溶接構造物のメンテナンス管理の最近の動向

⑤ 原子力発電プラント供用期間中検査の現状について*

高 野 栄 四 郎**

An Overview of In-Service Inspection for Nuclear Power Plants in Japan*

by Eishiro Takano**

キーワード：原子力発電プラント，供用期間中検査，非破壊検査，超音波探傷試験，渦電流探傷試験

1. は じ め に

原子力発電所においては、発電所を構成している機器の安全性維持の為に、定期検査を実施することが、法律で決められている。

定期検査では、電気事業者による自主定期点検整備として、使用に伴う機器の性能低下・経年変化を防止し、安全性及び健全性の維持を図るため、原子炉系、タービン系の各設備、電気計装設備等発電所の全システムを対象にして、各機器毎に使用条件・運用状況を勘案すると共に、最新の内外の技術情報も折り込んで、所要の点検整備・取替を計画的に行っている。この中で、国は以下のような観点から、原子力発電所が安全に運転を継続するうえで重要な事項について検査を実施している。

(1) 故障・トラブル等が発生した場合に原子炉を安全に自動停止させる装置等安全確保のための機器・設備についての分解検査、系統機能検査

(2) 供用期間中検査 (ISI, In-Service Inspection) として、原子炉圧力容器、主要な配管・弁等について計画的に健全性を確認するための非破壊検査

(3) その他、それまでの国内外の経験を踏まえた重要な機器・設備についての検査

(4) 更に、調整運転段階においては、最終的に原子力発電所が安定に運転できることを確認する検査

本稿は、このうち主に PWR プラントでの ISI について、要求される背景とその現状、将来について述べるものである。

2. ISI が要求される背景

(1) 定期検査と ISI

電気事業法第 47 条の規定により、原子力発電所は定期的に運転を停止してその健全性を調査する様に定められ

ている。定期検査の範囲及び時期は、電気事業法施行規則第 53～56 条に規定されている。一方、ISI については民間自主規程である日本電気協会の「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査 JEAC 4205-1995」に規定されている。

(2) ISI の経緯

原子力プラントの構成機器に対する ISI の在り方について検討されはじめたのは、米国でコードとして発行された 1970 年頃からである。わが国に於いて規程として正式に発行されたのは、ASME CODE SEC XI-1971 を踏襲した JEAC 4205-1974 である。

(3) ISI に対する基本的考え方

原子力発電所設備のうち重要な機器は、その安全性について十分な裕度を持って設計・制作されていると共に十分な運転管理が行なわれている。

また、原子力システムの構成品は一般産業の圧力容器等と比較し、はるかに高い品質基準で設計製作されている。

例えば、原子炉容器等の機器においては、その製作過程で機器の肉厚の 1～2% 以上の傷を検出し、問題となるものがないよう厳格な管理を行う一方、運転による傷の発生がないよう十分な設計裕度を有している。

ISI はこれら設備に対して、非破壊検査又は漏えい試験を実施することにより、構造健全性が維持されていることを評価し、安全性が保証されていることを確認するのが目的である。

(4) 供用前検査 (PSI, Pre-Service Inspection) の位置付け

PSI は、ISI のための初期データの採取・記録を目的として実施するものである。

3. ISI の範囲

ISI の対象としては、その設備の機能喪失又は構造的欠陥が原子力発電所システムの安全運転の継続を潜在的に損なうものとし、具体的には下記の設備を対象として

*原稿受付 平成 7 年 12 月 6 日

** 三菱重工業 (株) 神戸造船所 Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

表1 検査手法と対象とする損傷（欠陥）

検 査 方 法	対 象 と す る 損 傷 （ 欠 陥 ）
1. 体 積 検 査 (UT, RT)	① 内 部 欠 陥 ② 接 近 不 可 能 （ 内 面 、 水 中 ） な 箇 所 の 欠 陥 ③ 減 肉 ・ 表 面 ク ラ ッ ク
2. 表 面 検 査 (PT, MT)	④ 接 近 可 能 な 外 表 面 に 開 口 し て い る 欠 陥
3. 肉 眼 検 査	⑤ 表 面 の 異 常 、 変 色 、 腐 食 等 ⑥ 支 持 構 造 物 等 に あ っ て は 取 付 状 態

いる。

(1) 非破壊検査及び漏えい試験の対象範囲

①原子炉容器、一次冷却材管等のように、その破損により、炉心の損壊あるいは原子燃料の破損を起こす恐れのある設備（第1種機器）

②炉心を支持している構造物であって、その破損により原子燃料に重大な影響を与えるもの（炉心構造物）

③万一、冷却材の喪失事故が発生した場合に原子燃料の破損を防止するために原子炉の停止及び冷却を行う直接的な設備であって、安全防護上重要なもの（第3種機器のうち、原子炉の緊急停止設備及び工学的安全設備の直接系）

(2) 漏えい試験のみの対象範囲

①原子炉の緊急停止設備及び工学的安全施設の直接系を冷却する設備であって、安全防護上重要なもの（第4種機器のうち工学的安全施設の間接系）及び使用済燃料を貯蔵する設備の冷却設備

これ等設備の機能面の検査については、定期検査の範囲で別途国の検査あるいは電力会社の自主検査として実施されており、ISIではこれ等設備の耐圧部の健全性評価を主眼としている。

4. 検査対象部位と検査頻度

4.1 非破壊検査

(1) 対象部位

欠陥発生の潜在要因あるいは過去の運転経験を反映して、以下のとおり対象部位を選定している。

①溶接継手部及びその近傍の母材部

母材部に比べて種々の欠陥発生要因を有する。

②圧力保持用ボルト

耐圧部の基本構成部材であり、形状等に欠陥発生要因を有する。

③局部応力部（ノズル内面の丸み部）

構造不連続部等は局部応力が発生し相対的に応力に対

する裕度が他に比べると低い。

④蒸気発生器伝熱管

国内外運転経験を反映。

(2) 検査頻度

①検査期間（インターバル）

安全に対する重要度により検査期間を1種は10年、3、4種は全寿命期間中に分けている。

②抜取率

一般に統計上母集団が十分に大きい場合、ランダムに抜き取って検査をすれば全体の評価が可能であり、最低の抜取率を設定し、対象部位の欠陥発生確率を考慮して抜取率を変えている。

例えば、原子炉容器の円周溶接部及び長手溶接部はそれぞれ5～10%抜取り、原子炉の炉心領域は中性子照射の影響を考慮して50%抜取り、原子炉容器とノズルの溶接部は形状的に構造不連続部のため100%実施としている。

(3) 非破壊検査方法

ISIに適用される非破壊検査方法は次のとおりであり、その適用の考え方を表-1に示す。

- ・体積検査（超音波探傷試験：UT，放射線透過試験：RT）
- ・表面検査（液体浸透探傷試験：PT，磁粉探傷試験：MT）
- ・肉眼検査

4.2 漏えい試験

ISIとしての漏えい試験は、非破壊検査とは独立に、機種区分に関係なく検査対象設備の健全性を確認するために実施するものである。

漏えい試験は、運転開始前に所定の圧力を維持し、フランジ部、弁グランド等を含めた系全体の耐圧部の表面状況を目視観察して漏えいの有無を確認するものであり、非破壊検査が欠陥の早期発見的手段であるのに対し、系全体の最終検査として位置付けられる。

5. 検査技術の現状

運転開始後の原子力設備（PWRの場合一次系設備）では、その検査作業も放射線被爆環境下となるため遠隔操作化・自動化が他作業に比べ進んでいる。

ここでは JEAC 4205 に規定される対象部位のうち

PWR の一次系設備に対し適用されている自動検査技術の現状について概要を紹介する。

(1) 原子炉容器自動超音波探傷装置

運転後の原子炉容器は接近が不可能なため、その検査にはどうしても遠隔自動検査装置が必要となる。図-1 に国内の PWR プラントの原子炉容器の超音波探傷に使用

行走ツール

三菱配管用自動超音波探傷検査システム

図3 原子炉容器スタッドボルト自動超音波探傷装置

図4 蒸気発生器全自動渦電流探傷システム

されている最新鋭装置の全体図を示す。

PWR の場合、原子炉容器の内面からしか検査出来ないため、探傷工程が定検工程のクリティカルパスとなり、また探傷によって得られるデータ量も膨大になることから、装置の小型・軽量化を図ると共に装置の制御、データ処理にはコンピュータを活用している。本装置による検査では原子炉容器内の炉内構造物を全て取り出し、水を満たした状態で探傷を行うが、全検査探傷範囲の検査が約1週間で可能となる。

なお、PWR の原子炉容器の検査では、フランスのプラントで、ノズルの内面ステンレスオーパレイ溶接直下のアンダークラッドクラックが検出された例(許容基準内)があるが、補修等を要するような指示が検出されたという事例は海外、国内を通じて生じていない。

(2) 配管溶接部自動超音波探傷装置

一次系配管の体積検査は、運転後は超音波探傷が主体となっている。探傷は現在も手動に頼る範囲が大であるが、被爆低減、熟練検査員の不足、更には検査の信頼性向上等の観点から自動化装置の開発を行い、実機プラントに適用している。

図-2 に配管用自動超音波探傷装置の全体図を示す。

しかしながら、レジューサ、弁等の複雑形状部における検査の自動化については、検討すべき課題も残されており、今後更に検査装置の改良・改善が要求されるものと思われるが、新設プラントにおいては予め自動化装置の適用を考慮した配置設計、製作設計を行うことも忘れ

てはならない。

配管溶接部の欠陥としては、PWR では疲労割れを経験しているが、初期段階の微小なものを除き、疲労割れは超音波探傷検査で検出することが可能である。しかし、溶接継手部では欠陥以外に形状等に起因する指示も同様に検出されるため、両者の識別が困難なことも多い。この意味でも PSI で正確な初期データを採取しておくことは重要であり、データの再現性に優れた自動超音波探傷装置の PSI 時点からの適用が有効である。

(3) 原子炉容器スタッドボルト自動超音波探傷装置

原子炉容器蓋は、スタッドボルトにより容器と結合されており、これらのボルトは定検毎に検査を行い、その健全性を確認している。このため、図-3 に示す様なスタッドボルト自動超音波探傷装置を開発し、多数のプラントで実用化している。

検査のボルトの中心穴から探触子を自動挿入・走査し、検出された信号は自動的に記録される為、データの再現性、検査の効率化に大きく貢献している。

(4) 蒸気発生器伝熱管の渦電流探傷システム

PWR で一次系、二次系の境界を構成する重要な役割を果たしている蒸気発生器伝熱管については、その健全性を確認するため、国内プラントでは定検毎に全数について検査が実施されている。

蒸気発生器の構造から多数の伝熱管を効率的に且つ高精度で検査するための方法として、現在のところ内挿法(コイルを伝熱管の中へ挿入する)による渦電流探傷が

分析フロー

端末方式による表示画面

図5 渦電流探傷データ分析システム

世界的に用いられている。

伝熱管の損傷は、我が国に於いては、蒸気発生器二次側の水処理をリン酸処理していた初期の段階で支持板部に減肉現象が発生したが、水処理を揮発性薬品処理に切替えて以降は、この現象は完全になくなっている。

その他の損傷モードとしては、応力腐食割れ、粒界腐食割れ、疲労割れ、磨耗減肉、ピッチング等、伝熱管に於ける損傷モードも多様化してきた。

しかし、国を挙げて検査技術の開発に取り組むと共に、古い蒸気発生器を、損傷に強い伝熱管材料を採用した新しい蒸気発生器に取替える工事等も行われ、現在は十分設備の健全性が維持されている。

蒸気発生器一次側水室内は極めて放射能レベルが高いため水室内作業を含む探傷システムは早くから自動化がはかられて来たが、現在では、コイルを伝熱管の中へ案内する案内装置を格納容器外から遠隔で操作探傷可能な図-4に示す全自動渦電流探傷システムがPWRの全プラントで実用に供されている。

蒸気発生器伝熱管の渦電流探傷では検査する伝熱管の数(1SG約3,300本)が多い上に、また現状では蒸気発生器伝熱管の各種探傷部位、損傷モード毎に数種のプローブを使用するため、1回の検査で得られるデータ量は膨大なものとなり、このため図-5に示す様に現地で採取した探傷データを全て磁気テープに収録し、このデー

タを大型電算機で処理し、信号分析を行うシステムを開発し、効率化を図っている。

6. 今後の技術開発の動向

前述の検査技術の現状をふまえ、各種の技術開発がさらにすすめられている。開発の狙いはさまざまであるが、検査の結果をふまえ、プラントの各種機器の余寿命の評価、あるいは修理、取替の効率を高めるためには、検査技術の根幹である「より小さな傷まで検出する」、「傷の大きさ、形状を把握する」の2点を更に向上させることは重要である。また、実用面で大きな影響を与える作業被曝の低減、能率(検査速度)の向上等に関する技術の開発も盛んにおこなわれている。

7. さ い ご に

以上、ISI及びこれに用いられる検査技術の現状並びに展望についてPWRプラントを中心として簡単に述べた。最近の原子力プラントにおける検査技術の開発は、システムの開発のうえで必要な要素技術の段階から高度化が必要となっており、先端的な技術が必要となってきた。これらをふまえ、今後共、国、電力会社をはじめ各方面と協同し、原子力プラントの信頼性向上、稼働率向上に寄与してゆく所存である。

[出版案内]

特別研究会報告 マイクロエレクトロニクス における超微細接合

微細接合実現のための支配的要因、
メカニズムと高信頼化を摸索する

定価 5,000円

ご注文その他については下記にお問い合わせ下さい。

社団法人 溶接学会

〒101 千代田区神田佐久間町 1-11

☎03-3253-0488 ファックス03-3253-3059