学術論文

確率論的安全評価を用いた原子力プラントの長期運転における保全計画評価手法の構築

Development of an Evaluation Method for Maintenance Optimization in Long-term Operation of Nuclear Power Plant with Probabilistic Safety Assessment

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
東北大学大学院工学研究科	若林　利男	Toshio Wakabayashi	Non-Member
東京電力（株）	宮田　浩一	Kohichi Miyata	Non-Member
（株）テプコシステムズ	佐藤　親宏	Chikahiro Sato	Non-Member

The evaluation method for maintenance optimization in long-term operation of nuclear power plant (NPP) has been proposed by using Probabilistic Safety Assessment (PSA) in general. Possible troubles in the maintenance activities of NPP are modeled and simulated by using Fault Tree with failure rates of components estimated by operating experiences in Japan. The Monte-Carlo simulation has been performed to compare the maintenance strategies such as cycle extension of periodic inspection and overhaul for components. Through the simulation results, the effectiveness of the proposed methods has been confirmed by providing the quantitative value of unavailability as safety indicator, and plant availability as economic indicator according to the different strategies for maintenance.

Keywords: Maintenance Optimization, Probabilistic Safety Assessment, Modeling and Simulation

１．　はじめに

1.1 原子力発電における保全最適化問題

エネルギーセキュリティの確保及び温室効果ガスとされる二酸化炭素の排出削減の実現のために、本邦における原子力発電の重要性が高まっている[1]。原子力発電においては十分な安全性の確保が第一とされるが、事業者は安全性と共に低廉な電気の安定供給も合わせて実現しなければならない。一般的に安全性と経済性はトレードオフの関係にあるため、これらの両立を達成するためには安全性の確保を実現しつつ、過剰にならない程度の保全活動を可能とする最適な保全計画を策定することが重要である。以上のような保全最適化問題を議論するにあたっては、原子力プラントが 30 年を超える長期運転を目的としたシステムであることから、策定した保全計画（定期検査の実施周期など）の変更によるプラントの運転状態や健全性への影響を長期的な視点で評価できることが望ましい。

1.2 保全最適化問題の研究事例と課題

前述した保全最適化問題については、遺伝アルゴリズムによる安全性及び経済性の相関を評価した研究[2]や、モンテカルロ法による機器故障の不確実性を考慮した研究[3]、また安全性については確率論的安全評価（PSA : Probabilistic Safety Assessment）を適用した研究[4]が数多くなされているが、それらは単一の機器や 4,5 個程度の機器で構成される簡単な直並列モデルへの適用にとどまっており、非常に多数の機器で構成される原子力プラントに直接適用することは困難である。また保全最適化問題は、安全性や経済性といった複数の課題を同時に満たす必要のある多目的最適化問題であるが、従来研究では各々を独立して評価するケースが多かった。以上を踏まえて、原子力プラントにおける保全最適化問題の評価のためには、安全性及び経済性の相関を評価可能な手法の構築が必要となる。

1.3 本研究の目的

以上の課題を踏まえ、本研究では保全計画の変更が原子力プラントの長期運転期間中に与える影響を評価し、安全性を維持しつつ経済性を向上させるという保全最適化問題を満足する最適な保全計画を策定するための手法を提案し、その妥当性を検証した。

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　若林・高橋研究室、電話: 022-795-7921、
e-mail: n.shiraishi@luke.qse.tohoku.ac.jp

２．評価手法

2.1 本手法の特色

本手法は保全計画の変更が大規模システムの健全性に与える影響、すなわち構成機器の故障発生リスクを評価するために、モンテカルロ法を用いて時間経過及び動作要求による故障の発生をモデル化した。保全活動の効果は時間経過及び動作要求により顕在化するものであり、そのリスクとベネフィットを定量評価するアプローチは本研究の大きな特徴である。また原子力プラントのような多数の構成機器からなる複雑なシステムを、リスク定量化手法として広く利用される Fault Tree Analysis (FTA)によりモデル化することで、拡張性に優れたモデルの構築を可能にした。以上の 2 つの機能の実装により、従来研究にはない大規模システムに対する保全活動の影響の定量評価を行った。

本研究で構築した評価手法は以下の 4 つのステップから構成されており、以降順を追って説明する。

(1) 評価対象の選定
(2) PSA の手法を適用した評価モデル構築
(3) 故障発生及び保全活動のモデル化
(4) 保全最適化問題の評価指標の定式化

2.2 評価対象の選定

本邦では現在大きく分けて沸騰水型（BWR : Boiling Water Reactor）と加圧水型（PWR : Pressurized Water Reactor）の 2 種類の軽水炉が存在するが、本研究では大規模システムに対するモデルの適用性及び評価結果の有効性を確認することを目的としているため、BWR の代表的なシステムを選定し、システム構成を階層的に分割することで、大規模システムのモデル化を図った。まず原子力プラントを大きく分けて 2 つのシステム、すなわち発電を行う主要系統（RSS : Regular Service Systems）と工学的安全施設（ESF : Engineering Safety Features）に分割した。次にこれら 2 つのシステムを構成するサブシステムを選定し、最後にサブシステムの構成機器を選定した。サブシステム及びそれら構成機器の選定においては、モデルの適用妥当性を評価することを目的として、サブシステムの機能や特徴を表現可能な機器数と種類を選定した[5]。選定したサブシステムと構成機器数を Table 1 に示す。

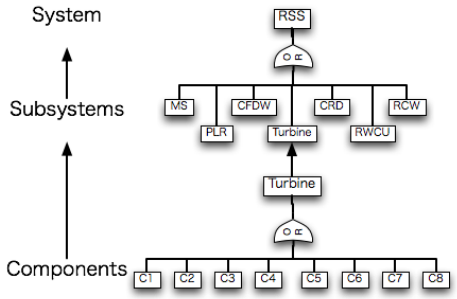

Fig.1 Hierarchical system structure designed by FT

2.3 PSA の手法を適用した評価モデル構築

2.3.1 Fault Tree によるシステム構造のモデル化

本研究では評価モデルの構築において、PSA を行うにあたり広く用いられている Fault Tree Analysis（FTA）[6]を適用することで、プラントのシステム構成を表現した。FTA は評価対象となる事象を頂点とし、その事象の発生原因を論理和及び論理積を用いることで体系的に図式化する手法である。本研究では RSS や ESF といったシステム、それらを構成するサブシステム、及びサブシステムの構成機器を FT を用いて階層的に表記することで、大規模システムの構成機器やサブシステムの相互関係を体系化した。本研究では FT の頂上事象をシステムの機能喪失回数とした。また FT の最下層となるのは機器レベルの故障事象であるが、本研究では機器における故障事象を(1)単一故障 ： 単一の機器の故障事象、(2)同時独立故障 ： 冗長化された機器群が同時かつ独立に故障する事象、及び(3)共通原因故障（CCF : Common Cause Failure） ： 冗長化された機器群が共通の原因によって短期間に 2 つ以上機能喪失することで機器群が使用できなくなる事象、の 3 つに大別した。Fig.1 に FT による階層化表現の概念図を示す。

Table 1 Subsystems and number of components in RSS and ESF

RSS : Regular Service System		ESF : Emergency Safety Features	
MS : Main Steam	12	ADS : Automatic Depressurization System	8
PLR : Primary Loop Recirculation	22	DG : Diesel Generator	9
CRD : Control Rod Driving	24	HPCS : High Pressure Core Spray	16
C-FDW : Condensate and Feeding Water	33	LPCS : Low Pressure Core Spray	12
Turbine : Turbine related	20	RHR-A : Residual Heat Removal (A)	14
RWCU : Reactor Water Cleanup	18	RHR-B&C : Residual Heat Removal (B) & (C)	19
RCW : Reactor Building Cooling Water	22	SGTS : Standby Gas Treatment System	14
Total	151	Total	92

2.3.2 機器故障率を用いた FT の定量化

前項で構築した FT に対して構成機器の故障事象に単位時間または動作要求（デマンド）ごとの故障発生の期待値である故障率を代入することで、システム全体の故障事象の発生確率、すなわち Unavailability を算出できる。本研究では原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」にて一般公開されている国内プラント運転実績に基づく故障率データ[7]を用いた。

2.4 故障発生及び保全活動のモデル化

2.4.1 機器故障のモデル化

本研究では時間経過及びデマンドによる機器故障の発生をモデル化し、モンテカルロ法により単位時間及びデマンドごとに故障発生の有無を評価する。以下に故障発生のモデル化とシミュレーション方法を示す。

（１）時間経過による機器故障シミュレーション

時間経過による機器故障のシミュレーションのために、まず各機器の時間当たりの故障率λ_t[1/h]（以下時間故障率という）の時間経過によるモード変化の推移をモデル化した。機器の時間故障には、使用開始直後に発生する初期故障、及び初期故障期間を経て偶発的に機器故障が発生する偶発故障、さらに劣化による摩耗故障の 3 つのモードが存在する[8]。本研究ではプラント出力運転期間を初期故障期間及び偶発故障期間に分類し、時間故障率の時間推移による変化をモデル化した。過去の運転実績の統計[9]から調整運転中のトラブル発生率は通常運転移行後のおよそ 2.8 倍であった。調整運転中は初期故障期間にあると仮定すると、その故障率は調整運転完了後よりも 2.8 倍程度高いと概算できる。一方、本研究で用いたニューシアの機器故障率は故障発生時期による分類を考慮していないため、その値はプラント運転期間中の平均値である。したがって、プラント起動後 2 ヶ月目以降を通常運転期間とした場合の機器故障率の補正係数を x とすると、式(1)から 2 ヶ月目以降 12 ヶ月目までの偶発故障期間における時間故障率はニューシアの時間故障率の 0.84 倍となる。Fig.2 に時間故障率の補正の概念図を示す。

$$\left(2.8\times\frac{1}{12}+x\times\frac{11}{12}\right)\lambda_t=\lambda_t \qquad (1)$$

$$\therefore x\cong 0.84$$

次に FT 内で扱う 3 つの故障事象、すなわち単一故障、同時独立故障、及び共通原因故障について、微小単位時間（タイムステップ）τ当たりの発生確率 m を算出した。

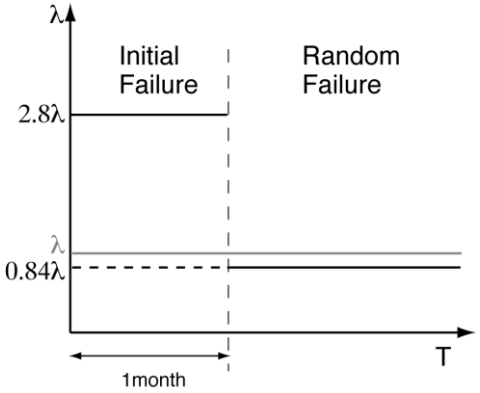

Fig.2 Modified failure rate

Table 2 β Factors

Components	β Factors
Pump	0.039
Valve	0.13
Diesel Generator	0.021
Instrument	0.082

(a) 単一故障

単一故障の発生確率は時間故障率とタイムステップの積で近似し、式(2)で与えられる。

$$m=\lambda_t\,\tau \qquad (2)$$

(b) 同時独立故障

冗長化された同一機器の同時独立故障は FT 内において論理積で表され、式(3)で近似できる。

$$m=(\lambda_t\,\tau)^2 \qquad (3)$$

(c) 共通原因故障

共通原因故障は共通原因故障の発生割合であるβファクタと呼ばれる値を用いて式(4)で近似される。

$$m=\beta\lambda_t\,\tau \qquad (4)$$

Table 2[10,11]に示すようにβファクタの値は機器の種類により異なる。

以上の計算によりモードごとの時間故障率を算出した後、時間経過による機器故障発生のシミュレーションを行った。シミュレーションでは FT 内の全ての機器の故障事象の確率と一様乱数の大小を比較することで機器故障の発生の有無をシミュレートした。比較の結果、全ての機器で確率が一様乱数の値を下回った場合はプラント全体で故障が発生しなかったとし、タイムステップ分の時間を経過させる。逆に上記の条件が満たされなかった場合は故障が発生したとし、この場合は ESF がプラントの安全停止のために機能するかどうかを評価し、その結果に応じて計画外停止時間を決定した。ESF の動作状況の評価方法の詳細は後述する。

Table 3 Unplanned shutdown duration given by ESF performance

The number of failed subsystems in ESF	Shutdown duration
0	15days
1	45days
2	0.5years
3	1year
4	1.5 years
5	2 years
6	3 years
7	4 years

本手法ではこの操作を後述する定期検査による停止期間も含めて、指定する運転期間に達するまで繰返す。Table 3 に ESF の故障数と停止時間の関係を示す。なお複数システム故障時の停止時間については過去の国内プラントの運転実績を参照した上で外挿的に設定した。

（２）デマンドによる機器故障シミュレーション

機器の動作時の負荷等により発生するデマンド故障が想定されるのは前述の RSS での機器故障時に ESF が動作する場合と、プラント運転中に ESF の各サブシステムに対して定期的に実施される定例試験（2.4.2 にて後述）の 2 通りであり、本研究ではこの 2 つのイベントに対してデマンド故障を評価した。

デマンドによる機器故障の発生については、デマンド 1 回あたりの故障発生の確率であるデマンド故障率と一様乱数の大小を、デマンド故障が想定される ESF 内の全ての機器に対して比較することにより、故障発生の有無をシミュレートした。

2.4.2 保全活動のモデル化

（１）定期検査[12] [13] [14]

原子力プラントにおいては法令に基づき定期的に主要機器に対する分解点検及び検査を行い、また燃料交換を行う定期検査（定検）が実施される。本研究では定検において主要機器の分解点検を行い、機器の健全性が確認されることで機器は新品同様の性能に復帰する一方で、分解点検後最初の 1 ヶ月は初期故障モードになると仮定した。また各機器の分解点検の実施周期は機器の冗長化や検査項目の有無により 1～3 定検に 1 回実施するとした。Table 4 に分解点検の実施周期を示す。また定検期間は 1 定検におけるモデルの構成機器数に占める分解点検機器数の割合を毎定検ごとに算出することで決定した。Table 5 に分解点検機器数と定検期間の関係を示す。なお定検期間は過去の国内原子力プラントにおける実績を参考に設定した。

（２）運転中定例試験[15]

ESF においては、プラント運転中に正常な動作が可能かどうかを確認するために定例的に動作試験が実施される。本研究では定例試験により正常動作を確認できた場合、構成機器は健全であるとする一方で、デマンドによる疲労が蓄積すると仮定した。定例試験では試験対象のサブシステム内の機器を全て動作させると仮定し、デマンドによる機器故障をシミュレートするため、デマンド故障率と一様乱数の大小比較で動作の健全性を評価した。なお定例試験はサブシステムの種類により週 1 回～月 1 回の周期で実施されるとした。

2.5 保全最適化問題の評価指標の定式化

2.5.1 安全性評価指標：Unavailability

（１）Unavailability の定式化

Unavailability とはある特定の瞬間に対象となる機器または系統が機能喪失している確率の時間平均値と定義し、式(5)で与えられる。

$$U = \frac{\int F(t)dt}{\int dt} = \frac{\int \{1-\exp(-\lambda t)\}dt}{\int dt} \qquad (5)$$

ここで $F(t)$は非信頼度関数であり、時間故障率λが一定の場合 $F(t)$は指数関数で与えられる[16]。式(5) をテイラー一次近似により簡単化すると式(6)が得られる。

Table 4 Overhaul cycle for components in periodic inspection

	Components which are required periodic inspections		Other components	
Redundancy	No	Yes	No	Yes
Overhaul cycle [1/Periodic inspection]	1	2	2	3

Table 5 Shutdown time for periodic inspection determined by number of overhauled components

N : Number of overhauled components in the plant	Shutdown time [days]
N<25%	45
25%≤N<50%	90
50%≤N<75%	120
75%≤N	180

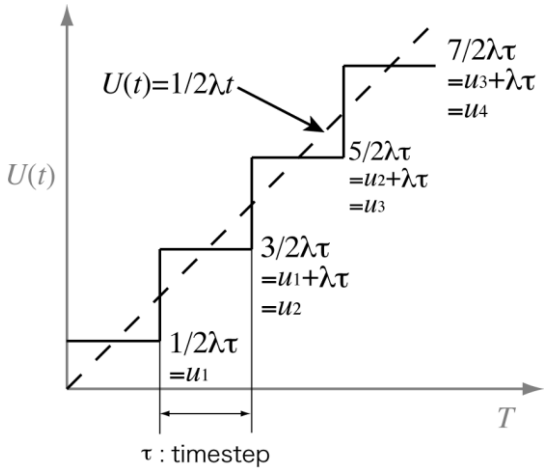

Fig.3 Discrete approximation of unavailability

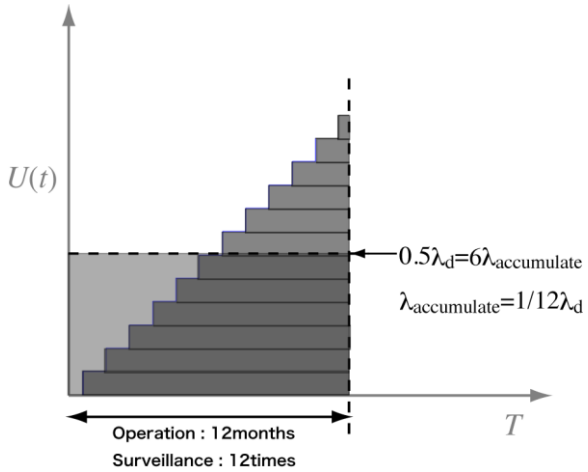

Fig.4 Accumulated stress model for demand failure

$$U \cong \frac{1}{2}\lambda t \qquad (6)$$

本研究では Fig.3 に示すように式(6)で与えられる Unavailability をタイムステップごとに平均化し、離散的に扱った。また Unavailability は機器故障の判定と同様に FT の基事象単位で算出した。

（２）保全活動と Unavailability の関係性

一般に機器に対して分解点検や定例試験などの保全活動を行うことで､機器の Unavailability は低減される。本研究では保全活動の Unavailability に対する効果を以下のようにモデル化した。

(a) 分解点検

2.4.2 で述べたように、分解点検により機器の性能は新品同様に回復すると仮定し、Unavailability はゼロにリセットされるものとした。しかしながら機器は初期故障モードに移行し、再起動後最初の 1 ヶ月の時間故障率は偶発故障期間に比して 2.8 倍に上昇することから､Unavailability の勾配も最初の 1 ヶ月は大きくなる。

(b) 定例試験

定例試験により ESF の機器は健全性が確認されることから、Unavailability は低減すると仮定した。ただしデマンドにより機器には負荷がかかることから、負荷による機器への疲労等の蓄積を考慮したモデル化が必要である。しかしながら一般のデマンド故障率はデマンド回数によらず常に一定として扱われており、定例試験の回数の変更による Unavailability への影響が顕在化しない。したがって、デマンド回数と Unavailability の関係を明確にするため、以下の 2 つの仮定を用いた「蓄積負荷モデル」を新たに構築した。

① 時間依存故障とデマンド依存故障の扱い

ESF の機器については時間故障率とデマンド故障率の両方を扱うものが存在するが、機器故障が時間依存によるものかデマンド依存によるものかという判別は困難であることから、データベースに公開されている機器故障率は算出対象期間中の故障発生実績を時間故障とデマンド故障の両方に適用している。したがってこれらの故障率をそのまま適用すると、同一の事象を重複して評価していることになってしまう。以上を踏まえて本研究ではデマンド故障と時間故障を両方扱っている機器に対して、時間故障率とデマンド故障率にそれぞれ 0.5 を乗ずることで事象の重複を補正した。補正係数の決定については公開文献データ[17]を参照し設定したが、情報収集や感度解析による考察が必要であり、今後の課題と言える。

② デマンド 1 回当たりの蓄積故障率の算定

定例試験におけるデマンドによる疲労の蓄積を仮定するにあたり、デマンド 1 回当たりの蓄積故障率 $\lambda_{accumulate}$ を算定する必要がある。例えば月 1 回の定例試験を要求されている機器においては 1 年間で 12 回の定例試験の実施が想定される。この場合の蓄積故障の Unavailability は Fig.4 に示すように定例試験の度に増加する分布となるが、この 1 年間における Unavailability の時間平均値は定例試験 6 回分の蓄積故障率の和と等しいと仮定した。この値は前述の仮定①で得られた補正されたデマンド故障率、すなわち $0.5\lambda_{demand}$ と同値であり、蓄積故障率 $\lambda_{accumulate}$ は式(7)によって得られる。

以上の議論によりモデル化された保全活動による RSS 及び ESF の構成機器の Unavailability の推移の概念図を Fig.5 及び Fig.6 に示す。

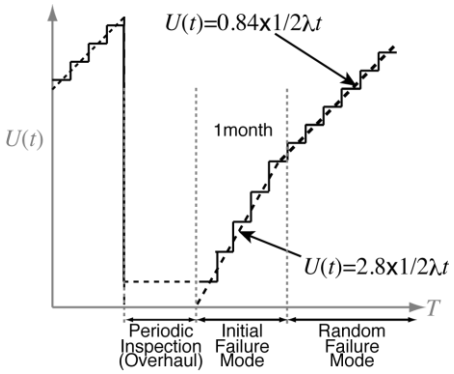

Fig.5 Time-series variation of unavailability (RSS)

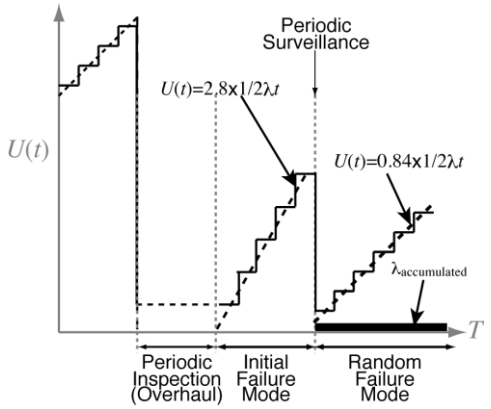

Fig.6 Time-series variation of unavailability (ESF)

$$6\lambda_{accumulate} = 0.5\lambda_d$$
$$\therefore \lambda_{accumulate} = \frac{1}{12}\lambda_d \qquad (7)$$

（３）システム全体の Unavailability の評価

前述までのモデル化により得られる Unavailability をタイムステップ毎に算出し、FT に代入することでタイムステップ毎のシステム全体の Unavailability を算出した。本研究ではシステムの Unavailability を運転期間中の平均値を用いて評価した。

Table 6 Comparison of average availability for different time steps

Timestep	Availability	Standard deviation	Error [%]
0.5days	0.793	0.00208	-
1day	0.793	0.00210	0.0
1week	0.794	0.00207	0.1

2.5.2 経済性評価指標：時間稼働率

経済性の評価指標として本研究ではプラントの時間稼働率を用いた。時間稼働率 A は運転期間におけるプラントの稼働時間の割合を表す。

３．シミュレーションモデルの妥当性評価

3.1 シミュレーションモデルの設定

本研究ではシミュレーションを行うにあたり、プラントの運転期間を 30 年とした。30 年とした理由は、原子力プラントにおける高経年化対策の実施対象となる運転期間の目安が 30 年であることに由来する[18]。

またモデルプラントの運転シミュレーションの試行回数は 3,000 基分実施し、各試行で得られたシミュレーション結果の平均値を用いて評価を行った。

タイムステップについては、タイムステップの幅による結果への影響を評価するため、0.5 日、1 日、1 週間（7 日）の 3 通りについてシミュレーションを行い、時間稼働率及び Unavailability について誤差を検証した。比較の結果、最もタイムステップの短い 0.5 日に対して全ての結果においてほぼ同等の値であったことから精度上問題ないと判断し、計算コストの削減のためタイムステップを 1 週間とした。Table 6 及び Table 7 に時間稼働率及び Unavailability の比較結果を示す。

3.2 過去の運転実績との比較

1970 年から 2001 年までの国内原子力プラントの運転実績における時間稼働率の平均値[19]とモデルプラントのシミュレーションから得られた時間稼働率の平均値を比較した結果、誤差は Table 8 に示すように 4% 程度であった。機器故障発生時の計画外停止時間や定検期間、モンテカルロ法による機器故障の発生のモデル化といった不確実な要素が多いものの、大規模システムの保全最適化問題を扱う本手法の予測性が示されているものと考えられる。

Table 8 Comparison of average availability between operation data ('70-'01) and simulation result

	Operation data ('70-'01)	Simulation result	Error [%]
Availability	0.763	0.794	+4.1

Table 7 Comparison of average unavailability for different time steps

Timestep	Unavailability (RSS)	Unavailability (ESF)	Error (RSS) [%]	Error (ESF) [%]
0.5days	5.29×10^{-2}	2.17×10^{-3}	-	-
1day	5.28×10^{-2}	2.17×10^{-3}	-0.2	-0.1
1week	5.15×10^{-2}	2.15×10^{-3}	-2.7	-1.0

４．保全計画変更による影響評価

4.1 定期検査の実施周期を変更した場合

定検周期は従来 1 年(12~13 ヶ月）ごとの実施とされていたが、省令の改正に伴う新検査制度の導入により定検周期の延長が可能となった[20]。そこで従来の 1 年（12 ヶ月）から 18 ヶ月、24 ヶ月と定検周期を延長した場合のプラントの時間稼働率及び Unavailability への影響を評価した。各指標の従来の定検周期に対する比較結果を Table 9 に示す。

(1) 時間稼働率

時間稼働率は周期の延長に伴い向上する結果が得られた。これは定検回数の減少に伴い定検による停止時間が短縮されたことに加えて、計画外停止の発生回数に大きな変化がなかったことで計画外停止時間がほぼ同一となったためである。定検回数及び期間、並びに計画外停止の回数及び時間を Table 10 に示す。

(2) Unavailability

Unavailability は定検周期の延長とともに増加し、実施周期を 24 ヶ月にした場合で RSS 及び ESF 共に従来に比べ 70%程度の増加となった。これは Unavailability と稼働時間が比例関係にあることによるが、稼働時間が 2 倍となっても Unavailability が 2 倍にならないことは、本研究のようなモデルを構築しなければ見えないものであり、興味深い結果であると言える。

4.2 分解点検の実施周期を変更した場合

定検中に実施する分解点検は機器の性能を新品同様に回復させる一方で、初期故障モードに移行させると仮定している。また頻繁な分解点検の実施は定検の長期化を招き、時間稼働率の低下を招く可能性がある。そこで Table4 に定義した従来の分解点検の周期を 2 倍、3 倍とした場合について評価を行い、その効果を検証した。各指標の比較結果を Table 11 に示す。

Table 9 Variation of plant availability and unavailability in case of extension of periodic inspection cycle

Planned outage cycle	Availability [%]	Unavailability (RSS)[%]	Unavailability (ESF)[%]
12months	-	-	-
18months	+6.9	+36.7	+37.1
24months	+11.2	+70.7	+71.6

Table 11 Variation of plant availability and unavailability in case of extension of overhaul cycle

Overhaul cycle	Availability [%]	Unavailability (RSS)[%]	Unavailability (ESF)[%]
Default	-	-	-
×2	+5.0	-12.0	+11.7
×3	+7.9	-15.9	+27.0

Table 12 Number of periodic inspection and shutdown duration

Overhaul cycle	Number of times				Total
	45 days	90 days	120 days	180 days	
Default	8	4	8	3	23
×2	17	2	4	2	25
×3	20	1	3	1	25

Table 13 Frequency of unplanned shutdown in case of extension of overhaul cycle

Overhaul cycle	Frequency [/year]
Default	0.105
×2	0.097
×3	0.094

(1) 時間稼働率

時間稼働率については分解点検周期の延長に伴い向上する結果が得られた。これは定検毎の分解点検の実施機器数が点検周期の延長により分散し、定検 1 回当たりの停止期間が短縮されたことによる。Table12 にそれぞれの定検期間の発生回数を示す。また分解点検による初期故障モードへの移行回数が減少したことで、Table13 に示すように計画外停止回数が低減する結果も得られており、分解点検周期の延長がシステムの信頼性向上にも寄与することを示している。

(2) Unavailability

RSS については分解点検周期の延長に伴い Unavailability が低減する一方で、ESF については増加する傾向が得られた。RSS の Unavailability が低減した理由は、分解点検の実施回数の減少によって初期故障モードへの移行回数が減少することから、運転期間中の Unavailability の勾配が小さい状態（偶発故障モード）である期間が長くなるためである。また ESF の Unavailability の増加については分解点検を行わないことにより定例試験時に発生する疲労が蓄積し続けたことが理由として考えられる。ただし ESF の Unavailability の増加割合は定検周期の延長に比べて低い（定検周期を 18 ヶ月に延長した場合と分解点検周期

Table 10 Period and number of times of periodic inspections and unplanned shutdowns in 30 years operation

Periodic inspection cycle	Periodic inspections		Unplanned shutdown	
	Period [h]	Number of times	Period [h]	Number of times [/year]
12months	53280	23	826	0.105
18months	38880	17	837	0.100
24months	29880	13	847	0.097

を 2 倍にした場合では時間稼働率の増分はほぼ同じながら Unavailability の増分は定検周期延長の方が 3 倍以上大きい）ことから、分解点検周期の延長の方が安全性に関わるリスク増分が小さいことが分かる。

以上のように、本手法を用いることで保全計画の変更が与える影響を時間稼働率や Unavailability といった現実的な指標で明確にするだけでなく、計画の内容によってその特性がどのように異なるかを数値化できる。これはこれまでの研究では得ることができなかった情報であり、本研究の独自性を表す特徴的な結果である。

５．結言と今後の展望

保全計画の変更が原子力プラントに対して長期運転期間中に与える影響を評価し、安全性を維持しつつ経済性を向上させるという保全最適化問題を満足する最適な保全計画を策定するための手法を提案した。本手法を用いて定検や分解点検の周期といった保全計画の変更による安全性や経済性に対する影響を定量的に明確化し、保全計画の策定支援への有効性を示した。

実際の現場においては今回紹介した保全計画の変更案以外にも多様な計画案の策定が想定されるが、それらから事業方針を踏まえた最適な計画案を選定することは事業運営の意思決定者にとって大きな負担となる。また意思決定者が安全性と経済性のどちらに重きを置くかによって、その増減の割合が同値であってもその価値は異なると考えられる。したがって、今後は多種多様な保全計画から得られた結果に対して意思決定者の主観的な価値判断を反映した上で、総合的な視点で比較可能な手法を構築し、更なる実用性の向上を図る。

参考文献

[1] 原子力委員会, "原子力政策大綱" (2005)

[2] Ton Jiejuan, Mao DIngyuan, Xue Dazh, "A genetic algorithm solution for a nuclear power plant risk-cost maintenance model," Nuclear Engineering and Design 229, p.81-89 (2004)

[3] Mark Kaminskiy, Vasiliy Krivtsov, "A Monte Carlo Approach to Repairable System Reliability Analysis," Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM) 4, A4-10.pdf (1998)

[4] 五十嵐 祐介, 森 智美, 森田 毅, 青木 孝行, 高田 洋祐, 高橋 浩道, 河合 勝則, "敦賀発電所 2 号機リスク情報を活用した試験・検査の頻度評価," (社)日本原子力学会「2004 年春の年会」(2004)

[5] (財) 原子力安全研究協会 実務テキスト編集委員会, "軽水炉発電所のあらまし," p.24-93 (1992)

[6] 菅野文友, "信頼性工学の基礎," p.112-114 (1978)

[7] 桐本 順広, 松崎 章弘, 佐々木 亨, "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 (1982 年度～1997 年度 16 カ年 49 基データ　改訂版)," p.2-22 (2001)

[8] 三根 久, 河合 一, "信頼性・保全性の基礎数理," p.1-9 (1984)

[9] 原子力安全基盤機構, "原子力施設運転管理年報 平成 18 年版(平成 17 年度実績)," p.465 (2006)

[10] U. S. Nuclear Regulatory Commission, "Data Summaries of Licensee Event Reports of Pumps at U.S. Commercial Nuclear Power Plants," NUREG/CR-1205 Rev.1 (1982)

[11] U. S. Nuclear Regulatory Commission, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants," NUREG-1150 (1990)

[12] 原子力百科事典 ATOMICA 原子力用語辞書, "定期検査," (1998)

[13] 技術開発支援センター研究協力事業部会, "RC198 軽水型原子力発電所保全研究分科会(フェーズ 3) 研究報告書," 日本機械学会, p.56 (2004)

[14] 経済産業省 原子力安全・保安院 原子力保安管理課(編), "平成 14 年版(平成 13 年度実績)原子力施設運転管理年報," 火力原子力発電技術協会, p.149 (2002)

[15] (財) 原子力安全研究協会 実務テキスト編集委員会, "軽水炉発電所のあらまし," p.229 (1992)

[16] 三根 久, 河合 一, "信頼性・保全性の基礎数理," p.18-19 (1984)

[17] 原子力安全基盤機構, "国内機器故障率データを用いた PSA 及び PSA に使用するデータの検討" (2007)

[18] 原子力安全・保安院, "実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドライン" (2008)

[19] 経済産業省 原子力安全・保安院 原子力保安管理課(編), "平成 14 年版(平成 13 年度実績)原子力施設運転管理年報," 火力原子力発電技術協会, p.36-37 (2002)

[20] 原子力安全・保安院, "原子力発電施設に対する検査制度の改善について" (2006)

（平成 21 年 10 月 29 日）