



保守管理のためのリスク可視化手法の開発

Development of Visualization Method of Risk for Maintenance Management

東京工業大学	小嶋 正義	Masayoshi KOJIMA	Member
東京工業大学	高橋 秀治	Hideharu TAKAHASHI	Non-member
エネルギー総合工学研究所	内田 俊介	Shunsuke UCHIDA	Member
エネルギー安全技術研究所	岡田 英俊	Hidetoshi OKADA	Non-member
東京工業大学	木倉 宏成	Hiroshige KIKURA	Non-member

In order to improve safety of major equipments in nuclear power plants, an advanced FMEA (Failure Mode and Effect Analysis) was developed which was integrated PFM (probabilistic fracture mechanics) into the proven FMEA by evaluating the risk priority number in maintenance management based on a trio of anomaly occurrences in equipments (O), their severity (S) and their detectability (D). The results of equipment risk evaluation were visualized by evaluating the triangle area in the radar chart of three parameters, O, S and D for the risk communication between stakeholders and plant utilities. As a result of demonstration evaluation, it was concluded that the advanced FMEA prepared for important information on the priority in maintenance management, and then, easy-understandable information on the situation of plant equipments.

Keywords: Failure Mode and Effect Analysis, Probabilistic Fracture Mechanics, Maintenance Management, Visualization, Risk Communication

1. 序論

原子力規制委員会は、新たな検査制度（原子力規制検査）の実施を目指し、規則の解釈、要領、ガイド等の作成を進めてきた[1, 2]。新たな検査制度は、事業者（発電用原子炉設置者）が、より高い安全水準の実現を目指すこと及び自主的、継続的に安全性向上に取り組むことを促すことを基本的な考え方としている[3]。また、新たな検査制度における原子力規制委員会による監視・評価では、リスク情報の活用（リスク・インフォームド）、事業者の保安活動の実績の反映（パフォーマンス・ベース）の考えを取り入れたものとすることを特徴の一つとしている[3]。

安全性向上とリスク情報の活用に関連し、総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会 第13回会合では、原子力を利用するに当たって、リスクはゼロにならないという考え方の下、規制要求に留まらず、事業者自ら安全性向上・防災対策充実を迫っていくことを求めた[4]。また、政府及び事業者に対して、リスク・コミュニケーションとして、規制基準における安全対策と産業界の自主的な安全対策によるリスク低減の取組について、国民に理解を得るよう説明することが大切であると指摘した[4]。さらに、原子力小委員会 第17回会合では、社会的信頼の獲得に向けた今後の取組の方向性と

して、事業者の安全性向上の「見える化」等を通じた社会との「双方向コミュニケーション」の強化の必要性が今後の取組の方向性として示された[5]。

安全とリスクの関係について、JIS Z 8051: 2015 [6] は、「安全 (Safety)」を「許容不可能なリスク (Risk) がないこと。」と定義している。また、「許容可能なリスク (現在の社会の価値観に基づいて、与えられた状況下で、受け入れられるリスクのレベル) の達成のためには、それぞれのハザード (人への障害若しくは健康障害又は財産及び環境への損害の潜在的な源) についてのリスクアセスメント及びリスク低減の反復プロセスが必須である」としている。すなわち、自主的、継続的な安全性向上には、許容不可能なリスクがない状態に近づけるための反復プロセスが必要である。

本論文では、FMEA (Failure Mode and Effects Analysis, 故障モード・影響解析) と PFM (Probabilistic Fracture Mechanics, 確率論的破壊力学) の融合により開発した保守管理における機器のリスク優先数の評価手法 (改良型 FMEA) について解説する。また、リスク・コミュニケーションの手段として、改良型 FMEA による評価結果の可視化手法 (見える化) について解説する。さらに、オーステナイト系ステンレス鋼配管の応力腐食割れを対象とした条件付き試験解析により可視化手法の有用性を示す。

2. 改良型 FMEA

FMEA では、式(1)に示すように、潜在的リスク R が、故障モードの発生頻度 O (Occurrence) 及び故障モードの発生に伴う影響度 S (Severity) の積で算出される[7, 8]。また、式(2)に示すように、リスク優先数 RPN (Risk Priority Number) が、発生頻度 O 、影響度 S 及び故障モードの検出性 D (Detectability) の積で算出される[7, 8]。

$$R = O \times S \quad (1)$$

$$RPN = O \times S \times D \quad (2)$$

JIS 5750-4-3:2011[8]は、発生頻度 O を「事前に決定又は規定した期間における故障モードの発生頻度」、影響度 S を「故障の影響がどれほど強くシステム又はユーザに影響を与えるかの推定値」、検出性 D を「システム又は顧客が影響を受ける前に、故障を識別し、除去する機会の見積もり値」と定義している。さらに、発生頻度 O 、影響度 S 及び検出性 D は、それぞれが発生する可能性をランク付けした半定量的な評点（無次元の変数）として決定される。また、その評点は正の整数値で示され、ランクにおける評点の割り振りは、原則として最低ランクの評点を 1 とし、等差法（例えば、1, 2, 3, 4, 5 など）、等比法（例えば、1, 2, 3, 4, 16 など）又は混合法（例えば、1, 2, 4, 7, 10 など）により配分する[7]。

一方で、改良型 FMEA は、発生頻度 O 、影響度 S 及び検出性 D の評点を、PFM で算出された累積確率から指数関数式により割り振る。よって、改良型 FMEA は FMEA と比較して、より定量的に評点が決定されることを特徴としている。

PFM で算出された累積確率と改良型 FMEA の評点との関係を Fig.1 に示す。ここで、Fig.1 の縦軸は PFM で算出された累積確率 (y) で、通常、対数目盛で表示される。横軸は改良型 FMEA の評点 (x) で、通常、線形目盛で表示される。点 $P1(A, \alpha)$ の A は最も軽微なランクの評点、 α は A に対応する累積確率である。また、点 $P2(B, \beta)$ の B は最も厳しいランクの評点、 β は B に対応する累積確率である。Fig.1 は片対数なので、累積確率 (y) は、式(3)で示される。

$$y = c \times e^{dx} \quad (3)$$

ここで、 e はネイピア数である。また、 c 及び d は係数で、点 $P1(A, \alpha)$ 及び点 $P2(B, \beta)$ から算出される。

よって、PFM で算出された累積確率 (y) に対応する改良型 FMEA の評点 (x) は、式(4)により算出される。

$$x = \frac{\log_{10} y - \log_{10} c}{d \times \log_{10} e} \quad (4)$$

また、改良型 FMEA では、式(4)について、相対的な評価が可能となるように発生頻度 O 、影響度 S 及び検出性 D のそれぞれの点 $P1(A, \alpha)$ 及び点 $P2(B, \beta)$ を設定することにより、発生頻度 O 、影響度 S 及び検出性 D の重み付けを均等にすることができる。具体的には、まず、リスク優先数 RPN の評価対象とする複数の解析ケース（条件）で PFM による解析を行い、発生頻度 O 、影響度 S 及び検出性 D ごとの累積確率を算出する。次に、発生頻度 O 、影響度 S 及び検出性 D ごとに、解析ケースのなかで最も低い累積確率を Fig.1 で示した α に、最も高い累積確率を β に設定する。最後に、最も軽微な評点 A 及び最も厳しい評点 B を設定し、解析ケースごとに式(4)により評点 (x) を算出して、リスク優先数 RPN を相対的に評価する。

また、絶対的な評価も可能であり、その場合は、最も軽微な評点 A 及び最も厳しい評点 B に対応する累積確率 α 、 β の根拠を明確にするとともに、発生頻度 O 、影響度 S 及び検出性 D の重み付けを事前に決定する必要がある。

3. 改良型 FMEA による評価結果の可視化

可視化手法では、改良型 FMEA により算出された発生頻度 O 、影響度 S 及び検出性 D の評点が、レーダーチャートの 3 頂点に割り振った三角形で表現される。レーダーチャートにより可視化したイメージを Fig.2 に示す。

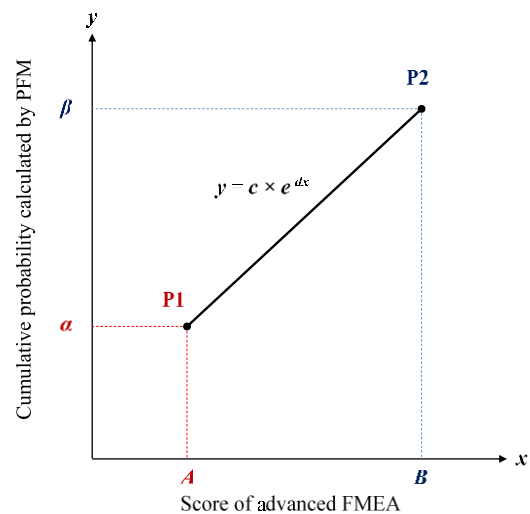


Fig.1 Relation between PFM results and Advanced FMEA scores.

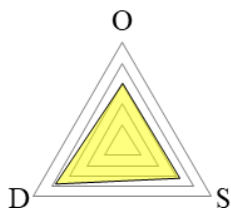


Fig.2 An image of visualization method.

レーダーチャートは、描画が比較的簡単であり、また、レーダーの大きさ（三角形の面積）により、総合的評価ができる利点がある[9]。三角形の面積をリスク面積 RA (Risk Area) と定義すると、リスク面積 RA は式(5)により算出される。

$$RA = \frac{(O \times S + S \times D + D \times O)}{2} \times \sin \frac{2\pi}{3} \quad (5)$$

ここで、 π は円周率である。

このように可視化手法は、複数の解析ケースを対象としたリスク面積 RA 並びに発生頻度 O、影響度 S 及び検出性 D について、レーダーチャートの比較により、それぞれの増減を視覚的に評価できることを特徴としている。

4. 可視化手法の有用性の確認

4.1 方法

改良型 FMEA による評価結果の可視化手法の有用性を条件付き試解析により確認した。解析対象は、原子炉再循環系配管の SUS316L 配管溶接継手 (SUS316L オーステナイト系ステンレス鋼配管の突合せ溶接継手の熱影響部付近) に発生した SCC (Stress Corrosion Cracking、応力腐食割れ) の亀裂進展とした。故障モードの特定は、SCC の亀裂進展及び SCC の補修工法の一つである WOL (Weld Overlay、ウェルドオーバーレイ工法) [10, 11] に関連付け、発生頻度 O、影響度 S 及び検出性 D を以下で定義した。

発生頻度 O : SCC 発生後の検査間隔期間 (年) の運転において、SCC が判定基準欠陥高さに到達する累積確率

影響度 S : SCC 発生後の検査間隔期間 (年) の運転において、判定基準欠陥高さを越えた SCC が、配管破損 (漏えい又は破断) の欠陥高さに到達する累積確率

検出性 D : 運転期間中において、SCC が目標基準欠陥高さに到達する前に、超音波探傷試験によって識別 (検出) されない累積確率

判定基準欠陥高さは、SUS316L 配管の板厚より 7mm 少ない高さ [10] と定義した。配管破損の欠陥高さは、板厚の 80% [11] と定義した。目標基準欠陥高さは、判定基準欠陥高さの 0.5 倍 (安全率 2) と定義した。

PFM による解析は、原子炉再循環系配管の SUS316L 配管溶接継手で発生した SCC の亀裂進展解析のために、Microsoft Office Excel ⑩ に搭載の VBA (Visual Basic for Applications) でプログラミングした PFM 解析コード [12] を使用した。SCC の発生位置及び応力拡大係数に関する変数及びそれらの不確実性は、Table 1 に示す文献 [13, 14, 15] を参照し、設定した。SUS316L 配管溶接継手における SCC による亀裂進展は、Fig. 3 に示す概念 [13, 14] を参照し、設定した。また、開発した解析コードの検証は、決定論的破壊力学 [16] 及び PFM [17, 18] による 400A 配管の解析に関する文献を参照し、それらの入力条件に基づいて解析した結果を比較した。開発した解析コードと検証で参照した文献は、応力拡大係数の算出課程が異なるため、決定論的破壊力学による解析結果の比較では、配管破損の時期が 1 年未満の誤差であることを確認した。PFM による解析結果の比較では、運転期間 40 年目の累積破損確率 (1/crack) が 1 桁以内の誤差であることを確認した。

解析ケースは全 16 ケースで、配管の種類を、呼び径 300A 配管 (配管外径 D_o : 318.5 mm、板厚 t : 21.4 mm) 及び 400A 配管 (配管外径 D_o : 406.4 mm、板厚 t : 26.2 mm) の 2 種類とした。検査間隔を 5、6、7 及び 8 年の 4 種類とした。超音波探傷試験員の力量を、有資格試験員及び無資格試験員の 2 種類とした。

初期欠陥の寸法は、高さ 0.01mm 及び長さ 0.02mm の半楕円形状 [12] とした。配管に作用する溶接残留応力は、有限要素法により算出された結果 [19] を目視で読み取った。内圧、一次一般膜応力、一次曲げ応力及び熱膨張応力は、原子炉再循環系配管の通常運転時に作用する応力 [14] を

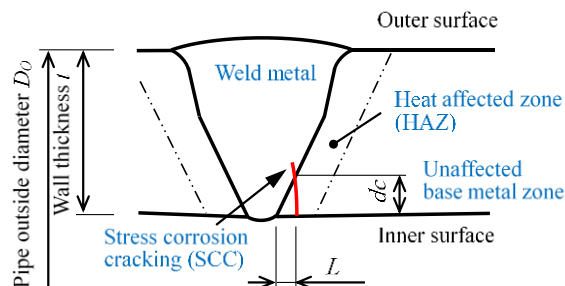


Fig.3 Schematic of SCC growth at butt welded joint of SUS316L grade stainless steel piping in primary loop recirculation system.

Table 1 Analysis conditions in PFM.

Items	Analysis Conditions	References
Stress intensity factor K (MPa \sqrt{m})	JSME S NAI-2008 (Att.E-5 5.3(1))	[15]
Crack height reaching weld metal dc (mm) (referring to Fig. 3)	$dc = L + \alpha$	[13]
Distance from weld metal to a SCC L (mm) (referring to Fig. 3)	Median: $\mu_L = 1.15$ Standard deviation: $\sigma_L = 1.39$ (Log-normal distribution)	[13]
Adding length α (mm)	Median: $\mu_\alpha = 2.99$ Standard deviation: $\sigma_\alpha = 1.31$ (Normal distribution)	[13]
SCC growth rate in heat-affected zone (HAZ) da/dt (m/s)	$da/dt = C \cdot K^m$	[14, 15]
	Exponent: $m = 2.161$ (Constant)	
	Coefficient: C	[15]
	$C = 0$ ($K < 0$)	
SCC growth rate in weld metal da/dt (m/s)	Median: $\mu_{CHAZ} = 9.018 \times 10^{-14}$ ($K \geq 0$) Standard deviation: $\sigma_{CHAZ} = 0.303$ (Log-normal distribution)	[14]
	$da/dt = C \cdot K^m$	[14, 15]
	Exponent: $m = 2.161$ (Constant)	
	Coefficient: C	[15]
$C = 0$ ($K < 0$)		
SCC growth rate in weld metal da/dt (m/s)	Median: $\mu_{CWM} = 1.017 \times 10^{-14}$ ($K \geq 0$) Standard deviation: $\sigma_{CWM} = 1.120$ (Log-normal distribution)	[14]

参照し、設定した。運転期間は40年間とした。

欠陥検出確率モデルは、式(6)及び式(7)に示すロジスティック曲線によるシグモイド関数[12]を使用した。

$$POD(a) = \frac{1}{1 + \exp(8.82 - 8.93a)} \quad (6)$$

$$POD(a) = \frac{1}{1 + \exp(19.0 - 10.5a)} \quad (7)$$

ここで、 $POD(a)$ は欠陥検出確率である。 a (mm) は SCC の欠陥高さである。式(6)が有資格試験員、式(7)が無資格試験員の欠陥検出確率モデルである。

また、式(6)及び式(7)の欠陥検出確率モデルを使用し、運転期間40年での配管の累積破損確率をPFMにより解析した既往研究[12]では、検査間隔5年以上で95%信頼区間の幅が狭い結果が示されたため、欠陥検出確率モデルの不確かさは考慮しなかった。

モンテカルロ法(単純サンプリング)のサンプル数 N は 10^6 とした。よって、発生頻度 O は、判定基準欠陥高さに達した場合の累積回数 m を N で割った値 (m/N) である。影響度 S は、配管破損の欠陥高さに達した場合の累積回数 n を m で割った値 (n/m) である。既に説明したように潜在的リスク R は、式(1)により発生頻度 O と影響度 S における評点の積で算出される。発生頻度 O と影響度 S の評点の元となる累積確率の積 ($= m/N \times n/m$) は、

SCC 発生後の検査間隔期間における配管の累積破損確率 n/N を意味する。また、検出性 D の1サンプル当たりの確率は、目標基準欠陥高さに達した場合において、運転期間中に実施された検査での欠陥不検出確率 ($PND(a): 1-POD(a)$) を乗じて算出する方法[20]を参照した。

発生頻度 O 、影響度 S 及び検出性 D の評点の設定は、最も軽微な評点 A を1、最も厳しい評点 B を10で統一した。また、発生頻度 O 、影響度 S 及び検出性 D の重み付けを均等にする相対的な評価とした。評点 A を1、評点 B を10とすることで、潜在的リスク R が最低点1から最高点100の範囲、リスク優先度 RPN が最低点1から最高点1000の範囲で評価される。

4.2 結果及び考察

Fig.4に発生頻度 O 、Fig.5に影響度 S 、Fig.6に検出性 D 、Fig.7に潜在的リスク R 、Fig.8にリスク優先数 RPN の結果を示す。また、Table 2にレーダーチャートにより可視化した結果を示す。Fig.9にリスク優先数 RPN とリスク面積 RA の関係を示す。

Fig.4が示すように、発生頻度 O の評点は400A配管の方が低い結果であった。これは、判定基準欠陥高さ(400A: 19.2mm, 300A: 14.4mm)が最も影響したと考えられる。Fig.6が示すように、検出性 D の目標基準欠陥高さ(400A:

9.6mm、300A: 7.2mm) も同様であった。一方で、 Fig.5 が示すように、影響度Sは300Aの方が低い結果であった。これは、配管破損の欠陥高ささと判定基準高さとの距離 (400A: 1.76mm、300A: 2.72mm) が最も影響したと考えられる。400Aは距離が短かったため、判定基準高さを超えた SCC が配管破損の欠陥高ささに到達する割合が高く、影響度 S の結果に影響したと考えられる。すなわち、発生頻度 O、影響度 S 及び検出性 D の呼び径に伴う評点の結果は、4.1 節で設定した定義によって影響される可能性が示唆された。よって、改良型 FMEA の利用者には、各自の保守管理に適した定義の設定が求められる。例えば、発生頻度 O 及び影響度 S に対する別の定義として、SCC 発生後の検査間隔期間ではなく SCC 発生後の運転期間と設定する方法や、判定基準欠陥高さではなく目標基準高さで設定する方法が考えられる。

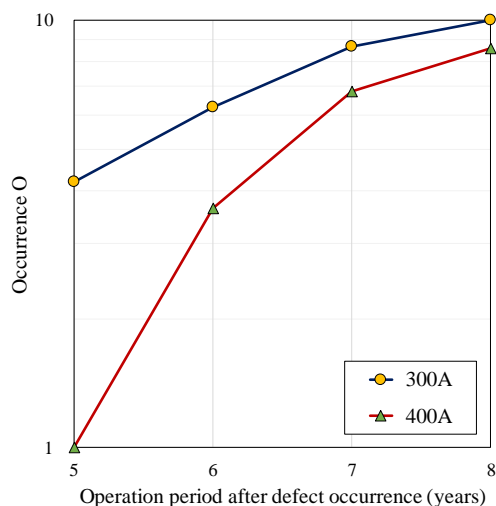


Fig.4 Score results of the occurrence O.

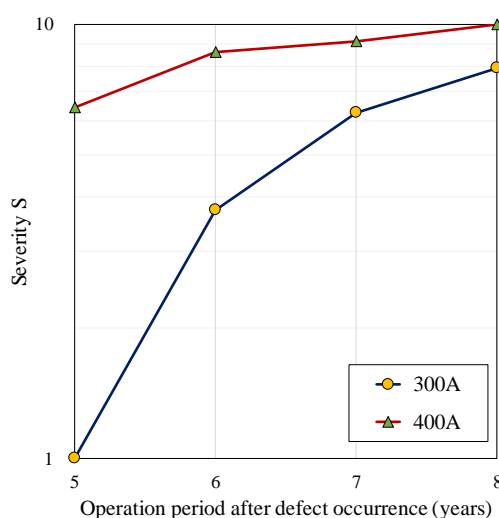


Fig.5 Score results of the severity S.

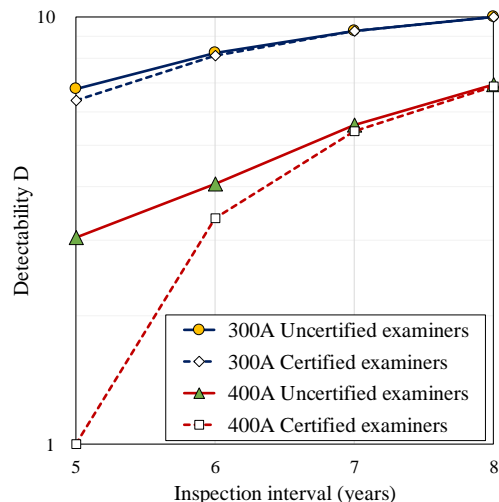


Fig.6 Score results of the detectability D.

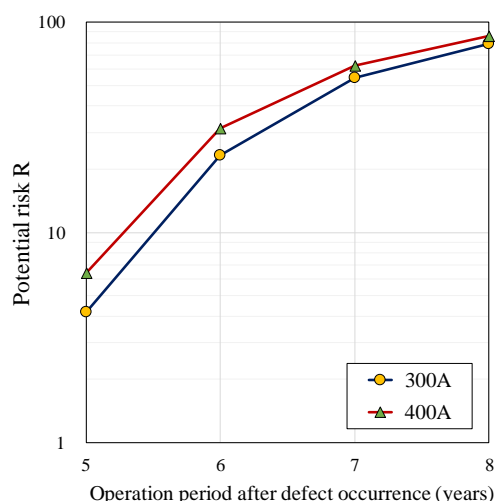


Fig.7 Score results of the potential risk R.

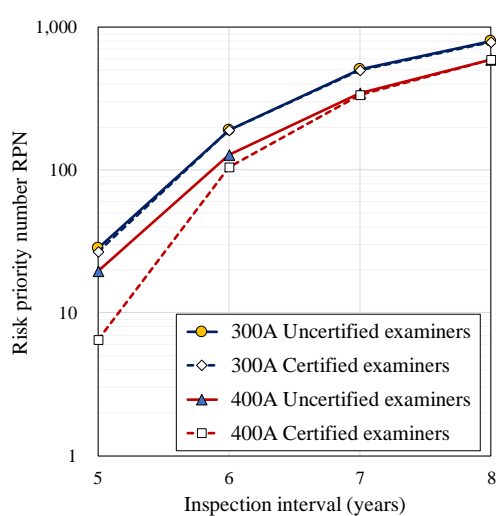


Fig.8 Score results of the risk priority number RPN.

Fig.6 及び Fig.8 が示すように、超音波探傷試験員の力量に伴う評点の結果は、検査間隔期間が短いほど影響される結果であった。検査間隔期間と配管呼び径の組み合わせによって、改良型FMEAの結果を元に、適切な力量の超音波探傷試験員を配置することが可能である。例えば、Fig.8の結果に基づく検査間隔期間が5年の保守管理の場合は、300A配管に力量の高い超音波探傷試験員を配置することが優先される。

Fig.4 から Fig.8 が示すように、各図の単独による比較・評価は可能であるものの、5つを総合的に比較・評価するためには、グラフのデータを別々に読み解く必要がある。一方で、Table 2が示すように、レーダーチャートによる可視化手法は、複数の解析ケースの結果をまとめて描画することにより、俯瞰した比較・評価が可能である。また、Fig.9の結果は、レーダーの面積が大きいほどリスク優先数 RPN は大きく、面積が小さいほどリスク優先数 RPN は小さくなる傾向を示し、リスク優先数 RPN とリスク面積 RA の関係における相関性を示した。

よって、可視化手法は、複数の解析ケースについて、リスク優先数 RPN の大小をリスク面積 RA により視覚的に評価する方法として有効であり、許容不可能なリスクがない状態に近づける反復プロセスでのリスク・コミュニケーションの手段としての有用性を示した。

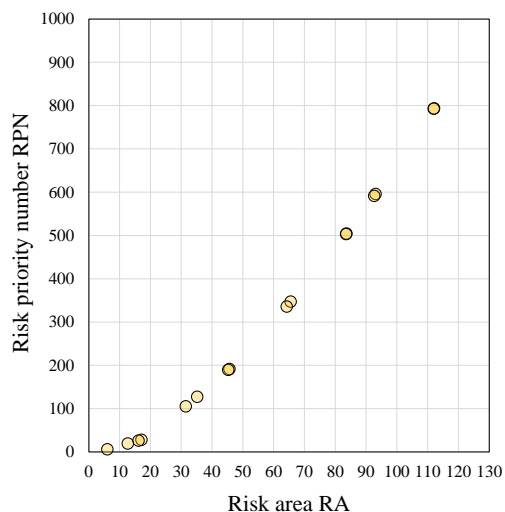


Fig.9 Relation between RPN and RA results.

Table 2 Visualized results of the risk.

Inspection Interval	300A		400A	
	Uncertified Examiners	Certified Examiners	Uncertified Examiners	Certified Examiners
5 years				
6 years				
7 years				
8 years				

O: Occurrence, S: Severity, D: Detectability

4.3 実用化へ向けた提言

改良型 FMEA は、試解析で対象とした SUS316L 配管溶接継手に発生する SCC に限らず、PFM により解析できる機器及び故障モードへの活用を期待する。また、PRA (Probabilistic Risk Assessment、確率論的リスク評価) で得られた結果を影響度 S の評点の算出に適用するなど、PFM 以外の解析結果の活用への応用を期待する。さらに、解析結果の不確実性に関連する項目 (欠陥の発生位置や個数、亀裂進展速度などの確率変数、溶接残留応力などの作用応力、超音波探傷試験員の力量を表す欠陥検出確率モデル、等) の精度を向上するためのデータ整備により、リスク・コミュニケーションにおける説明内容の信頼性向上を図ることを期待する。

本論文では、発生頻度 O、影響度 S 及び検出性 D の 3 つの指標における評点の算出について、最も厳しいリスクを評点 10、最も軽微なリスクを評点 1 の相対評価とすることで、重み付けが同等となるようにした。一方で、製造段階の努力による発生頻度 O 及び影響度 S のリスク低減や、運転段階の努力による検出性 D のリスク低減など、保守管理を実施する事業者によって 3 つの指標に対する資源バランスは異なることが考えられる。改良型 FMEA の高度化として、重み付けの仕方によって、資源の割り方を工夫することで、実用に即した評点の設定や割り振りの検討を期待する。

原子力施設の安全においてゼロリスクはないこと及び改良型 FMEA による評価結果には常に不確かさがあることを認識することが重要である。そのためには、発生頻度 O、影響度 S 及び検出性 D の評点の算出では、機器の保守管理における実態に適した入力条件を設定する必要がある。例えば、検出性 D の算出では、超音波探傷試験を実施する実環境 (温度、湿度、騒音、試験者の装備、制限時間等) によって欠陥検出確率モデルが変化するため、評点の結果が実態とは異なる可能性を秘めている。

5. 結論

機器の保守管理におけるリスク優先数の評価手法として、FMEA と PFM を融合した改良型 FMEA を開発した。また、改良型 FMEA の評価結果をレーダーチャートで可視化して評価する手法 (可視化手法) を開発した。さらに、可視化手法が許容不可能なリスクがない状態に近づける反復プロセスでのリスク・コミュニケーションの手

段として有用であることを示した。

謝辞

実用化へ向けた提言(4.3 節)において議論に協力していただいた東京工業大学の奈良林直特任教授に感謝する。

参考文献

- [1] 原子力規制庁: “新たな検査制度 (原子力規制検査) の実施に向けた法令類の整備 (第一段階) 及び意見募集の実施等について”, 原子力規制委員会ホームページ, 2019 年度 第 20 回原子力規制委員会, 資料 6 (2019).
- [2] 原子力規制庁: “新たな検査制度 (原子力規制検査) の実施に向けた法令類の整備 (第二段階) 及び意見募集の実施等について”, 原子力規制委員会ホームページ, 2019 年度 第 31 回原子力規制委員会, 資料 3 (2019).
- [3] 検査制度の見直しに関する検討チーム: “検査制度の見直しの方向性について (案)”, 原子力規制委員会ホームページ, 検査制度の見直しに関する検討チーム第 1 回会合, 資料 2-4 (2016).
- [4] 総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会: “原子力政策の動向について”, 経済産業省ホームページ, 原子力小委員会 (第 13 回会合), 資料 4 (2018).
- [5] 総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会: “これまでの議論の整理について”, 経済産業省ホームページ, 原子力小委員会 (第 17 回会合), 資料 7 (2018).
- [6] 日本産業規格: “安全側面—規格への導入指針”, JIS Z 8051 (2015).
- [7] 益田昭彦, 高橋正弘, 本田陽広, 信頼性技術叢書編集委員会監修: “新 FMEA 技法”, 株式会社日科技連出版社, 東京, 第 3 刷 (2015).
- [8] 日本産業規格: “ディペンダビリティ マネジメント—第 4-3 部: システム信頼性のための解析技法—故障モード・影響解析 (FMEA) の手順”, JIS 5750-4-3 (2011).
- [9] 福森讓, 田中豊: “認知的観点による多変量グラフの評価—顔グラフ・レーダーチャート・文字グラフの比較—”, 計算機統計学, Vol. 7, No. 1, pp. 37-45 (1994).
- [10] 原子力規制委員会: “実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則の解釈”, 原子力規制委員会ホームページ, 制定 2013 年 6 月 19 日 原規技発

- 第 1306194 号 原子力規制委員会決定, 改正 2019 年 6 月 5 日 原規技発第 1906051 号 原子力規制委員会決定, 別記-3 (2019).
- [11] 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 成立性評価”, 日本原子力学会誌, Vol. 39, No. 9, pp. 777-787 (1997).
- [12] M. Kojima, H. Takahashi, and H. Kikura: “Evaluation of Capabilities on Ultrasonic Testing Examiners Using Probability of Defect Detection and Cumulative Failure Probability”, Japan Society of Maintenology, E-Journal of Advanced Maintenance, Vol. 11, No. 2, pp. 65-78 (2019).
- [13] H. Machida and N. Yamashita: “Effect of Crack Detection Performance and Sizing Accuracy on Reliability of Piping with Stress Corrosion Cracks”, The ASME 2008 Pressure Vessels and Piping Division Conference, Chicago, Illinois, USA, July 27-31, PVP2008-61017 (2008).
- [14] 町田秀夫: “SCC き裂を有する配管の信頼性に対する非破壊検査性能の影響”, 日本機械学会論文集 A 編, Vol. 77, No. 782, pp. 240-255 (2011).
- [15] 原子力専門委員会 発電用設備規格委員会: “発電用原子力設備規格 維持規格 (2008 年版)”, 一般社団法人 日本機械学会, JSME S NA1-2008 (2008).
- [16] 一般社団法人 日本機械学会 維持規格分科会: “再循環系配管溶接接手の SCC き裂進展評価”, 原子力規制委員会ホームページ, 維持規格の技術評価に関する検討チーム会合に係る日本機械学会との面談 (平成 27 年 3 月 31 日), 資料 2 (2015).
- [17] M. Arakawa, K. Narumi, H. Machida, and K. Onizawa: “Benchmark Analysis on the Failure Probability Assessment of Piping with Stress Corrosion Cracks”, The ASME 2011 Pressure Vessels and Piping Division Conference, Baltimore, Maryland, USA, July 17-21, PVP2011-57498 (2011).
- [18] H. Machida: “Reliability Assessment of PLR Piping Based on Domestic SCC Data”, The ASME 2007 Pressure Vessels and Piping Division Conference, San Antonio, Texas USA, July 22-26, PVP2007-26059 (2007).
- [19] 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会: “原子炉再循環系配管に係わる健全性評価方法について (案)”, 経済産業省ホームページ, 原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会 (第 10 回会合), 配布資料 参考 10-3 (2004).
- [20] 永井政貴, 三浦直樹, 東海林一: “確率論的破壊力学評価を活用した配管健全性評価 —破損確率に対する欠陥検出能力の影響評価—”, 電力中央研究所報告 Q16007, 一般財団法人電力中央研究所 (2017).
(2020 年 1 月 22 日受理, 2020 年 6 月 8 日採択)