に示す。累積漏洩確率は抜き取り検査率が増えるに従って増加する傾向を示している。しかし、その影響はかなり小さく、1/2抜き取り検査, 1/3抜き取り検査を実施した場合、60年目の累積漏洩確率は全数検査の場合と比べてそれぞれ1.8倍, 2.3倍にすぎない。

次に、原子炉1基あたりの、単年度の漏洩および破断確率について、抜き取り検査率をパラメータとする感度解析を行った結果をFig.11に示す。漏洩確率に関しては、いずれの場合も10年目以降はほぼ1と評価されている。一方、破断確率は、全数検査の場合に比べて1オーダー程度の増加が見られる。このグラフにおいて、運転開始後30年以降破断確率が大きく振動しているが、その理由は第Ⅲ-1(2)項において述べたとおりである。

(5) SCC許容運転導入の影響

D₄₀の全数検査を実施しているSG伝熱管に対して、第Ⅲ-2(3)(d)項に述べた仮定に基づきSCC許容運転を導入した場合の解析結果をFig.12に示す。このグラフでは、許容されるき裂深さが30%TW, 40%TWである場合の累積漏洩確率を、維持基準を導入しない場合の漏洩確率からの

Fig. 9 Cumulative leak probabilities for various inspection intervals per one SG tube

Fig. 10 Cumulative leak probabilities with sampling inspections per one SG tube

Fig. 11 Probabilities of leakage and rupture with sampling inspections for t -th year per unit

Fig. 12 Difference in cumulative leak probability per one SG tube from no criteria for I600 using D₄₀ inspection accuracy

差で示している。

まず、40%TWき裂の場合、SCC許容運転を導入しない場合と比べて 4×10^{-4} 程度漏洩確率が増加する。この値は、I600 SG伝熱管に対する、Fig.6に示したSCC許容運転を導入しない場合の累積漏洩確率と比較すれば、極めて小さな値である。30%TWき裂の場合は、40%TWき裂の場合に比べ増加率はさらに1オーダー程度小さくなることがわかった。なお、グラフ上で漏洩確率が振動しているが、これは漏洩確率の差がきわめて小さいため、対数グラフ上で値の変化が強調されていることによる。

次に、検出確率としてFig.5に示すD₄₀, D₂₀, D₁₀を用いた場合の結果をFig.13に示す。ここでは、40%TWき裂を許容し運転を継続する場合について、D₄₀検査を実施してSCC許容運転を導入しない場合の漏洩確率からの差で示した。40%TWき裂を許容した場合、D₂₀, D₁₀検査を用

いることにより、 D_{40} 検査を用いた場合に比べ漏洩確率が非常に大きく低減されることが示されている。

以上の結果より、SCC 許容運転を導入する場合には、同時に検出性能の高い ISI 検査を導入することが必要であるといえる。

2. 仮想耐 SCC 材に対する評価

(1) ISI の検出性能の影響

Fig. 14 には、原子炉の運転開始後60年目における伝熱管 1 本あたりの累積漏洩確率を 1600 材に対する結果を用いて規格化した値を示す。この解析では、ISI の検出性能として D_{40} を採用した。なお、横軸、縦軸はそれぞれ仮想耐 SCC 材のき裂進展速度およびき裂発生確率を 1600 材で採用した値に対する倍率で示している。同図より、例えば、き裂進展則、き裂発生確率とも 1/10 である材料の場合、

Fig. 13 Difference in cumulative leak probability with 40% TW criteria per one SG tube from no criteria with D_{40} inspection for 1600 using various inspection accuracy

Fig. 14 Cumulative leak probability per one SG tube for assumed materials analysis with 100% inspection using D_{40} inspection accuracy

合、漏洩確率は 1600 材の SG 伝熱管に比べ 1/50 以下に低減されることがわかる。

次に、同様の解析として、ISI において D_{20} 検査を実施した場合の累積漏洩確率を Fig. 15 に示す。この結果を D_{40} 検査を用いた場合の解析結果 (Fig. 14) と比較すると、検出性能の向上により累積漏洩確率が顕著に減少することがわかる。しかもその低減効果は、き裂進展速度が遅い材料であるほど顕著であることがわかる。例えば、検出性能が D_{40} から D_{20} に向上すると、1600 材 SG 伝熱管における漏洩確率の低減は 1 オーダー程度であるのに対して、き裂進展速度が 1/10 の材料に対しては 3 オーダー程度に拡大する。これはき裂発生から漏洩に至るまでの時間が長くなることにより、き裂検出の機会が増大するためと考えられる。

(2) ISI 間隔の影響

ISI 間隔を延長した場合の累積漏洩確率を Fig. 16 に示す。検査間隔延長に伴って、検査頻度が減ることにより漏洩確率は増加する傾向にあるが、その増加の割合は、検査間隔が 12 ヶ月の場合 (Fig. 14) と比較すると、本研究で仮定したき裂発生確率、き裂進展則の変動範囲では、おおむね

Fig. 15 Cumulative leak probability per one SG tube for assumed materials analysis with

Fig. 16 Cumulative probability per one SG tube for assumed materials analysis with various inspection intervals inspection using D_{40} inspection accuracy

40～80%程度であり、その効果は比較的小さかった。

(3) 抜き取り検査率の影響

1/2 抜き取り検査を D_{40} 検査において実施した場合の、累積漏洩確率を Fig. 17 に示す。耐 SCC 特性が向上することにより、I600 材に対して抜き取り検査を実施した場合と比較して漏洩確率が低減される。また、 D_{40} 検査において全数検査を行った場合の結果 (Fig. 14) と比較すると、抜き取り検査の実施による 60 年時点での累積漏洩確率は、 D_{40} 検査の場合において、本研究で仮定したき裂発生確率、き裂進展則の変動範囲では 2 倍程度増加する。

次に、 D_{20} 検査によって 1/2 抜き取り検査を実施した場合の累積漏洩確率を Fig. 18 に示す。 D_{40} から D_{20} へ検出性能が向上することによって漏洩確率が大きく低減されることは前述の通りであるが、 D_{20} 検査による全数検査の場合の

Fig. 17 Cumulative leak probability per one SG tube for assumed materials analysis with 1/2 sampling inspection using D_{40} inspection accuracy

Fig. 18 Cumulative leak probability per one SG tube for assumed materials analysis with 1/2 sampling inspection using D_{20} inspection accuracy

結果 (Fig. 15) と比較すると、1/2 抜き取り検査実施による漏洩確率の増加は、どの材料に対しても 1 オーダー程度であった。

(4) SCC 許容運転導入の影響

I600 材と仮想耐 SCC 材の SG 伝熱管に対して SCC 許容運転を導入した場合の評価結果を Fig. 19 に示す。ここでは、耐 SCC 材の特性として、き裂進展則がベースケースの 1/10、き裂発生確率が 1/2 である場合と、き裂進展則、き裂発生確率ともベースケースの 1/10 である場合を考えた。I600 材に対して SCC 許容運転導入の効果を評価した場合と同様に、40% TW き裂を許容した場合について、維持基準を導入しない場合の漏洩確率からの差を示した。検出確率は D_{20} とした。

同図によれば、60 年時点で 40% TW 維持基準を導入した場合の累積漏洩確率の変化は、本解析で想定した耐 SCC 材に対してはいずれも極めて小さいことがわかった。したがって、これらの材料に対して SCC 許容運転を導入した場合、40% TW までの維持基準導入に関しては、SG 伝熱管の累積漏洩確率にはほとんど影響がないといえる。

3. メンテナンス戦略のまとめ

以上に示した各種のメンテナンス戦略を実施することに伴う定量評価結果を Fig. 20 にまとめる。メンテナンス戦

Fig. 19 Difference in cumulative leak probability per one SG tube from no criteria with maintenance criteria using D_{20} inspection accuracy

Fig. 20 Cumulative leak probability per one SG tube for various maintenance strategies

略の例として、検出性能の向上と抜取り検査、さらにそれらを組み合わせたメンテナンスについて、いくつかの異なる耐 SCC 特性を有する SG 伝熱管に対して、60年目の累積漏洩確率を示した。例えば、同図より D_{20} 検査によって 1/2 抜取り検査を実施した場合の漏洩確率は、 D_{40} 検査による全数検査に比べ低いことが読み取れる。このように、Fig.20 より、SG 伝熱管に対して複数のメンテナンス戦略を組み合わせた場合の効果を合理的に評価することができる。

IV. 結 言

確率論的破壊力学に基づき、供用期間中検査の検出性能向上、検査間隔延長、抜取り検査、応力腐食割れ(SCC)許容運転導入という種々のメンテナンス戦略を実施した場合の、PWR 型原子力プラントの蒸気発生器伝熱管に対する漏洩および破断確率を定量的に評価した。評価対象とした伝熱管材料は Inconel600 (I600) 材と、き裂進展則、き裂発生確率を I600 材よりも向上させた複数の仮想的な耐 SCC 材料である。本研究の結果、I600 材については、き裂進展則が漏洩および破断確率に大きく影響することが明らかとなった。また、I600 材および仮想耐 SCC 材においては、供用期間中検査における検出性能の向上は、漏洩および破断確率低減の観点から極めて有効であることも明らかとなった。さらに SCC 許容運転を有効に運用するためには、ISI 検出性能の向上が望まれることが示された。本研究で示したような確率論的定量評価手法により、材料特性や供用期間中検査の検出性能などを考慮して、最も効率のよいメンテナンス戦略を立案することが可能となる。

本研究は、日本原子力研究所からの委託により、(株)日本溶接協会 PFM 小委員会において得られた成果の一部であり、PFM 小委員会の委員の方々より有益な助言をいただきました。ここに謝意を表します。

— 参 考 文 献 —

- (1) 赤間 誠, 石塚弘道: 確率論的破壊力学を用いた新幹線車軸の健全性評価, 機械学会論文集 A, **60**, 47 (1994).
- (2) Yang, J. N., Trapp, W. J.: Reliability analysis of aircraft structures under random loading and periodic inspection, *AIAA J.*, **12**, 1623 (1974).
- (3) U. S. NRC: *NUREG-1150* (1990).
- (4) 阿部清治, 村松 健: 原子力発電所における確率論的安全評価の最近の歩み, 原子力誌, **32**, 246 (1990).
- (5) U. S. NRC: Draft DG-1063 (1997).
- (6) EPRI: Risk-informed in-service inspection evaluation procedure, *TR-106706*, (1996).
- (7) 吉村 忍, 矢川元基, 飯田式彦, 渡士克己, 藤岡照高, 植田浩義, 宇野哲老, 宇野昌嘉, 北条公延, 植田脩三: 経年劣化を受ける構造材料の確率論的破壊力学解析, 原子力誌, **34**, 1151 (1992).
- (8) 吉村 忍, 矢川元基, 秋葉 博, 藤岡照高: 確率論的破壊力学に基づく軽水炉配管の LBB 成立性解析, 原子力誌, **39**, 777 (1997).
- (9) Cizelj, L.: On the estimation of the steam generator maintenance efficiency by the means of probabilistic fracture mechanics, *KfK-5359*, (1994).
- (10) Ardillion, E., Riffard, T.: Application of structural reliability to multi-circumferential cracking in steam generator tubes, *Proc. SMIRT-14*, Lyon, France, Aug. 17-22, (1997).
- (11) Anderson, F. C., Jackson, P. S., Harrison, D. F., Williams, P. J.: A probabilistic methodology for assessing steam generator tube integrity, *Proc. ICONES-2022*, Nice, France, (1997).
- (12) Harris, D. O., Dedhia, D.: Theoretical and user's manual for pc-PRAISE, an updated version of *NUREG/CR-5864*, (1992).
- (13) 百々 隆, 松下清彦: PWR の蒸気発生器と蒸気発生器取替計画, 原子力工業, **41**, 6 (1995).
- (14) Kurokawa, M., Miyauchi, R., Enami, K., Matsumoto, M., Aizawa, K.: Verification of new eddy current testing probe, *Proc. 1st Int. Conf. on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurized Components*, Amsterdam, Netherlands, (1998).
- (15) 辻倉米蔵, 神田啓治: 次世代 PWR の運転サイクル長期化の可能性に関する評価, 原子力誌, **41**, 881 (1999).
- (16) U. S. NRC: In-service inspection of pressurized water reactor steam generator tubes, *Regulatory Guide 1.83*, (1975).
- (17) 小林英男: 圧力設備の維持規格と欠陥評価, 配管技術, **41**, 1 (1999).
- (18) Harris, D. O., Lim, E. Y., Dedhia, D. D.: Probability of pipe fracture in the primary coolant loop of a PWR plant Vol. 5 probabilistic fracture mechanics analysis, *NUREG/CR-2189*, (1981).
- (19) Pitner, P., Riffard, T., Granger, B., Flesch, B.: Application of probabilistic fracture mechanics to optimize the maintenance of PWR steam generator tubes, *Nucl. Eng. Des.*, **142**, 89 (1993).
- (20) Rebak, R. B., McIlree, A. R., Sklarska-Smialowska, Z.: Effects of pH and stress intensity on crack growth rate in Alloy 600 in lithiated + borated waters at high temperatures, *Proc. 5th Symp. on Environmental Degradation of Materials in NPP Systems*, Monterey, Ca., USA, p.511 (1991).
- (21) Scott, P. M.: An analysis of primary water stress corrosion cracking in PWR steam generators, *NEA-CSNI-UNIPED Specialist Meeting on Operating Experience with Steam Generators*, Brussels, Belgium, (1991).