

公開データ及び情報に基づく 日本の原子力発電プラントのパフォーマンス評価 (2)

Performance Evaluation of Japanese Nuclear Power Plant based on Open Data and Information (2)

日本原子力技術協会 永田匡尚 Tadahisa Nagata Non-Member
北海道大学 杉山憲一郎 Ken-Ichiro Sugiyama Member

The operation term of the Japanese nuclear power plants (NPPs) is shorter than other countries. Moreover, the outage period is longer. Excessive maintenances may result in early "infant mortality" failures (early failures). However, the statistical evaluation about failure type of the Japanese NPPs was not found. Therefore, evaluation of plant engineering performance was tried on open data/information with a statistical method. The Weibull analysis, which needs not only failure data but also maintenance data, was applied to the evaluation. However, maintenance date/information of the failed equipment which caused plant shutdowns were not in public. Therefore, every equipment was assumed to be maintained during every shutdown. The improvement of calculation is needed, because this assumption may make conservative result by the multiple counting of the plant operation term. The Competing Risk Model may not apply for comprehensive evaluation for all failure. The calculation method of the Hazard was reexamined according to the definition of the Hazard. The result of the usual method may not conservative than this method.

Keywords: Plant Engineering Performance

1. 緒言

我が国の原子力発電所は、他国に比べ、運転期間が短い一方、定期検査（以下「定検」と呼ぶ）の期間が長く、オーバーメンテナンス（初期故障タイプ）の懸念がある。そこで、公開情報を用いて、統計分析を行った。具体的には、プラントの発電停止に着目して、ワイブル解析を行った[1]。その結果、故障タイプは初期故障タイプであり、運転開始後約1か月の間に発生したトラブルに関して、初期故障に影響を与えている可能性があるとの結論を得た。

しかし、機器の保守（オーバーホール）情報が公開されておらず、毎定検、全ての機器が保守されるとの厳しい仮定を用いた。

本書では、この保守性について検討を行い、さらに、より妥当と思われる結果を得るための、統計処理方法の検討を行った。

連絡先：永田匡尚、〒108-0014 東京都港区芝 4-2-3 NOF
芝ビル7階、日本原子力技術協会業務部、電話：
03-5440-3656、e-mail:nagata.tadahisa@gengikyo.jp

2. 検討

2.1 機器の保守時期の影響

原子力発電プラントの重要な機器は、多重性を有し、また、最近の機器の性能向上と相俟って、専ら、数定検に1度の頻度で各機器の点検が行われている。

例えば、多重性を有するポンプの台数がN台の場合、定検毎に1台、N定検に1回の頻度で保守が行われる場合がある。

Fig.1に、多重性を有するポンプの例を示す。

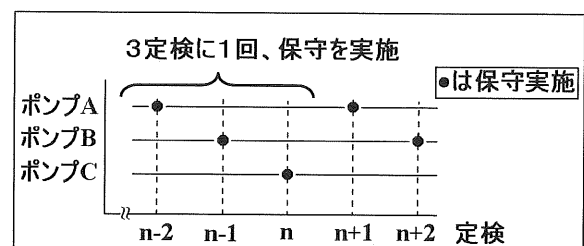


Fig.1 Redundancy and Maintenance frequency

従って、定検ごとに保守が行われているという仮定

は、寿命 (MTBF) を短く評価するだけでなく、運転再開～定検までのプラントの発電停止率 (計画外停止率) を大きくし、保守的な結果となる可能性がある。

そこで、発電停止の原因となった機器の保守データに着目して、運転時間を補正する方法が考えられる。

しかし、プラントの運転データは運転再開～定検 (以下、「1サイクル」という) までしかなく、1サイクルを越える運転期間では、打切りデータがないことに注意を要する。

つまり、機器レベルで考えた場合、数サイクルの運転実績データは多く存在するが、プラント・レベルで考えた場合、1サイクルを越えた運転データは存在しないため、データの連続性 (具体的にはワイブル・プロットの直線性) に影響を与える可能性がある。

そこで、加圧水型軽水炉 (PWR) の蒸気発生器 (SG) の伝熱管漏えい事故を例に、検討を行った。

PWR の蒸気発生器の伝熱管は、第1サイクルの運転開始以降、交換されることなく、最終的にはクラック等の損傷発生により、使用を止め施栓等の処置が行われる。

このような蒸気発生器伝熱管漏えい事故は、試運転時の玄海1号機のトラブルを除き、日本においては16件発生している。

Table 1 Un-planned shutdown because of SG tube leak

No.	発生年月	プラント
1	1972年 6月	美浜1号
2	1974年 7月	美浜1号
3	1975年 1月	美浜2号
4	1977年 1月	高浜1号
5	1979年 10月	美浜2号
6	1981年 9月	大飯1号
7	1982年 3月	美浜1号
8	1982年 7月	美浜1号
9	1983年 2月	美浜2号
10	1985年 2月	高浜2号
11	1988年 8月	高浜2号
12	1988年 10月	大飯1号
13	1991年 2月	美浜2号
14	1992年 7月	美浜1号
15	1994年 2月	美浜1号
16	1995年 2月	大飯2号

ここで、蒸気発生器伝熱管漏えい事故のみについて、商業運転開始以降保守は行われず、連続して使用されたという条件に運転データを置き換え、計算を行った。本方法の概要を Fig. 2 に示す。

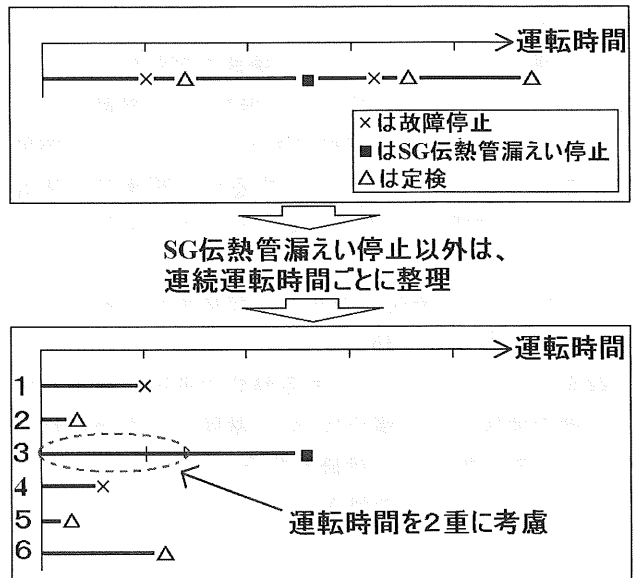


Fig. 2 consideration for SG Tube Leak Shutdown

ワイブル・プロットの結果を Fig. 3 に示す。

なお、本書では、データは前回の評価 [1] と同様に第2サイクル以降とし、最新の運転管理年報 (2008年3月) までとしている [3]。

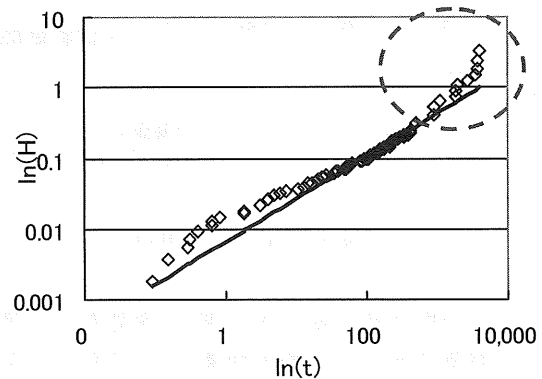


Fig. 3 Weibull Plot of PWR

Fig. 3 を見ると、1サイクル (500日) を越える領域 (Fig. 3 の破線部) において、予想どおりワイブル・プロットが直線から外れていることが分かる。

さらに、このようなデータが多く存在する場合は、運転時間を多重に考慮 (Fig. 2 の破線部) することにより、非保守的な結果を得る可能性のあることにも注意を要する (2.3章参照)。

2.2 モデル化の検討

数サイクル前の定検で保守を行った機器が、運転開始後のある時間 : t で故障し、プラントの発電停止に

至ったとする。

この場合、故障に至るまでの機器の運転時間は1サイクル以上でとなる。従って、時間: t で故障を起こしたとするモデルは保守的であり、むしろ、この時間では故障は起こらなかったとするのが現実的と考える。つまり、故障データ⇒打切りデータに変更することが考えられる。

これは、特定の原因に着目して評価を行う競合リスクモデルの考え方に類似する。

競合リスクモデルでは、ある特定の原因に着目して、その他の原因による場合は、全て故障データ⇒打切りデータに置き換えて、評価を行う。

競合リスクモデルの概念を Fig. 4 に示す。

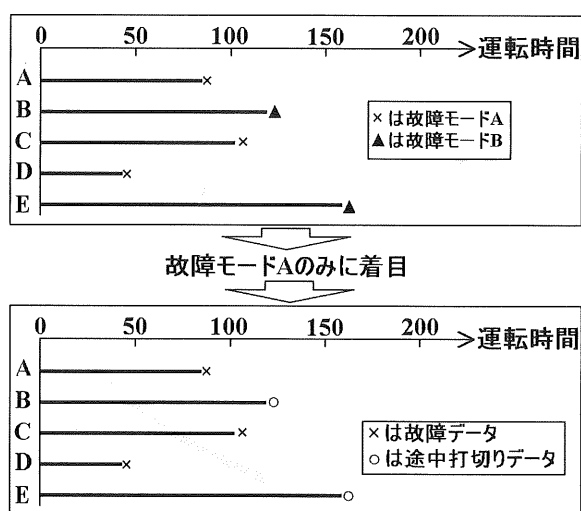


Fig. 4 Competing Risk Model

そこで、公開情報に基づき、PWRの発電停止の原因となった機器の保守の時期を調査し、前定検より前に保守が行われたと判明した事象(105件中34件)について、故障データ⇒打切りデータに変更して、評価を行った。

一般に用いられている方法(usual method)と合わせて、結果を table 2 及び Fig. 5 に示す。

Items	Usual	Modified
Shape Parameter	0.5	0.6
Scale Parameter	5.5E+3	4.1E+3

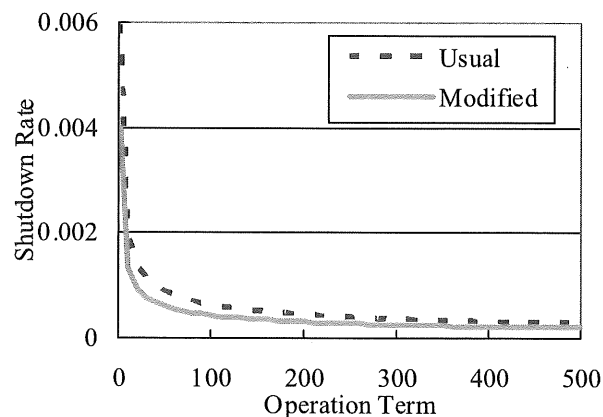


Fig. 5 Shutdown Rate of PWR

Table 2 に示すとおり、ワイブル・パラメータには大きな変化はなかったが、Fig. 5 に示すように発電停止率は減少する。

特定の原因に着目した評価の場合、競合リスクモデルは有効と考えるが、本検討のように総合的な評価を行う場合、この故障件数の過少評価による影響(非保守性)を考慮する必要があると考える。

2.3 ハザードの算出方法の検討

ワイブル分布は、ある時間 t とその時における累積ハザード H の両対数をとった場合、直線になる。

$$\ln(H) = m \times \ln(t) - m \times \ln(\eta) \quad (1)$$

ここで、 m : 形状パラメータ、及び η : 尺度パラメータとする。

ここで、故障が発生した時間 t_i における運転機器数を N_i とすると、累積ハザードとはハザード=故障機器数/運転機器数の累積であり、次式のように表せる[2]。

$$H_i = \frac{1}{N_1} + \frac{1}{N_2} + \dots + \frac{1}{N_i} \quad (2)$$

一般に用いられる方法では、運転時間を故障発生あるいは保守の都度、短冊のようき切り、ハザードを算出する。

そして、ハザードの分母は、実際の機器の数ではなく、連続運転時間ごとに整理されたデータ数から求められる。一般的な方法の概要を Fig. 6 に示す。

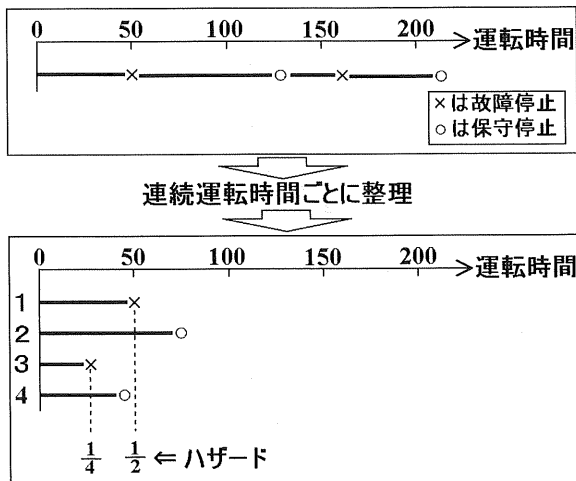


Fig. 6 General Hazard Calculation Method

ところで、既述のハザードの定義に従うと、継続して運転してきた機器がある時間 t に故障を起こした場合の、故障機器数と運転機器数比であり、分母を実際の運転機器数として算出することになる。

ハザードの算出方法の概要を Fig. 7 に示す。

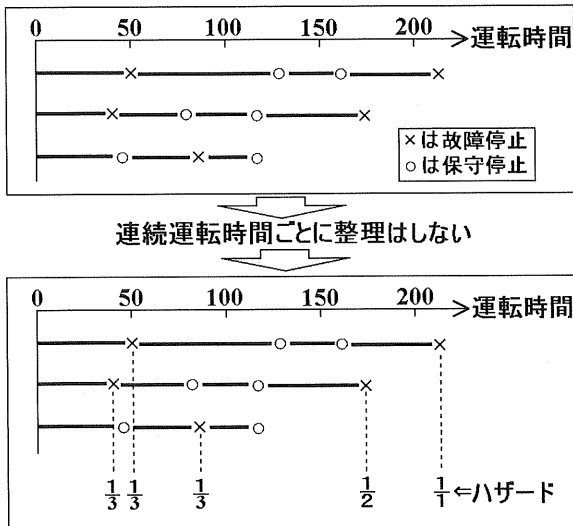


Fig. 7 Modified Hazard Calculation Method

本方法に基づき、プラントの運転開始(本検討では、第2サイクル)以降の原子力発電プラントの評価を行った。

2.1 章の蒸気発生器伝熱管漏えい事故に適用した方法を全ての発電停止事象に適用した結果と併せて、Fig. 8 に Weibull Plot の結果を、Fig. 9 に発電停止率のグラフを示す。

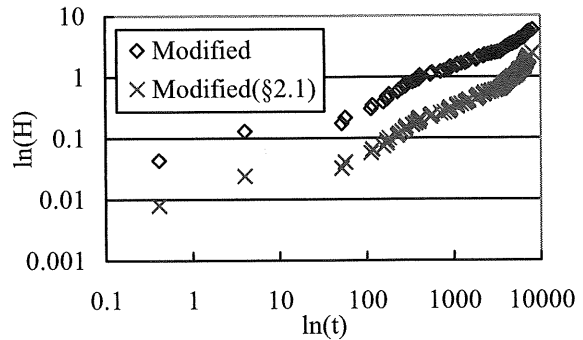


Fig. 8 Weibull Plot of PWR

Table 3 Weibull Parameter of PWR

Items	Modified (§ 2.1)	Modified
Shape Parameter	0.9	0.5
Scale parameter	4.4E+3	4.9E+2

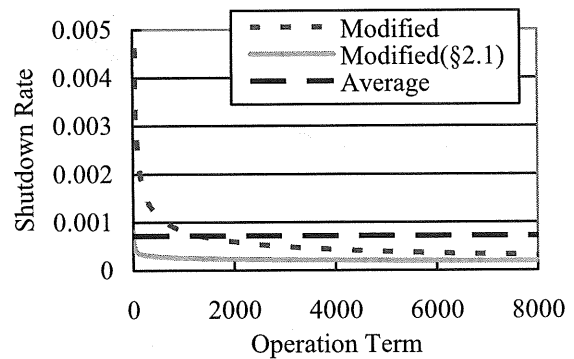


Fig. 9 Shutdown Rate of PWR

Fig. 8 及び 9 を見ると、運転時間を多重に考慮し過ぎた結果、一般的な方法では累積ハザード及び発電停止率が 2.1 章の方法に比べ非常に小さいことが分かる。さらに、発電停止率では、平均値と比較しても、2.1 章の方法では非常に小さくなっている。

従って、2.1 章の結果も併せて考慮すると、機器の保守を考慮するには、2.1 章の方法を用いるべきでないと考ええる。

2.4 定検後のパフォーマンス評価

本検討の目的は、定検とその後のプラント・パフォーマンスとの関係を推定することである。

そこで、2.3 章の考え方を各運転サイクルに適用し、定検毎に区切って評価を行うこととした。

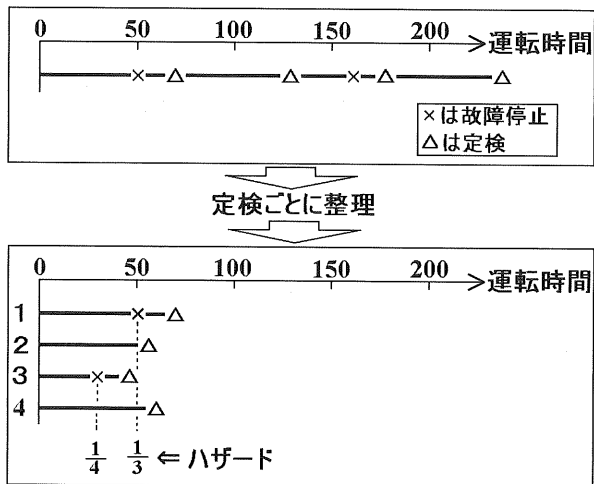


Fig. 10 Modified Hazard Calculation Method

PWR 及び BWR の結果を Fig. 11~14 及び table 4~5 に示す。

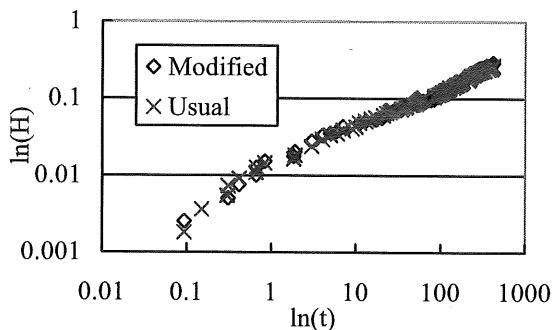


Fig. 11 Weibull Plot of PWR

Items	Usual	Modified
Shape Parameter	0.5	0.5
Scale Parameter	6.0E+3	5.5E+3

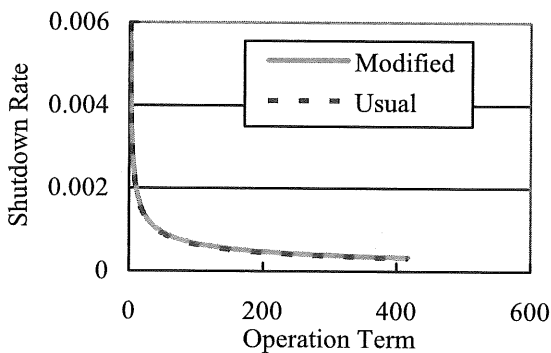


Fig. 12 Shutdown Rate of PWR

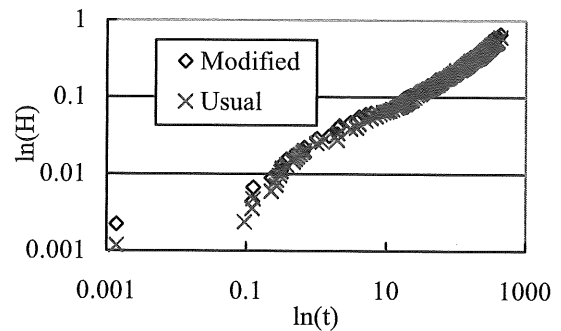


Fig. 13 Weibull Plot of BWR

Items	Usual	Modified
Shape Parameter	0.5	0.5
Scale Parameter	1.3E+3	1.5E+3

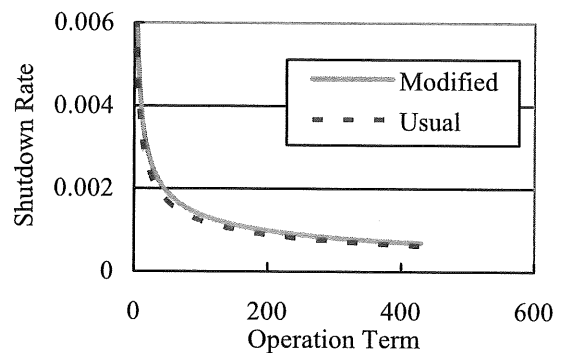


Fig. 14 Shutdown Rate of BWR

上述の図及び表より、改良方法の結果は一般的な方法と殆ど変わらないことが分かる。

これは、我が国のプラントでは、発電停止率が非常に小さいため、方法による影響が殆どないため、と推定される。

3. 結言

原子力発電プラントの殆どの機器は、数定検に1度の頻度で保守を行っており、定検毎に保守を行うという仮定は厳しい条件である。そこで、機器の保守履歴によるプラント性能（発電停止率）への影響を評価した。

1) 一般的な方法において、運転時間のみを変更することは、ワイブル・プロットの直線性に影響を与え、問題がある。

- 2) 競合リスクモデルを用い、前回以前の定検で保守をした機器については打切りデータとして扱う場合、故障件数減少による影響を考慮する必要がある。
- 3) ハザードの計算方法を定義とおりに変更して、ダブル解析を行った結果、一般的な方法と殆ど変わらない結果を得た。原因は、我が国の発電停止率が非常に低いためと推定されるが、今後、検討を行う予定である。

参考文献

- [1] T.Nagata et al. "Performance Evaluation of Japanese Nuclear Power Plant based on Open Data and Information", ICON-17/2009 Brussels, Belgium
- [2] 市田嵩、鈴木和幸、"信頼性の分布と統計" (株)日科技連出版社、1984、 pp.159-160.
- [3] "Japan Nuclear Energy Safety Organization, Operational Status of Nuclear Facilities in Japan 2008 Edition (as of March 31, 2008)", JNES、2008