



原子力発電所を構成する機器の簡易的な経済保全重要度 評価方法に関する研究

Study of a Simplified Method of Evaluating the Economic Maintenance
Importance of Components in Nuclear Power Plant System

東北大学 流体科学研究所	青木 孝行	Takayuki AOKI	Member
(株)IIU	児玉 典子	Noriko KODAMA	Member
東北大学 流体科学研究所	高木 敏行	Toshiyuki TAKAGI	Member

Safety risk importance of components in nuclear power plants has been evaluated based on the probabilistic risk assessment and used for the decisions in various plant managements. But economic risk importance of the components has not been discussed very much. Therefore, this paper discusses risk importance of the components from the viewpoint of plant economic efficiency and proposes a simplified evaluation method of the economic risk importance (or economic maintenance importance). As a result of consideration, the followings were obtained.

- (1) A unit cost of power generation is selected as a performance indicator and can be related to a failure rate of components in nuclear power plant which is a result of maintenance.
- (2) The economic maintenance importance has two major factors, i.e. repair cost at component failure and production loss associated with plant outage due to component failure.
- (3) The developed method enables easy understanding of economic impacts of plant shutdown or power reduction due to component failures on the plane which adopts the repair cost in vertical axis and the production loss in horizontal axis.

Keywords: PRA, Fussell-Vesely, RAW, Safety, Economic Efficiency, Production Cost, Risk Importance, Maintenance Importance, Restoration Time, Repair Cost

1. 緒言

原子力発電所は、膨大な数の機器から成っており、限られた保全リソースで系統の機能、そしてプラント全体の機能をできるだけ高く維持して行くためには保全リソースを重点的に投入する等の戦略的取組みが必要である。これを可能にする方法として確率論的リスク評価 (PRA: Probabilistic Risk Assessment) 手法が確立されており、この方法を用いれば、ある機器の故障が原子力発電所全体の安全性にどの程度の影響を与えるか定量的に評価することができる。たとえば、この PRA 手法を用いて炉心損傷頻度 (CDF: Core Damage Frequency) を評価し、その CDF を指標としてリスク重要度 (FV 値 (Fussell-Vesely) と RAW (Risk Achievement Worth)) を評価する方法である^[1]。このリスク重要度を用いれば、発電所を構成する多くの機器に影響度の大きい順に序列化できることになる。この序列において数値の大きい機器に保全リソースを重点投

入すれば、原子力発電所の安全性を効率的、効果的に向上させることができる。

一方、プラント存続の必須条件である安全性の他に、もう1つの条件として経済性がある^[2]。この経済性は、生産電力量に対する投入資源の保全費用 (計画保全費用とその保全の結果として生じる機器の故障に係わる計画外費用) である保全費発電単価を指標とすると、前述の安全性と同様、経済性の観点からのリスク重要度 (FV 値と RAW) が定義できる^[3]。したがって、前述の安全性と同様に経済性の観点からリスク重要度の数値の大きい機器に保全リソースを重点投入すれば、原子力発電所の経済性を効率的、効果的に向上させることができる。

しかしながら、安全性に関する PRA 研究に対し、経済性に関する同様の研究は、米国 EPRI による検討が行われているが、必ずしも十分に検討、議論されたものとなっていない。この原因は、原子力発電所の安全性に関する頂上事象として炉心損傷を考える時、炉心損傷に至る事象ツリー (ET: Event Tree)、故障ツリー (FT: Fault Tree) が比較的簡単であるのに対し、原子力発電所の経済性に

連絡先: 青木孝行、〒980-8577 仙台市青葉区片平
2-2-1、東北大学流体科学研究所、
E-mail: aoki@wert.ifs.tohoku.ac.jp

大きな影響を与える「発電支障」に至る ET と FT は、多岐多様で複雑であり、したがって、システム全体の PRA モデル等の PRA ツールを整備するのに多大の労力を要すること等によるものと考えられる。

そこで、本研究では、この経済性に関するリスク重要度とそれに基づく保全重要度を簡易的に評価できる手法について検討する。

2. 経済性の観点から見た保全重要度評価方法

まず文献[3]で提案されている保全重要度の考え方を踏まえて経済性の観点から見た具体的な保全重要度（以下、経済保全重要度という。）の評価方法について検討する。

2.1 経済性の評価指標

原子力発電所の安全リスク重要度は、前述のように、FV 値と RAW を用いて定義される。すなわち、安全性に関する指標を CDF とすると、安全リスク関数 $S = CDF(\lambda_i)$ だから FV 値と RAW は次のように定義される。

$$FV_S = \frac{S_0 - S(A = 0)}{S_0}$$

$$RAW_S = \frac{S(A = 1)}{S_0}$$

ここで、 λ_i は機器 i の故障率、 S_0 はベースケースの CDF である。また、 $A=0$ は機器 A が故障している確率がゼロ、 $A=1$ は機器 A が故障している確率が 1 であることを意味している。

一方、経済リスク重要度も安全リスク重要度と同様に下記のように定義できる。すなわち、経済性に関する指標として原子力発電所のパフォーマンスを表す発電単価のうち、保全に着目した保全費発電単価を採用することとし、これを E とすると、保全費発電単価は下式で表せる^[4]。ここで、関数 E は、ある機器に対する保全計画を変更した場合、当該機器の故障率が変化し、その結果として経済性パフォーマンスが変化する程度を示す指標であるので、ここではこれを経済リスク関数と呼ぶこととする。

$$E = C_{total}/P_r \quad (1)$$

ここで、 C_{total} は評価対象期間（以下これを T とする。）中に投入される保全費用の総額、 P_r は同期間中に得られる

電力生産量であり、下記のように表せる。

$$C_{total} = \text{計画保全費用} + \text{故障時保全費用} + \text{常用系機器の故障時発電損失} + \text{安全系待機機器の故障時発電損失}$$

$$P_r = \text{電気出力} \times (\text{検討対象期間(時間)} - \text{一定検期間(時間)} - \text{常用系機器の故障時プラント停止時間} - \text{安全系待機機器の故障時プラント停止時間})$$

上記の経済リスク関数 E を用いると、経済リスク重要度 FV_E と RAW_E は次のように表せる。

$$FV_E = \frac{E_0 - E(A = 0)}{E_0}$$

$$RAW_E = \frac{E(A = 1)}{E_0}$$

以上より、経済性の観点からは、 FV_E 値および RAW_E が大きい値を示す機器に対して保全リソースを重点投入することが合理的である。しかしながら、 FV_E 値および RAW_E を算出するには、大規模複雑プラントシステムの経済性に関する PRA モデル（プラント停止あるいは部分出力に至る ET と FT）を開発する必要があり、このために膨大な労力と時間が必要となる。

2.2 経済リスク関数の具体的検討

経済リスク関数 E をさらに具体的に定式化するため、機器の故障によってプラントの発電機能が停止又は低下する頻度として発電支障発生頻度（GFF: Generation Failure Frequency）を考える。機器の故障により発電支障が生じた場合を考えると、発電損失はプラント停止期間に依存し、さらに停止期間は故障機器の種類に依存する。従って発電損失の期待値を評価するに際しては、GFF に対する機器毎の寄与度を勘案する必要がある。これは機器 i の故障率を λ_i とし、 $\partial GFF / \partial \lambda_i \cdot \lambda_i$ で近似できる。特に、機器 i が安全系待機機器である場合には、故障から許容待機除外時間（AOT: Allowed Outage Time）を超え、プラント停止に至るシーケンスとして評価することができる。なお、ここで $\partial GFF / \partial \lambda_i$ を定量的に求めることは現実的に難しいが、プラント停止実績のある特定の機種に着目して保全計画を変更した場合、その前後で GFF と λ_i のデータを収集し、その変化率から近似的に $\partial GFF / \partial \lambda_i$ を推定することは可能と考えられる。

以上のことから、式(1)の C_{total} 及び P_r は以下の様に定式化することができる。

$$C_{total} = C_P + C_R + C_{L0} + C_{LS} \quad (2)$$

ここで、

C_P : 期間 T 中の計画保全費用

C_R : 期間 T 中の機器故障による事後保全費用の期待値
($\approx \sum_{i \in \Omega} c_{Ri} \cdot \lambda_i \cdot T$)

C_{L0} : 期間 T 中の常用系機器の故障による発電損失期待値
($\approx c_L \sum_{i \in \Omega_0} t_{Li} \cdot \partial GFF / \partial \lambda_i \cdot \lambda_i \cdot T$)

C_{LS} : 期間 T 中の安全系待機機器の故障による発電損失期待値
($\approx c_L \sum_{i \in \Omega_S} t_{Li} \cdot \beta_i \cdot \lambda_i \cdot T$)

Ω : 全機器の集合、常用系機器の集合 Ω_0 と安全系待機機器の集合 Ω_S の直和

c_{Ri} : 機器 i が故障した時に復旧に要する費用

c_L : 機器故障によりプラントが停止した時の、単位時間当たりの発電損失 (例えば 2 億円/日)

t_{Li} : 機器 i の故障からプラント停止に至った場合の停止期間

β_i : 安全系待機機器 i が故障した場合に AOT 超過でプラント停止となる確率 (一般的には常用系機器と同様、 $\partial GFF / \partial \lambda_i$ と書けるが、待機系機器については AOT 期間を過ぎプラント停止に至った過去の事例から具体的に算出できる確率 β_i に近似することができると考えた。)

$$P_T = G \cdot (T - T_P - T_{L0} - T_{LS}) \quad (3)$$

ここで、

G : 定格電気出力

T_P : 期間 T 中のプラント定検期間

T_{L0} : 期間 T 中の常用系機器の故障によるプラント停止期間期待値
($\approx \sum_{i \in \Omega_0} t_{Li} \cdot \partial GFF / \partial \lambda_i \cdot \lambda_i \cdot T$)

T_{LS} : 期間 T 中の安全系待機機器の故障によるプラント停止期間期待値
($\approx \sum_{i \in \Omega_S} t_{Li} \cdot \beta_i \cdot \lambda_i \cdot T$)

式(1)~(3)から経済リスク関数 E は式(4)のように表される。ここで、過去の一定期間中に発生した故障の実績を調査し、その故障事例毎に E 値を計算すれば、プラントの経済的パフォーマンスを評価できる。すなわち、過

去の一定期間 (たとえば、10 年間) を対象に、特定の機器の計画および故障時の保全費用やその故障時におけるプラントへの影響 (発電損失) などの実績を調査し、故障機器がどの程度の経済的影響を持っているか確認するのである。

また、各機器 i に対する保全方式を変更した場合、計画保全費用 C_P 及び故障率 λ_i が影響を受けることになるが、全機器での計画保全費用を一定に保つという制約条件を与えると、保全方式を変更した機器の故障率のみが変化する。この場合、 $\Delta E/E$ は式(5)で評価できる。

ここで、我が国の原子力発電所を構成している各機器の故障率及び発電支障発生確率が非常に小さいことおよび、例えば 1 日当たりで比較した場合、予防保全費用と停止時の発電損失費用では、後者の方が非常に大きいことを考慮すると、 $\Delta E/E$ は式(6)で近似できる。なお、式(6)の第 1 項は常用系機器に関する和、第 2 項は安全系待機機器に関する和である。

式(6)から下記のことがわかる。

- ① プラントを構成する機器 i に施す保全計画を変更することによって生じる故障率の変化 $\Delta \lambda_i$ が大きければ、経済リスク関数の変化 ΔE を大きくする。
- ② 機器 i の故障時に復旧に要する費用 c_{Ri} が大きい機器 i は、保全計画を変更することによって生じる故障率の変化 $\Delta \lambda_i$ の効果を大きくし、経済リスク関数の変化 ΔE を大きくする。
- ③ 機器故障によりプラントが停止した時の、その単位停止時間当たりの発電損失 c_L が大きいプラント(大出力プラント)は、機器 i の保全計画を変更することによって生じる故障率の変化 $\Delta \lambda_i$ の効果を大きくし、経済リスク関数の変化 ΔE を大きくする。
- ④ 故障時に復旧に要する時間 t_{Li} が長い機器 i は、保全計画を変更することによって生じる故障率の変化 $\Delta \lambda_i$ の効果を大きくし、経済リスク関数の変化 ΔE を大きくする。

以上述べたように、式(6)の $\Delta E/E$ を $\Delta \lambda_i$ と $\partial GFF / \partial \lambda_i \cdot \Delta \lambda_i$ の関数と見ると、 c_{Ri} と $c_L \cdot t_{Li}$ は、保全

$$E \approx \frac{C_P + \sum_{i \in \Omega} c_{Ri} \cdot \lambda_i \cdot T + c_L \sum_{i \in \Omega_0} t_{Li} \cdot \partial GFF / \partial \lambda_i \cdot \lambda_i \cdot T + c_L \sum_{i \in \Omega_S} t_{Li} \cdot \beta_i \cdot \lambda_i \cdot T}{G \cdot (T - T_P - \sum_{i \in \Omega_0} t_{Li} \cdot \partial GFF / \partial \lambda_i \cdot \lambda_i \cdot T - \sum_{i \in \Omega_S} t_{Li} \cdot \beta_i \cdot \lambda_i \cdot T)}$$

$$= \frac{C_P/T + \sum_{i \in \Omega} c_{Ri} \cdot \lambda_i + c_L \sum_{i \in \Omega_0} t_{Li} \cdot \partial GFF / \partial \lambda_i \cdot \lambda_i + c_L \sum_{i \in \Omega_S} t_{Li} \cdot \beta_i \cdot \lambda_i}{G \cdot (1 - T_P/T - \sum_{i \in \Omega_0} t_{Li} \cdot \partial GFF / \partial \lambda_i \cdot \lambda_i - \sum_{i \in \Omega_S} t_{Li} \cdot \beta_i \cdot \lambda_i)} \quad (4)$$

$$\frac{\Delta E}{E} \approx \frac{\sum_{i \in \Omega} c_{Ri} \cdot \Delta \lambda_i + c_L \sum_{i \in \Omega_0} t_{Li} \cdot \partial \text{GFF} / \partial \lambda_i \cdot \Delta \lambda_i + c_L \sum_{i \in \Omega_S} t_{Li} \cdot \beta_i \cdot \Delta \lambda_i}{C_P/T + \sum_{i \in \Omega} c_{Ri} \cdot \lambda_i + c_L \sum_{i \in \Omega_0} t_{Li} \cdot \partial \text{GFF} / \partial \lambda_i \cdot \lambda_i + c_L \sum_{i \in \Omega_S} t_{Li} \cdot \beta_i \cdot \lambda_i} + \frac{\sum_{i \in \Omega_0} t_{Li} \cdot \partial \text{GFF} / \partial \lambda_i \cdot \Delta \lambda_i + \sum_{i \in \Omega_S} t_{Li} \cdot \beta_i \cdot \Delta \lambda_i}{1 - T_P/T - \sum_{i \in \Omega_0} t_{Li} \cdot \partial \text{GFF} / \partial \lambda_i \cdot \lambda_i - \sum_{i \in \Omega_S} t_{Li} \cdot \beta_i \cdot \lambda_i} \quad (5)$$

$$\begin{aligned} \frac{\Delta E}{E} &\approx \frac{\sum_{i \in \Omega} c_{Ri} \cdot \Delta \lambda_i + c_L \sum_{i \in \Omega_0} t_{Li} \cdot \partial \text{GFF} / \partial \lambda_i \cdot \Delta \lambda_i + c_L \sum_{i \in \Omega_S} t_{Li} \cdot \beta_i \cdot \Delta \lambda_i}{C_P/T} \\ &= \sum_{i \in \Omega_0} \left[\frac{c_{Ri}}{C_P/T} \Delta \lambda_i + \frac{1}{C_P/T} c_L \cdot t_{Li} \cdot \partial \text{GFF} / \partial \lambda_i \cdot \Delta \lambda_i \right] \\ &\quad + \sum_{i \in \Omega_S} \left[\frac{c_{Ri}}{C_P/T} \Delta \lambda_i + \frac{1}{C_P/T} c_L \cdot t_{Li} \cdot \beta_i \cdot \Delta \lambda_i \right] \end{aligned} \quad (6)$$

の内容を変更することによって機器故障率 λ_i が $\Delta \lambda_i$ だけ変化するとき、プラント経済性の変化 $\Delta E/E$ に大きな影響を与えるパラメータとなっている。したがって、これらのパラメータを利用すれば、個々の機器の故障によるプラント経済性への影響度、すなわち経済保全重要度を簡易的に評価できるものと考えられる。

2.3 経済リスク重要度に基づく簡易的な保全重要度評価方法

前項の検討に基づき、簡易的な経済保全重要度の評価方法について以下に検討する。

一つのプラントを構成する膨大な数の機器の中で個々の機器が有する相対的な経済リスクへの影響度を明確にすることは、どの機器を優先して保全のリソースを投入するか決定する上で重要である。この観点から、式(6)の $\Delta E/E$ に大きな影響を与える前述の2つのパラメータ (c_{Ri} と $c_L \cdot t_{Li}$) を用いた、Fig.1 に示すような経済保全重要度の評価方法が考えられる。

故障時 復旧費用 c_{Ri}	重要度 中	重要度 大	重要度 特大
	重要度 小	重要度 中	重要度 大
	重要度 小	重要度 小	重要度 中
	発電損失 $c_L \cdot t_{Li}$		

Fig.1 Method of Evaluating the Economic Maintenance Importance

3. 実機データを用いた簡易的な経済保全重要度評価方法による試評価

3.1 実機データ調査

前項までの検討結果に基づき、実機データを用いて実際に経済保全重要度を評価してみる。

まず、国内実機データを下記の要領で調査した。

- ① 情報源
原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア (NUCIA) ^[5]」
- ② 調査対象期間
2000年～2012年
- ③ 調査方法
PWR と BWR を対象とし、下記2条件でNUCIA 情報を検索した。
<条件1>
 - ・PWR
 - ・停止、出力低下あるいは抑制に至ったもので、タービン設備に関連するもの
 - ・運転状況が「モード1」
 - ・報告が最終になっているもの
 - ・東日本大震災に関係しないもの
 <条件2>
 - ・BWR
 - ・停止、出力低下あるいは抑制に至ったもので、タービン設備に関連するもの
 - ・運転状況が「運転」
 - ・報告が最終になっているもの
 - ・東日本大震災に関係しないもの

④調査結果

調査結果の一部を Table1 および Table 2 に示す。ここで、プラント停止時間については、NUCIA に収録されているものは全て表中に記載した。また、NUCIA に収録されていなかった当該データは直接電力会社に問い合わせ、得られたデータをそのまま表中に掲載した。なお、故障時復旧費用については、電力会社の企業秘密に属する情報であるので、具体的金額を調査することはできなかった。このため、縦軸の故障時復旧費用を数値化できず、横軸

の発電損失のみのプロットとなった。

3.2 簡易的な経済保全重要度の試評価

前項の調査結果を踏まえて、データを前述の Fig.1 上にプロットした。その結果を Fig.2 及び Fig.3 に示す。なお、同図の横軸は発電損失であるが、調査の結果得られたデータは、対応するプラントの定格出力が同一ではなく、それぞれまちまちであるので、ここでは単位時間当たりの発電損失 c_L を掛けずにプラント停止時間また

Table 1 Experiences of Plant Forced Outage due to Component Failure in Turbine Island (PWR)

発電所	系統	機器	原因分類	発見方法	影響	停止時間
玄海4号	タービングランド蒸気系	なし	施工不良	運転監視	自動停止	697時間20分
高浜4号	タービン補機冷却系	弁装置>手動弁	施工不良	巡回点検	手動停止	340時間56分
敦賀2号	主タービン		その他	運転操作	手動停止	3600時間
大飯2号	その他	配管装置>配管	その他	巡回点検	手動停止	168時間
美浜1号	抽気及びヒータドレン・ベント系	除湿器・湿分分離装置>湿分分離器	施工不完全	巡回点検	手動停止	208時間
高浜3号	給水系	その他	その他	運転操作	自動停止	1時間4分
敦賀2号	復水器系	弁装置>空気作動弁駆動機構	保守不完全	運転操作	手動停止	282時間30分
伊方1号	主タービン	熱交換器・冷却器装置>湿分分離加熱器	製作不完全	巡回点検	手動停止	459時間31分
川内2号	主蒸気系	配管設備>配管	保守不完全	巡回点検	手動停止	60時間30分
美浜1号	主蒸気系	熱交換器・冷却器装置>湿分分離加熱器	保守不完全	巡回点検	手動停止	792時間
美浜3号	復水系	配管装置>配管	保守不完全	運転監視	自動停止	21240時間
高浜2号	主蒸気系	配管装置>配管	保守不完全	作業・点検	手動停止	64時間35分
敦賀2号	タービン油系	配管装置>配管	保守不完全	作業・点検	手動停止	279時間

Table 2 Experiences of Plant Forced Outage due to Component Failure in Turbine Island (BWR)

発電所	系統	機器	原因分類	発見方法	影響	停止時間
福島第一5号	給水系	ポンプ装置>ポンプ駆動タービン	保守不良	運転操作	自動停止	1283時間15分
福島第一1号	主タービン	主タービン装置>発電用タービン	施工不良	作業・点検	手動停止	850時間1分
福島第一6号	抽気及びヒータドレン・ベント系		その他	運転監視	手動停止	257時間59分
女川3号	抽気及びヒータドレン・ベント系	熱交換器・冷却器装置>給水加熱器	製作不良	運転監視	手動停止	216時間3分
東海第二	タービン油系		保守不完全	運転監視	手動停止	807時間
福島第一3号	タービングランド蒸気系	配管装置>配管	施工不完全	巡回点検	手動停止	414時間7分
柏崎6号	復水系		その他	巡回点検	手動停止	644時間43分
東海第二	給水系	ポンプ装置>タービン駆動ポンプ本体	施工不完全	作業・点検	手動停止	696時間33分
浜岡4号	その他	弁装置>その他または不明の弁	その他	巡回点検	手動停止	23時間30分
福島第一4号	復水系	配管装置>配管		その他	手動停止	1927時間7分
柏崎3号	給水系	弁装置>安全弁・逃がし弁	その他	運転監視	手動停止	214時間
福島第一1号	抽気及びヒータドレン・ベント系	ポンプ装置>電動ポンプ本体	保守不完全>自然劣化	巡回点検	手動停止	1863時間12分
柏崎5号	タービングランド蒸気系	(なし)		運転操作	自動停止	9時間23分
福島第二2号	主タービン		施工不完全	巡回点検	手動停止	1942時間30分
福島第二4号	タービン制御系	配管装置>配管	保守不完全	試験・検査	手動停止	317時間
女川3号	抽気及びヒータドレン・ベント系	配管装置>配管	その他	巡回点検	手動停止	293時間56分
敦賀1号	タービン制御系	主タービン装置>発電用タービン	保守不完全	試験・検査	自動停止	350時間26分
東海第二	給水系	弁装置>逆止弁	保守不備>自然劣化	運転監視	手動停止	57時間

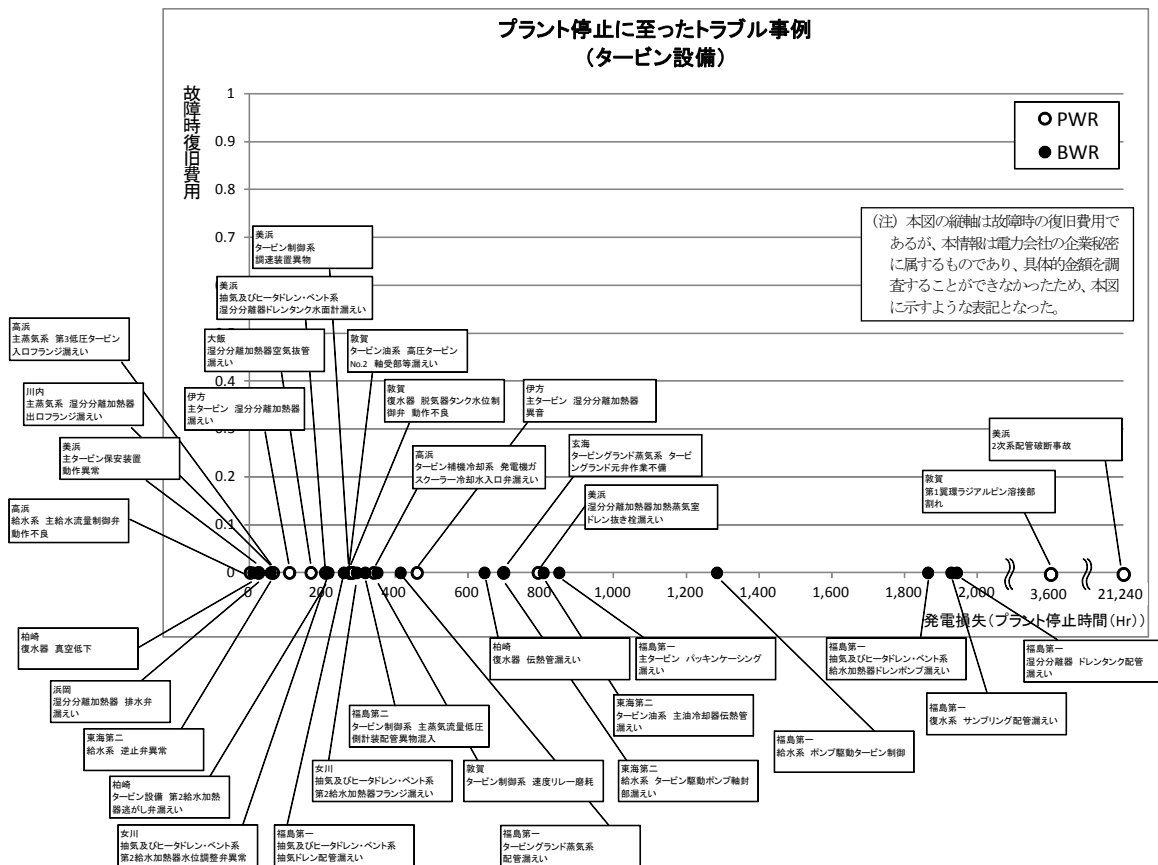


Fig.2 Economic Impact of Plant Forced Outage due to Component Failure in Turbine Island

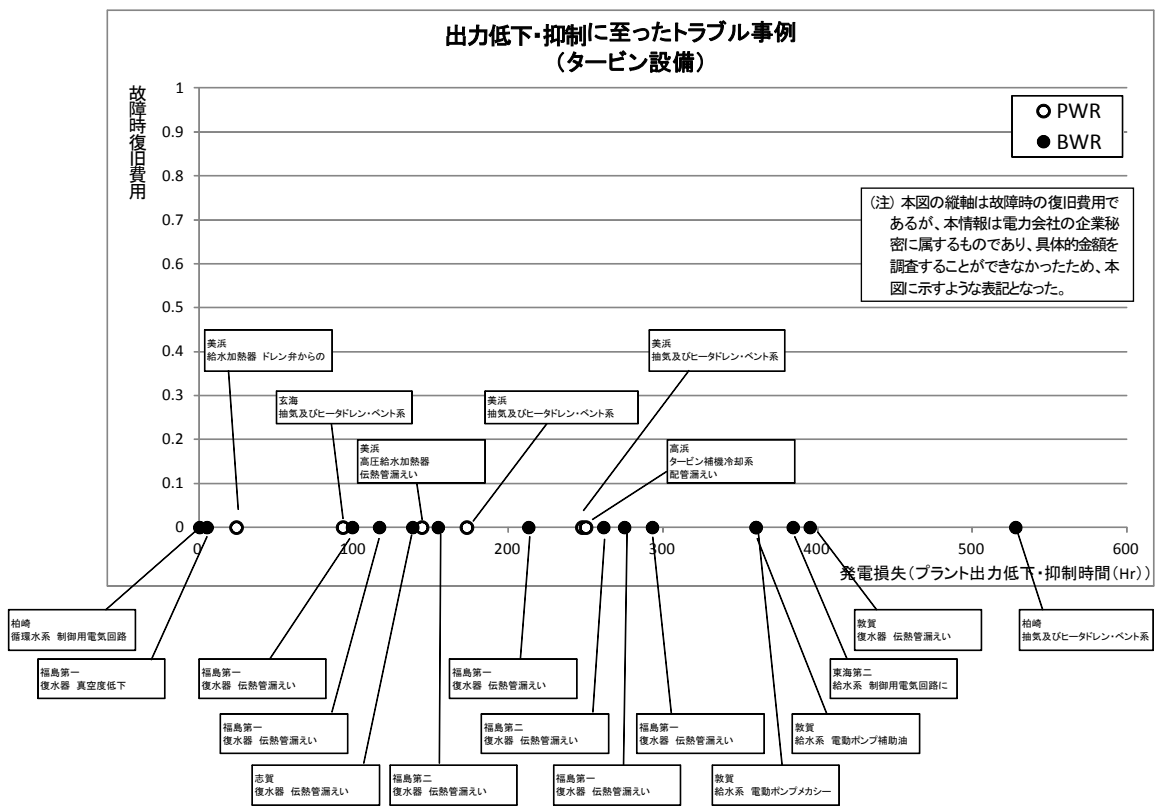


Fig.3 Economic Impact of Plant Power Reduction due to Component Failure in Turbine Island

は出力低下・抑制時間である t_{Li} とした。ここで、 β_i は前述のとおり、安全系待機機器 i が故障し、許容待機除外期間(AOT)超過でプラント停止となる割合であるが、本評価対象はタービン設備およびその補助設備としたため、 β_i を考える必要はない。また、同図の縦軸は故障時の復旧費用であるが、本情報は電力会社の企業秘密に属するものであり、具体的金額を調査することはできなかった。

プラント停止時間データの傾向を Fig.2 で見ると、下記のことが言える。

- ① タービン関連機器の故障によるプラント停止については、PWR は 80%以上が、BWR は 70%以上が 800 時間(約 1 か月)程度以内で運転再開している。また、PWR、BWR とも約 50%が 330 時間程度(約 2 週間)以内で運転再開している。
- ② PWR と BWR で大きく傾向が異なる状況は認められない。

Fig.3 からプラント出力低下・抑制時間データの傾向を見ると、下記のことが言える。

- a) タービン関連設備の故障によるプラント出力低下・抑制については、PWR、BWR ともに、大半は 300 時間(約 2 週間)程度以内で定格運転に復帰している。
- b) 我が国の PWR と BWR の基数は大きく変わらないが、BWR の方が PWR と比較して事例数が多い。

3.3 考察

① 経済保全重要度評価方法の検討

プラント経済性と個々の機器の故障率の関係は、前述の式(6) から次のような関係にあることがわかる。すなわち、ある特定の機器の故障率 λ_i を、保全計画を変更することにより、 $\Delta\lambda_i$ だけ変化させると、プラント経済性 E は ΔE 変化する関係にある。したがって、この式(6)の関係から、大きな経済効果 ΔE を効率的に上げるには、多数の機器から構成されるプラントの中で相対的に下記が大きい機器に着目すべきであることが分かる。

- ・ c_{Ri} (機器 i が故障した時に復旧に要する費用)
- ・ t_{Li} (機器 i 故障時のプラント停止時間)

このように、 c_{Ri} と t_{Li} が大きい機器は、プラント経済への影響が大きいという意味で経済保全重要度が高い機器であると言える。また、この c_{Ri} と t_{Li} であれば、個々の機器に対して容易に定量化できる。

本手法は、当該機器の故障の有無がプラント全体に与える影響度 (FV 値および RAW) を定量的に評価するも

のではないが、

- a) 故障時の復旧費用とプラント停止に伴う発電損失の大きさから、注目している機器に発生した故障がプラント全体に与える影響度を把握することが可能である。また、
- b) プラント経済性への影響を考えると、故障時復旧費用と発電損失の他にその発生頻度(機器故障率)を考慮する必要があるが、原子力発電所を構成する多くの機器の故障率が小さく、機種毎に大きく異なる傾向が見られない場合は、機器故障率 λ_i の影響は少ないと考えてよい。しかしながら、たとえそのような場合であっても、故障発生頻度は発生回数をカウントし、累計することで頻度の高い機器を把握し、保全重要度の評価、決定に当たってそれを考慮することは可能である。
- c) 上記より、経済性の観点から機器毎にその影響度(保全重要度)を定量的に把握することは可能である。

ところで、実際に保全計画を変更して大きな経済効果を得るためには、上記の c_{Ri} と t_{Li} が大きい機器であり、かつその機器に対して大きい $\Delta\lambda_i$ が見込める保全計画の改良あるいは保全実行部隊の保全遂行能力^⑩の向上が求められる。したがって、大きい $\Delta\lambda_i$ が見込める保全計画(保全タスク)の開発あるいは保全実行部隊の能力向上が非常に重要となる。

以上より、効率的、効果的にプラントの経済性を改善するには、 c_{Ri} と t_{Li} が大きく、かつ、大きい $\Delta\lambda_i$ が見込める機器に保全リソースを投入することが重要であると言えることができる。

② 実機データの蓄積と分類

本稿では、実機データとして故障時復旧費用を調査することができなかった。もしこの故障時復旧費用のデータが入手できると、Fig.1 上にデータをプロットすることができ、データの分類ができる可能性がある。たとえば、ある種の機械品と電気品、制御品等の機種によるグルーピング (Fig.4)、喪失機能の種類(たとえば、漏えい等)によるグルーピングなどが考えられる。この種の図が作成できれば、どのような機種に保全リソースを投入すべきか、故障時の復旧費用を低減するような努力をすべきか、発電損失(プラント停止時間)を低減するような努力をすべきか等の戦略的保全計画の立案を可能にできるものと考えられる。

ここで注意を要することは、機器 i が故障した時に復

旧に要する費用 c_{Ri} や機器故障時のプラント停止期間 t_{Li} は社会的要素が色濃く反映されるパラメータであるということである。

c_{Ri} については、補修用の部品や機器などの調達費用のほか、復旧作業費用（作業員数×作業時間×作業員単価）を含むので、作業に見合った適正な作業員数や作業時間となっているか検証し、分析できるようにすることは今後の原子力発電の適正な在り方を追求するうえで重要である。なお、検証の具体的方法としては、海外の原子力発電所や国内他産業などの良好事例を調査し、同種の作業内容の内訳を詳細に比較する方法（ベンチマーク活動）が考えられる。

t_{Li} については、以下に列挙する事項に要する時間が含まれる。

- ア) 故障原因調査計画の立案
- イ) 故障原因調査計画の対外説明・承認
- ウ) 故障原因調査の実施
- エ) 故障原因調査結果の分析と原因特定
- オ) 故障原因調査報告書の対外説明・承認
- カ) 故障対策とその類似個所対策の実施
- キ) プラント再起動の承認

これらについても、各要素が適正なものとなっているか検証し、分析できるようにデータ収集することが重要である。特にイ、オ、キについては、社会的要素が入り易いので、注意が必要である。

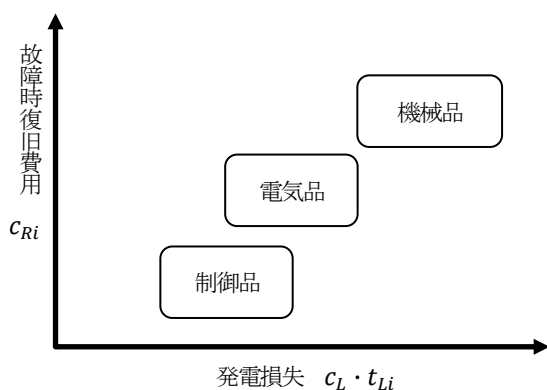


Fig.4 Grouping of failure components from the viewpoint of plant economic

4. 結言

原子力発電所を構成する多数の機器に対してその故障時にプラント経済性へ与える影響度、すなわち経済保全重要度を簡易的に評価する方法を提案した。以下に本

研究で得られた成果を示す。

- (1) 原子力発電所の経済性を評価する指標として発電単価を選定し、保全の結果である機器故障率との関係を示した。
- (2) 原子力発電所を構成する機器の経済保全重要度を決定する主要な因子は機器故障時の復旧費用と復旧に伴うプラント停止時間（発電損失）であることを示した。
- (3) 我が国の原子力発電所のトラブル事例を調査し、その結果を縦軸（故障時復旧費用）－横軸（プラント停止時間（発電損失））の平面にプロットしてプラント経済性へ与える影響度を見ることができるようにした。ただし、故障時復旧費用は企業秘密に属するため調査できなかった。

本稿で提案した簡易的な経済保全重要度評価方法を踏まえ、故障時復旧費用とプラント停止時間（発電損失）の実機データを蓄積してデータベース化すれば、プラントを構成する個々の機器に故障が発生した時の経済的影響度を定量的かつ容易に予測することが可能となる。このようなデータに基づき、経済保全重要度を簡易的に評価し、その結果を考慮して保全計画を立案すれば、プラントの経済性を効率的、効果的に向上させることが可能である。今後、実機プラントの所有者がこの種の方法によりデータを収集、蓄積し、それを活用することにより、合理的な保全計画を立案できるようになることが期待される。

謝辞

本研究における経済性リスク関数の標記の仕方にあたり、(株) I I Uの高瀬健太郎氏に貴重なご助言をいただいた。ここに感謝申し上げます。

参考文献

- [1] 日本原子力学会, “日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 1PSA 編）：2008”, 2009年3月
- [2] 日本保全学会, “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”, pp.199-201(平成20年2月)
- [3] 青木孝行, “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] 青木孝行, 児玉典子, 高瀬健太郎, 宮健三, “原子力発電所

における保全計画の最適化検討”, 日本保全学会誌「保全学」, Vol.10, No.3, pp.66-73 (2011)

[5] 原子力安全推進協会, “ニューシア 原子炉施設情報公開ライブラリー” (<http://www.nucia.jp/>)

[6] 青木孝行, “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)

(平成 25 年 8 月 7 日)