

原子力発電プラント用維持基準の概要

齋藤 正博*

Overview of Japanese Maintenance Code for Nuclear Power Plants

Masahiro SAITO

Abstract

This paper describes the overview of the Japanese maintenance code for nuclear power plant components. In Japan, the structural technical standard for design and construction of nuclear power plants is applied as the maintenance code to the operating plants. The standard does not allow a flaw in the structural components. When a flaw is detected in the structural component at the ISI (In Service Inspection), the repair or replacement of the component is required. In recent years, because of the development of Fracture Mechanics, we can exactly analyze the flaw growth behavior and fracture of the component from the detected flaw and make a clear decision that the repair of the component should be required or not. MITI (Ministry of International Trade and Industry) decided to introduce the maintenance code, which describes the evaluation method for detected flaws based on Fracture Mechanics, for the operating nuclear power plants. This code has been developed at MITI, JAPEIC (Japan Power Engineering and Inspection Corporation), JEA (The Japan Electric Association) and JSME (The Japan Society of Mechanical Engineers) and will be applied to the nuclear operating plants.

Keywords: maintenance code, nuclear power plant, flaw evaluation, Fracture Mechanics

1. はじめに

我国では、現在、51基の軽水炉が商用運転されているが、そのうち18基は運転開始後20年以上を経過している。原子力発電プラントは徐々に高経年化が進んでおり、それに対応し各種対策が取られている。代表的経年事象である応力腐食割れ(SCC)の抜本的対策としてBWR(Boiling Water Reactor: 沸騰水型軽水炉)ではシュラウドと呼ばれる大型の炉内構造物の交換が順次実施されている⁽¹⁾し、PWR(Pressurized Water Reactor: 加圧水型軽水炉)では、蒸気発生器の交換などの大型工事が行われている。このようなハード面の対応と同時に、ソフ

ト面での評価も行われ、従来40年間とされてきた運転期間を60年間まで延長可能であるとの結果が得られている⁽²⁾。今後、プラントの高経年化に対応し、ハード面、ソフト面両面からのプラントの維持管理がますます重要となってくる。

ところで、原子力発電プラントは、建設時点から毎年1回の定期検査(ISI: In Service Inspection)が義務付けられている。原子炉圧力容器や原子炉冷却材圧力バウンダリを構成するような主要な機器、配管は超音波探傷試験などにより傷や欠陥の発生の有無が調べられる。これらの検査により、万一欠陥(割れ)が見つかった場合には、当該部は即ちに補修されるか、その欠陥を含む機器あるいは構成部材が丸ごと交換される。プラントの維持管理は、「通産省告示

平成12年10月13日受理

* 機械工学科・教授

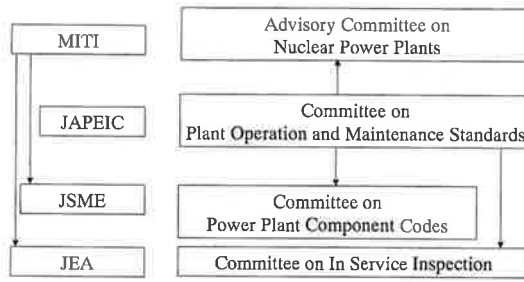


Fig. 1 Committees on Making Standards for Operating Nuclear Power Plants

501号³⁾と称される基準通り実施されるが、この基準は、基本的に欠陥の存在を許していないためである。本来、「告示501号」は設計建設基準であるが、我国ではプラント維持に対しても適用される。建設時点で欠陥のない機器構造物の供給を義務付けることは当然であり、この無欠陥思想をプラント運転開始以降も採用することについて、安全の観点から正しいとの判断に異論はない。しかし、純技術的観点あるいは経済的観点から見た時には、どんな場合にも欠陥を許さないという思想は、必ずしも合理的とは考えられない。

米国では、プラント建設には我国の設計基準「通産省告示501号」とほぼ同内容のASME B&PV Code, Sec. III⁴⁾が適用されるが、プラント運転開始以降は、ASME B&PV Code, Sec. XI⁵⁾という維持基準が適用される。Sec. XIは欠陥のないものを製作するのが大原則であるとするSec. IIIとは全く異なった概念に基づいて作成されている。欠陥は時間経過とともに発生する可能性があるという前提に立ち、その欠陥の発見手法および欠陥の成長を予測し適切な対応を図るための手法が定められている。すなわち、運転開始後には、種々の状態、例えば欠陥が発生した場合にもフレキシブルに対応しようという思想である。この思想の技術的裏づけは、最近の破壊力学の進歩により欠陥の進展及びその欠陥を起点とした機器部材の破壊のクライテリアの定量的評価が可能となったことである。米国の原子力発電プラントのいくつかは、Sec.

XI適用により欠陥を補修することなしに運転の継続を認められている。

このような背景から、我国でも、米国同様維持基準を制定する必要性が強く認識され、国及び民間が協力し維持基準策定及び発行に向けた作業が行われている。

2. 維持基準の作成経緯

1993年、通産省は、原子力発電技術顧問会の下に高経年化対策検討会を設置し、経年変化を前提とした維持基準策定の方針を示した。これに従い、1993年、発電設備技術検査協会に学識経験者を中心とする「原子力発電設備維持に関わる技術基準検討委員会」が設けられ、原子力発電プラントの維持基準の検討が開始された。1996年に原案と称される骨子が作成された。

その後、維持基準の運用形態に関する議論が行われ、フレキシブルな運用のためには法律や告示のような国の基準ではなく民間規定が適当であると判断された。維持基準に係るISIの実施範囲、程度、試験方法、試験員の資格等については、電気協会の「ISI検討会」にて従来規定のJEAC 4205「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」⁶⁾の改訂に反映された。発見された欠陥の評価方法及び判断基準については審議機関が日本機械学会に移され、同学会は「発電設備維持基準規格委員会」を設置した。これら一連の維持基準検討の枠組みをFig. 1に示す。機械学会は、前述の原案に再度技術的検討

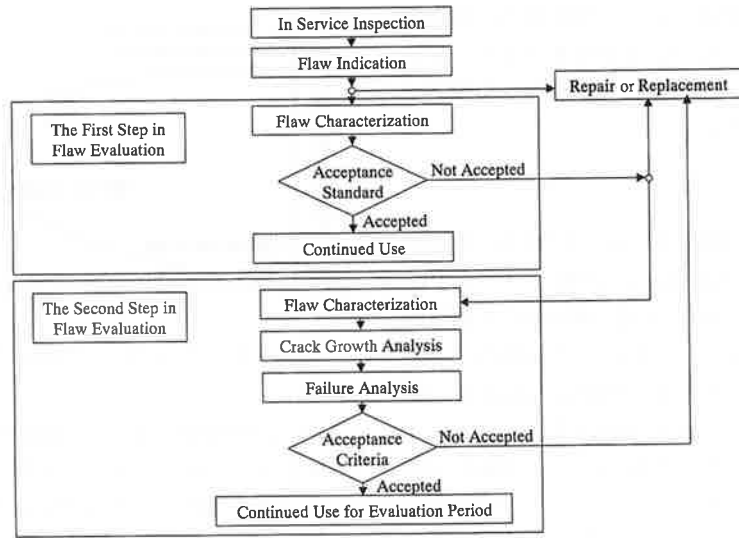


Fig.2 Flow of Flow Evaluation

を加え、さらに、民間基準としての体裁を整えて2000年5月に機械学会の基準「発電用原子力設備規格 維持規格」⁽⁷⁾を発行した。現在は、通産省にて「告示501号」の改訂作業が進められている。同告示のプラントの維持に関する領域は、前述の機会学会基準等の民間規定を呼びこむように改められる予定であり、この改訂が完了すると、その時から原子力運転プラントに対し維持基準が運用されることになる。

3. 維持基準の特徴

我国の維持基準は、検査と評価と補修という3つのカテゴリーに分かれている。補修は、発見された欠陥が除去すべきものと結論された場合の標準的補修方法をまとめたものである。検査は、欠陥検出を行うべき機器や部位、検査頻度や方法を定めたものである。評価は、検出された欠陥を破壊力学観点から検討し、当該部の補修の要否を判断するものである。検査と評価は、車の両輪とも言えるもので、互いに高めあい、また、補間し合うものである。ここでは補修については割愛し、検査と評価の維持基準の特徴に

ついて概説する。

3.1 検査

原子力プラントは、建設時にPSI (Pre Service Inspection) と呼ばれる検査が行われ、運転開始後は、ほぼ1年に1回の定期検査ISI (In Service Inspection) が義務付けられる。欠陥検査の代表的なものは超音波探傷試験である。現状の欠陥検査は、機器構造物の欠陥の有無を調べるものである。これに対し、運用予定の維持基準における超音波探傷試験は欠陥サイジングを特徴とする。サイジングとは欠陥の有無の判定に留まらず、表面に顔を出していない部材裏面や内部の欠陥の長さや深さを定量的に測定することである。発見された欠陥に起因して構造物が破壊するような事態に至り得るのか、あるいは、その後のプラントの運転に対し何ら支障をきたさないのか、その技術判断のよりどころとなるのが欠陥の性状、とりわけ長さや深さのサイズ(寸法)である。前述したように、現状の規定では、欠陥が見つかった場合、その寸法の大小に関わらず補修することになっており、欠陥サイジングの必要はない。欠陥サイジング

は比較的新しい技術であり、現状技術の測定精度は必ずしも高くない。維持基準の発行と平行して、サイジング技術の高度化が大きな課題であり、不可欠である。

3.2 評価

ISIにおいて欠陥が見つかった場合、その欠陥の特性評価が行われる。評価フローを Fig. 2⁸⁾ に示す。発見された欠陥は特定化(平面楕円形状へのモデル化)が行われ、その時点で評価不要欠陥であるかどうかの判断が行われる。例えば、転位のような材料欠陥は常に材料中に存在するが、直ちにそこを起点とした究極的な破壊が発生するとは考えられない。全ての欠陥を直接破壊に結びつけることは不合理であり、比較的小さな欠陥は有害な欠陥とは考えられないとの判断である。具体的には、容器、配管などの構造それぞれに対し、また、炭素鋼、ステンレス鋼などの材料ごとに、評価不要欠陥寸法(長さ及び深さ)が規定されている。また、この欠陥寸法は、ISIでの非破壊検査(超音波探傷試験)の欠陥検出限界寸法と明確に関連付けられている。これは、前述のASME B&PV Code, Sec. XIにもない我国の維持基準の特徴である。評価不要欠陥と判断されれば、補修することなしにプラントの継続運転が認められる。

評価要と判断された欠陥の場合、欠陥がプラントの運転経過に伴いどのように拡大成長していくかの欠陥進展評価と、地震その他の大きな荷重が作用した場合にその進展した欠陥を起点とした構造物の破壊が発生する可能性があるか否かの破壊評価が行われる。破壊評価の概念図を Fig. 3 に示す。欠陥を進展させる現象としては疲労と応力腐食割れとが考慮されている。進展評価は破壊力学的手法によって行われる。入力条件は、材料、応力及び環境である。材料条件は、欠陥の存在している部位の材料及び欠陥進展部位での材料であり、評価に必要な材料特性データは疲労き裂進展速度も含め基準に用意されている。応力条件は、欠陥が発見された部

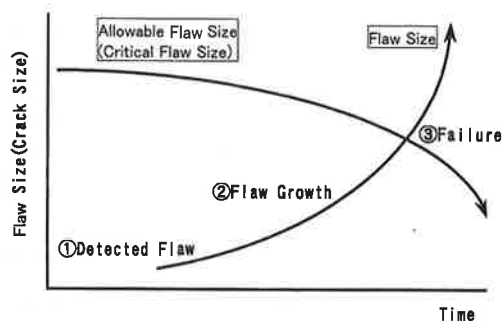


Fig. 3 Concept of Failure Analysis

位での溶接残留応力などの静的応力と例えば次回検査までに想定される負荷応力サイクルである。環境条件は、大気環境かあるいは炉水に接しているかなどの雰囲気、ならびに温度である。温度は部位によって異なるだけではなく、想定負荷事象それぞれによって異なる。この評価により次回検査時までの、あるいは任意の評価期間での欠陥進展挙動が分かり評価期間末期での欠陥の寸法が予測できる。

欠陥進展評価と平行して、限界欠陥寸法が算出される。限界欠陥寸法とは、この大きさの欠陥に成長したらその欠陥を起点とした破壊が生じるという欠陥寸法である。言い換えれば、この寸法以下の欠陥であれば、絶対に破壊に至ることはないという欠陥寸法であり、許容欠陥寸法と言うこともできる。これは機器を構成する材料の破壊靱性値と供用期間中に想定される最も大きな荷重によって計算される。この限界欠陥寸法と進展評価によって推定された欠陥寸法とにより破壊評価が行われる。限界欠陥寸法の方が推定欠陥寸法より大きければこの機器は補修せずに次の検査時点まで、あるいは任意の評価期間まで継続運転することができる。

原子炉压力容器の評価にあたっては、中性子照射による材料の靱性低下を考慮する。靱性低下予測式は我国の独自の被中性子照射材を用いた材料試験結果を反映させたものであり、米国ASME B & PV Code, Sec. XIとは異なっている。配管の破壊評価は、最新の破壊力学が反映

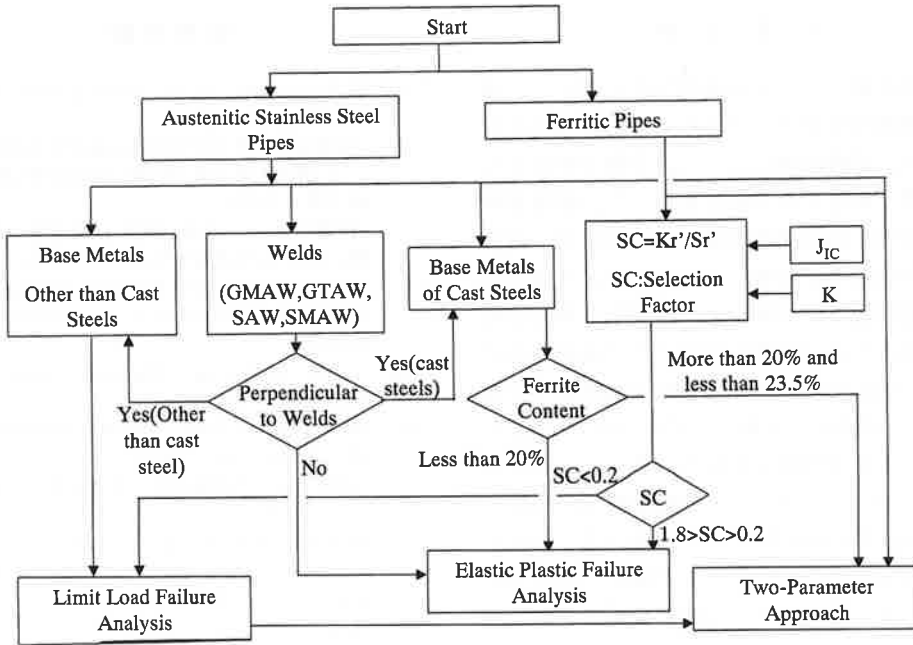


Fig. 4 Procedure of Selection of Fracture Evaluation Criteria

されている。その評価フローを Fig. 4⁽⁸⁾ に示す。材料、材質、溶接部であるかないか等により極限荷重評価法、弾塑性破壊力学及び破壊評価線図(2パラメータ評価法)を使い分ける木目細かい手法となっている。

上記評価は当然ながらある安全率を考慮して行われる。例えば、負荷応力サイクルには、事象的にも回数的にも大きな裕度が見こまれるし、限界欠陥寸法を算出するのに用いられる想定荷重事象は通常考えられないほど大きな荷重が採用され、さらに裕度が盛り込まれる。進展欠陥の大きさにも10倍の裕度が考慮される。

4. 維持基準の波及効果

欠陥評価に関する機械学会基準は既に発行された。「通産省告示501号」の改訂が完了した段階で維持基準が運用されることとなる。原子力発電プラント機器の維持に関する考え方が大き

く変わるばかりでなく、火力発電プラント、化学プラント等原子力以外のプラントの運転管理形態にも大いに影響を及ぼすと考えられる。基準の形で欠陥に対する具体的定量的評価手法が示されることにより、これを参考として、各分野での欠陥評価手法の標準化が加速される。これにより、それぞれの分野での適切な維持管理手法が確立され、プラントの信頼性、健全性が向上する。発見された欠陥に対する合理的対応が可能となるため、経済的にも有利となる。さらに、無駄な工事やエネルギーを削減でき、廃棄物量も少なくなることから、地球環境にやさしいプラントの維持管理が可能となる。1997年地球温暖化防止京都会議で採択された温暖化防止、二酸化炭素削減のための京都議定書の遵守にも大きく貢献するものと思われる。

5. ま と め

原子力発電プラントの高経年化に対応し、通産省は破壊力学をベースとした欠陥評価方法を盛り込み、評価結果によっては欠陥を許容する維持基準を策定する方針を発表した。維持基準は、通産省、(財)発電設備検査技術協会、(社)日本電気協会及び(社)日本機械学会で検討され、欠陥評価方法を規定した機械学会基準は既に発行された。同基準を呼びこむ「通産省告示501号」の改訂が完了した段階で維持基準が運用される。経済的に有利となるばかりでなく、エネルギーや廃棄物量を少なくできることから地球環境にやさしいプラントの維持管理が可能となる。1997年地球温暖化防止京都会議で採択された温暖化防止、二酸化炭素削減のための京都議定書の遵守にも大きく貢献するものと思われる。

参考文献

- (1) H. Yamashita, et al., ICONE-6404, (1998) 69-80.
- (2) 「発電用軽水型原子炉施設の高経年化対策について」原子力安全委員会原子炉安全総合検討会報告書, (1998).
- (3) 「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」昭和55年通商産業省告示501号, (1980).
- (4) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1 Subsection NB, (1998).
- (5) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, (1998).
- (6) 「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」, JEAC 4205, (1998).
- (7) 「発電用原子力設備規格 維持規格」日本機械学会 (2000) .
- (8) H. Kobayashi, et al., *Overview of JSME Flaw Evaluation Code for Nuclear Power Plants*, Int. J. Pres. & Piping, to be published.