資 料

原子炉圧力容器の監視試験の動向

藤 村 理 人*

(1967年 12月15日 受理)

Some Problems of Surveillance Test Programs in the Reactor Pressure Vessel

By Tadato FUJIMURA

The surveillance test on neutron-irradiation embrittlement is highly important for its bearing on nuclear reactor safety. It is recommended that owners of power reactors should establish and maintain proper surveillance test programs covering the materials and welds of their reactor pressure vessels.

In this paper are described problems pertaining to the surveillance tests and the results of tests performed on the JPDR (Japan Power Demonstration Reactor), and a comparison is made with corresponding procedures applied to the Yankee, SM-1 and Dresden Reactors (U.S.A.).

I. は し が き

海外ばかりでなく、わが国においても、軽水型原子力発電所の建設の進捗は目を見はるものがある。原子炉圧力容器の建造について、わが国では技術的に未解決の問題がいくつかあるが、その中で大きな問題は、構造設計基準の確立、建造時の検査、試験方法の合理化および運転途中の定期検査方法の確立の3つをあげることができる。ここで著者が述べようとする圧力容器監視試験は定期検査の一環をなすものである。最近、原子炉圧力容器の構造設計の問題が種々討議されるようになり、圧力容器の監視試験のあり方について、IAEAでは1966年および1967年とひきつづいて国際会議を開催して討議した。

原子炉の定期検査の目的は、その時点における原子炉の安全性を確認するばかりでなく、その後、次回に実施される定期検査まで、事故なく原子炉の運転が可能であることを保証するものでなければならない。この目的を達成するために、定期検査は炉の稼働率を下げることなく、種々の試験項目を短期的に能率的に実施することが要求される。

圧力容器の安全性に限定して述べるならば、定期検

査としてボイラなどで実施されている過圧試験を課すことの是非が議論を呼んでいる。これは、万一過圧試験によって圧力容器またはその内部構造の一部を破損することになると、損害が大きいののでこの試験に反対があるが、寿命末期において安全性を確認するためにはよいのではないかとされている¹⁾。また、圧力容器内部構造の検査が可能な構造設計をとるべきであるといった議論も IAEA の会議でなされた。このような議論の中で、各国とも圧力容器鋼材の照射ぜい化傾向を監視するため、合理的な監視試験を実施すべきだという点では意見が一致していた。

圧力容器鋼材の照射ぜい化の傾向については、現在まで数多く建造された原子炉にぜい性破壊事故がないこと、さらに最近の圧力容器の設計では中性子照射量は低い設計値に抑えているなどの点から、問題はないという主張も一部にはあるが、現実には、圧力容器鋼材の照射試験および圧力容器モデル試験などの研究開発によるデータの集積、また、現在の稼働中の動力炉が寿命後期に設計条件以上の中性子照射を受けるであろうとする予測。さらに、監視試験において、速中性子

* 日本原子力研究所 (Japan At. Energy Res. Inst.)

量を求めるにあたってコード計算値とドジメトリーによる測定値の差が3～6倍あることが明らかになってくると、楽観的な主張はむずかしくなってきた。

圧力容器の構造設計は、従来、きわめて保守的な設計コードを使用してきたので、破断事故解析を必要としないと考えられていたが、最近では、U.S. AEC の勧告⁽²⁾のように、圧力容器の破断の問題を考慮して、さらに厳格な構造設計を推奨する傾向がある。

このような背景をもとにして、圧力容器の監視試験は重要視しなければならない。しかしながら、わが国では原子炉建設を急いでいるが、監視試験に関する準備が比較的等閑視されており、綿密な試験計画が組まれていない。ここに問題点をいくつか取り上げて関係者の討議を期待するものである。

II. 監視試験の目的

監視試験の目的は、前章でも触れたが、圧力容器の照射ぜい化に対する安全を確認することにある。照射ぜい化が進むのは速中性子照射量で $1 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ をこえると急激にぜい化傾向を増すことは、第1図で明らかである⁽³⁾。圧力容器の設計においては、炉心に近いシェルが使用寿命中に速中性子照射量 $1 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ をこえないような設計をすることが推奨されている。しかし、設計時のコード計算値と実測値の間に大きな差があること、また0.1 MeV以上のエネルギーの速中性子で評価する場合と、1 MeV以上の速中性子で評価する場合とではこれも大きな差を生ずることが明らかとなっている。さらに、研究炉の圧力容器鋼材の照射試験の結果が多数集積されたが、動力炉と研究炉では中性子スペクトルの相違その他の条件によって、必ずしもよい一致を示していない。このような傾向から、圧力容器の安全性の確認は、圧力容器と同一材料、同一履歴の鋼材を用いて、同一運転条件下において監視試験を実施することが現状では適切であるとされている。

第1図 研究炉による照射試験の結果

このような監視試験の結果は、当然運転条件に反映すると同時に、運転再開前に実施される加圧試験の試験温度に反映されねばならない。また、一方、照射ぜい化によって劣化した圧力容器に対しては、運転停止時の冷却過程を検討しなおす必要も生ずる。さらに、スクラムのような緊急冷却における過渡熱応力による問題点も討議する必要が出てくる。

III. 監視試験の内容とその問題点

監視試験は、U.S. AEC の原子力発電所設計基準によれば、ASTM E 185-66 によることを決めている。ASTM E 185-66⁽⁴⁾は、1962年につくられた“Recommended Practice for Surveillance Tests on Structural Materials in Nuclear Reactor”の改訂されたものである。その内容は、監視試験の一般的方法について述べたものである。現実には炉型が異なるときはそれぞれ異なった方法がとられており、ガス冷却炉の場合と軽水冷却炉の場合とでは条件の相違があり、軽水冷却炉の中でも沸騰水型炉と加圧水型炉では多少異なっている。このような炉型の違いと同時に、評価基準が各国によって異なると試験の内容も異なっている。現在では、各動力炉においてまちまちの監視試験を実施しているのが現状で、その問題点は多い。

しかしながら、一般には ASTM E 185-66 によることが基本となるので、同方法に従って監視試験の問題点を取り上げることとする。

ASTM E 185-66では、もっとも高い照射量を受ける圧力容器鋼材(炉心に近い圧力容器シェル部)と同一ヒートの鋼材および溶接部(溶着鋼および熱影響部)について、圧力容器の建造と同一の成形加工、熱処理、溶接後熱処理を与えた試験材からテスト・クーポンを、圧力容器の最大主応力方向(円周応力方向)に並行に採取することを要求している。試験片の種類はシャルピー試験片8本以上、引張り試験片2本以上をもって1組と考えているが、現実には、最低シャルピー試験片12本、引張り試験片3本は必要である。このほか非照射状態試験片の数を多数用意すること、熱サイクルのみを付与するコントロール試験片を用意することが必要であり、さらに、後日追加試験をすることを考慮するとかなりの監視試験用鋼材を用意することが必要であり、原子力発電所は、圧力容器鋼材製造会社に圧力容器建造に必要な材料以上にこの監視試験用材料の製造を要求し、圧力容器製造会社に渡して、圧力容器の成形と並行して同一成形施工条件の試験板を製作させねばならない。ところが、現在では、わが国の電力会

社ではこのような周到な配慮を十分に行わないので、十分な監視試験材が確保されていない憾みがある。

次に重要なことは、監視試験計画の立案である。

まず、原子炉の運転モードを確認して、もっとも照射ぜい化の加速される期間に集中した計画を立てる必要がある。いたずらに何年おきに試験を実施するといった画一性のあるものと考えるべきでない。さらに、放射化した鋼材のホット・ラボラトリー^⑥の試験は、一般材料試験の約50倍の費用と労力を要するので、無駄な試験片を数多く用意することは避けねばならない。一般には、鋼材の母材を中心に監視試験を実施すべきことを考えるべきであるが、第2図に示すように、溶接部の方が母材よりも照射ぜい化傾向が大きいときは^{*}、寿命末期においては溶着鋼または熱影響部が、もっと

第2図 溶接継手各部の照射ぜい化の傾向

も劣化した状態になることがある。このような場合は、溶接部で安全性を評価しなければならないことを注意する必要がある。

第2に、試験片の種類も、シャルピー試験片と引張り試験片のみでよいかどうかは議論の分かれるところである。ウェスティングハウス社では加圧水型炉にWOL試験片^{**}を入れている。シャルピー衝撃試験の結果も、いわゆるエネルギー遷移温度とか破面遷移温度のみで判断するのが必ずしもよいとはいえない。

第3に、中性子照射量を算定するときの問題点がある。速中性子束はニッケルまたは鉄ワイヤーによって測定するのが一般であるが、炉の速中性子スペクトルによって、監視試験位置の速中性子吸収断面積が著しく異なるので、誤差が多い。そのため、压力容器の安全性の評価のためには、運転時間を基準にとって評価することが、現状ではもっとも正確であると考えられている。

Ⅳ. 監視試験の動向

最近、原子力発電所の運転が進捗して、監視試験の結果がいくつか公表されている。その中で、PWRとしてYankee炉とSM-1A炉、BWRとしてDresden炉と日本のJPDRを取り上げて監視試験の動向を紹介したい。これらの炉の主な諸元は第1表のとおりである。

第1表 Yankee, SM-1A, Dresden および JPDR の各炉の諸元

炉名	Yankee	SM-1A	Dresden	JPDR
炉型	PWR	PWR	BWR	BWR
熱出力 (MW)	600	20		
压力容器鋼材	A302B	A350-LF 1(改良)	A302B	A302B(改良)
シェル部板厚 (mm)	198	60		67
監視試験材	压力容器同一材とASTM標準材	加工試験材とA201, A212 B材		压力容器同一材とASTM標準材
監視試験片装入位置	压力容器内外壁と加速位置	压力容器壁と炉心上部		压力容器内壁とシェラウド内側
運転初期 NDT 温度 (°C)		-40	15	20
寿命末期までの上昇予想 (°C)		190	95	100

各炉の監視試験の動向は次のとおりである。

(1) Yankee 炉

第3図はYankee炉の監視試験結果^⑦をまとめたものであるが、同炉压力容器の照射ぜい化傾向はかなり照射敏感性を有していることが明らかである。同時に、監視試験を実施しているASTMの標準試片の照射ぜい化傾向は压力容器鋼材に比較すれば比較的にな

い。このような監視試験の結果から、Yankee炉は、ある時期に压力容器自体を焼ナマシ処理を施工する考

* 国産鋼材を日本または海外で照射試験した結果ではこの傾向が明らかであるが、アメリカの照射データにはこの傾向は見当たらない。

** Wedge Opening Load Test: アメリカNRLで開発したぜい性破壊試験法。

第3図 Yankee 炉の監視試験の結果
(LITR の比較照射も含む)

えのもとに、照射鋼材の焼ナマシ処理の研究が進められている。

(2) SM-1A 炉

この炉も PWR であるが、Yankee 炉に比較すればかなり小型である。第4図は同炉の監視試験の結果⁶⁾を示すものである。同炉では压力容器鋼材は A350-LF 1 (改良) 材を使用しているが、比較のため A212B 材も装入している*。また将来の照射ぜい化傾向を予知するため、LITR を使用して同材料の加速照射試験を実施している。その結果も第4図に同時に示してある。これらの試験結果から、次のような照射ぜい化傾向を結論している。

運転初期 NDT 温度は、鋼板が -40°C 、鍛造が -57°C であるが、全体として保守的に -40°C であると

第4図 SM-1A 炉の監視試験の結果
(LITR および SM-1 炉の比較照射も含む)

仮定する。加速照射試験の結果を参照として、寿命中に $2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($1 \text{ MeV} <$) の照射量を受けるとして、NDT 温度の上昇は約 190°C と考える。そのときの NDT 温度は約 190°C であろう。

(3) Dresden 炉

BWR としてはこのほか Big Rock Point 炉の監視試験の結果⁶⁾が明らかにされているが、Dresden 炉についてはきわめて詳細な報告⁷⁾がなされているので、この炉について述べる。

Dresden 炉の照射ぜい化の動向は第5図のとおりである。いずれの BWR も PWR に比較して、照射ぜい化の傾向は小さくなっている。Dresden 炉の運転初期 NDT 温度は 15°C であるが、寿命末期では NDT 温度の上昇は約 95°C で NDT 温度は約 110°C になると予想している。

第5図 Dresden 炉の監視試験の結果

(4) JPDR

わが国では JPDR は 10,000 時間の運転実績を有しているが、この間 2 回の監視試験を実施している。第1回はシュラウド内側(压力容器の10倍の加速照射)装入試片を取り出し、第2回は压力容器壁内側の装入試片を取り出して監視試験を実施したものである。試験の結果は第6図に示すとおりであるが、この2回の試験結果から、寿命末期まで結論することは困難であるが、おおよその推定をすると次のとおりである⁸⁾。

JPDR の運転寿命を 100% 負荷で 20 年と仮定すると、その間における压力容器シェルの受ける速中性子照射量は約 $2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ と想定される。この照射量では第

* A212鋼材は SM-1 炉の压力容器鋼材で、SM-1 炉と SM-1A 炉の照射ぜい化傾向の比較を目的としている。

6図に示したように、NDT 温度の上昇は約100°Cと考えられるので、運転初期 NDT 20°C は寿命末期において約120°Cの NDT 温度になるであろう。

第6図 JPDR の監視試験の結果

V. 監視試験の結果の評価

これまでに述べたような監視試験の結果を検討してみると、圧力容器の照射ぜい化は予想以上大きくあらわれていると考えられる。すなわち、圧力容器の設計当初において、原子炉寿命中に速中性子照射量は $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ をこえることがないとして設計条件を考えていたのであるが、現実には $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 以上の速中性子量の曝射を圧力容器が受けることは明らかとなった。このことは、圧力容器の鋼材の材質を原子炉寿命中安定に保とうとする保守的構造設計基準を満足しなくなる。また、応力不連続部のある部材の速中性子照射量*は $1 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 以下におさえようとする設計基準も実行が困難になってくる。このような状態は、現用圧力容器鋼材の A302 B 鋼の照射ぜい化傾向が比較的高いため生じたものであるが、また、一方、中性子照射量の算出が設計当初のコード計算を基礎とした計算値とはかなり開きがあるためによるものである。JPDR について、設計当初 GE 社がコード計算した炉内の速中性子分布と、原研において最近開発したコードによる速中性子分布のコード計算結果とは第7図に示すような大きな違いがあるが、さらに実測値は、コード計算値よりも大きく計測されている。このように核定数が正確でないと、中性子照射量の算定はきわめて難しくなる。原研においては各研究室の協力により、JPDR についてこの問題を多角的に検討して、相当確度の高い結果を得ることができたが、一般には、

運転時間をもとにして、Dresden 炉が行なっているようなそれぞれの時点における NDT 温度の上昇を確認することが、もっとも保守的な安全性の確保となるようである。

第7図 JPDR 圧力容器内の速中性子束分布

次に問題になるのは、Vノッチ・シャルピー試験と引張り試験片による監視試験が、果たして圧力容器の安全を保証する試験になるかということである。炉内へ装入する試験片とすれば、シャルピー衝撃試験片は小型でもっとも簡便な試験片となるのでよいが、大型構造物の安全をこれらの小型試片が代表することができるかどうかの問題がある。また本稿においても、ぜい性破壊遷移温度の基準をいわゆるNDT 温度にとり、NDT 温度とVノッチ・シャルピー遷移温度との対応により照射ぜい化の進展を論じてきたが、これについてもNDT 温度とぜい性破壊理論の結びつきに多くの議論の余地がある。さらに、シャルピー衝撃試験において、ぜい性破壊遷移温度の上昇のみによって評価することの是非も問題である。一般に、照射ぜい化によって最大エネルギー値も低下するので、この現象の工学的判断がとり入れられる必要が感ぜられる。

第3に、実際の圧力容器は、種々の応力が加えられた状態で中性子照射を受けているのが現状である。このような同等の応力履歴を与えた監視試験が考えられ

* 最近 U.S.AEC はこの値を $1 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ に改めている。

ねばならない。アメリカで、最近発達した WOL 試験方法がその 1 例である。日本では一様曲げ試験片を照射試験に供しようとする試みがある。いずれにしても、照射後試験が簡便であり、適確な監視試験方法が開発されねばならない。

VI. む す び

著者は JPDR および原電東海炉の压力容器の監視試験を担当しているが、これまでの経験でいくつかの教訓が得られた。

監視試験の計画は、压力容器鋼材、成形工程をよく検討し、同等の加工履歴、熱履歴を与えたテスト・クーポンを用いるのが肝要である。このため、電力会社は、压力容器鋼材を製造する時期に相当多量の監視試験用鋼材を入手することに心がけねばならない。後日になって、監視試験計画が満足にたてられなくなったり、また追加試験を実施しようとしても、同一材料の残材がないため、適確な判断ができなくなるおそれがある。

監視試験は ASTM で規格化されている以外は、U.S. AEC の勧奨があるのみで、わが国では全く基準がなく、そのため、とかく等閑視されていることは大きな問題点である。今後早急に、わが国においても監

視試験の基準が作製されることが必要である。

— 参 考 文 献 —

- (1) IAEA 鋼製原子炉压力容器の定期検査に関する専門家会議, Panel Recommendation, (1967).
- (2) U.S. AEC: “原子力発電所建設許可のための一般設計基準案”, (1967).
- (3) 川崎正之, 藤村理人, 中崎長三郎, 他: 原子炉構造用鉄鋼材料の照射脆化の研究, 鉄と鋼, **51**, 2328 (1965).
- (4) ASTM: Recommended practice for surveillance tests on structural materials in nuclear reactors, E-185-66, (1966).
- (5) SERPAN, C. Z., et al.: Features and results of several programs of radiation-damage surveillance of power reactor pressure vessels, *Trans. ASME, J. Basic Eng.*, **34**, 221 (1967).
- (6) SERPAN, C. Z., et al.: Neutron spectral conditions affecting projected estimates of radiation embrittlement of the army SM-1A reactor pressure vessel, *NRL-6474*, (1966).
- (7) HERSH, M. S., et al.: Dresden nuclear power station reactor vessel steel surveillance program, *GEOR-5165*, (1966).
- (8) 原研: “動力試験炉压力容器 (JPDR, P.V.) の第 2 回監視試験の結果”, (1967).

☆ 本 誌 投 稿 の 手 引 ☆

- 一般投稿は研究論文・技術報告・資料・ショートノート原則とし、必ず会員の資格を有する。
- 掲載範囲は、原子力研究に関連する凡ゆる部門を含め、とくに限定しない。内容はオリジナルなものに限る。
- 刷上り 6 頁 (ショートノートは 2 頁) 以内は無料 (有料頁は 1 頁当り実費約 5,000 円) とする。和文は「会誌」に、欧文は Journal に掲載される。
- 必ず所定の原稿用紙 (480 字詰約 4 枚で 1 頁) を使用し、投稿規程に従って執筆する。ただし、欧文は、適宜に厚手のタイプ用紙に 2 段送り、1 枚約 25 行にタイプする。(約 3 枚で 1 頁) と・欧文とも所定の原稿表紙 (無料) を添付する。図面はそのまま製版できるよう必ず墨入れトレースする。(鮮明なゼロックス可)
- 投稿希望者は事務局へ連絡すれば、原稿用紙 (30 枚綴 1 冊 100 円, 千 45 円) および投稿規程を送付する。
- 和・欧文を問わず表題・抄録・所属機関名などを和・英両文で正確に書いて添付する。
- 別に締切り日は設けない。原稿受理次第「受

理通知」を本人に送る。原稿は当該分野担当の査読委員の査読に回わり、次回以後の編集委員会において採否を審議する。査読通過および掲載番号は決定次第通知される。

- 論文は査読通過後受理順に掲載される。(掲載まで欧文約 3~4 ヶ月, 和文約 7~8 ヶ月)
- 別刷は掲載論文 1 篇につき 30 部まで無料で送付する (30 部以上希望の時は、実費 1 部につき、50~100 部で 4 頁以内 50 円, 5~8 頁 60 円程度)。
- 査読・審議の結果、内容の修正、文章の短縮、または図面の書直しを要求されたり、時には掲載を遠慮いただく場合があるので、予めご了承願いたい。

欧文の修文・添削についてはすべて著者負担とする。(和訳を要求される場合もある)

- 修正のため返却した原稿は 6 ヶ月以内に再提出しないと撤回とみなされる。
- 談話室欄 (1~2 頁) には、随時、随時に気軽な寄稿を歓迎する。
- その他、詳細は事務局へお問合せ下さい。