学術論文

原子力発電所における保全計画の最適化検討

Study of Optimization of Maintenance Plan for Nuclear Power Plants

日本保全学会	青木　孝行	Takayuki AOKI	Member
㈱ IIU	児玉　典子	Noriko KODAMA	Member
㈱ IIU	高瀬　健太郎	Kentaro TAKASE	Member
㈱ IIU	宮　健三	Kenzo MIYA	Member

This paper proposes a quantitative evaluation method of maintenance plan for nuclear power plants, developed by introducing the scientific approach, and also proposes a method to search an optimum maintenance plan to be obtained by maximizing nuclear safety and economic efficiency simultaneously, then balancing them. As a result of consideration, the following results were obtained.

(1) The quantitative evaluation methodology for optimizing maintenance plan for nuclear power plants was developed.

(2) The computer simulation of maintenance planning for a couple of BWR systems by using this methodology was carried out. It was concluded that this methodology can produce a new maintenance plan which meets the maintenance targets corresponding to optimum maintenance.

Keywords: Nuclear Power plant, Maintenance Optimization, Maintenance Law, Maintenance Equation, Maintenance Targets, Plant Safety, Plant Economic Efficiency, Maintenance Plan, Maintenance Team Performance

１．緒言

原子力発電所の保全活動は、設備機器の経年劣化や故障のように客観性の高い科学的定量的手法を適用して取扱える部分がある一方で、保全管理者あるいは保全技術者の恣意的な方針や判断に大きく影響され、客観性の高い科学的定量的手法を適用しにくい部分もある。後者には、膨大な数の機器から構成されるプラントシステムの保全をどのように計画・実行するか、また、その結果をどう評価し次の保全計画へ反映するか等の保全管理上の検討があり、これらの複雑な検討が保全を経験主義的なものにし、科学的手法を導入しにくいものにしてきた理由であると考えられる。しかしながら、この範囲の保全活動に客観性の高い科学的定量的手法を適用して取り扱うことができるようになれば、一連の保全活動全般が定量的に取り扱えるようになるとも言える。その結果、保全に関連するパラメータ間の関係が明確になり、現状の保全をどのように変更すれば、その変更がどのような結果として現れるか予測できるようになると考えられる。

本研究では、物理学等で適用されている科学的検討手法を参考にして保全を記述するとともに、保全活動全般を可能な限り定量的に取扱い、保全の最適解を得る方法について検討する。

連絡先: 青木孝行，〒110-0008 東京都台東区池之端 2-7-17，日本保全学会，電話：03-5814-5430，E-mail: aoki@jsm.or.jp

２．保全の構造体系と基本的考え方の検討

保全活動が繰り広げられる場には、運転時間の経過とともに劣化が発生･進展する保全の機械系とその劣化を修復する能力を持つ人間系（時に機械系の機能を低下あるいは喪失させるヒューマンエラーを犯す。）が存在し、両者の間で保全の PDCA を繰り返す保全活動が行われる（Fig.1）。その結果、機械系は一定の保全状態に収まる。このような状態となった機械系（プラントシステム）は運転され、機能を発揮して製品を造り出す。

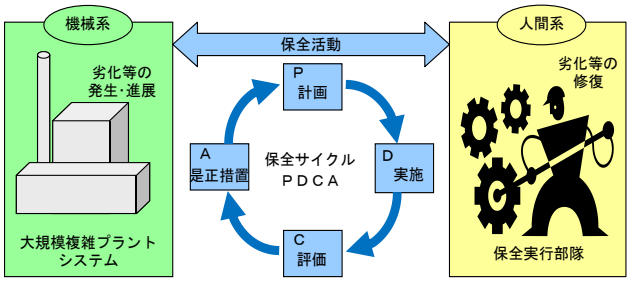

Fig.1 Maintenance Phenomena in Maintenance Field

上記のような機械系と人間系の関係を保全が実施される場における保全現象と捉え、これに科学的検討手法を参考にしながら、保全現象を支配する法則やその定式化、保全の最適解（一定の条件を満たす

保全活動計画）を得るための方法など、保全最適化のために必要な基本的事項について以下に検討する。

2.1 保全現象とその支配法則

産業プラントは社会ニーズの満足に加え、安全性と経済性が要求され、このいずれが欠如してもこの世の中に存在し得ない。これらの要求事項は保全あるいは保全活動の最終目標であるとも言え、保全を考える上で最も基盤となる考え方である。本研究ではこれを「保全の基本法則」と考え、以下のように定義する[1]。

- 保全第 1 法則：社会ニーズの満足
  保全は社会のニーズを満足しなければならない。
- 保全第 2 法則：安全性の最大化
  保全は与えられた条件下で安全性の最大化を指向する。
- 保全第 3 法則：経済性の最大化（保全コストの最小化）
  保全は与えられた条件下で経済性の最大化（保全コストの最小化）を指向する。

2.2 保全法則の定式化

機器の信頼性を向上させるために手厚い保全を実施し、結果としてプラントシステム全体の安全性を向上させようとすると、通常は保全費用が増加し経済性が低下する。反対に経済性を向上させるため保全活動を縮小すると、通常、機器の信頼性は低下しシステム全体の安全性は低下する。この保全法則が支配する安全性と経済性の関係を定量化して極値問題に還元すれば、それが保全を支配する支配方程式すなわち保全方程式となると考えられる[2]。

プラントシステムの安全性と経済性を同じ土俵で論じるため、リスク（発生確率×影響度）の概念を導入して安全性に関する関数Sと経済性に関する関数Eを記述することを考える。

関数S（以下、安全リスク関数という。） は原子力発電システム全体の安全性に関する関数であり、ここでは炉心損傷頻度 CDF と考える。CDF は故障率λ_iの機器iから構成される原子力発電所において想定される炉心損傷に至る事故シーケンスの発生頻度であり、下記のように表される。

$$S = CDF(\{\lambda_i | i \in \Omega\}) \qquad (1)$$

ここでλ_iは保全X_iが施されている機器iの故障率であるので、保全X_iの関数であると考えられる。また、Ωはプラントを構成する機器iの集合である。

一方、関数E（以下、経済リスク関数という。）は、システム全体の経済性、すなわち経済効率を表す生産単価が相応しいと考えられる。それも本研究では保全を検討対象としているので、保全に関係する費用に着目する必要がある。生産単価は年間に投入される保全費用の総額C_{total}に対して得られる電力生産量Prの比であり、下記のように表わされる。

$$C_{total} = \sum_{i\in\Omega}\{\underbrace{C_P(X_i)}_{\text{計画保全費用}} + \underbrace{\lambda_i \cdot T_{ope} \cdot C_{Ri}}_{\text{機器故障時の保全費用}}\} + \underbrace{C_{fail}}_{\text{機器故障時の発電損失}}$$

$$C_{fail} = \sum_{i\in\Omega}\underbrace{\{GFF(\lambda_i) \cdot T_{ope} \cdot \alpha_i \cdot C_{Li}\}}_{\text{常用系機器故障時の発電損失}} + \underbrace{\beta \cdot \sum_{i\in\Omega_S}(\lambda_i \cdot T_{ope} \cdot C_{Li})}_{\text{安全系待機機器故障時の発電損失}}$$

$$Pr = G \cdot \{\underbrace{Y}_{\text{年間相当時間}} - \underbrace{T_0(\{X_i | i \in \Omega\})}_{\text{定検期間}} - \underbrace{T_{fail}}_{\text{機器故障時停止期間}}\}$$

$$T_{fail} = \underbrace{\sum_{i\in\Omega}\{GFF(\lambda_i) \cdot T_{ope} \cdot T_{Li}\}}_{\text{常用系機器故障時の停止期間}} + \underbrace{\beta \sum_{i\in\Omega_S}(\lambda_i \cdot T_{ope} \cdot T_{Li})}_{\text{安全系待機機器故障時の停止期間}}$$

ここで

C_{total}：機器iに計画的に施す保全X_iに要する計画保全費用と故障率λ_iの機器iが故障してその復旧に要する費用の総額

$C_P(X_i)$：機器iに計画的に施す保全X_iの年間保全費用（円/年）

T_{ope}：年間稼働時間

$$T_{ope} = (Y - T_0)/(1 + GFF \cdot T_{Li} + \beta \cdot \lambda_i \cdot T_{Li})$$

C_{Ri}：機器iに故障が発生した時の当該機器の復旧費用（円）

C_{fail}：機器故障時の発電損失

$GFF(\lambda_i)$：故障率λ_iの機器iから構成される原子力発電所に対する経済性評価事象の最終状態（発電支障）が発生する確率（Generation Failure Frequency）

α_i ：機器iに故障が発生した時のプラント出力低下率

C_{Li}：上記最終状態の発生により生じる生産損失（円）（＝生産損失単価(円/Hr)×T_{Li}（Hr））

Pr ： 年間製品生産量

G ：定格電気出力（kW/Hr）

Y ：年間相当時間

$T_0(X_i)$：プラント定検期間（Hr /年）

T_{fail}：機器故障時のプラント停止期間

β ：安全系待機機器が故障する頻度のうち、許容待機除外時間内に修理できず、プラントを停止する頻度の割合

T_{Li} ：機器iに故障が発生した時の当該機器の復旧所要時間（安全系待機機器の場合は許容待機除外時間内に修理できず、プラントを停止した場合の復旧所要時間）

Ω_S ：プラントシステムを構成する機器iのうちの安全系待機機器の集合で、Ωの部分集合

以上より、経済リスク関数Eを下式のようになる。

$$E = C_{total}/Pr \qquad (2)$$

ここでは関数Sと関数Eをそれぞれ別に保全X_iの関数として取り扱い、安全性と経済性に対する保全目標[3]を満たす保全X_iを求める問題として取り扱う。

以上を模式的に図に表すと、Fig.2 のようになる。

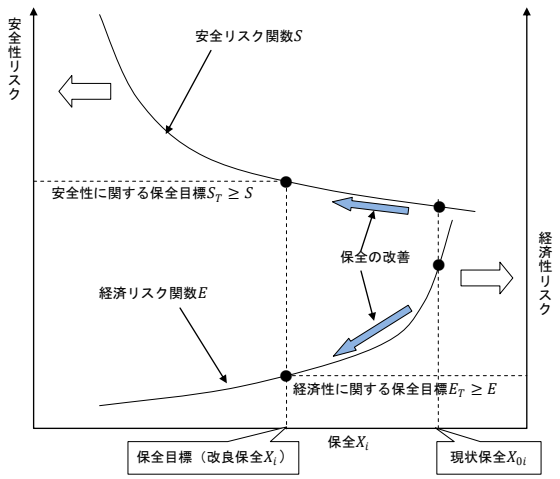

Fig.2 Relationship between Plant Safety and Plant Economic Efficiency in Maintenance Field

2.3 保全計画と保全遂行能力に関する考え方

(1) 保全計画の適切性[4]の影響評価

保全計画は保全対象機器に発生する劣化等の発生部位と発生モードの特性を的確に捉えているか、それを踏まえて適切な整備内容が計画され、適切な保全実施時期が特定されるようになっているか、という点において極めて重要である。これが適切でないと、その後の保全活動が如何に適切であっても保全対象機器、延いてはそれらから構成されているプラントシステム全体の機能を計画通り維持することは難しい。逆に、保全計画が適切であれば、想定している部位に想定しているモードの劣化等が生じるので、それらを適切に管理できる。したがって、保全計画の良否によって生じるのは、ヒューマンエラー等で誘発されやすい第Ⅰ期の初期故障というよりはむしろ保全実施後の相当期間運転後に発生する第Ⅱ期、第Ⅲ期の故障の頻度が増減すると考えられる。すなわち、保全計画の良否（劣化等の発生部位とモードの的確な把握、保全タスク選定の良否、保全実施時期の適切性）によっては Fig.3 に示すように第Ⅱ期の偶発故障が増減したり、第Ⅲ期の摩耗故障が早期化あるいは遅延化したりするなど、実際に発生する故障の頻度に影響を与える。

保全計画のシミュレーション解析に当たっては、上記を考慮して保全計画の良否を保全対象機器の故障率の大小として評価に取り込めるようにする必要がある。

(2) 保全遂行能力[4]の影響評価

保全実行部隊の保全遂行能力（正確性、迅速性）の高低は、保全人間系の 3 要素（作業要領書、保全実行部隊、使用資機材）で決まり、これも保全実施後の機器状態に影響を与える。

保全遂行能力のうちの正確性は、それが高ければヒューマンエラーの可能性は低くなると考えられるので、Fig.3 の第Ⅰ期における初期故障率は低くなり、逆にそれが低ければ初期故障率が高くなると考えられる。

シミュレーション解析の中では、保全作業の正確性は機器の初期故障率に以上のような影響を与えるものとして評価する。

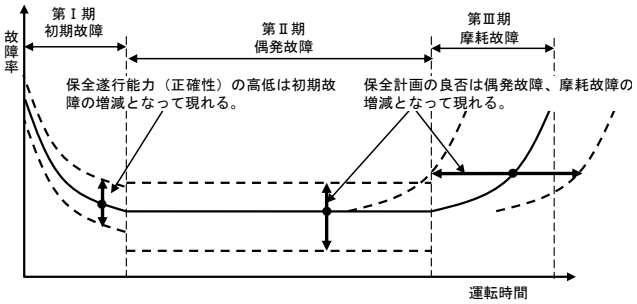

Fig.3 Relationship between Appropriateness of Maintenance applied to a Component and its Failure Rate

３．保全計画のシミュレーション解析

3.1 解析の概要

解析は､実際の原子力発電所（110 万 Kw 級 BWR-5）の一部系統（原子炉給水系(RFW)と高圧炉心スプレイ系(HPCS)）を模擬した系統を想定し、それを解析対象として実施する（Fig.4）。また、解析の概要を Fig.5 に示す。

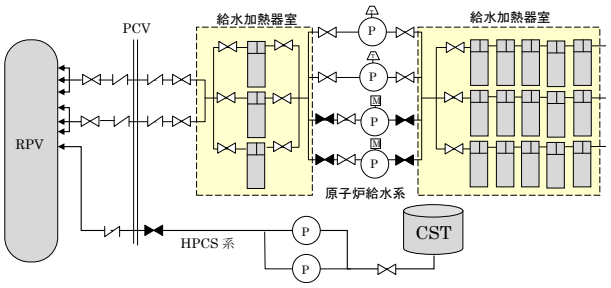

Fig.4 Sample Systems for the Simulation Analysis

3.2 解析方法

(1) 解析評価に用いる保全支配式

原子力発電プラントの安全性と経済性を評価するため、2.2 節で述べた関数S （前述の(1)式）および関数E（前述の(2)式）を用いる。

(2) 解析対象とするプラントシステムの確率論的評価モデル

安全リスク関数Sの計算に当たっては、110 万 Kw 級 BWR-5 の出力運転時内部事象に対する CDF の計算例[5] が公開されているので、これを参考にして

CDF を計算する。具体的には、上記 HPCS の解析モデルで求めた HPCS の故障発生率をこの計算例の HPCS 故障発生率部分に代入して求める。なお、計算の対象は CDF への寄与割合の大きい大 LOCA、中 LOCA および小 LOCA の各事象とする。

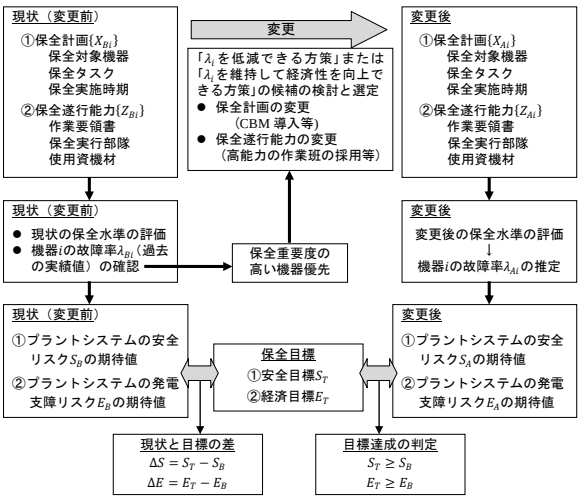

Fig.5 Production Process of Optimum Maintenance Plan

経済リスク関数Eの計算に当たっては、解析対象系統である RFW と HPCS を構成する機器の故障を想定する。

ここで RFW の故障は、Table1 に示す出力低下につながる事象を考慮し、各事象の発生頻度は Fig.6 に示す FT（Fault Tree）等を構築し、確率論的評価手法を用いて計算する。また、HPCS の故障は AOT 内で修理が完了すればプラント停止とならないが、AOT 内で修理が完了しないとプラントを停止する必要がある。本研究では過去の実績等を勘案して待機系機器の故障の 10%がプラント停止に至ると仮定し、経済性への影響を評価する。故障の発生頻度は RFW と同様に確率論的評価手法を用いて計算する。

Table 1 Relation between Function Failure of Reactor Feed Water System and Plant Power Loss

発電損失(出力低下量)	給水ポンプ周辺の故障				給水加熱器周辺の故障	給水逆止弁周辺の故障
	ﾀｰﾋﾞﾝ駆動 A	ﾀｰﾋﾞﾝ駆動 B	電動 A	電動 B		
100%	×	×	×	×	—	—
	—	—	—	—	×	—
	—	—	—	—	—	×
75%	×	×	○	×	—	—
	×	×	×	○	—	—
50%	○	×	×	×	—	—
	×	○	×	×	—	—
	×	×	○	○	—	—
25%	○	×	○	×	—	—
	○	×	×	○	—	—
	×	○	○	×	—	—
	×	○	×	○	—	—
0%	×	○	○	○	—	—
	○	×	○	○	—	—
	○	○	○	×	—	—
	○	○	×	○	—	—
	○	○	×	×	—	—

(3) 保全水準と保全遂行能力の解析モデル

① 保全計画の変更

保全計画の 3 要素（対象機器、保全タスク、保全実施時期）を適切と考えられる方向へ変更し、保全計画の適切性を改善する場合、その効果を次に示すように考慮する（Fig.7）。

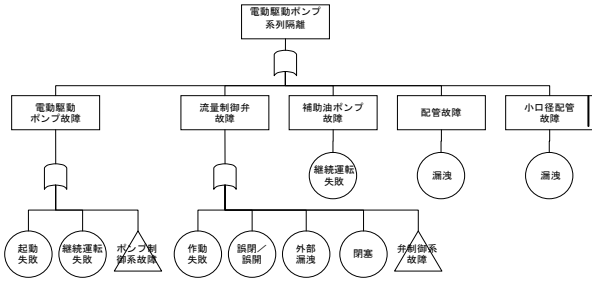

Fig.6 Fault Tree for used in the Simulation Analyses (Example)

a）初期故障（第 I 期）

初期故障は保全計画ではなく、保全実行部隊の保全遂行能力（作業の正確性）に影響を受けると考えられるので、保全計画に対し「不変」とする。

b）偶発故障（第 II 期）

偶発故障は保全計画の良否に影響を受けると考えられるので、下記のケースを想定して解析する。

- ケース 1-1：単純に本格分解点検周期を延長するケース

本格分解点検周期を延長できる機器の点検周期を延長する。この時、点検周期を延長する機器の第 II 期故障率はその延長期間に比例して増加すると仮定する。（Fig.7 のⒶ）

- ケース 1-2：故障率がケース 1-1 の 1/2 の場合で、本格分解点検周期を延長するケース

ケース 1-1 と同様に、本格分解点検周期を延長できる機器の点検周期を延長する。ただし、点検周期を延長しても機器の第 II 期故障率は変わらないと仮定する。（Fig.7 のⒷ）

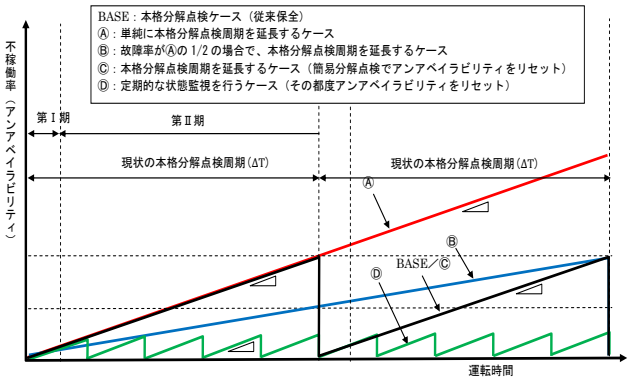

Fig.7 Relation between Maintenance Tasks and Analytical Models of Component Failure Rate

- ケース 2 : 簡易分解点検を実施するケース（簡易点検でアンアベイラビリティをリセット）
  本格分解点検周期を延長できる機器の点検周期を延長し、その中間に簡易分解点検を実施する（Fig.7 のⓒ）。この簡易分解点検は回転機器に対して適用する。回転機器の信頼性に大きな影響のある回転体のカップリング外しとセンターリングの実施を想定する。機器を完全分解しないので、ヒューマンエラーの入り込む余地は少なく、これによる初期故障は発生しないものと仮定する。簡易点検を適用しない他の機器は従来通り現状保全を踏襲すると仮定する。
- ケース 3 : 定期的な状態監視を行うケース（その都度アンアベイラビリティをリセット）
  本格分解点検周期を延長できる機器の点検周期を延長し、その間は信頼できる状態監視技術を用いて高頻度で状態監視を実施する（Fig.7 のⒹ）。状態監視は回転機器および電動弁、逆止弁に対して適用する。信頼できる状態監視技術が多く開発されつつある現在、このケースは将来における保全の在り方を示唆するケースと考えられる。状態監視技術を適用しない他の機器は従来通り現状保全を踏襲すると仮定する。

② 保全遂行能力（作業の正確性）の変更

Fig.8 に示すように、機器の故障率 λ_iは、第 I 期初期故障率λ_{1i}と第 II 期偶発故障率λ_{2i}から成っており、下記の関係にある。

$$\lambda_i \times \Delta T = \overline{\lambda_{1i}} \times \Delta t_1 + \overline{\lambda_{2i}} \times \Delta t_2 \fallingdotseq \overline{\lambda_{1i}} \times \Delta t_1 + \overline{\lambda_{2i}} \times \Delta T$$

これより

$$\lambda_i = \overline{\lambda_{1i}} \cdot \left(\frac{\Delta t_1}{\Delta \mathrm{T}}\right) + \overline{\lambda_{2i}} \qquad (3)$$

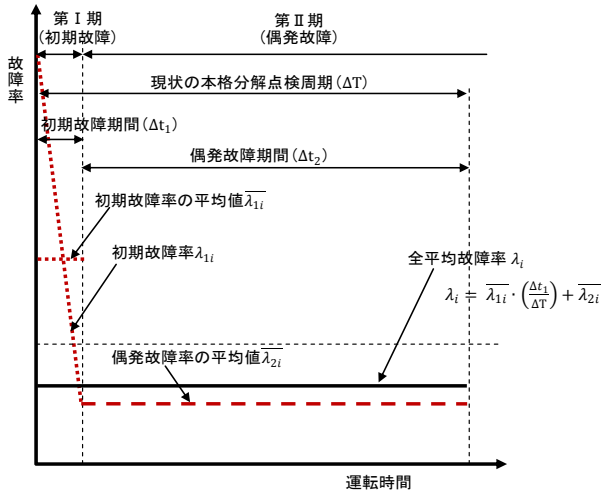

Fig.8 Component Failure Rate composed of Initial & Random Failure

ここで

λ_i : 機器iの本格分解点検周期内における全平均故障率（確率論的解析ではこの故障率が用いられる。）

Δt_1 : 初期故障期間、Δt_2 : 偶発故障期間

$\overline{\lambda_{1i}}$:初期故障率 λ_{1i}の初期故障期間Δt_1内における平均値

$\overline{\lambda_{2i}}$:偶発故障率 λ_{2i}の偶発故障期間Δt_2内における平均値

ΔT : 機器の本格分解点検周期

保全遂行能力（作業の正確性）はその影響が表れるのは主に初期故障であると考えられるので、前述の(3)式の初期故障に対応する項に保全遂行能力の影響ファクターε（保全遂行能力向上の場合$\varepsilon < 1$、低下の場合$\varepsilon > 1$）を見込むこととし、下式が成立すると仮定する。

$$\lambda_i = \overline{\lambda_{1i}} \cdot \left(\frac{\Delta t}{\Delta \mathrm{T}}\right) \cdot \varepsilon + \overline{\lambda_{2i}} \qquad (4)$$

なお、我国の原子力発電所の不具合のうち、作業員過誤（ヒューマンエラー）は約 15%（保守不良 40%×作業者過誤 38%＝15.2%）との報告[6]があるので、初期故障（$\overline{\lambda_{1i}} \times \Delta t$）と偶発故障（$\overline{\lambda_{2i}} \times \Delta \mathrm{T}$）がそれぞれ 15%、85%と仮定する。

3.3 解析方法

(1) 解析手順

解析は下記の手順で行う。

① 現状の保全計画（現状保全）と保全最適化を目指した改良保全計画を仮定する。

② 前述の本格分解点検等の保全タスクと機器故障率の関係から、安全リスク関数Sと経済リスク関数Eを計算し、保全計画変更前後の差を評価する。

③ 前述の保全実行部隊の保全遂行能力と機器故障率の関係から、安全リスク関数Sと経済リスク関数Eを計算し、保全計画変更前後の差を評価する。

(2) 解析条件

① 前提条件

安全リスク関数 S と経済リスク関数 E を計算する上で必要となる定数をこれまでの実績等を勘案して下記の通り設定してシミュレーション解析を行う。

- 解析対象プラント：110 万 Kw 級 BWR-5
- プラント運転期間：40 年
- 運転サイクル長さ：13 ヶ月（396 日）
- プラント定検期間：3 ヶ月（91 日）
- プラント計画外停止時の損失費用：2 億円/日

② 初期条件等

初期条件を下記のように設定する。

a）保全計画

解析対象のプラントシステムを構成する全機器の現状保全計画$\{X_{Bi}\}$を Table2 の変更前の欄に、また、新しい改良保全計画を策定するに当たり、新しい改良保全タスクの候補を同表の変更後の欄に示す。

b）現状（変更前）の機器iの故障率λ_{Bi}および機器故

障時の修理費用等

国内の PSA 解析で用いられている「PSA 用故障データに関する調査[7]」を用いる。また、機器故障時の修理費用および修理期間の条件は、機器毎に小規模な故障と想定されるものをそれぞれ1～2億円、2 週間、中規模の故障と想定されるものを 5 億円、1 箇月と仮定する。なお、大規模な故障は特殊な条件を想定することになるので、ここでは検討対象から除外する。

器故障率の増加にもかかわらず、経済リスクEは低下している。これは周期延長による経済リスクの低下が機器故障率の増加による経済リスクの増加より大きいことを意味している。ここでも問題になるのは、経済リスク評価に相応しい確率論的評価モデルと機器故障率等のデータベースの確立である。今回用いた機器の故障率は、PSA に用いる参考文献[9]の値を使用している。PSA はプラントの安全性を評価するために確立された手法であり、それに用いる故障率データも PSA に用いることを前提として設定

Table 2 Analytical Conditions before and after the change of Maintenance Plan

原子炉給水系

保全対象機器		台数	変更前		変更後		保全計画の変更内容			
			保全タスク	費用（億円/台）	保全タスク（候補）	費用（億円/台）	点検周期（運転ｻｲｸﾙ）	ケース１（周期延長）	ケース２（簡易点検）	ケース３（CBM 導入）
給水加熱器周辺	給水加熱器	18	TBM（伝熱管 ECT）	0.20	同左	0.20	点検周期延長（8→12,16）	○		
	配管	390	TBM（減肉測定等）	0.03	同左	0.03	変更せず(8)			
	小口径配管	137	TBM（非破壊検査）	0.01	同左	0.01	変更せず(8)			
給水逆止弁周辺	給水逆止弁	4	TBM（本格分解点検）	0.20	同左	0.20	点検周期延長（6→9,12）	○		
					CBM（弁体ﾓﾆﾀﾘﾝｸﾞ）		状態監視頻度（1 回/2 月）			○
	配管	36	TBM（減肉測定等）	0.03	同左	0.03	変更せず(8)			
	小口径配管	10	TBM（非破壊検査）	0.01	同左	0.01	変更せず(8)			
タービン駆動ポンプ周辺	ﾀｰﾋﾞﾝ駆動ポンプ（駆動ﾀｰﾋﾞﾝ含む）	2	TBM（本格分解点検）	1.30	同左	1.30	点検周期延長（4→6.8）	○		
					TBM（簡易分解点検）	0.15	点検周期延長（4→6,.8）		○	
					CBM（振動、油分析等）	0.00	状態監視頻度【1 回/2 月】			○
	配管	6	TBM（減肉測定等）	0.03	同左	0.03	変更せず(8)			
	小口径配管	23	TBM（非破壊検査）	0.01	同左	0.01	変更せず(8)			
	補助油ポンプ	1	TBM（本格分解点検）	0.10	同左	0.10	点検周期延長（8→12,16）	○		
					TBM（簡易分解点検）	0.03	点検周期延長（8→12,16）		○	
					CBM（振動,油分析等）	0.00	状態監視頻度(1 回/2 月)			○
電動駆動ポンプ周辺	電動駆動ポンプ（駆動モータ含む）	2	TBM（本格分解点検）	0.70	同左	0.70	点検周期延長（8→12,16）	○		
					TBM（簡易分解点検）	0.22	点検周期延長（8→12,16）		○	
					CBM（振動,油分析等）	0.00	状態監視頻度(1 回/2 月)			○
	ポンプ制御系	1		0.5	同左	0.5	変更せず(4)			
	流量調整弁	2	TBM（本格分解点検）	0.10	同左	0.10	変更せず(4)			
	流調弁制御系	3	TBM	0.17	TBM	0.17	変更せず(4)			
	配管	6	TBM（減肉測定等）	0.03	同左	0.03	変更せず(8)			
	小口径配管	23	TBM（非破壊検査）	0.01	同左	0.01	変更せず(8)			
	補助油ポンプ	1	TBM（本格分解点検）	0.10	同左	0.10	点検周期延長（8→12,16）	○		
					TBM（簡易分解点検）	0.03	点検周期延長（8→12,16）		○	
					CBM（振動,油分析等）	0.00	状態監視頻度(1 回/2 月)			○

高圧炉心スプレイ系

格納容器外	電動駆動ポンプ	1	TBM（本格分解点検）	0.50	同左	0.50	点検周期延長（8→12,16）	○		
					TBM（簡易分解点検）	0.15	点検周期延長（8→12,16）		○	
					CBM（振動,油分析等）	0.00	状態監視頻度(1 回/2 月)			○
	ポンプ制御系	1	TBM	0.50	同左	0.50	変更せず(4)			
	原子炉注入弁	1	TBM（本格分解点検）	0.10	同左	0.10	点検周期延長（8→12,16）	○		
					CBM（弁モニタリング）	0.00	状態監視頻度(1 回/2 月)			○
	弁制御系	1	TBM	0.50	同左	0.50	変更せず(4)			
	非常用 DG	2	TBM（本格分解点検）	1.25	同左	2.00	点検周期延長（8→12,16）	○		
					CBM（エンジン診断）	0.00	状態監視頻度(1 回/1 月)			○
	DG 制御系	2	TBM	0.25	同左	0.5				
	配管	60		0.03	同左	0.03	変更せず(8)			
	小口径管	13		0.10	同左	0.10	変更せず(8)			
	復水貯蔵タンク	1	TBM（本格開放点検）	0.30	同左	0.30	点検周期延長（8→12,16）	○		
格納容器内	配管	5	TBM（減肉測定等）	0.03	同左	0.03	変更せず(8)			
	小口径管	1	TBM（非破壊検査）	0.01	同左	0.01	変更せず(8)			

3.4 解析結果と考察

解析対象系統に属する機器の保全計画を変更したケースの解析結果を Table3 に、保全実行部隊の保全遂行能力を変更したケースの解析結果を Table4 に示す。

(1) 解析対象系統に属する機器の保全計画を変更したケースの解析結果

まず、ケース 1-1 の狙いは、本格分解点検周期を延長し、経済性の向上を図ろうとする保全計画の変更案に対し、機器故障率が増加するので、その影響が安全リスクS（CDF）および経済リスクE（発電単価）にどのように現れるか確認することを意図したものである。計算結果を見ると、周期延長による機

されたものである。したがって、本論文で検討しているような経済リスク評価を行うことは必ずしも想定していないと考えられるため、経済リスク評価を精度よく行うためには、今後、この手法を経済リスク評価の観点から再検討し、必要に応じて手法の一部を修正することが必要となる可能性がある。具体的には、システム構成や着目事象（ET、FT）の見直し、解析モデルの詳細化（たとえば、機器の部品レベルまでのモデル化）あるいは簡素化（経済リスク評価への影響が少ない箇所の削除）、さらには経済リスク評価のための機器故障率データベースの確立（たとえば、Best Estimate のための機器毎、部位毎

の故障率データベース）が必要となると考える。

我国では原子力発電所で故障・トラブルが発生すると、徹底的な原因究明と対策が施されるが、反面、諸外国と比較して修理費用と修理日数が多い結果となっている。このため、我国の原子力発電所と諸外国の原子力発電所では経済性リスク評価の結果が大きく異なると予測される。

一方、安全リスクS（CDF）は有意に増加している。このように、機器故障率を従来と同程度あるいはそれ以下に保てる見込みがないまま、本格分解点検周期を延長すると、経済性は改善されるものの、安全性が低下する場合がある。保全計画を変更する前に設定する保全目標（安全目標と経済目標）に対し、この安全性の低下が許容できる場合は本格分解点検周期の延長案を実行できるが、そうでない場合は実行できないことになる。

次に、ケース 1-2 であるが、このケースの狙いは、本格分解点検周期を延長しても機器故障率は有意に増加しないと確信できる場合、すなわち過去の保全実績や他プラントの実績等から劣化兆候が認められず保全上何の問題もない場合には一定期間の延長を行い、経済性のみならず、安全性も確保しようとするもので、保全計画の変更案に対し、安全リスクS（CDF）および経済リスクE（発電単価）がどう影響されるか確認することを意図したものである。計算結果を見ると、当然のことながら、機器故障率が従来と変わらないので、安全リスクSは従来のまま変わらず、経済リスクEは点検周期延長の効果で有意に改善されている。本格分解点検周期を延長しても機器故障率は有意に増加しないと確信できる場合は、本変更案は有効な改善案である。我国の原子力発電所では諸外国と比較して比較的短い周期で本格分解点検が実行されてきた経緯があるので、どの機器がこのケースに当てはまる機器か抽出し、保全を適正化することは重要である。

ケース 2 の狙いは、本格分解点検周期を延長する場合、何の補償措置も講じずに延長するのではなく、中間点で簡易な点検を実施し、信頼性の低下を抑制

Table3 Effect of the Change of Maintenance Plan on Plant Safety and Economic Efficiency

	評価項目 ＼ 解析ケース		基本ケース	ケース 1-1 (故障率比例増加)	ケース 1-2 (故障率不変)	ケース 2 (簡易点検採用)	ケース 3 (CBM 導入)
1	総保全費用 (注2) (A)	円/年	490,024,686	371,892,377 298,743,081	357,999,686 269,974,686	453,166,224 433,433,976	408,652,158 381,464,272
	計画保全費用	円/年	448,600,000	316,575,000 228,550,000	316,575,000 228,550,000	416,425,000 393,350,000	391,600,000 365,100,000
	故障時復旧費用	円/年	23,139,899	31,681,399 40,799,170	23,139,899 23,139,899	18,562,288 21,831,700	3,927,386 3,380,835
	発電損失（原子炉給水系）	円/年	13,029,172	16,410,376 20,066,989	13,029,172 13,029,172	12,954,697 13,005,625	12,549,573 12,539,476
	発電損失（高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系）	円/年	5,255,615	7,225,602 9,326,922	5,255,615 5,255,615	5,224,240 5,246,650	575,199 443,961
2	総発電量 (B)	Kwh/年	5,989,581,800	5,988,649,900 5,987,620,300	5,989,581,800 5,989,581,800	5,989,600,300 5,989,587,100	5,990,554,900 5,990,511,100
	年間稼働時間－定期検査期間	日/年	227	227 227	227 227	227 227	227 227
	発電損失（原子炉給水系）	日/年	0.0869	0.109 0.134	0.0869 0.0869	0.0864 0.0867	0.0837 0.0836
	発電損失（高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系）	日/年	0.0350	0.0482 0.0622	0.0350 0.0350	0.0348 0.0350	0.0038 0.0030
3	保全費発電単価 (A/B) （経済リスクE）	円/Kwh	0.0818	0.0621 (24%減) 0.0499 (39%減)	0.0598 (27%減) 0.0451 (45%減)	0.0757 (7%減) 0.0724 (11%減)	0.0682 (17%減) 0.0637 (22%減)

（注 1）上段：本格点検周期が基本ケースの 1.5 倍の場合、下段：本格点検周期が基本ケースの 2 倍の場合

（注 2）解析で考慮した全機器に対して計算する。

	評価項目 ＼ 解析ケース		基本ケース	ケース 1-1 (故障率比例増加)	ケース 1-2 （故障率不変）	ケース 2 （簡易点検採用）	ケース 3 （CBM 導入）
1	炉心損傷頻度 CDF (注) (/炉年) （安全リスクS）	機器の本格点検周期を基本ケース 1.5 倍とした場合	2.07×10^{-8}	2.65×10^{-8} (28%増)	2.07×10^{-8} (±0%)	2.06×10^{-8} (0.5%減)	6.98×10^{-9} (66%減)
		機器の本格点検周期を基本ケース 2 倍とした場合		3.26×10^{-8} (57%増)	2.07×10^{-8} (±0%)	2.07×10^{-8} (±0%)	6.60×10^{-9} (68%減)

（注）全 CDF のうち、大中小 LOCA に着目して解析評価した。

Table4 Effect of the Change of Maintenance Team Performance on Plant Safety and Economic Efficiency

	評価項目 ＼ 解析ケース		保全遂行能力改善ファクター					
			ε = 0.1	ε = 0.5	ε = 0.8	ε = 1.0	ε = 1.2	ε = 1.5
1	総保全費用 (注) (A)	円/年	484,410,423	486,904,806	489,400,541	490,024,686	491,273,229	493,146,678
	計画保全費用	円/年	448,600,000	448,600,000	448,600,000	448,600,000	448,600,000	448,600,000
	故障時復旧費用	円/年	20,013,325	21,402,810	22,792,460	23,139,899	23,834,807	24,877,246
	発電損失（原子炉給水系故障）	円/年	11,250,991	12,040,552	12,831,300	13,029,172	13,425,139	14,019,646
	発電損失（高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系故障）	円/年	4,546,107	4,861,444	5,176,781	5,255,615	5,413,283	5,649,786
2	総発電量 (B)	Kwh/年	5,990,200,000	5,989,824,700	5,989,632,000	5,989,581,800	5,989,484,100	5,989,336,300
	年間稼働時間－定期検査期間	日/年	227	227	227	227	227	227
	発電損失（原子炉給水系故障）	日/年	0.0750	0.0803	0.0855	0.0869	0.0895	0.0935
	発電損失（高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系故障）	日/年	0.0303	0.0324	0.0345	0.0350	0.0361	0.0377
3	保全費発電単価 (A/B) （経済リスクE）	円/Kwh	0.0809 (1.1%)	0.0813 (0.6%減)	0.0816 (0.2%減)	0.0818	0.0820 (0.2%増)	0.0823 (0.6%増)

（注）解析で考慮した全機器に対して計算する。

	評価項目 ＼ 解析ケース	保全遂行能力改善ファクター					
		ε = 0.1	ε = 0.5	ε = 0.8	ε = 1.0	ε = 1.2	ε = 1.5
1	炉心損傷頻度 CDF (注) （ /炉年） （安全リスクS）	1.81×10^{-8} (12.6%減)	1.92×10^{-8} (7.2%減)	2.01×10^{-8} (2.9%減)	2.07×10^{-8} （基本ケース）	2.13×10^{-8} (2.9%増)	2.21×10^{-8} (6.8%増)

（注）全 CDF のうち、大中小 LOCA に着目して解析評価した。

しようとするもので、保全計画の変更案に対し、安全リスクS（CDF）および経済リスクE（発電単価）がどう影響されるか確認することを意図したものである。計算結果を見ると、安全リスクSは増加せず、経済リスクEの減少が認められる。本変更案はプラントの安全性へ影響を与えずに経済効果が期待できるというものである。したがって、このケースのポイントは、簡易分解点検が比較的労力を要せず、かつ機器故障率を増加させないと期待できるか否かということである。ポンプやモータなどの回転機器は回転体の不調に起因する故障が比較的多く、米国の原子力発電所では回転機器の本格分解を行わず、駆動機と被動機の間のカップリングを外し、回転体のセンターリング修正を行うだけの簡易な点検を実施し、効果を上げている所がある。このように、保全作業が簡易で保全上重要な修正のみを実施するという発想は、ヒューマンエラーによるトラブルを抑制する観点からも重要である。

ケース 3 の狙いは、本格分解点検周期を延長する場合、周期延長による信頼性の低下という懸念があるため、定期的に機器の運転状態をチェックし、故障の兆候がないことを確認することにより、確信を持って運転を継続しようとするもので、保全計画の変更案に対し、安全リスクS（CDF）および経済リスクE（発電単価）がどう影響されるか確認することを意図したものである。計算結果を見ると、安全リスク、経済リスクともに有意に低下している。これは今後の保全の在り方として期待される保全計画の変更案である。ただし、このケースのポイントは、信頼に足る状態監視技術が存在するかということである。これまでの先進諸国の原子力発電所や他作業の状況を見ると、既に十分な実績があり、信頼できる状態監視技術（たとえば、回転機器等に対する振動診断、潤滑油分析、サーモグラフィによる温度測定など）がある。これらの状態監視技術の積極的な実機への適用はもとより、他技術の積極的な研究開発が期待される。

(2)保全実行部隊の保全遂行能力を変更したケースの解析結果

この解析評価の狙いは、機器の保全に携わる保全実行部隊の保全遂行能力（作業の正確性）が向上あるいは低下すると、プラントの安全性および経済性にどのような影響を与えるか、確認することである。解析結果を見ると、保全遂行能力はプラント経済性へ大きく影響しない結果となった。また、プラント安全性への影響は、保全遂行能力改善ファクター $\varepsilon = 0.1$（初期故障がほぼ無いと仮定）とした場合、安全リスクS（CDF）は 12.6%減、$\varepsilon = 1.5$（初期故障が従来より大幅に増加と仮定）とした場合、安全リスクS（CDF）は 6.8%増となった。保全遂行能力を向上させると安全リスクを有意に低減できる可能性がある。

今後、保全の適正化が進み、機器の故障率がこれまで以上に低減されていくと、抜本的低減の難しいヒューマンエラー等による初期故障率が相対的に大きくなり、保全遂行能力の向上による初期故障率の低減が重要になってくる可能性がある。このため、今後、保全遂行能力と機器故障率を定量的に関連付けるための調査検討を行うことは重要であると考える。なお、保全遂行能力の向上は、保全における人間系の 3 要素の改善（保全実行部隊の教育訓練、保全作業要領書の標準化、使用資機材の標準化を通じた改善）やこれら 3 要素を踏まえた保全作業のベンチマーキング活動などを体系的に行うことにより実現可能である。

４．結言

保全計画段階では、現状の保全計画と保全遂行能力を踏まえて、最適な保全に相当すると考えられる保全目標を満足する、新しい保全計画と保全遂行能力を有する保全実行部隊の陣容計画を導出する必要がある。本研究で提案する保全定量化方法は、これらの計画の導出がコンピュータによるシミュレーションにより、可能であることを確認した。

本論文で提案する保全定量化手法は、保全最適化に向けて現状保全を改善する方向性を具体的に検討することができ、有用であると考える。

参考文献

[1] “原子力発電所の保全プログラムに基づく保全活動の検査手法に係わる調査・検討報告書”,日本保全学会，pp.199-201(平成 20 年 2 月）

[2] 宮，“保全学の構築(1)－構築の枠組みと方法論－”, 日本保全学会誌「保全学」, Vol.7, No.1 (2008)

[3] 青木,“大規模複雑プラントシステムの保全重要度の定量評価手法に関する研究”,日本保全学会誌「保全学」，Vol.9，No.3，pp.25-30 (2010)

[4] 青木,“大規模複雑プラントシステムの保全水準と安全水準の定量評価手法に関する研究”,日本保全学会誌「保全学」, Vol.9, No.3, pp.31-36 (2010)

[5] (独)原子力安全基盤機構,“JNES における PSA 手法の標準化＝出力運転時内的事象レベル 1 PSA 手法＝(別冊 2)出力運転時内的事象レベル 1 PSA 標準報告書＝BWR５型プラント＝”,JNES/SAE07-040， 07 解部報-0040(平成 19 年 4 月)

[6] 幅聡,“「運転上の制限の逸脱」とは何だろう？最近の運転上の逸脱事象について”,日本原子力学会誌，Vol. 51，No. 6，pp.479-483 (2009)

[7] “PSA 用故障率データに関する調査”, 財団法人原子力安全研究協会， 平成 9 年 3 月
（平成 23 年 3 月 15 日）