

# BWR の保全活動におけるコストおよびリスクの同時評価手法の構築

## Development of an Evaluation Method for Cost and Risk in Maintenance Strategy of BWR

東北大学大学院工学研究科 白石 夏樹 Natsuki SHIRAISHI Student Member  
東北大学大学院工学研究科 高橋 信 Makoto TAKAHASHI Member  
東北大学大学院工学研究科 橋爪 秀利 Hidetoshi HASHIZUME Member

The purpose of this study is to develop an evaluation method to optimize both cost and risk in maintenance strategy of BWR plant in long-term operation. Plant operation is simulated in a simplified model, and the condition of the components treated in the model are evaluated statistically with Monte Carlo simulation. While Probabilistic Safety Assessment(PSA) methods such as Fault Tree Analysis(FTA), Event Tree Analysis(ETA), and Failure Mode and Effects Analysis(FMEA) are also used to estimate Core Damage Frequency (CDF) as the risk. The results of simulation is estimated quantitatively as Cost of Electricity (COE), CDF, and consequence of Human Error in maintenance activities. And these results suggest it is useful to discuss how and when the components should be maintained.

**Keywords:** BWR, Maintenance, Modeling and Simulation, PSA, COE, CDF, Human Error

### 1. 緒言

現在、日本国内の電力供給の約3割は原子力発電によるものであり[1]、また国内のエネルギーセキュリティ問題の観点からも、今後の発電事業において、原子力発電の役割は重要になるとと思われる。

このような中、1995年の電気事業法の改正を受けて、現在電力産業においていわゆる「電力の小売自由化」が進んでいる。これにより、電力事業者は今後、原子力発電所の運転に際して、安全性のみならず経済性も追求する必要があると考えられる。国内原子力発電においては、法令に基づき実施される定期検査(定検)や、それに伴い実施される分解点検などの保全活動により、高い安全性を維持している[2]。その一方で、経済性の面で見ると、設備維持費の増加も懸念され、必ずしも最適であるとは言えない。したがって、原子力発電は今後、十分な安全基準を満たしつつ、エネルギー市場における経済的競争力を高めるための、最適な保全計画を構築、評価する必要があると考えられる。

保全活動における経済性および安全性の相互関係の評価は、過去の研究例として、遺伝アルゴリズムや評価対象のモデル化などを用いた事例が報告されている[3-7]。また著者らは、評価対象のモデル化、およびモンテ

カルロ法を用いたシミュレーションを行う事による、評価手法の構築に関する基礎研究を行ってきた[8]。しかしながら、遺伝アルゴリズムによる評価は、評価対象の体系が複雑化するほど適用が困難である事、また得られる最適解が非現実的な場合があるなどの問題点がある。

一方、モデル化によるシミュレーションを用いた評価においても、原子力発電所のような複雑かつ、数十年という長期運転を要求されるシステムに対する安全性評価、特に炉心損傷のようなリスクの評価を行う場合、定量的な評価のみにとどまらず、リスクの要因を体系的に把握できる事が重要である。さらに、定量評価の際にも、運転期間におけるリスクの変動を、時系列データとして取り扱える事が望ましい。リスク評価の指標として代表的な、炉心損傷の発生頻度である、炉心損傷頻度(CDF: Core Damage Frequency)を体系的に捉えるために、既存の手法として Fault Tree Analysis(FTA)や Event Tree Analysis(ETA)といった評価手法が有効であると考えられる。しかしながら、時系列データとしての CDF 評価を行うために、これらの手法をそのまま適用するのは困難であるため、新たな方策を考える必要がある。

したがって本研究では、モデル化によるシミュレーションに、従来の PSA の手法を用いたリスク解析手法を導入することで、より体系的なリスクの定量評価を可能にする手法を提案する。さらに、長期的視点で見たプラン

連絡先: 白石 夏樹、〒980-8579 宮城県仙台市青葉区荒巻  
字青葉 6-6-01-2 量子エネルギー工学専攻 橋爪研究室  
TEL/FAX: 022-795-7906 / e-mail: nshira@kamaqsc.tohoku.ac.jp

ト稼働率を元に、発電コストを算出する事で、リスクおよびコストの同時かつ定量的な評価を行い、保全最適化のための指針を提供可能な手法の構築を目的とする。

## 2. 計算モデルの構築

### 2.1 評価対象およびシステムの構成

本研究では沸騰水型原子力発電プラント(BWR)を評価対象とする。プラントは主蒸気系や給水・復水系などに代表される常用運転系(RSS: Regular Service Systems)と、高圧スプレイ系や残留熱除去系などに代表される工学的安全施設(ESF: Engineering Safety Features)の2つのシステムから構成されると仮定する。RSS および ESF はそれぞれ7つのサブシステムから構成され、各サブシステムは異なる機種および機器数で構成されているとする[9]。Table1 にサブシステムの名称および構成機器数を示す。

### 2.2 構成機器の健全性確認および保全活動の概念

機器の評価にあたっては、国内 BWR の過去の運転実績を元に、単位時間あたりの故障発生確率が導出されている[9]。この故障確率は時間故障率と呼ばれる。機器の時間に依存した故障確率  $P_T$  は、時間故障率  $\lambda_T$  [1/h] および時間  $t$  [h] を用いて、式(1)で表される[11]。

$$P_T = \int_0^t \lambda_T dt = \lambda_T t \quad (1)$$

本研究ではシステムの健全性を評価するために、モンテカルロ法を用いる事で、システムの動作シミュレーションを行う。システムを構成する各機器の  $P_T$  はタイムステップごとに導出され、 $P_T$  と乱数の大小の比較により、機器の故障の有無を評価することで、システムの健全性を評価する。タイムステップは1日(=24時間)とし、本研究ではプラントの運転時間が30年になるまで評価を行う。なお、モンテカルロ法を行うにあたり、シミュレーションの試行回数は10,000とした。

プラントに対しては、法令に基づき定検を実施するものとし、その際にはRSS および ESF を構成する全機器に対して分解点検が実施されるものとする。これにより、機器は新品同様の性能に復帰すると仮定し、故障確率はゼロにリセットされる。また、通常待機状態にある ESF の構成機器には、非常時に正常動作が行えるように、一定周期ごとに動作試験が実施される[9]。これにより機器の故障確率はゼロにリセットされると仮定する。Table2 に定検の実施周期ならびに定例試験の実施周期を示す。また Fig1 に機器の故障確率の変化の概念図[12]を示す。

Table 2. Subsystems and the number of components

System	Subsystem	number of components
Regular Service System (RSS)	Main Steam (MS)	12
	Primary Loop Recirculation (PLR)	20
	Control Rod Drive (CRD)	24
	Condensate Feedwater (C-FDW)	33
	Turbine related system	16
	Reactor Water Cleanup (CUW)	18
	Reactor Building Closed Cooling Water System (RCW)	22
Engineering Safety Features (ESF)	Main Steam Isolation Valve and Safety Relief Valve (MSIV_SRV)	8
	Emergency Diesel Generator	3
	High Pressure Core Spray (HPCS)	16
	Low Pressure Core Spray (LPCS)	12
	Residual Heat Removal A (RHR_A)	14
	Residual Heat Removal B&C (RHR_BC)	14
Stand-by Gas Treatment (STGS)	13	

Table 1. Maintenance Cycle

Maintenance Activity	Planned Outage	Surveillance (MSIV)	Surveillance (except MSIV)
Cycle	1 year	1 week	1 month

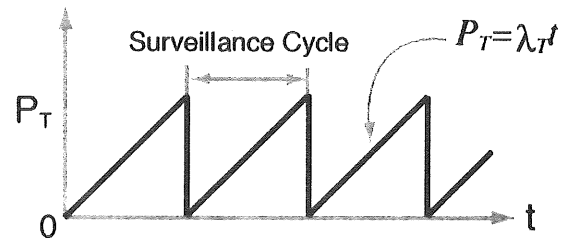


Fig. 1. Concept of the failure probability of component

### 2.3 プラントの運転状況の評価

RSS の構成機器に故障が発生した場合、RSS は異常状態になると仮定する。そして、発生した異常事象に応じて、動作要求をされた ESF が順次動作する事でプラントを安全に停止させるものとする[9]。本研究では RSS の各構成機器に対して、あらかじめ機器の引き起こす異常事象を設定する。そして、故障発生時には異常事象の内容に応じて、動作要求された ESF の動作をモンテカルロ法によりシミュレートすることで、異常事象の進展の様子を評価し、異常事象の深刻さに応じた停止時間を決定する。この停止時間を計画外停止時間と呼ぶ。Table3 にイベントに応じた ESF の動作順序[9]を示す。本研究では2種類のイベントの発生を仮定し、その種類によって、ESF の動作の順番が異なる。計画外停止時間は異常動作を起こした ESF の数が多くなるほど長くなると考えられる。したがって、本研究では Table4 に示すように、ESF の異常動作数に応じて計画外停止時間を任意に設定した。

Table 3. The operation sequence of the subsystems in ESF for two initiating events

Subsystems in ESF	The operation sequence for the event 1	The operation sequence for the event 2
MSV_SRV	2	7
DG	4	2
HPCS	3	1
LPCS	5	3
RHR_A	6	4
RHR_BC	7	5
SGTS	1	6

Table 3. Unscheduled downtime due to the number of failed subsystems in ESF

The number of failed subsystems in ESF	Unplanned downtime
0	15days
1	45days
2	90days
3	0.5years
4	270days
5	1year
6	1.5years
7	2years

またESFを構成する機器に対しては動作試験を実施するが、これらは通常待機状態の機器であるため、起動失敗等の異常が発生する可能性がある。したがって、本研究では動作試験時においてもモンテカルロ法により動作状況をシミュレートし、試験の実施状況を評価する。試験によりESFの構成機器に異常事象が発生した場合、復旧のために3日を要するとし、その際プラントの運転は停止されるものとする。また定検実施時には、作業期間として45日を要すると仮定[13]し、その際プラントの運転は停止される。この停止時間を計画停止時間と呼ぶ。

## 2.4 時間経過の概念

Fig2に時間経過の概念図を示す。プラントにおける経過時間を算出するにあたっては、RSSにおける経過時間とESFにおける経過時間が同時に経過するようにモデルを構築した。

## 3. 安全性および経済性の評価方法

### 3.1 既存の評価手法による炉心損傷頻度(CDF)の算出[12,14]

#### 3.1.1 既存の評価手法

##### (1) Fault Tree Analysis(FTA)

FTAとは、システムの異常(頂上事象)の原因となる、互いに独立な事象(基事象)の関連性を、ブール論理(論理和および論理積)で図的に表現し、Top-Down的なアプローチで評価する手法である。演繹的かつ定量的な解析が

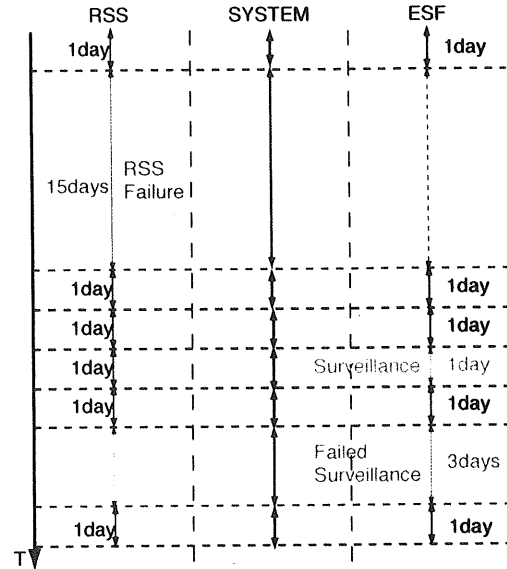


Fig. 2. Concept of time passage

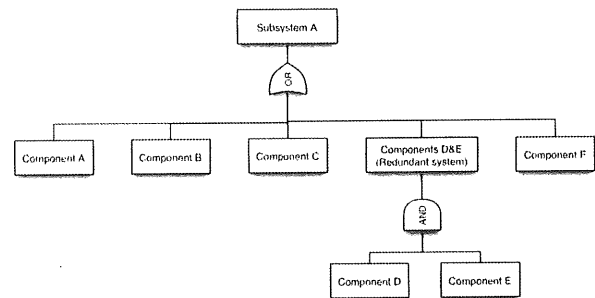


Fig. 3. Concept of Fault Tree

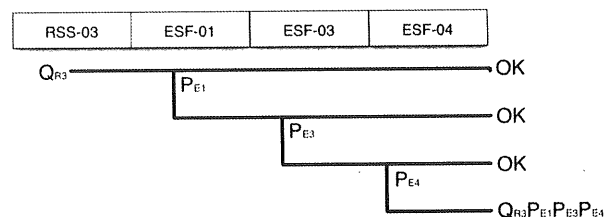


Fig. 4. Concept of Event Tree

可能であり、また複雑なシステムを詳細に解析でき、極めて融通性に富むという利点があるが、複雑なFTの構築にはシステムの構造および動作に関する多くの知識と労力が必要になる。Fig3にFTの概念図を示す。

##### (2) Event Tree Analysis(ETA)

ETAとは、初期事象の発生後、最終的な結果に至るまでのシーケンスを樹形図により展開する解析手法である。Fig4にETの概念図を示す。ETの分岐点である中間事象の発生確率はFTにより算出され、RSSの故障により発生する異常事象に対して、全てのESFが動作できなかった場合の確率を算出する。この確率は対象とするイベントにおける最悪の事故の発生確率であり、原子力発電にお

いては、炉心の損傷が対象となる。この確率を炉心損傷頻度(CDF: Core Damage Frequency)と呼び、本研究ではCDFをリスク評価の目安とする。

### (3) FMEA(Failure Mode and Effects Analysis)

FMEAは機器の単一故障から故障モードを解析し、システムに対する影響を評価する手法である。比較的少ない労力で容易に行えるが、各機器間の影響が解析しにくく、2つ以上の機器故障が発生した際の解析が困難である。FMEAは機器レベルからシステムレベルを評価するボトムアップ的なアプローチである。

#### 3.1.2 FTA/ETA/FMEAを用いたCDFの評価

以上に示したように、FTA、ETA、およびFMEAはそれぞれにメリット、デメリットが存在するが、それぞれのメリットで補完する事によって、より体系的な安全評価が行えると考えられる。本研究において、サブシステムを構成する各機器の健全性は、タイムステップごとに評価される。そして、ある機器に故障が発生した場合、故障によりシステムに与えられる影響は、FMEAの概念に基づいて決定される。機器の故障確率は、あらかじめ構築されたFTの基事象の発生確率として用いられ、それによりサブシステムの故障確率を算出する。FTAにより得られたサブシステムの故障確率は、構築したETの中間事象の発生確率として適用される。そして、得られたETの解析によって、CDFを定量的に算出する。

### 3.2 保全活動時に発生するヒューマンエラー

過去の事故事例の報告[15]から、保全活動における作業員のミスによる計画外停止、もしくは定検期間の延長が起こる割合は非常に高く、ヒューマンエラー(HE)の評価は保全最適化を行う上で、重要な要素であると言える。HEによる機器故障の発生をモデル化し、シミュレートするのは困難であるため、本研究ではHEによるシステム停止のリスクを、CDFと分けて評価する。HEによるシステム停止のリスクは、システムを構成する機器に対する保全作業回数、作業難易度、および保全対象の機器のシステム内における重要度に依存すると考えられる。今回は作業回数ならびに機器重要度を用いて、ヒューマンエラー発生危険度の評価を行う。機器の重要度を導出するにあたり、本研究ではFussel-Vesely(FV)重要度評価手法を用いる。構成機器*i*の重要度 $FV_i$ は式(2)で表され、サブシステム全体の故障確率 $P_{subsystem}$ に占める、故障原因

の発生確率 $P_i$ の割合で与えられる[16]。本研究ではFig3に示すような簡単なFTで評価しており、 $P_i$ は構成機器*i*の故障確率として扱える。

$$FV_i = P_i / P_{subsystem} \quad (2)$$

RSSについては定検時に分解点検が実施され、またESFについては分解点検だけでなく、動作試験も実施される。分解点検および動作試験の実施回数をそれぞれ $N_{ins}$ 、 $N_{surv}$ とすると、機器*i*に対するHE発生の危険度 $C_{r,i}$ は(3)式で与えられる。したがって、HEによるプラント停止のリスク $Ri_{HE}$ は式(4)で与えられる。

$$C_{r,i} = FV_i \{ (N_{ins})_i + (N_{surv})_i \} \quad (3)$$

$$Ri_{HE} = \sum_{j=1}^{N_{subsys}} \left[ \sum_{i=1}^{N_{comp}} C_{r,i} \right]_j \quad (4)$$

ここで $N_{comp}$ はサブシステムの構成機器数、 $N_{subsystem}$ はプラントにおける全サブシステム数である。

以上で示したように、本研究におけるヒューマンエラーの評価手法は、作業対象の重要度や作業回数から、危険度(Criticality)を算出するものであり、これは人間信頼性解析(HRA: Human Reliability Analysis)手法におけるEMEA(Error Mode and Effects Analysis)にCriticalityの概念を導入した、EMECA(Error Mode, Effects, and Criticality Analysis)に基づいている[14]。

### 3.3 発電コスト(COE: Cost Of Electricity)

評価対象期間におけるプラントの時間稼働率 $A$ [17]は式(5)で与えられる。

$$A = 1 - (\text{Unavailable Time} / \text{Operating Time}) \quad (5)$$

また発電コスト $COE$ [円/kWh]は式(6)で与えられる[16]。

$$COE = \frac{C\gamma}{8760L} + \frac{0.86f}{\alpha\eta} \quad (6)$$

ここで式(7)右辺第1項は設備維持費、第2項は燃料費を表すが、燃料費の占める割合は3割で常に一定であるとする。また発電用原子炉の稼働状況を表す指標である、設備利用率 $L$ [17]と稼働率 $A$ が等しいと仮定し、建設単価 $C$ [円/kWh]に31万、年経費率 $\gamma$ に0.084を与える事で[17]、 $COE$ は式(7)として近似される。

$$COE \cong 4.13/A \quad (7)$$

## 4. シミュレーション結果と考察

プラントの運転状況をシミュレートするにあたり、今回は定検の実施周期をパラメータとして評価を行った。定検の実施周期は1年を基準とし、以降半年ずつ3年ま

で実施周期を変化させた。Table5およびFig5にCOE、CDF、および  $R_{HE}$  の変化割合を示す。なお評価にあたって、各項目は、計算モデルに対して行なわれる 10000 回のシミュレーションで得られた結果の平均値を、パラメータに対する結果として用いた。そして、基準のモデルで得られたシミュレーション結果に対して、保全政策を変更したモデルの結果がどれだけ変化したかを見るために、相対値を求める事で、比較、評価を行う。

Table 4. Rate of change of cost and risk by changing Planned Outage cycle

Cycle of Planned Outage [year]	COE[%]	CDF[%]	$R_{HE}$ [%]
1.0 (default)	-	-	-
1.5	-0.4	+33.1	-4.3
2.0	+0.1	+62.9	-7.1
2.5	+0.1	+79.6	-9.0
3.0	+0.5	+92.4	-10.4

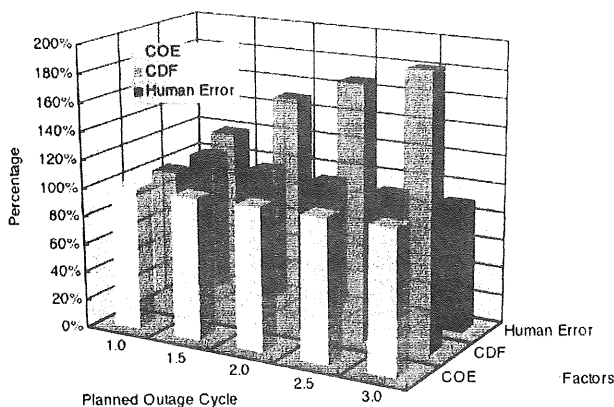


Fig. 5 Distribution of the rate of change of cost and risk by changing Planned Outage cycle

Fig.5 に示されるように、定検の延長に関わらず、COE はほぼ一定となった。これは定検回数の減少により、計画停止時間が減少した分、RSS の故障回数が増加したために、計画外停止時間が増加したことで、結果的に稼働率に大きな変化がなかったためであると考えられる。また CDF は定検の延長とともに増加したが、これは定検周期が長い場合ほど、システム全体の動作時間が長くなり、それに伴ってシステムの故障確率も増加するためである。 $R_{HE}$  は周期の延長に従って、RSS に対する分解点検回数が減少するために、減少傾向となった。したがって、本研究で構築したモデルを用いた場合、定検周期の最適化にあたっては、主に CDF と HE によるリスクの 2 項目について議論を行う事で、よりよい保全計画の立案が可能になると考えられる。HE の減少の割合に比べて、CDF の増加の割合が大きいのが、これは HE の評価指標がリニアスケールで変化しているのに対して、CDF はログスケールで変化するためであり、この変化幅の大きさの違い

が増減割合の違いに現れているためであると考えられる。過去の国内の事故事例にもあるように、HE に起因した事故の発生割合は非常に高いため、HE の 1% の増減が CDF のそれと比べて、どれだけの影響があるかを評価する必要があると考えられる。

## 5. 結言と今後の予定

以上に示したように、本研究で提案する手法により、長期的視点で見たプラント運転におけるコストとリスクの定量評価が可能になり、今後のプラント運転における保全最適化のための指針を与えることが可能になると考えられる。

今後の研究予定として、プラント運転における様々なリスクをより包括的に評価するために、ヒューマンエラーによる機器故障や異常発生をモデル化する事で、ヒューマンエラーを考慮した CDF の評価を可能にするようなモデルの構築が必要であると考えられる。このモデル化により、発電コストと CDF の二つの要素についての単一最適化問題として、経済性と安全性の評価が可能になり、保全計画の立案の際に、より明解なデータを提供する事が可能になると思われる。しかしながら、本研究におけるヒューマンエラーの評価は、タスク分解的に取り扱われており、機械論的な考え方で人の行動をモデル化したものとなっている。したがって、より整合性の高いモデル化の実現のために、現在の HRA において重要視されている、文脈依存性(Context Dependency)を考慮したモデルの構築を図る必要があると考えられる[18]。

また実用レベルの複雑な FT/ET に対する本手法の適用可能性を検討する予定である。

## 謝辞

本研究を進めるにあたり、有益なご意見、ご指導をくださった(株)テプコシステムズの宮田浩一氏、佐藤親宏氏に深く感謝の意を表す。

## 参考文献

- [1] 資源エネルギー庁, “エネルギー2004”
- [2] 日本原子力学会誌, Vol.44, No.4, 2002
- [3] Tong Jiejuan 他, “A genetic algorithm solution for a nuclear power plant risk-cost maintenance model”, Nuclear Engineering and Design 229, 2004
- [4] Sebastia'n Martorell 他, “Alternatives and challenges in optimizing industrial safety using genetic algorithms”, Reliability Engineering and System Safety 86, 2004
- [5] R. Bris 他, “New method to minimize the preventive maintenance cost of series-parallel systems”, Reliability Engineering and System

Safety 82, 2003

[6] Warren W. Schenler 他, “Risks and Costs due to Power System Operations: A Swiss Case Study of a Strategic Planning Methodology for Investigating Sustainable Systems”, The 5th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, 2000

[7] James C. Lin, “A Cost-Benefit Risk Analysis to Determine the Optimal Level of Critical Spare Parts”, The 5th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, 2000

[8] 白石夏樹 他, “原子力発電所の保全活動における経済性および安全性の定量的評価手法の構築”, 日本保全学会第1回学術講演会, 2004

[9] (財)原子力安全研究協会, “軽水炉発電所のあらし”

[10] 桐本順広 他: “原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出”, 2001

[11] 三根久 他, “信頼性・保全性の基礎数理”, 1984, 日科技連出版社

[12] (社)日本機械学会 RC198: “軽水型原子力発電所保全研究分科会(フェーズ3)中間報告書”

[13] 東京電力(株) Website

“原子力への取り組み - これまでの運転実績”,  
[http://www.tepco.co.jp/nu/programs/operat\\_c-j.html#05](http://www.tepco.co.jp/nu/programs/operat_c-j.html#05)

[14] 菅野文友, “信頼性工学の基礎”, 1978, 日刊工業新聞社

[15] 原子力発電情報公開ライブラリー”ニューシア”,  
<http://www.nucia.jp>

[16] (財)原子力安全研究協会: “確率論的安全評価(PSA)実施手順書に関する調査検討 - レベル1PSA, 内的事象 -

[17] 科学技術振興機構: 原子力百科事典 ATOMICA

<http://mext-atm.jst.go.jp/atomica/>

[18] 塩見弘: “人間信頼性工学入門”, 1996, 日科技連出版社