

## 重点指向型保全の重要度評価手法の検討

— Study of Importance-directed Maintenance Evaluation Method —

三菱重工業株式会社 熊野 哲嗣 Tetsuji KUMANO

In this paper, Importance-directed Maintenance Evaluation Method originally studied by Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. is described. This method can be applied to nuclear power plants in order to reduce maintenance cost.

KeyWords : maintenance, risk, reliability, importance ranking, optimization

### 1. はじめに

#### 1-1) 発電事業の置かれた状況

昨今の電力自由化に伴い、発電コスト、とりわけプラントの運転保守費の削減ニーズが増している。米国の原子力発電所では近年、運転保守費が低減しているにもかかわらず、プラントの稼働率は上昇している。したがって、より経済性を追求するとともに、アカウンタビリティのある新しい保全体系の確立の必要性が増している。

本論文では、今後の発電事業（特に原子力発電）においてより一層求められるプラントの安全性、信頼性の維持・向上、並びに経済性のさらなる向上を目指して当社が取り組んでいる新しい保全管理手法である「重点指向型保全」<sup>(1)</sup>の重要度評価手法の検討結果と適用事例について述べる。なお、本手法と基本概念が類似の手法は、国内外の各種産業において幅広く検討・適用が行われているが、本論文で述べる手法は、我が国における原子力発電の実情、技術的知見等を踏まえ、独自にカスタマイズしたものである。

#### 1-2) 開発の目的

重点指向型保全は、プラントの安全性（炉心安全、公衆被ばく）、信頼性（機能維持）等の観点から重要

な設備に対して重点を置き、必要以上に実施している設備については、その保全内容を適正化するものである。したがって、重点指向型保全の重要度評価の大きなポイントは、安全性、信頼性及び経済性（運転・保守コスト）のバランスを如何にとりながら保全対象（設備、保全内容）の重要度の順位付けを行うかにある。ここでは、原子力発電プラントで特に重要視される安全性、信頼性の観点からの重要度の順位付け（重要度評価）の評価手法を概説する。

### 2. 評価手法の基本構想

#### 2-1) 評価の目標

原子力発電においては、安全性、信頼性がとりわけ重視されるため、ここではプラントの安全性、信頼性の確保の基本的考え方について述べる。

原子力発電の安全性、信頼性の確保とは、究極的には公衆の健康への影響を与えないことである。そのため、原子力発電プラントは、多重障壁、深層防護の思想、あるいは十分な安全率をとった構造設計等の安全・信頼性設計が施され、異常事象の発生、事故への拡大を防止するような仕組みになっている。それによって、原子力発電プラントの安全性、信頼性は極めて高いものになっている。

ところで、原子力発電プラントにおける異常事象の発生、例えば原子炉冷却材等の内包流体の漏洩に対して、我が国の運用の実態としては、例え微少な漏洩であったとしても、プラントを強制的に停止させて事故への拡大防止を図っている。すなわち、プラントの信頼性（上記例では内包流体に対する耐圧機能）の確保が安全性（放射性物質の施設外放出に対する公衆安全）確保の前提となっている。

◆連絡先：熊野 哲嗣

〒652-8585 神戸市兵庫区和田崎町1-1-1  
三菱重工業(株)神戸造船所  
原子力保全技術部 計画課 保全高度化チーム  
e-mail : tetsuji\_kumano@mhi.co.jp

以上より、重点指向型保全の重要度評価においては、公衆安全の確保を最終目標にしつつも、それを達成するための前提であるプラント・システムの機能（運転）の確保を大きな目標とする。原子力発電プラントで考慮すべき安全性、信頼性のレベル（防止すべき目標）を図-1に示す。

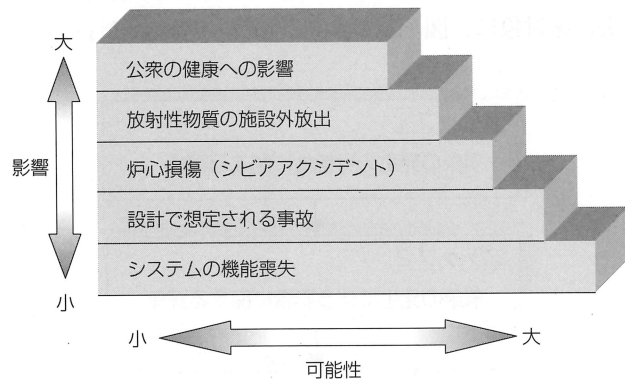


図-1 Level of Safety and Reliability for Nuclear Power Plants

## 2-2) 評価の適用対象

ここでの重要度評価手法は、原子力発電プラントを念頭に置いたものであるが、その基本概念は原子燃料サイクル施設、あるいは原子力以外の機械設備（火力発電、化学プラント等）にも適用できるものである。

原子力発電プラントは、様々な設備、すなわち主に発電に用いられる常用系設備、原子炉を中心としたプラントの安全確保のために備わっている安全系設備、並びにその他の付帯設備より構成されるが、評価の適用対象は基本的にこれら全ての設備である。ただし、評価においては設備の種類の違いにより、当然のことながら考慮すべき安全性、信頼性の定義（尺度）も異なる。本手法においては、原子力発電プラントの中心的設備である常用系設備及び安全系設備をまず念頭に検討を行う。

## 3. 評価手法の検討

### 3-1) 基本方針

重点指向型保全の重要度評価手法の検討にあたっては、基本的に「リスク」の概念を適用する。リスクとは本来、「危険（率）；事故発生、損失の可能性」という意味があり、事象（設備の故障・損傷）の発生の可

能性と、事象の発生に伴う影響の組み合わせで表される。近年、米国を中心に、リスク評価から得た知見（リスク情報）を活用したプラント管理（供用期間中検査・試験等）が適用され<sup>②</sup>、プラントの安全性、信頼性の維持・向上と経済性の両立に寄与している実情を考えれば、本手法においても、基本的には同様の考え方を採用するのが妥当と判断される。よって、手法の基本方針としては、リスク評価技術を土台とする。なお、一口にリスクと言っても、機械設備に対して一般に認識されている「安全リスク」（人的／社会的被害等）だけでなく、「経済リスク」（経済的損失、経営危機等）や「社会リスク」（大規模災害、社会的脅威等）等も考慮する必要がある。

リスク評価手法の種類としては、基本的アプローチとして、大きく決定論的手法と確率論的手法がある。また、両者の長所を採り入れて融合させた手法もある。一方、評価で取り扱うデータや結果の質的観点からは、定量的手法と定性的手法、またその中間の半定量的手法が挙げられる。

本手法では、それぞれの長所／短所を見極めた上で、コストベネフィットも踏まえた合理的な手法の検討を行う。

### 3-2) 各手法の特徴（その1）

#### a. 決定論的手法

決定論的手法は、ある定められた値や条件（設計評価式・手順等）を基に、確定的な答えを求める手法であり、原子力発電プラント等の構造設計や安全評価などの許認可申請において従来から用いられてきた手法である。したがって、すでに幅広く認知された手法であると言える。また、現象論的な評価であることから、評価の内容や結果がわかりやすいのがポイントと言える。

#### b. 確率論的手法

確率論的手法は、確率論的安全評価（PSA：Probabilistic Safety Assessment）や確率論的破壊力学（PFM：Probabilistic Fracture Mechanics）解析のように、個々の評価パラメータがある確率分布を持っていて、それらのパラメータの組み合わせ（演算）によって、最終評価事象の発生確率値を求めるものである。また、様々な想定シナリオを確率的に考慮することができる点は、ある一定のシナリオしか扱えない決

定論的手法にはない特徴である。確率論的手法は近年、前述のリスク情報を抽出する手法として注目されているアプローチであるが、個々のパラメータの不確定性の問題や、評価結果である確率の概念が我が国には十分浸透、理解されていないというのが、本手法の普及を阻んでいる。

c. 決定論と確率論の融合型手法

決定論的手法と確率論的手法の両者の長所を採り入れたのが融合型手法である。これは、決定論的アプローチで、確率論的手法の特徴である様々な想定シナリオを考慮するものであるが、想定シナリオ（事象の発生及びその影響）の発生確率は必ずしも定量的には評価せず、定性的または半定量的な手法で評価するやり方である。

3-3) 各手法の特徴 (その2)

a. 定量的手法

定量的手法は文字通り、評価用データや結果が数値として定量的に表される手法である。決定論的手法の多く（構造設計や安全評価）はこのパターンである。また、確率論的手法も基本的にこのパターンである。この手法の特徴は、評価用データや結果が数値で表されるため、評価の内容が客観的で相対比較しやすいという長所がある反面、評価に多くの手間がかかる点が逆に短所である。

b. 定性的手法

定性的手法は、定量的手法とは逆に、評価用データとして数値を用いず、評価者の知識、経験に基づく感覚等で評価を行うものである（評価結果も数量化されない）。上記定量的手法に比べて、やや評価者の主観に依存する場合もあるが、客観的な手順の下、評価手法が手順化（テンプレート化）されれば、評価の手間がかからず、また、結果も「大／中／小」区分のようにシンプルに表されるため、素人にはわかりやすい面がある。

c. 半定量的手法

半定量的手法は、上記定量的手法と定性的手法の両方のいい面を採り入れて、合理的な評価が行えるようにしたものである。これはまた、上記両手法がそれぞれ持つ欠点を補うものでもある。

3-4) 評価手法の検討

a. 評価手法の概要

今回の評価手法では、上記のような特徴を踏まえ試行的に、決定論と確率論の融合型／半定量的手法による重要度評価手法を試みた。検討は、ここでは原子力発電プラントの計画外停止に至るケースの一例として、内包流体の系外漏洩（機器・配管の耐圧機能の喪失）を対象に、図-2に示す3つのステップで行った。

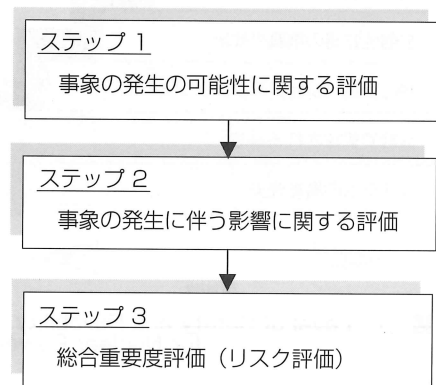


図-1 Steps for Evaluation

b. 事象の発生の可能性に関する評価 (ステップ1)

「事象の発生の可能性」とは、ここでは劣化の顕在化による系外漏洩の発生の可能性を言う。プラントの対象設備・部位によって考慮すべき劣化事象（劣化モード）は様々であるが、原子力発電プラントの原子炉廻りの設備で系外漏洩の観点から特に懸念すべきは疲労と応力腐食割れ（SCC：Stress Corrosion Cracking）である。疲労の中では、熱サイクルによる疲労（熱疲労）や振動疲労、また軽水型原子炉の場合、炉内の高温水中環境による疲労（環境疲労）など、いくつかのタイプに分かれる。SCCについても、機器や配管が接する環境に依存するため（例えば溶存酸素濃度や塩化物物の存在など）、同様にいくつかのタイプに分かれる。したがって、系外漏洩の発生の可能性（初期き裂の発生から貫通割れに至るまで）の評価では、個別の劣化モード毎に余寿命をあらかじめ決まった評価式やデータに基づいて評価する。これらの評価は、原子力発電プラントの高経年化対策検討として評価が行われており、これらの評価結果、知見を活用する。また、過去に類似箇所でも不適合事例が発生している場合や、プラントの設備点検結果で劣化兆候が見つかったものについては、当然のことながら劣化モードとして特に

重点的に考慮することになる。ただし、すでに材料改善や劣化緩和措置等の対策がとられている場合には、考慮すべき劣化モードからは対象外になるか、重要度が低くなる。

以上のように、系外漏洩の発生の可能性は個別の劣化モード毎に評価していくが、最終的には以下のような簡易手法により、複数の劣化モードを同時に考慮した評価を行う。表-1は、考える全ての劣化モードを横軸に並べ、評価対象設備（機器・配管等）で該当する劣化モードについて「○印」を付し、○印の数の多さでトータルの系外漏洩の発生の可能性の大小を判定するものである。この内、特に重要と考えられる劣化モードに対しては「●印」を付して識別し、評価にあたって特別な重み付けをする。この手法の特徴は、基本的に劣化の有無を一つまたは二つの判定基準で選択的に判定するだけであるため（劣化の判定基準の策定及び実際の判定には様々な知見が必要であるが）、また劣化に対する重要度（表-1の「劣化に対する重要度」）の判定も機械的であるため、評価の手順は単純であること、さらに、複数の劣化モードにまたがって見た場合、劣化モード間の重みが定性的ではあるが、ある程度考慮されることなどが挙げられる。

以上に述べた評価は、個別の劣化モードに対してより細かな判定基準を設定することによって、劣化に対する重要度をより木目細かく差別化することができる。ただしその場合、評価に必要な様々なデータの収集、分析等に手間がかかることから、目的に応じた手法の確立が必要である。

c. 事象の発生に伴う影響に関する評価（ステップ2）

「事象の発生に伴う影響」とは、ここでは内包流体の系外漏洩の発生によって生じうる結果を言う。一口に系外漏洩と言ってもそのパターンは様々である。すなわち、漏洩の規模やプラント運転継続の技術的可否、内包流体の放射性／非放射性の区別などである。ここでは具体的に、漏洩率と漏洩時間、漏洩検知性、漏洩隔離性、系統の多重性・冗長性、異常状態に対するプラントの措置及び内包流体の放射能の有無について考慮する。

漏洩の規模は、漏洩率と漏洩時間の積算によって決まる。漏洩率は、損傷部の開口面積、系内を流れる流体の流速、温度、圧力等の保有エネルギーによって変わりうる。よって、ある目的で特定の箇所に対して漏洩率を評価することは可能でも、多くの設備に同様に評価することは現実的ではない。ただし簡易的には、温度、圧力等の使用条件の厳しさや、配管の場合には口径により漏洩率の大小を相対的に推定することは可能である。

漏洩時間については、漏洩を検知し発生箇所を特定した上で、漏洩が隔離可能かどうかによって変わってくる。まず、漏洩検知性については、加圧水型軽水炉を例にとれば、原子炉格納容器の中で漏洩が発生した場合、格納容器サンプ水位計、凝縮液量測定装置等の漏洩監視装置によって漏洩の発生そのものの検知は可能である。ただ、プラント運転中には基本的に格納容器内に入れないため、漏洩箇所の特定はむずかしくなる。一方、格納容器外であれば、上記のような漏洩監

表-1 Likelihood Analysis Table (example)

系統	機器・部位	設計上の重要度 (告示501号)*1	劣化モード*2,3						不適合事例、劣化実績等	劣化に対する重要度*4
			疲労			SCC		...		
			熱疲労	振動	環境型	酸素型	塩素型			
■■■■系	配管A部	1種	○	×	○	○	×	...	×	中
	配管B部	3種	●	×	×	○	×	...	○	大
	配管C部	3種	×	○	×	×	×	...	×	小
⋮	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮	

\*1：設計上の重要度は必ずしも劣化に対する重要度と一義的に対応しないため、ここでは参考情報扱い。

\*2：代表例として配管の疲労、応力腐食割れ(SCC)を主体に記載。

\*3：劣化の顕在化の可能性：有・・・○（一般）、●（重要）  
同上：無・・・×

\*4：○の数が [4] 個以上、または●が [1] 個以上ある場合・・・大

○の数が [3] 個の場合・・・中

○の数が [2] 個以下の場合・・・小

(注) [ ] 内の数値は暫定的に定めたもの。数値は相対的に差別化が図れるように適宜定める。

表-2 Consequence Analysis Table (example)

系統	機器・部位	漏洩規模 (時間を含む)			系統の多重性、冗長性*3	プラント運転に対する措置*3,4	内包流体の放射性*5	設計上の重要度 (告示501号)*6	影響に対する重要度*6
		漏洩率*1	漏洩検知性 (CV内外)*2	漏洩隔離性*3					
■■■系	配管A部	大	内	×	×	停止	放射性	1種	大
	配管B部	中	外	○	○	運転継続	放射性	3種	小
	配管C部	中	外	○	×	停止	放射性	3種	中
・	・	・	・	・	・	・	・	・	・
・	・	・	・	・	・	・	・	・	・

- \*1: 同一系統内でも、温度や圧力は変わりうる。ここでは定性的な相対評価による。
- \*2: 格納容器 (CV) 内外で優劣は付け難いため、ここでは参考扱い。
- \*3: 漏洩隔離が可能であっても、系統に多重性、冗長性がなければプラントの運転継続はできない。
- \*4: 区分は、プラント運転継続、プラント出力降下、プラント停止の3区分。
- \*5: 放射性流体を含む場合の方を、非放射性流体を含む場合に対して優先する。
- \*6: 設計上の重要度は必ずしも影響に対する重要度と一義的に対応しないため、ここでは参考情報扱い。
- \*7: 影響に対する重要度の区分は、実際には各評価因子毎に評価付けを行い、そのトータル点で判定する。

視装置はなく、基本的に系統のプロセスパラメータの変化で把握するか、または運転員のパトロールによって漏洩の発生を把握することになる。後者により、格納容器内での漏洩発生に比べて、漏洩箇所の特定は相対的に容易となる。以上を考慮した結果、あらゆる漏洩の発生を想定した場合、漏洩検知性 (手段、時間) を格納容器の内外で一律に差別化することは容易ではない。次に、漏洩隔離性については、原子炉冷却材圧力バウンダリのように隔離不可能な場合もあれば、系統上の弁を閉止することによって隔離可能な場合もある。後者の場合、プラントの運転に影響を与えずに漏洩隔離するには、当該系統が多重性、冗長性を有していることが前提であることから、系統の多重性、冗長性も評価因子の一つとして考慮する。漏洩隔離が不可能な場合は、プラントの保安規定に原子炉格納容器内への漏洩率に関する規定があるものの、我が国ではプラントを強制的に止めているのが実情である。したがって、漏洩隔離が不可能な場合は、プラントの計画外停止として稼働率 (経済リスク) への影響が最も大きい。逆に、漏洩隔離が可能な場合には、そのままプラントの運転を継続できる可能性がある。よって、漏洩隔離の可否によって差別化が可能なることから、評価因子の一つとして考慮する。これは、漏洩発生 (異常状態) 時の措置 (プラント運転への影響) に関係するものでもある。

さらに、内包流体が放射性か非放射性かについては、原子力固有のリスク (安全/社会リスク) である放射能放出の観点から、区別が重要である。

以上を整理したのが表-2 である。

#### d. 総合重要度評価 (リスク評価)

「総合重要度評価 (リスク評価)」では、b 項で述べた「事象の発生の可能性」と c 項で述べた「事象の発生に伴う影響」の評価結果の組み合わせによる総合重要度評価マトリックス (表-3) により、保全実施の重要度 (優先順位付け) を行う。実際の保全への適用にあたっては、個々の設備の重要度に合った保全方式を策定する必要がある。

表-3 Integrated Importance Analysis Table (example)

総合重要度マトリックス*1		影響に対する重要度*2		
		大	中	小
劣化に対する重要度*2	大	A	B	C
	中	B	C	D
	小	C	D	E

- \*1: 保全の優先度: [高] A→B→C→D→E [低]
- \*2: 区分の数、ランク分けは、個々の評価において適宜設定する。

## 4. まとめ

本論文では主として、重点指向型保全の重要度評価手法にあたって考慮した事項について述べた。本手法は、供用期間中検査等、実プラントの保全活動に適用していく予定である。

### 参考文献

1. 正森滋郎、各機関の動向 三菱重工株式会社、フォーラム保全学-創刊号-、Vol.1, No.1 (2002)
2. 吉田智朗、解説記事 リスク評価と保全、フォーラム保全学、Vol.1, No.2 (2002)