

# 原子炉熱出力向上が保全内容に及ぼす影響の概略評価結果について

Preliminary Evaluation Results on the Effects of Power Uprate upon Maintenance Activities

日本原子力発電(株)

大畠 仁史

Hitoshi OHATA

Member

室井 勇二

Yuji MUROI

Non Member

小野瀬 鉄也

Tetsuya ONOSE

Non Member

The Japan Atomic Power Company (JAPC) plans to increase rated reactor thermal power of Tokai No.2 Power Station (Tokai-2) by five percent. This paper describes preliminary evaluation results on the effects of five-percent power uprate in Tokai-2 upon its maintenance activities.

**Keywords:** Tokai-2, Power Uprate, Aging degradation Mechanism, Plant Life Management, Maintenance Activity

## 1はじめに

原子炉熱出力向上（以下、「出力向上」という。）は、運転中の原子力発電所の発電電力量を向上させる方策の1つとして、1970年代後半にスイス、米国で初めて導入されて以降、欧米の数多くの発電所に導入され、長期間に亘る良好な運転経験を有している。

出力向上を行うと発電所各部の温度、圧力、流量、電流などの運転パラメータが変わり、これにより機器・構築物に想定される経年劣化事象の発生・進展特性が変化する可能性があるため、出力向上前の保全内容の追加・変更が必要となる可能性がある。

本資料では、上記テーマについて、電力共通研究で開発した標準的な原子炉出力向上に関する技術評価手法<sup>[1]</sup>を用いて日本原子力発電(株)の東海第二発電所（1978年11月28日運転開始、BWR-5電気出力110万kW）での5%出力向上計画を例に概略評価した結果の概要を紹介する。

## 2 東海第二発電所での5%出力向上計画

東海第二発電所では、欧米での長期間にわたる出力向上の良好な運転実績を踏まえて、2003年から東海第二発電所での出力向上の可能性についての技術的検討（フィージビリティ・スタディ）を行ってきた。

その結果、これまでに取り組んできた信頼性向上対策と高経年化対策の観点からの定期的な点検や計画的な設備の更新により新しくなった設備も活用することによって、原子炉熱出力及び電気出力を約5%向上できることの技術的な見通しを得たことから、2007年5月に原子炉熱出力を約5%向上させる計画を公表している。

## 3 出力向上が発電所の各機器・構築物に及ぼす影響

出力向上による運転パラメータの変化が発電所連絡先: 大畠仁史、〒101-0053 東京都千代田区神田美士代町1-1、発電管理室出力向上計画グループ、電話: 136-03-6371-7671、e-mail: hitoshi-ohata@japc.co.jp

各部に及ぼす影響の概要を図1に示す。また、東海第二発電所での5%出力向上における影響とそれについての主な評価結果を以下に記す。

なお、原子炉の運転圧力・温度、炉心流量及び再循環流量については、出力向上後も変更しない。

- 原子炉熱出力を増加させると、炉心の核的／熱的裕度への影響が想定されるとともに、原子炉停止後の残留熱が約5%増えるが、原子炉冷却材喪失事故時のような場合においても、その影響は小さく、出力向上前と同様、原子炉の安全性を十分確保できる。
- 炉心での核分裂反応が増えて中性子束が約5%増加し、原子炉圧力容器が受ける中性子照射量が増加するが、中性子照射脆化の進展に及ぼす影響は小さい。
- 蒸気流量及び給復水流量が約5%増加することから、配管内面の減肉進展速度の増加が予想されるが、その影響は小さく、現行の減肉管理手法により十分管理できる程度である。
- また、蒸気流量の増加に対して、高圧タービンの一部静翼の形状を流路断面積の大きいものに変更し、増加した蒸気が円滑に流れるように改造を行う計画である。（図2参照）
- 電気出力が約5%増加することから、発電機や変圧器等を流れる電流が増えるが、現行設備の容量内であり、改造等は不要である。

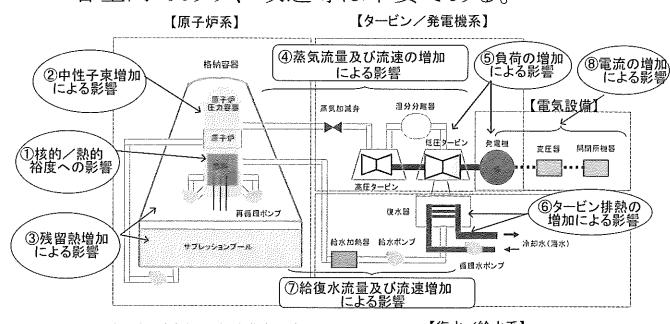


図1 出力向上による発電所各部への影響

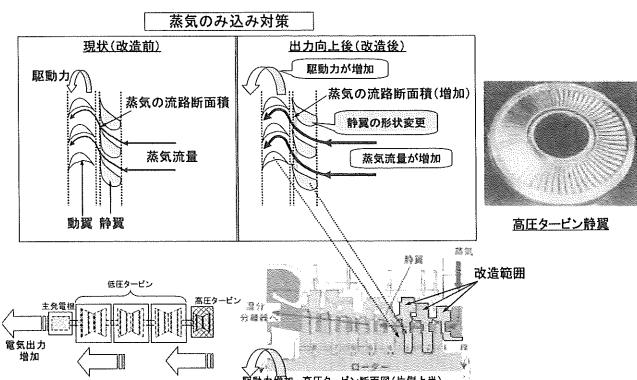


図2 高圧タービンの静翼改造の概要

#### 4 出力向上が保全内容に及ぼす影響

上記3で述べたような出力向上が発生・進展特性に影響を及ぼす主な経年劣化事象の中から、以下の3事象を代表例として出力向上が保全内容に及ぼす影響を概略評価した。

- (1)原子炉圧力容器鋼材の中性子照射脆化の進展
- (2)主蒸気系及び給復水系の配管、弁、並びにタービン内部での減肉の進展
- (3)電気品の絶縁特性の低下の進展

上記評価結果の概要を以下の2つの観点に分けて示す。

- ①定期検査時に実施している通常の保全
- ②高経年化技術評価結果に基づき中長期的な観点で追加すべき保全

##### 4.1 通常の保全内容に及ぼす影響

###### (1) 中性子照射脆化

原子炉圧力容器鋼材の中性子照射脆化の進展については、炉内に装荷した監視試験片のこれまでの試験結果を踏まえた上、運転実績に基づき評価時点の中性子照射量を評価し、「JEAC 4201-2004 原子炉構造材の監視試験方法」に規定されている国内脆化予測式に基づき、脆化の進み具合を把握しており、低温の状態で原子炉圧力容器に大きな力が掛かるような場合においても原子炉圧力容器が破壊しないように厳格に管理している。(非延性破壊の防止)

東海第二発電所のような沸騰水型原子炉(BWR)の場合は、原子炉停止及び運転中(事故時を含む)を通じて、原子炉圧力容器の耐圧・漏えい試験時以外には、低温で加圧される状態がないことから、耐圧・漏えい試験時の試験温度を適切に管理して加圧を行うことで非延性破壊を防止することができる。東海第二発電所においては、「JEAC 4206-2004 原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法」に規定の破壊力学に基づく温度管理を行っている。

具体的には、耐圧・漏えい試験時点までの脆化の

進み具合を加味して原子炉圧力容器鋼材の破壊靭性値  $K_{IC}$  (=試験温度の関数) を算出するとともに、原子炉圧力容器内面に保守的に大きな欠陥(板厚の0.25倍の深さ、板厚の1.5倍の長さの半楕円上の欠陥)を想定し、同欠陥に耐圧・漏えい試験時に発生する応力拡大係数  $K_I$  (=試験圧力の関数) 算出し、 $[K_{IC} > K_I]$  となる範囲として定められる圧力・温度制限曲線を作成し、この制限範囲内で昇温・加圧操作を行っている。

- ・漏えい試験：毎定期検査時、原子炉起動前に実施
- ・耐圧試験：設備の取替・改造を行った場合に実施

上述の非延性破壊防止のための管理方法は出力向上後においても変更しない。ただし、出力向上により中性子束が約5%増加し、耐圧・漏えい試験時の中性子照射量が出力向上前の予測値よりも若干増加するため、これによる脆化の進展量を加味して圧力・温度制限曲線を作成する。

###### (2) 減肉

減肉の発生が想定される部位については、定期検査期間中に定期的に肉厚を測定して減肉率を評価し、必要最小肉厚を割らないように必要な時期に取替えを行っている。(余寿命管理を実施)

出力向上による主蒸気流量及び給水流量の増加によって、主蒸気系及び給復水系の配管、弁、並びにタービン内部車室、湿分分離器及び給水加熱器の胴及び管支持板などの減肉の進展が想定される。このうち、抽気系配管については、蒸気流量(流速)の増加によって減肉率が最大で約30%増加すると評価されるものの、減肉率自体は小さく、現行の減肉管理手法で管理できることを確認している。

これらの部位については、出力向上後の減肉進展速度の見直し結果、及び出力向上後の点検結果を踏まえて、必要に応じて個々の部位の点検頻度、点検時期を見直して余寿命管理を行う予定である。

###### (3) 電気品の絶縁特性の低下

通常運転時の電流が増加する電気品(発電機、主変圧器、復水ポンプ電動機、電動原子炉給水ポンプ電動機など)については、発熱量が増加し、温度が上昇して絶縁特性低下の進展が予想されるが、この事象の進展には長期間を要することから、定期検査期間中に定期的に絶縁抵抗を測定することで絶縁低下の進展状況を確認し、この結果に基づき、機器の寿命予測を行い必要な時期に機器又は電線の取替を行う予定である。

#### 4.2 中長期的な観点での保全内容に及ぼす影響

###### (1) 中性子照射脆化

原子炉圧力容器鋼材の中性子照射脆化の進展につ

いては、高経年化技術評価の一環として、出力向上による中性子束の増加を加味して、運転開始後60年時点においても、耐圧・漏えい試験時の昇温・加压操作を支障なく行える見通しであることを確認しており、今後、国の確認を受ける予定である。

また、今後、炉内に装荷されている監視試験片を所定の時期に取り出し、脆化の進展速度が脆化予測式に基づく評価値から乖離していないことの確認を行うとともに、必要に応じて、前述の圧力・温度制限曲線に反映する予定である。

#### (2) 減肉

出力向上による主蒸気流量及び給水流量の増加によって、主蒸気系及び給復水系の配管、弁、並びにタービン内部車室、給水加熱器の胴、管支持板などでの減肉の進展については、長期間運転の後に発生したり、進展特性が変わる可能性が殆どないことから、基本的に4.1(2)で述べたような保全方法によって管理が可能である。

#### (3) 電気品の絶縁特性の低下

原子炉格納容器内に設置している安全系ケーブルの絶縁低下については、出力向上によって給水温度が若干上昇することで、通常運転中の雰囲気温度が局所的に若干上昇し、絶縁特性の低下が進展する可能性がある。また、原子炉冷却材喪失事故時における放射線線量が出力向上に伴うソーススタークムの増加によって若干増加する。このため、これらの影響の重疊を考慮し、長期間運転の後に原子炉冷却材喪失事故が発生した場合においても安全系ケーブルの安全機能が維持されることの評価を高経年化技術評価の一環として行い、事故時の機能維持に問題のないことを確認するとともに、国の確認を受ける予定である。

## 5 東海第二発電所での今後の対応の考え方

東海第二発電所においては、今後、出力向上を行うために必要な許認可手続き（原子炉設置変更許可申請、工事計画変更認可申請等）を行った後、出力向上を行うために必要な改造を行い、必要な試験、検査（法定の使用前検査や定期事業者検査など）、確認を行った後、出力向上運転を開始する予定である。

出力向上が保全内容に及ぼす影響については、先ず、これまでの科学的知見や点検データに加えて、出力向上前の定期検査期間中において必要な点検を行い、出力向上開始前の経年劣化データを取得する。

次にこれらのデータを踏まえて出力向上の影響を受ける可能性のある経年劣化事象の発生・進展特性を予測し、出力向上後の定期検査において追加的に点検すべき項目や出力向上後の点検頻度変更の要否検討を行い、現行の保全内容を見直し、それらを出力向上後の保全計画へ反映する。

更に、出力向上後の点検結果を踏まえて、適時、保全計画の見直しを行う予定である。

## 参考文献

- [1] 小野瀬鉄也、青木孝行 “原子炉出力向上が経年劣化へ与える影響の評価と対応” 2008年7月10日～12日開催 日本保全学会主催 第5回学術講演会 要旨集