

原子力発電設備の保全活動と維持基準

Activities and Rules on Maintenance for Nuclear Power Plants

三菱重工業(株)神戸造船所

小山 幸司

Koji KOYAMA

The JSME Code of Fitness for Service was established in 2000, and has been incorporated into so called “integrity evaluation system” for nuclear power plant facilities, which was provided regulatory authority since 2003 and shapes “Maintenance Rule” in Japan. The code includes in-service inspection and flaw evaluation. The presentation includes a current role and expected future development of the JSME FFS Code in Japanese maintenance activities.

Keywords: JSME Code of Fitness for Service, TEMPES guideline, Maintenance Activity

1. はじめに

2003年10月の電気事業法の改正に伴い、従来から実施されていた事業者による自主的な点検が定期事業者検査として法的にも国による管理のもとに入るとともに、この検査により国の技術基準に適合することが事業者に課せられることになった。さらに健全性評価制度の導入により、定期事業者検査により微小な「きず」が認められた場合にはいわゆる欠陥評価を行い設備の構造健全性に問題のないことを示すことにより技術基準を満足することが求められるようになった。

この健全性評価の部分がいわゆる維持基準の核であり、具体的な技術的詳細要求を規定した(社)日本機械学会機械学会(以下「機械学会」)の維持規格が技術基準に対する仕様規格として認められた。

わが国でいわゆる高経年プラントが増加するにともない、近年設備の保全活動の重要性が高まりつつあり、これに伴い保全活動を考慮に入れた規格基準の整備も重要になり維持規格の役割も変わって行くことも考えられる。

以下に、これまでの保全活動における維持規格の役割と、今後の維持規格の役割の展望について述べる。

2. 維持基準の整備

2.1 「維持基準」の整備

わが国においては運転中の発電用原子力設備に対して、供用期間中検査の実施が義務付けられ、具体的な技術規定として(社)日本電気協会原子力規程「供用期間中検査規程(JEAC4205)」が実質的に適用されてはい

たものの、技術基準で設備は建設当初の状態のまま「維持」することが求められており、供用期間中検査でき裂が検出された場合に、そのき裂が設備の構造健全性に対して無害かどうかにかかわらず建設当初の状態になるよう補修あるいは取替をせざるを得なかった。

一方、米国では1971年に米国機械学会(ASME)のBoiler & Pressure Vessel Code Section XIが策定され、供用期間中検査で検出されたき裂に対して破壊力学等に基づく欠陥評価を行い、き裂が設備の構造健全性に問題のないことを示されれば、補修あるいは取替をせずに継続運転が許容されていた。

このような状況において、わが国でも1993年から通商産業省(当時)の委託を受けて(財)発電設備技術検査協会(以下「発電技検」、当時)においてASMEのBoiler & Pressure Vessel Code Section XIにならった維持基準の検討が行われ、1996年に「維持規格原案」としてまとめられた。また、1996年に出された国の経年化対策方針の中で、経年変化に対応して破壊力学に基づく欠陥評価の導入を骨子とした技術基準(維持基準)の整備の必要性が示された。さらに、2002年7月に国の原子炉安全小委員会の基準化戦略ワーキンググループにより、技術の進歩に迅速・柔軟に対応し、より高度な科学的合理的な安全規制を目指すために基準体系を整備し、国の規制基準を性能規定化するとともに学協会規格を活用し補完的に組み入れるべきとの提言が行われ、その中で具体的にそれまでに策定されていた機械学会維持規格の適用性を検討することが早急な課題とされた。

連絡先：小山幸司、〒654-8585 神戸市兵庫区和田崎町1-1-1、三菱重工業(株)神戸造船所原子力機器設計部、電話：078-672-5842、e-mail：koji_koyama@mhi.co.jp

2.2 日本機械学会維持規格の整備

わが国の規制基準の性能規定化の流れの中で、1997年10月に機械学会に発電用設備規格委員会が火力発電、原子力発電の高度化と高信頼度化を推進する上で、その基盤となる発電用設備に関する技術規格の整備と高度化を担当する目的で設置され、透明性、信頼性のある活動体制が敷かれた。その後、1999年3月には発電用設備規格委員会の下部委員会の原子力専門委員会のもとに維持規格分科会が設置され、維持規格策定に向けた作業が開始された。そして2000年5月に「発電用原子力設備規格維持規格（JSME S NA1-2000）」[1]（以下「維持規格」（2000年版）が機械学会から発行された。「維持規格」（2000年版）では、クラス1機器の容器、管を対象として、検査によりき裂が検出された場合の「評価」に関する規定が示されている。「評価」の規定には、欠陥評価を図1の手順で行うことが規定されている。

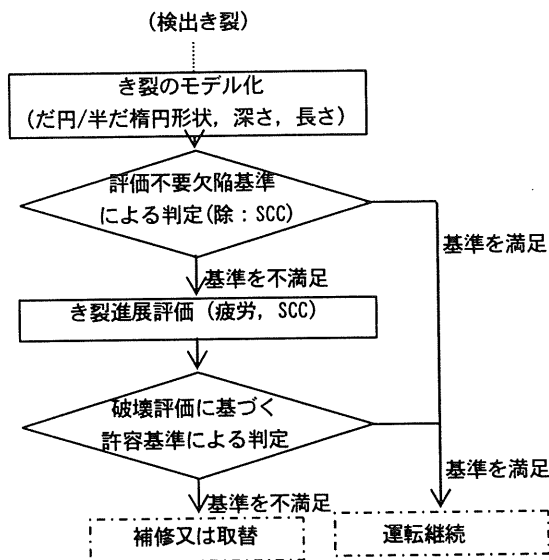


図1 欠陥評価の手順

さらに、2002年10月には供用期間中検査として行われる「検査」の規定を追加した「維持規格」（2002年版）[2]、2004年12月には「検査」「評価」の結果継続運転ができない場合に必要となる「補修・取替」に関する規定として補修章を加えた「維持規格」（2004年版）[3]の審議がそれぞれ終了し、発行された。「維持規格」（2004年版）の発行により「検査」「評価」「補修・取替」の大きな柱となる規定体系が整備され、供用運転開始後の原子力発電設備の構造の安全性・健全性を評価し、その後の運転を合理的に定めることにな

った[4]。

これら「維持規格」のうち2000年版で「評価」の規定、2002年版で「検査」の規定に対して、国による技術評価が2003年9月までに行われ、これら規格が技術的に妥当であること、及び活用の際に諸条件を課すことが必要であることが確認され、健全性評価の項目・方法および定期事業者検査における供用期間中検査の方法に関する国の関係省令を満たす具体的仕様規格として位置づけられることになった[5]。このようにして2003年10月の電気事業法の改正に伴い健全性評価制度が整備され[1]、機械学会維持規格を技術的ベースにして、わが国においても維持基準が整備された。

3. 保全活動の展開

当初、原子力発電設備の保全の考え方は、図2に示すように供用期間中検査を中心としたもので、機械学会維持規格をベースとし、特に具体的な経年変化事象を考慮してはいないが、設備の構造安全性・健全性の観点での信頼性を確保するために有効なものであった。

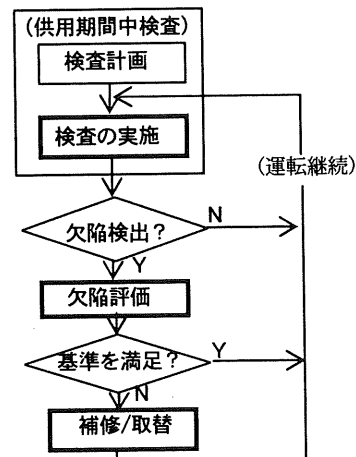


図2 維持規格(当初)による保全の考え方

一方、わが国の原子力発電設備は運転開始後30年以上となるいわゆる高経年プラントも数多くなり、高経年化に伴う損傷に関する知見も得られてきており、国および民間でその対応が幅広くとられてきている。設備の構造健全性の観点からはBWRのシュラウド、シュラウドサポートでのSCC、PWRのニッケル合金のSCCなどを視野に置いた保全活動が行われてきている。原子力発電設備に対する最近の保全プロセスは、対象

設備あるいは考慮する経年変化事象により必ずしも画一的ではないものの、図3の例に示すようなものと考えられる。

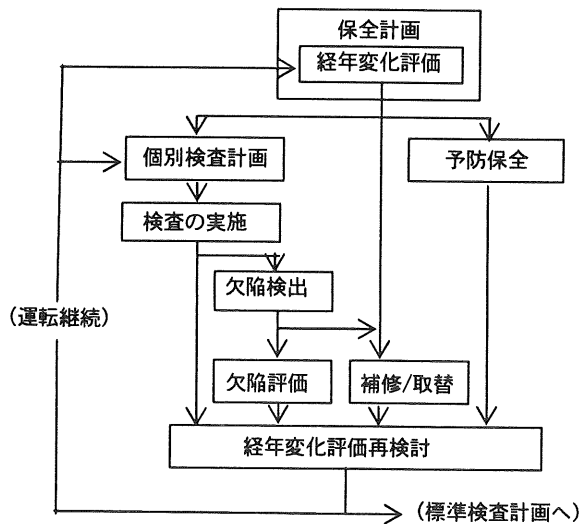


図3 保全プロセスの一例

これらの保全活動には、設備の経年変化を検知する技術、定量化するための検査技術、経年変化を予測し、構造安全性・健全性を評価する技術、さらには設備の構造安全性・健全性をより高めるための補修・取替技術に加え経年変化を予防/緩和するための技術が必要であり、より高度な技術の開発が行われている。また、保全活動のための技術開発とともに、技術水準の確保、向上及び設備の信頼性確保の観点から、これらの技術を活かす規格、あるいは指針類の整備が必要となる。

このような状況において、(社)火力原子力発電技術協会（以下「火原協会」）に「炉内構造物点検評価ガイドライン検討会」が設置され、主に炉内構造物を対象として点検評価指針の検討が行われている。当初はBWRシュラウドのように点検や補修が困難な部位に対して構造物の構造機能、安全上の重要度を整理することにより技術的根拠が明確で合理的な点検等のガイドライン（指針）を策定することを目的として活動していたが、対象を炉内構造物以外の主要設備に広げるとともに、点検だけでなく、具体的な経年変化事象を考慮した補修・取替方法、さらには予防保全方法に関するガイドラインを策定するようになってきている[6]。これらのガイドラインは機械学会維持規格にも個別検査・評価規定、補修・取替の工法あるいは予防保全工法に関する規定として取り入れられ、発電設備の保全活動

に適用されている。

しかし、これらのガイドラインも多くは保全の個々のプロセスに対するものであり、保全プロセス全体、保全計画の策定方法あるいは保全、検査方法の選択に関するガイドラインの整備は必ずしも十分ではない。

4. 維持規格の展望

今後、高経年化対応に伴い原子力発電設備の保全活動の充実がはかれると考えられることから、このような活動に活用できる規格基準を策定して行くことが求められる。また、設備の効率的な活用の観点から、より合理性のある保全活動のためリスクを考慮した手法を取り入れた規格基準も整備されて行くことも求められる。学協会規格は設備の信頼性確保とともに技術水準の向上を目標とするものであり、機械学会維持規格はその位置づけから原子力発電設備の保全活動の高度化に対応するよう規格整備を充実させて行くことが必要であると考えられる。

5. おわりに

当初、機械学会維持規格は発電用原子力設備に関する国の健全性評価制度の中での供用期間中検査と欠陥評価を中心とした保全活動に対応するものであったが、今後は、高経年化対応あるいは設備利用の高度化対応といった、積極的保全活動を支える規格となるよう充実を踏ってゆくことが必要である。

参考文献

- [1] (社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (2000年版)」、JSME S-NA1-2000、2000年
- [2] (社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (2002年版)」、JSME S-NA1-2002、2002年
- [3] (社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (2004年版)」、JSME S-NA1-2004、2004年
- [4] 鹿島光一、「原子力維持規格の概要」、保全学、Vol.4、No.3、2005、pp.11-16.
- [5] 山本哲也、「原子力発電設備の健全性評価制度の整備について」、非破壊検査、第54巻9号、2005年9月、pp.482-486.
- [6] (社)火力原子力発電技術協会「炉内構造物等点検評価ガイドラインについて (第2版)」、JVIP-01-第2版、2005年