

JAERI-Research

96-028



HTTR圧力容器用 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の
照射後疲労試験

1996年6月

石井敏満・深谷 清・西山裕孝・鈴木雅秀
衛藤基邦・近江正男・三村英明・大岡紀一

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1996

編集兼発行 日本原子力研究所

印 刷 (株)原子力資料サービス

H T T R圧力容器用 2 1/4Cr-1Mo鋼の照射後疲労試験

日本原子力研究所東海研究所高温工学部

石井 敏満・深谷 清・西山 裕孝

鈴木 雅秀・衛藤 基邦・近江 正男⁺

三村 英明⁺・大岡 紀一⁺

(1996年5月9日受理)

H T T R圧力容器用 2 1/4Cr-1Mo鋼の照射後疲労試験を実施し、疲労寿命及び繰返し軟化挙動等の疲労特性に与える中性子照射の影響を調べた。試験は大洗研究所のホットラボ施設に設置された照射後疲労試験装置を用いて、真空中450°C、歪み速度0.1%/sec、制御歪み範囲0.75~1.5%で行った。

主要な結果は次の通りである。1) $2 \times 10^{19} n/cm^2$ ($> 1MeV$) 以上の中性子照射量を受けた材料では、繰返し疲労試験初期の最大応力が増大した。2) 照射材と未照射材の繰返し軟化挙動に顕著な差はなかった。3) 照射により延性が低下した材料では、未照射材に比べて疲労寿命が僅かに減少した。4) H T T R圧力容器における設計上の中性子照射量では、疲労寿命と繰返し軟化挙動に与える照射の影響はないものと考えられる。

Post-irradiation Fatigue Test of 2 1/4Cr-1Mo Steel
for the Pressure Vessel Material of the HTTR

Toshimitsu ISHII, Kiyoshi FUKAYA, Yutaka NISHIYAMA, Masahide SUZUKI
Motokuni ETO, Masao OHMI⁺, Hideaki MIMURA⁺ and Norikazu OOKA⁺

Department of High Temperature Engineering
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received May 9, 1996)

Low cycle fatigue tests of the irradiated 2 1/4Cr-1Mo steel for the pressure vessel material of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) were performed to examine the neutron irradiation effect on fatigue properties, i.e., fatigue life and cyclic softening behavior. These tests were performed at 450 °C in a vacuum of $\sim 10^{-4}$ Pa using a servo-hydraulic fatigue testing machine installed in a hot cell of the Hot Laboratory of the Oarai Research Establishment. Axial strain rate was controlled at 0.1%/sec with total strain ranges of 0.75, 0.8, 1.0, 1.2 and 1.5%.

Main results are summarized as follows: 1) Maximum stress at the initial stage of the cyclic fatigue testing of the specimens irradiated to a neutron fluence over 2×10^{18} n/cm² (>1MeV) increased in comparison with the unirradiated specimens. 2) No significant difference was found in the cyclic softening behavior between the irradiated and unirradiated specimens. 3) Fatigue life of the irradiated specimen whose ductility was reduced by the neutron irradiation decreased slightly in comparison with the unirradiated specimen. 4) It is considered that there is no effect of the neutron irradiation on the fatigue life and the cyclic softening behavior at the total fluence expected in the lifetime of the HTTR pressure vessel.

Keywords: Post-irradiation Fatigue Test, 2 1/4Cr-1Mo Steel, HTTR, Fatigue Life, Pressure Vessel Material, Cyclic Softening Behavior

⁺ Department of JMTR, Oarai Research Establishment

目 次

1.はじめに	1
2.実験方法	2
2.1 供試材	2
2.2 疲労試験片形状	2
2.3 中性子照射試験	2
2.4 低サイクル疲労試験	2
3.実験結果	3
3.1 低サイクル疲労寿命	3
3.2 繰返し軟化挙動	5
4.考察	6
5.まとめ	7
謝辞	8
参考文献	8

Contents

1. Introduction	1
2. Experimental	2
2.1 Material	2
2.2 Configuration of Fatigue Specimens	2
2.3 Neutron Irradiation Tests	2
2.4 Low Cycle Fatigue Tests	2
3. Experimental Results	3
3.1 Low Cycle Fatigue Life	3
3.2 Cyclic Softening Behavior	5
4. Discussions	6
5. Conclusions	7
Acknowledgment	8
References	8

1. はじめに

現在、原研大洗研究所に建設中の高温工学試験研究炉（以下HTTR：High Temperature Engineering Test Reactor）の原子炉圧力容器は、通常運転時に400°C、事故時には約450°Cの高温となる⁽¹⁾。このため、軽水炉圧力容器鋼として主流であるMn-Mo-Ni鋼に対して、HTTRの原子炉圧力容器には、より高温強度特性の優れた2 1/4Cr-1 Mo鋼の焼ならし、焼き戻し材（NT材）が使用される^{(2) (3)}。本鋼材は、高温強度特性の他に、製造実績、加工性、溶接性、ヘリウム中における環境効果等が考慮されてHTTRに採用された⁽⁴⁾。また、本鋼材は、石油化学プラント等の化工機器用構造材料、脱硫塔等の化学反応容器、あるいは発電用ボイラーの圧力容器等としての使用実績があるが、国内のプラントとしては、原子炉圧力容器として使用された実績はない。このため、本鋼材をHTTRの原子炉圧力容器として採用するための構造設計指針の作成及び安全性の評価として、物理的性質、機械的性質、焼き戻し脆性、クリープ、疲労と熱疲労、クリープと疲労の相互作用、破壊靭性、照射効果等の項目に関する国内外のデータの調査が行われると共に、高温かつ中性子照射下で使用する際に必要となる各種データを取得するための試験研究が行われてきた^{(1) ~ (13)}。

原子炉圧力容器では、炉の起動停止に伴う熱応力等による繰返し応力負荷があるので、疲労特性の把握が重要となる⁽¹⁴⁾。特に、HTTRの原子炉圧力容器の通常使用温度である400°Cは、クリープを考慮しなければならない温度領域であるので、クリープ、疲労、クリープ疲労相互作用等を含めた材料データを取得する必要がある。これまでに400°Cから550°Cの温度範囲での低サイクル疲労試験を行い、試験中における引張側保持によって疲労寿命が若干低下するものの、ASME Section III Div. 1 Appendix X IVの疲れ設計曲線を下回らないことが確認されている⁽¹⁵⁾。さらに、未照射材についてクリープと疲労の相互作用が評価され、供用中の温度条件下ではクリープの影響が無いことが確認されている⁽¹⁶⁾。しかし、原子炉圧力容器としての使用を考慮すると、高温疲労及び引張り側保持型疲労に及ぼす中性子照射の影響に関する知見を取得しておくことは、供用期間中の圧力容器の健全性を確認するためにも重要である。

本報告では、HTTR圧力容器用2 1/4Cr-1 Mo鋼の照射後疲労試験データを取得するため開発された試験装置を用いて、未照射材及び照射材の低サイクル疲労試験を実施し、疲労寿命及び繰返し軟化挙動に与える中性子照射の影響を明らかにした。

2. 実験方法

2.1 供試材

本実験に供した鋼材は、実機相当材の 2 1/4Cr-1 Mo 鋼（160mm 厚さの圧延鋼板材、JIS 規格 G4109 SCMV4-2）である。その化学成分及び熱処理条件を Table 1 に示す。この鋼材は、HTTR の仕様に準じて脆化を防ぐために、Si と P の含有量を低くした材料であり⁽¹⁴⁾、初析フェライトを含むベイナイト組織となっている。また、オーステナイト結晶粒度は 6.5 である。

2.2 疲労試験片形状

本実験では、Fig. 1-(a)、(b) に示す 2 種類の疲労試験片を用いた。これは試験中の歪み制御が光学的な非接触法から伸び計を用いた接触法に変更されたことに伴うものである。Fig. 1-(a) の試験片は、平行部直径が 10mm、平行部長さ 18mm であり、変位計測を行うために試験片平行部に幅 2mm で高さ 3mm のツバを有している。一方、Fig. 1-(b) の試験片は、平行部直径 10mm、平行部長さ 25mm で平行部にツバの無い形状である。試験片は鋼材板厚の 1/4 の部分より、試験片長手方向が最終圧延方向に対して直角になるように採取した。また、平行部表面は鏡面仕上げを施した。

2.3 中性子照射試験

本研究では、合計 6 本の疲労試験片を中性子照射に供した。Fig. 2 及び Fig. 3 は、各キャップセルにおける高速中性子照射量の分布を示す。

Fig. 1-(a) に示す形状の試験片 3 本は、JMTR の L-12 照射孔を利用して照射試験を行った（88M-3A キャップセル）。照射温度は 400 ± 10°C であり、Fig. 2 に示す照射量から疲労試験片の受けた中性子照射量は $2.2 \sim 2.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($> 1 \text{ MeV}$) である。また、Fig. 1-(b) に示す形状の試験片 3 本は、JMTR の F-12 照射孔を利用して照射試験を行った（90M-6A キャップセル）。照射温度は 400 ± 10°C であり、Fig. 3 に示す照射量からこの疲労試験片の受けた中性子照射量は $0.8 \sim 2.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($> 1 \text{ MeV}$) である。

2.4 低サイクル疲労試験

Fig. 4 及び Fig. 5 は、照射材の疲労試験を実施するために開発された疲労試験装置全体の概略図と外観写真を示す。本装置は大洗ホットラボの材料試験用鉄セル

に設置されている⁽¹⁷⁾。本装置の主な構成要素は、セル内に設置するために小型化された電気油圧サーボ式疲労試験装置本体、真空型加熱炉、試験片伸び測定器、サービスエリア並びにセル操作室に設置された真空排気装置、アクチュエータ油圧源及び操作盤等である。Table 2に試験機本体及び真空加熱装置等の主な仕様を示す。

Fig. 6は疲労試験装置の真空加熱炉内の写真を示す。上下のアクチュエータのチャック部に疲労試験片がセットされ、試験温度は試験片周辺に設置されたモリブデンヒーター式電気炉で調節される。また、試験片の歪み量を制御する伸び計測器は、試験片と接触する計測棒、計測棒の押し付け荷重を測定するための板バネと試験片の軸歪み量を測定する歪みゲージから構成される。この伸び計測器の特徴は、板バネにより押し付け荷重を任意に設定できる点と、X-Yステージの移動機構により試験片加熱後に伸び計測棒を接触できる点である。これにより、昇温時の試験片の熱膨張を補正する必要がなく、伸び計測器の計測棒を試験片の最適位置へ接触させることができとなり、両試験片の歪み制御はこの接触法で行った。

本装置を用いた疲労試験は、試験温度 $450 \pm 2^\circ\text{C}$ 、 $1 \times 10^{-4}\text{Pa}$ の真空中で行った。疲労試験の制御歪み速度は $0.1\%/\text{sec}$ 、制御歪み範囲は $0.75\sim1.5\%$ の三角波である。また、Fig. 1-(b)に示す形状の試験片では、引張り側保持の影響を調べるために、制御歪み範囲 1.5% で、引張り側10分間保持の台形波の疲労試験も行った。

3. 実験結果

3.1 低サイクル疲労寿命

Table 3及びTable 4は、それぞれ、ツバ無し及びツバ有り試験片の低サイクル疲労寿命 N_f （破壊に至るまでの繰返し数）及び $1/2N_f$ における塑性歪み範囲 $\Delta \varepsilon_p$ と弾性歪み範囲 $\Delta \varepsilon_e$ を整理したものである。また、(a)は照射後疲労試験装置を用いた結果で、(b)は当研究室所有のMTS社製の装置を用いた結果である。

Fig. 7は未照射材の制御歪み範囲と疲労寿命の関係を示す。丸印はFig. 1-(a)のツバ有り試験片、四角印はFig. 1-(b)のツバ無し試験片についての結果である。この図では、当研究室が所有する剛性があり軸心の取れたMTS社製の疲労試験機を用いた結果（白印）と大洗ホットラボに設置した照射後疲労試験装置を用いた結果（黒印）を同時に示してある。制御歪み範囲の減少に伴い疲労寿命が増大する傾

に設置されている⁽¹⁷⁾。本装置の主な構成要素は、セル内に設置するために小型化された電気油圧サーボ式疲労試験装置本体、真空型加熱炉、試験片伸び測定器、サービスエリア並びにセル操作室に設置された真空排気装置、アクチュエータ油圧源及び操作盤等である。Table 2に試験機本体及び真空加熱装置等の主な仕様を示す。

Fig. 6は疲労試験装置の真空加熱炉内の写真を示す。上下のアクチュエータのチャック部に疲労試験片がセットされ、試験温度は試験片周辺に設置されたモリブデンヒーター式電気炉で調節される。また、試験片の歪み量を制御する伸び計測器は、試験片と接触する計測棒、計測棒の押し付け荷重を測定するための板バネと試験片の軸歪み量を測定する歪みゲージから構成される。この伸び計測器の特徴は、板バネにより押し付け荷重を任意に設定できる点と、X-Yステージの移動機構により試験片加熱後に伸び計測棒を接触できる点である。これにより、昇温時の試験片の熱膨張を補正する必要がなく、伸び計測器の計測棒を試験片の最適位置へ接触させることができとなり、両試験片の歪み制御はこの接触法で行った。

本装置を用いた疲労試験は、試験温度 $450 \pm 2^\circ\text{C}$ 、 $1 \times 10^{-4}\text{Pa}$ の真空中で行った。疲労試験の制御歪み速度は $0.1\%/\text{sec}$ 、制御歪み範囲は $0.75\sim 1.5\%$ の三角波である。また、Fig. 1-(b)に示す形状の試験片では、引張り側保持の影響を調べるために、制御歪み範囲 1.5% で、引張り側10分間保持の台形波の疲労試験も行った。

3. 実験結果

3.1 低サイクル疲労寿命

Table 3及びTable 4は、それぞれ、ツバ無し及びツバ有り試験片の低サイクル疲労寿命 N_f （破壊に至るまでの繰返し数）及び $1/2N_f$ における塑性歪み範囲 $\Delta \varepsilon_p$ と弾性歪み範囲 $\Delta \varepsilon_e$ を整理したものである。また、(a)は照射後疲労試験装置を用いた結果で、(b)は当研究室所有のMTS社製の装置を用いた結果である。

Fig. 7は未照射材の制御歪み範囲と疲労寿命の関係を示す。丸印はFig. 1-(a)のツバ有り試験片、四角印はFig. 1-(b)のツバ無し試験片についての結果である。この図では、当研究室が所有する剛性があり軸心の取れたMTS社製の疲労試験機を用いた結果（白印）と大洗ホットラボに設置した照射後疲労試験装置を用いた結果（黒印）を同時に示してある。制御歪み範囲の減少に伴い疲労寿命が増大する傾

向は両装置の結果で同様であり、ほぼ同一線上に整理できることが明らかである。また、ツバ有り試験片の結果では、ツバ無し試験片の結果に比べて寿命低下が見られた。これは、両試験装置を用いた試験結果において同様に観察され、試験片形状の違いが影響していると考えられる。このため本研究では、それぞれの形状の試験片において、照射材と未照射材の試験結果を比較することとした。

Fig. 8及びFig. 9に、低サイクル疲労試験終了後の試験片外観写真を示す。

Fig. 8の(a)～(d)は、ツバ無し試験片の未照射材、(e)～(g)は照射材の外観写真である。(a)～(f)では、制御用伸び計が接触する位置の内側の試験片平行部で亀裂の発生が認められた。ただし、(g)の試験片では、疲労試験中に歪み制御用伸び計のすべりが発生し、装置の非常停止回路が作動したため、試験片表面に疲労亀裂が発生する前に試験が停止した。

Fig. 9の(a)～(c)は、ツバ有り試験片の未照射材、(d)～(f)は照射材の外観写真である。(a)～(f)に示す全ての試験片において両ツバの内側で亀裂の発生が確認された。疲労試験終了後の試験片観察を行った結果、未照射材と照射材の亀裂発生に顕著な違いは認められない。

Fig. 10及びFig. 11は、低サイクル疲労試験終了後の疲労破面のSEM写真を示す。Fig. 10の(a)、(b)、(c)はそれぞれFig. 8の(c)、(f)、(b)のツバ無し疲労試験片の破面、Fig. 11の(a)、(b)はそれぞれFig. 9の(c)、(f)のツバ有り疲労試験片の破面である。破面観察の結果、亀裂は試験片表面の複数点から発生し、試験片の内部に向かって進展しており、未照射材と照射材において顕著な差は認められない。また、今回の試験結果において、Fig. 10の(c)だけが試験片内部から亀裂が発生しており、EPMA分析の結果から亀裂の発生点には非金属介在物であるMnSが確認された。このため、Fig. 7及びTable 3-(a)に示すように、この試験片は他の未照射材に比べて疲労寿命が短い。

Fig. 12はツバ無し試験片の疲労寿命を示す。三角波の疲労試験では、照射材と未照射材の疲労寿命には差がなく、疲労寿命への中性子照射の影響は認められなかった。また、台形波の試験では照射材の試験が亀裂発生前に停止したため、未照射材に比べて寿命が短くなっているが、照射材の台形波の寿命は試験結果よりも長くなることが予想される。

Fig. 13はツバ有り試験片の疲労寿命を示す。ツバ有り試験片の照射量は、ツバ無し試験片に比べて大きく、照射材の疲労寿命が未照射材に比べて僅かに減少した。

Fig. 14は照射後疲労試験装置で行ったツバ無し疲労試験片の未照射材と照射材の試験結果であり、疲労寿命に対する制御歪み範囲 $\Delta \varepsilon$ 及び $1/2N_f$ における弾性

歪み範囲 $\Delta \varepsilon_t$ と塑性歪み範囲 $\Delta \varepsilon_p$ の関係を示す。なお図中に示す疲労寿命と制御歪み範囲の最適曲線は次の通りである。

- 未照射材 : $\Delta \varepsilon_t = 40.961 Nf^{-0.4683} + 0.591 Nf^{-0.0827}$ (1)

- 照射材 : $\Delta \varepsilon_t = 80.871 Nf^{-0.5473} + 0.603 Nf^{-0.0780}$ (2)

$\Delta \varepsilon_t$: 制御歪み範囲

Nf : 疲労寿命

Fig. 15はFig. 14と同様に照射後疲労試験装置で行ったツバ有り疲労試験片の未照射材と照射材の試験結果を示す。この試験片では、図中に示す疲労寿命と制御歪み範囲の最適曲線は次の通りである。

- 未照射材 : $\Delta \varepsilon_t = 48.856 Nf^{-0.5361} + 0.601 Nf^{-0.0774}$ (3)

- 照射材 : $\Delta \varepsilon_t = 50.567 Nf^{-0.5691} + 0.747 Nf^{-0.1061}$ (4)

3.2 繰返し軟化挙動

Fig. 16とFig. 17は、ツバ無し試験片の疲労試験（三角波）の繰返し数に伴う引張り側最大応力の変化を示す。試験の制御歪み範囲はそれぞれ0.75%と1.5%であり、照射材の受けた中性子照射量はそれぞれ $2.6 \times 10^{19} n/cm^2$ と $1.9 \times 10^{19} n/cm^2$ である。本鋼材は、引張りと圧縮の繰返し疲労試験に伴い最大応力が減少していることから、繰返し軟化挙動を示す材料であることが分かる。この繰返し軟化挙動において、照射材と未照射材では顕著な違いは認められなかった。また、制御歪み範囲1.5%の試験結果では、最大応力値が照射材と未照射材でほぼ等しいのに対して、僅かに照射量の高い制御歪み範囲0.75%では、疲労試験初期の最大応力値は、照射材が未照射材に比べて僅かに高くなっている、照射硬化が認められた。

Fig. 18は、ツバ無し試験片の引張り側10分間保持台形波による疲労試験結果であり、繰返しサイクルに対する引張り側最大応力の変化を示す。試験の制御歪み範囲は1.5%、照射材の受けた中性子照射量は $0.8 \times 10^{19} n/cm^2$ である。この結果では、照射材と未照射材の繰返し軟化挙動に顕著な違いはなく、照射材の応力の増加も認められなかった。また、この照射材の疲労試験では、前述のように、試験中の伸び計のずれによって装置の非常停止回路が作動し、試験片に亀裂が生じる前に試験が停止した。このため照射材の疲労寿命は結果よりも長くなることが予想される。

Fig. 19～Fig. 21は、ツバ有り試験片の三角波疲労試験の結果で、繰返しサイクル数に伴う引張り側最大応力の変化を示す。各試験の制御歪み範囲はそれぞれ

0.8%、1.0%、1.5%であり、照射材の中性子照射量はそれぞれ $2.2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 、 $2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 、 $2.8 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ である。繰返し軟化挙動には、照射材と未照射材の顕著な違いは認められなかった。また、全ての制御歪み範囲の疲労試験結果において、繰返し初期における照射材の最大応力値が未照射材に比べて高くなっていること、照射材が硬化していることが分かる。

Fig. 22は中性子照射量と照射に伴う硬化の関係を示す。縦軸は第1サイクルにおける照射材と未照射材の最大応力の差である。なお、この図においてはツバ無し及びツバ有り試験片の結果を同時に整理する。 $2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 以上の中性子照射量を受けた試験片では応力値の上昇が認められ、照射量の増加に伴い、硬化量も大きくなることが分かる。なお、HTTRの原子炉圧力容器における設計上の中性子照射量は $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ であり、今回の照射量に比べると2桁小さいため実機では照射による硬化は認められないと考えられる。

4. 考 察

Fig. 23とFig. 24は、ツバ有り試験片で、 $2.8 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ の中性子照射量を受けた材料と未照射材料について、1.5%の制御歪み範囲で疲労試験を行った場合の第1サイクルと $1/2N_f$ サイクルの応力-歪み線図(ヒステリシスカーブ)を示す。第1サイクルでは、照射材の引張及び圧縮時の最大応力が未照射材に比べて大きくなっているが、塑性歪み量に顕著な差は認められなかった。また、照射材と未照射材の $1/2N_f$ サイクルにおけるヒステリシスカーブはほぼ同様であった。さらに、Fig. 25は繰返しに伴う塑性歪み量の変化を示す。照射材及び未照射材の塑性歪み量は共に、繰返しの初期段階で増加し、定常になった後、疲労寿命に近づくと減少しており、ほぼ同様の変化を示している。すなわち、この照射材では、未照射材に比べて繰返し初期の最大応力の増大が観察されたものの、繰返しに伴う塑性歪み量の変化に差は認められなかった。一般的に、Manson-Coffin則によると、低サイクル疲労領域では毎回繰り返される全歪み振幅 $\Delta \varepsilon_{\text{t}}$ に占める塑性歪み振幅 $\Delta \varepsilon_p$ の割合が大きく、この様な領域では疲労寿命 N は $\Delta \varepsilon_p$ の関数として以下に示す式で表される。

$$\Delta \varepsilon_p \times N^\alpha = C_1 \quad \dots \dots \dots \dots \dots \dots \quad (5)$$

ここで、 α は疲労延性指数(≈ 0.5)、 C_1 は疲労延性係数($= \varepsilon_t / 2$ 、 ε_t :引張破断伸び)であり、 C_1 は材料の破断延性とよい相関をもった材料定数であると言

0.8%、1.0%、1.5%であり、照射材の中性子照射量はそれぞれ $2.2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 、 $2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 、 $2.8 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ である。繰返し軟化挙動には、照射材と未照射材の顕著な違いは認められなかった。また、全ての制御歪み範囲の疲労試験結果において、繰返し初期における照射材の最大応力値が未照射材に比べて高くなっていること、照射材が硬化していることが分かる。

Fig. 22は中性子照射量と照射に伴う硬化の関係を示す。縦軸は第1サイクルにおける照射材と未照射材の最大応力の差である。なお、この図においてはツバ無し及びツバ有り試験片の結果を同時に整理する。 $2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 以上の中性子照射量を受けた試験片では応力値の上昇が認められ、照射量の増加に伴い、硬化量も大きくなることが分かる。なお、HTTRの原子炉圧力容器における設計上の中性子照射量は $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ であり、今回の照射量に比べると2桁小さいため実機では照射による硬化は認められないと考えられる。

4. 考 察

Fig. 23とFig. 24は、ツバ有り試験片で、 $2.8 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ の中性子照射量を受けた材料と未照射材料について、1.5%の制御歪み範囲で疲労試験を行った場合の第1サイクルと $1/2N_f$ サイクルの応力-歪み線図（ヒステリシスカーブ）を示す。第1サイクルでは、照射材の引張及び圧縮時の最大応力が未照射材に比べて大きくなっているが、塑性歪み量に顕著な差は認められなかった。また、照射材と未照射材の $1/2N_f$ サイクルにおけるヒステリシスカーブはほぼ同様であった。さらに、Fig. 25は繰返しに伴う塑性歪み量の変化を示す。照射材及び未照射材の塑性歪み量は共に、繰返しの初期段階で増加し、定常になった後、疲労寿命に近づくと減少しており、ほぼ同様の変化を示している。すなわち、この照射材では、未照射材に比べて繰返し初期の最大応力の増大が観察されたものの、繰返しに伴う塑性歪み量の変化に差は認められなかった。一般的に、Manson-Coffin則によると、低サイクル疲労領域では毎回繰り返される全歪み振幅 $\Delta \varepsilon_{\text{t}}$ に占める塑性歪み振幅 $\Delta \varepsilon_p$ の割合が大きく、この様な領域では疲労寿命 N_f は $\Delta \varepsilon_p$ の関数として以下に示す式で表される。

$$\Delta \varepsilon_p \times N_f^\alpha = C_1 \quad \dots \dots \dots \dots \dots \dots \dots \quad (5)$$

ここで、 α は疲労延性指数 (≈ 0.5)、 C_1 は疲労延性係数 ($= \varepsilon_t / 2$ 、 ε_t : 引張破断伸び) であり、 C_1 は材料の破断延性とよい相関をもった材料定数であると言

われている^{(18)～(20)}。よって、塑性歪み量の変化に差が生じない照射材の疲労寿命Nの減少は、(5)式のC₁の減少、すなわち、延性の低下が影響しているものと考えられる。

さらに、これまでに当研究室にて実施した2 1/4Cr-1Mo鋼のNT材の照射後引張り試験における中性子照射量と降伏応力の変化量($\Delta \sigma_y$)及び破断伸びの変化量($\Delta \varepsilon_0$)の関係をFig. 26に示す。照射温度は340°C～425°Cで、中性子照射量は $2 \times 10^{18} \sim 5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ である。その結果、約 $2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ の中性子照射量で降伏応力が50～60MPa増大し、破断伸びが約6%減少している。すなわち、これに相当する $2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 以上の中性子照射量を受けた材料の疲労寿命の低下は、照射に伴う延性の低下が影響しているものと考えられる。

Fig. 27において両試験片の疲労寿命結果を整理し、ASME規準⁽¹⁵⁾及びHTTRの疲れ設計線図⁽⁷⁾との比較を行った。図中の実線は、ASME Sec. III. Div. 1 Appendix X IVの疲れ設計線図を示し、点線は、HTTR圧力容器鋼の疲れ設計線図を示す。今回の疲労寿命結果をこれらの設計線図と比較すると、未照射材及び照射材共に安全側の値を示していることが分かる。また、HTTR圧力容器の設計上の中性子照射量では、HTTR圧力容器の疲労寿命に与える中性子照射の影響は無いものと考えられる。

5. まとめ

HTTR圧力容器用2 1/4Cr-1Mo鋼の照射後疲労試験を実施し、以下に示す知見を得た。

- 1) $2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 以上の照射量を受けた照射材においては、繰返し疲労試験の初期において、最大応力の増大が認められた。
- 2) 照射材と未照射材の繰返し軟化挙動に顕著な差は認められなかった。
- 3) 疲労試験の繰返し初期で最大応力が増大する照射硬化が認められた照射材は、未照射材に比べて僅かに疲労寿命が減少した。これは、照射による材料の延性低下が影響している。
- 4) 本研究における未照射材及び照射材の疲労寿命の結果は、ASME規準及びHTTRの疲れ設計線図に比べて安全側にあり、HTTR圧力容器における設計上の中性子照射量は、今回の照射試験に比べて2桁程度低いことから、HTTR圧力容器の疲労寿命及び軟化挙動に与える中性子照射の影響はないものと考えられる。

われている^{(18)～(20)}。よって、塑性歪み量の変化に差が生じない照射材の疲労寿命Nの減少は、(5)式のC₁の減少、すなわち、延性の低下が影響しているものと考えられる。

さらに、これまでに当研究室にて実施した2 1/4Cr-1Mo鋼のNT材の照射後引張り試験における中性子照射量と降伏応力の変化量($\Delta \sigma_y$)及び破断伸びの変化量($\Delta \varepsilon_2$)の関係をFig. 26に示す。照射温度は340°C～425°Cで、中性子照射量は $2 \times 10^{18} \sim 5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ である。その結果、約 $2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ の中性子照射量で降伏応力が50～60MPa増大し、破断伸びが約6%減少している。すなわち、これに相当する $2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 以上の中性子照射量を受けた材料の疲労寿命の低下は、照射に伴う延性の低下が影響しているものと考えられる。

Fig. 27において両試験片の疲労寿命結果を整理し、ASME規準⁽¹⁵⁾及びHTTRの疲れ設計線図⁽⁷⁾との比較を行った。図中の実線は、ASME Sec. III. Div. I Appendix X IVの疲れ設計線図を示し、点線は、HTTR圧力容器鋼の疲れ設計線図を示す。今回の疲労寿命結果をこれらの設計線図と比較すると、未照射材及び照射材共に安全側の値を示していることが分かる。また、HTTR圧力容器の設計上の中性子照射量では、HTTR圧力容器の疲労寿命に与える中性子照射の影響は無いものと考えられる。

5. まとめ

HTTR圧力容器用2 1/4Cr-1Mo鋼の照射後疲労試験を実施し、以下に示す知見を得た。

- 1) $2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 以上の照射量を受けた照射材においては、繰返し疲労試験の初期において、最大応力の増大が認められた。
- 2) 照射材と未照射材の繰返し軟化挙動に顕著な差は認められなかった。
- 3) 疲労試験の繰返し初期で最大応力が増大する照射硬化が認められた照射材は、未照射材に比べて僅かに疲労寿命が減少した。これは、照射による材料の延性低下が影響している。
- 4) 本研究における未照射材及び照射材の疲労寿命の結果は、ASME規準及びHTTRの疲れ設計線図に比べて安全側にあり、HTTR圧力容器における設計上の中性子照射量は、今回の照射試験に比べて2桁程度低いことから、HTTR圧力容器の疲労寿命及び軟化挙動に与える中性子照射の影響はないものと考えられる。

謝 辞

最後に、本報告書をまとめるにあたり、内容全体にわたって御討論と有益なコメントを頂いたホット試験室次長の古平恒夫氏に謹んで厚く御礼申し上げます。

参考文献

- (1) Y. Muto, H. Nakajima and M. Eto : "Development of high temperature structural materials for the HTGR", Nucl. Eng. Des., 144(1993), pp. 305-315
- (2) 鈴木雅秀：「原子炉構造材料用 2 1/4Cr-1Mo鋼の経時劣化特性に関する研究」、東京大学学位論文、(1985)
- (3) 日本原子力研究所高温工学試験研究炉開発部：「高温工学試験研究の現状 (1994年)」
- (4) 古平、鈴木、宇賀：「多目的高温ガス実験炉用 2 1/4Cr-1 Mo鋼およびハステロイ X の設計データに関する調査」、JAERI-M 6213、(1975)
- (5) 奥、菊山、深谷、古平：「多目的高温ガス実験炉用 2 1/4Cr-1 Mo鋼の機械的性質に関するデータの調査」、JAERI-M 7948、(1978)
- (6) 古平、奥、鈴木、深谷：「VHTR圧力容器用 2 1/4Cr-1 Mo鋼の材料性能の現状」、JAERI-M 85-170、(1985)
- (7) 羽田、元木、馬場：“高温工学試験研究炉高温構造設計方針材料強度基準等の作成方法の検討”、JAERI-M 90-148、(1990)
- (8) M. Suzuki, K. Fukaya, T. Kodaira and T. Oku : "Temper and Neutron Irradiation Embrittlement in 2 1/4Cr-1 Mo Steels for Pressure Vessels of High-Temperature Gas-Cooled Reactor", Nuclear Technology, Vol. 66, 1984, pp. 619-629
- (9) M. Suzuki, K. Fukaya, T. Kodaira and T. Oku : "Effect of Microstructure and Thermal Aging on Neutron Irradiation Embrittlement of 2 1/4Cr-1 Mo Steel for a Nuclear Pressure Vessel", ASTM STP 956, 1987, pp. 98-110

謝 辞

最後に、本報告書をまとめるにあたり、内容全体にわたって御討論と有益なコメントを頂いたホット試験室次長の古平恒夫氏に謹んで厚く御礼申し上げます。

参考文献

- (1) Y. Muto, H. Nakajima and M. Eto : "Development of high temperature structural materials for the HTGR", Nucl. Eng. Des., 144(1993), pp. 305-315
- (2) 鈴木雅秀：「原子炉構造材料用 2 1/4Cr-1Mo鋼の経時劣化特性に関する研究」、東京大学学位論文、(1985)
- (3) 日本原子力研究所高温工学試験研究炉開発部：「高温工学試験研究の現状(1994年)」
- (4) 古平、鈴木、宇賀：「多目的高温ガス実験炉用 2 1/4Cr-1 Mo鋼およびハステロイ X の設計データに関する調査」、JAERI-M 6213、(1975)
- (5) 奥、菊山、深谷、古平：「多目的高温ガス実験炉用 2 1/4Cr-1 Mo鋼の機械的性質に関するデータの調査」、JAERI-M 7948、(1978)
- (6) 古平、奥、鈴木、深谷：「VHTR圧力容器用 2 1/4Cr-1 Mo鋼の材料性能の現状」、JAERI-M 85-170、(1985)
- (7) 羽田、元木、馬場：“高温工学試験研究炉高温構造設計方針材料強度基準等の作成方法の検討”、JAERI-M 90-148、(1990)
- (8) M. Suzuki, K. Fukaya, T. Kodaira and T. Oku : "Temper and Neutron Irradiation Embrittlement in 2 1/4Cr-1 Mo Steels for Pressure Vessels of High-Temperature Gas-Cooled Reactor", Nuclear Technology, Vol. 66, 1984, pp. 619-629
- (9) M. Suzuki, K. Fukaya, T. Kodaira and T. Oku : "Effect of Microstructure and Thermal Aging on Neutron Irradiation Embrittlement of 2 1/4Cr-1 Mo Steel for a Nuclear Pressure Vessel", ASTM STP 956, 1987, pp. 98-110

- (10) Y. Nishiyama, K. Fukaya, M. Suzuki, T. Kodaira and T. Oku, : "Evaluation of Irradiation Embrittlement of 2 1/4Cr-1 Mo Steel in Terms of Elastic-Prastic Fracture Toughness", ASTM STP 1125, (1992), pp. 1287-1303
- (11) M. Suzuki, K. Fukaya, Y. Nishiyama and M. Eto: "DBTT Measurement by Use of Small Punch(SP) Test", JAERI-M 92-086, (1992)
- (12) Y. Nishiyama, K. Fukaya, M. Suzuki, M. Eto and T. Shoji: "Electrochemical Evaluation of Thermal Aging Embrittlement of 2 1/4Cr-1 Mo Steel for a Nuclear Pressure Vessel", ASTM STP-1204, (1993), pp. 16
- (13) Y. Nishiyama, K. Fukaya, M. Suzuki, M. Eto and T. Shoji: "Electrochemical monitoring of aging embrittlement of 2 1/4Cr-1 Mo steel for a gas-cooled reactor pressure boundary components", Theoretical and applied fracture mechanics, Vol. 21, (1994), pp. 51-57
- (14) 西: " HTTR原子炉圧力容器用 2 1/4Cr-1 Mo鋼の高温低サイクル疲労特性"、 JAERI-Research 94-031, (1994)
- (15) 奥、古平、深谷、鈴木、他 7 名: " 多目的高温ガス実験炉圧力容器用 2 1/4 Cr-1 Mo鋼の機械的性質に関する試験結果(I)"、 JAERI-memo 58-029, (1983)
- (16) S. CHI, M. SUZUKI et al.: "The Effect of Hold Time on Low Cycle Fatigue Behavior of 2 1/4Cr-1 Mo Steel", ISIJ International, Vol. 32(1992), No. 4, pp. 545-552
- (17) 近江、三村、石井、深谷、他 6 名: " 遠隔操作型高温疲労試験装置の開発"、 JAERI-Tech 96-005, (1996)
- (18) 日本機械学会: " 金属材料、疲労強度の設計資料 IV、低サイクル疲労強度" 日本機械学会、(1983)
- (19) S. Kocanda著、横堀武夫訳: " 金属疲労の解析と応用"、 現代工学社、(1981)
- (20) 大路、他: " 総合材料強度学講座 5、破壊強度学"、 オーム社、(1985)、 pp. 186

Table 1 Chemical composition and heat treatment of the steel used.

(wt%)							
C	Si	Mn	P	S	Cr		Mo
0.13	0.10	0.55	0.005	0.004	2.44		1.05
0.04	0.02	0.006	0.0011	0.002	<0.001	0.004	0.0001
Ni	Cu	V	Sb	As	Sn	Co	B
0.04	0.02	0.006	0.0011	0.002	<0.001	0.004	0.0001
						Ti	N
						0.001	0.0031
						O	
						0.0023	

Heat treatment

Normalized : 920°C × 6.5 hour (AC)

Tempered : 660°C × 6.5 hour (AC)

Stress relieving : 685~695°C × 20 hour (FC)

Table 2 Specifications of the post-irradiation fatigue testing machine.

Type of the testing machine	Servohydraulic fatigue testing machine
Capacity of actuator	100 kN
Operating pressure of actuator	28 MPa
Accuracy of load measurement	F.S. $\pm 0.5\%$
Measurement apparatus of extension	Extensometer
Accuracy of extension measurement	F.S. $\pm 1.0\%$
Frequency	<100 Hz
Stroke	± 50 mm
Test temperature	< 900 °C
Accuracy of temperature control	$\pm 2^\circ\text{C}$
Atmosphere	In a vacuum or inert gas
Degree of vacuum	10^{-4} Pa

Table 3-(a) Low cycle fatigue test results of the fatigue specimen without flange.

(Test temperature : 450 °C)

Test conditions	Irradiated or unirradiated	Fatigue life (Nf) [Cycle]	Plastic strain range at half of Nf [%] $\Delta\epsilon_p$ (1/2Nf)	Elastic strain range at half of Nf [%] $\Delta\epsilon_e$ (1/2Nf)
Control strain range ($\Delta\epsilon_v$) = 1.5% (10 min tension hold test)	Unirradiated	1590	1.200	0.300
Control strain range ($\Delta\epsilon_v$) = 1.5% (No hold test)	Unirradiated	2705	1.176	0.324
Control strain range ($\Delta\epsilon_v$) = 1.0% (No hold test)	Unirradiated	3754	0.720	0.280
Control strain range ($\Delta\epsilon_v$) = 0.75% (No hold test)	Unirradiated	14443	0.479	0.271
Control strain range ($\Delta\epsilon_v$) = 1.5% (10 min tension hold test)	Irradiated	1010	1.195	0.305
Control strain range ($\Delta\epsilon_v$) = 1.5% (No hold test)	Irradiated	2497	1.170	0.330
Control strain range ($\Delta\epsilon_v$) = 0.75% (No hold test)	Irradiated	12595	0.461	0.289

Table 3-(b) Low cycle fatigue test results of the fatigue specimen without flange.
 (Test temperature : 450 °C)

Test conditions	Irradiated or unirradiated	Fatigue life (Nf) [Cycle]	Plastic strain range at half of Nf [%] $\Delta\varepsilon_p$ (1/2Nf)	Elastic strain range at half of Nf [%] $\Delta\varepsilon_e$ (1/2Nf)
Control strain range ($\Delta\varepsilon_i$) = 1.5% (No hold test)	Unirradiated	2100	1.098	0.402
Control strain range ($\Delta\varepsilon_i$) = 1.2% (No hold test)	Unirradiated	3900	0.813	0.387
Control strain range ($\Delta\varepsilon_i$) = 1.0% (No hold test)	Unirradiated	7300	0.625	0.375
Control strain range ($\Delta\varepsilon_i$) = 1.0% (No hold test)	Unirradiated	9000	0.632	0.368
Control strain range ($\Delta\varepsilon_i$) = 0.75% (No hold test)	Unirradiated	15600	0.396	0.354

Table 4-(a) Low cycle fatigue test results of the fatigue specimen with flange.

(Test temperature : 450 °C)

Test conditions	Irradiated or unirradiated	Fatigue life (Nf) [Cycle]	Plastic strain range at half of Nf [%] $\Delta\epsilon_p$ (1/2Nf)	Elastic strain range at half of Nf [%] $\Delta\epsilon_e$ (1/2Nf)
Control strain range ($\Delta\epsilon_i$) = 1.5% (No hold test)	Unirradiated	1073	1.151	0.349
Control strain range ($\Delta\epsilon_i$) = 1.0% (No hold test)	Unirradiated	3079	0.674	0.326
Control strain range ($\Delta\epsilon_i$) = 0.8% (No hold test)	Unirradiated	5163	0.492	0.308
Control strain range ($\Delta\epsilon_i$) = 1.5% (No hold test)	Irradiated	789	1.133	0.367
Control strain range ($\Delta\epsilon_i$) = 1.0% (No hold test)	Irradiated	2043	0.665	0.335
Control strain range ($\Delta\epsilon_i$) = 0.8% (No hold test)	Irradiated	3468	0.487	0.313

Table 4-(b) Low cycle fatigue test results of the fatigue specimen with flange.

(Test temperature : 450 °C)

Test conditions	Irradiated or unirradiated	Fatigue life (Nf) [Cycle]	Plastic strain range at half of Nf [%]		Elastic strain range at half of Nf [%] $\Delta\epsilon_s$ (1/2Nf)
			$\Delta\epsilon_p$ (1/2Nf)	$\Delta\epsilon_s$ (1/2Nf)	
Control strain range ($\Delta\epsilon_r$) = 1.5% (No hold test)	Unirradiated	1100	1.110		0.390
Control strain range ($\Delta\epsilon_r$) = 1.2% (No hold test)	Unirradiated	2200	0.805		0.395
Control strain range ($\Delta\epsilon_r$) = 1.0% (No hold test)	Unirradiated	4450	0.615		0.385
Control strain range ($\Delta\epsilon_r$) = 0.75% (No hold test)	Unirradiated	5200	0.379		0.371

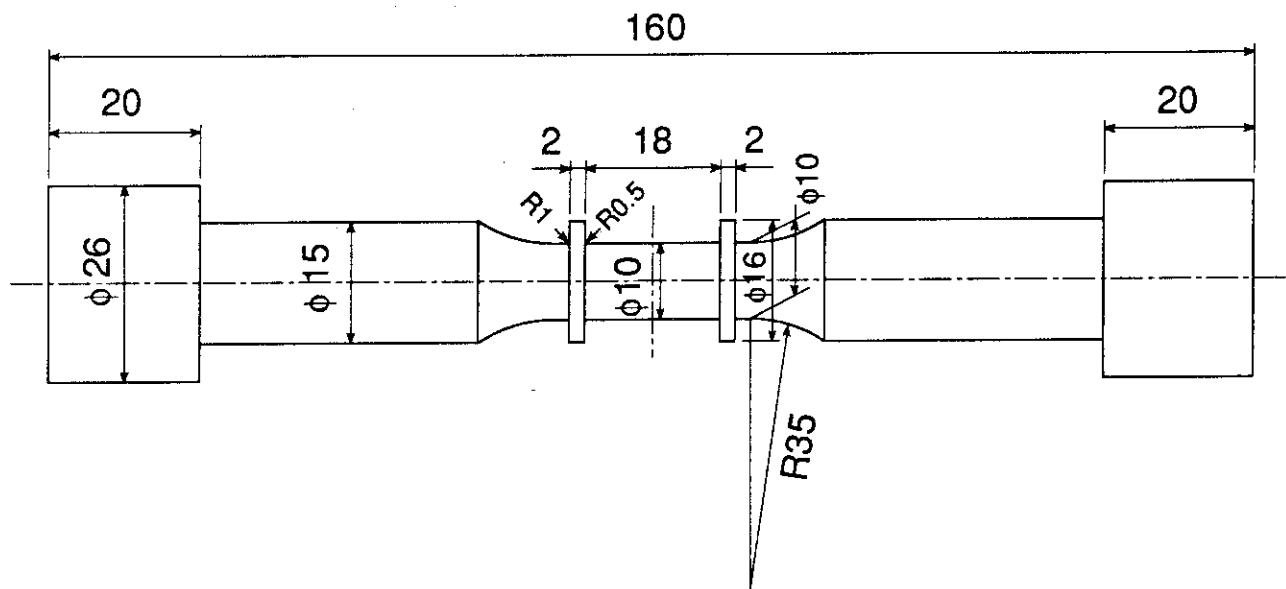


Fig.1-(a) Configuration of fatigue test specimen with flange.

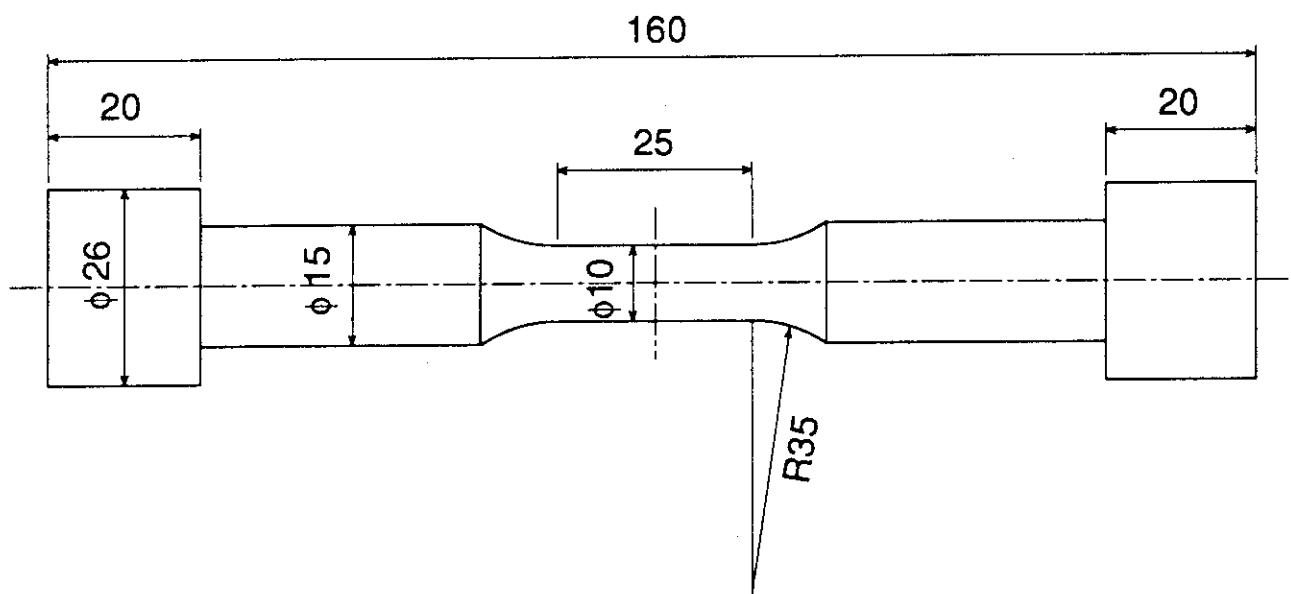


Fig.1-(b) Configuration of fatigue test specimen without flange.

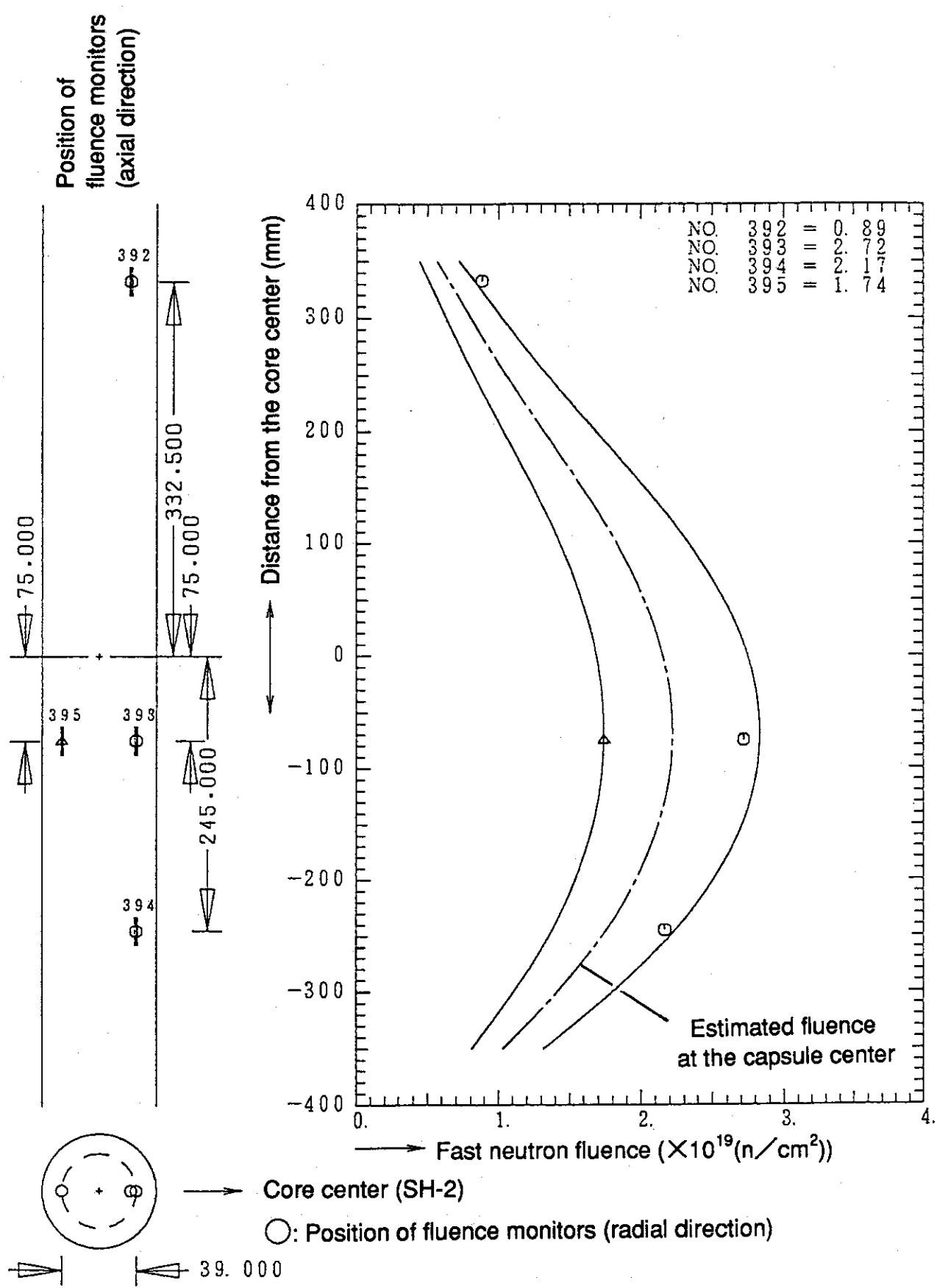


Fig.2 Fast neutron fluence along the axial direction of the 88M-3A capsule

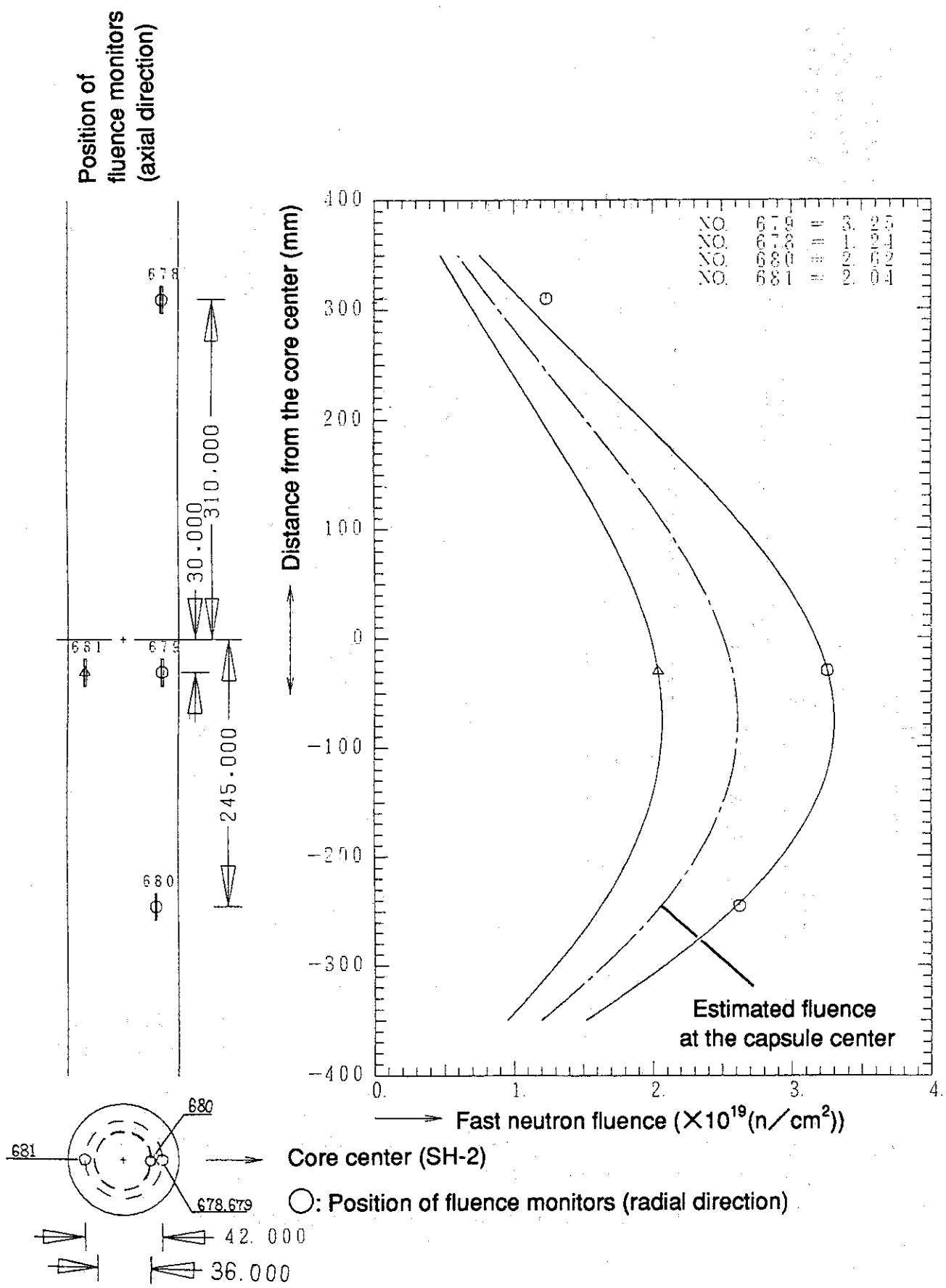


Fig.3 Fast neutron fluence along the axial direction of the 90M-6A capsule

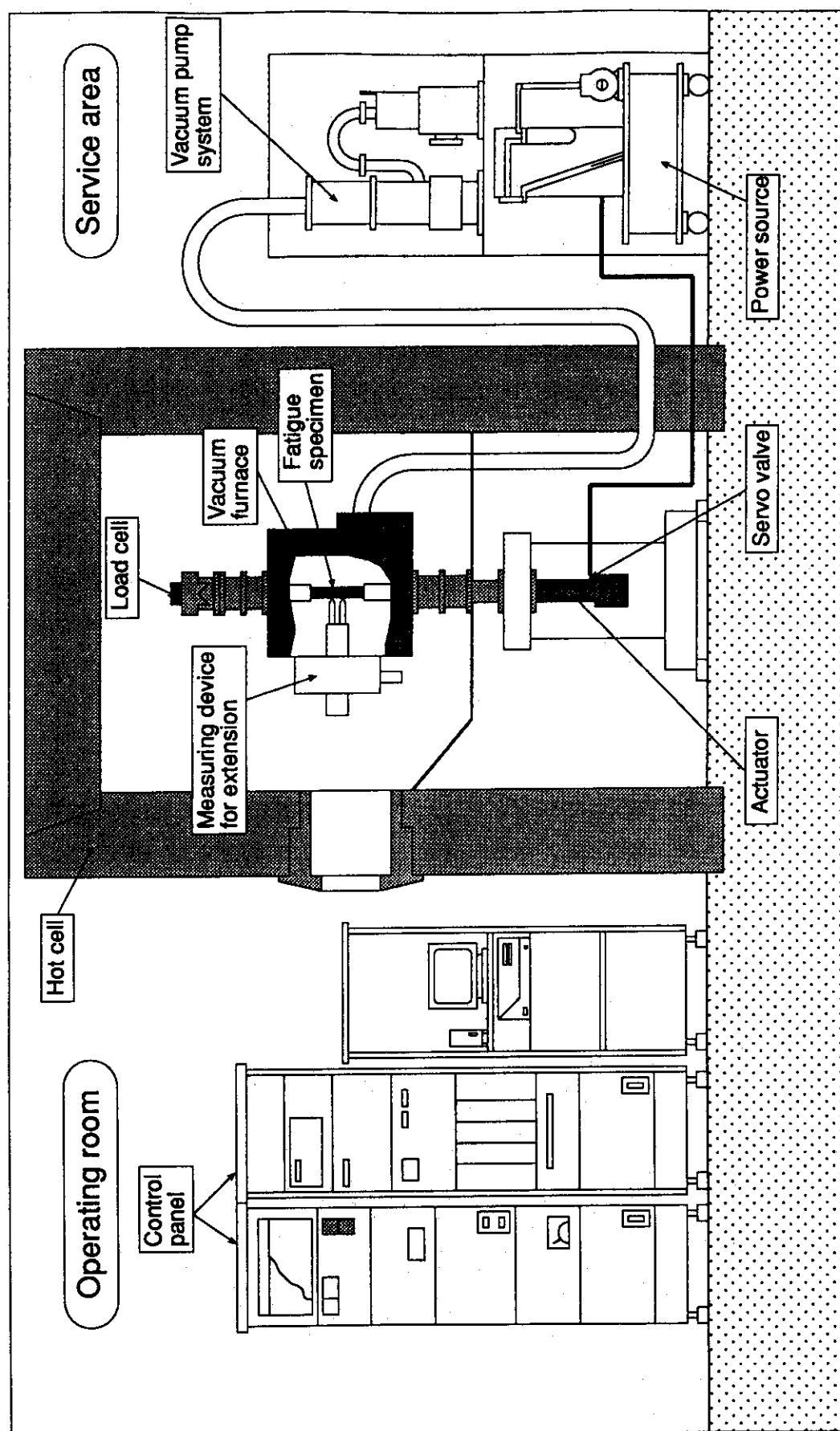


Fig.4 Schematic diagram of the post-irradiation fatigue testing machine.

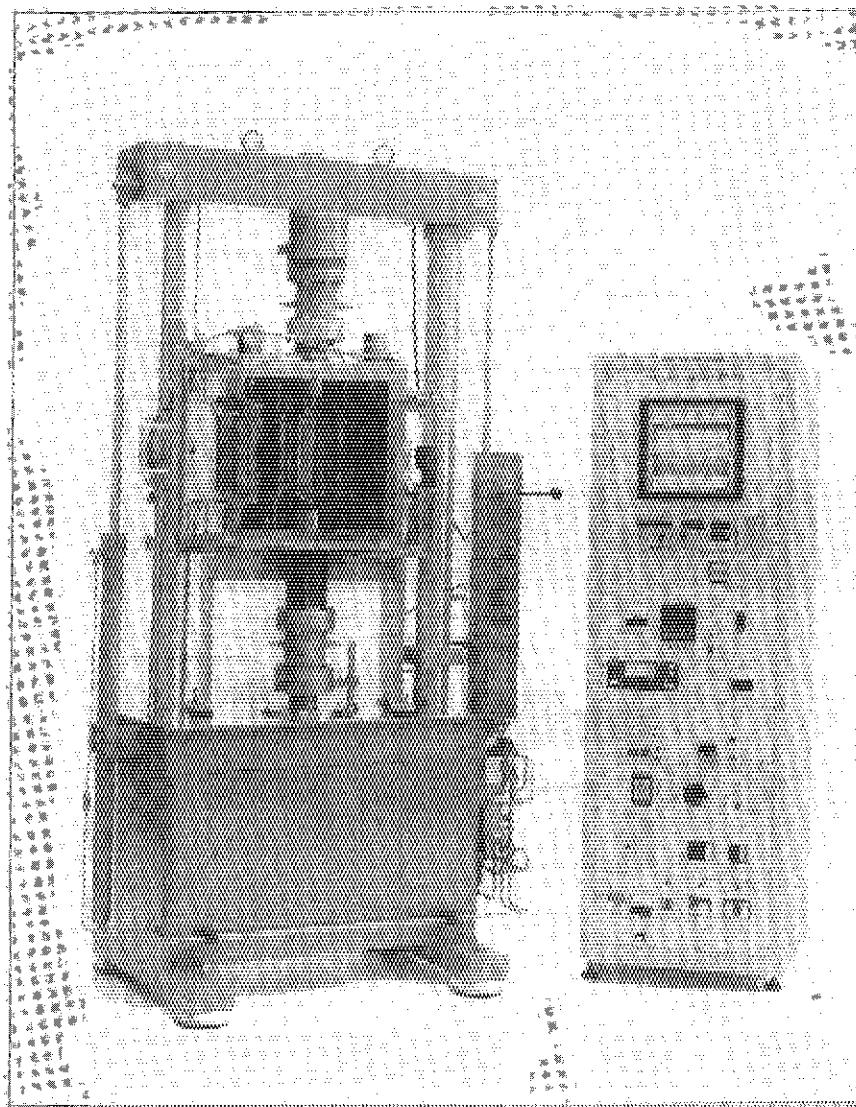


Fig.5 Photograph of the post-irradiation fatigue testing machine.

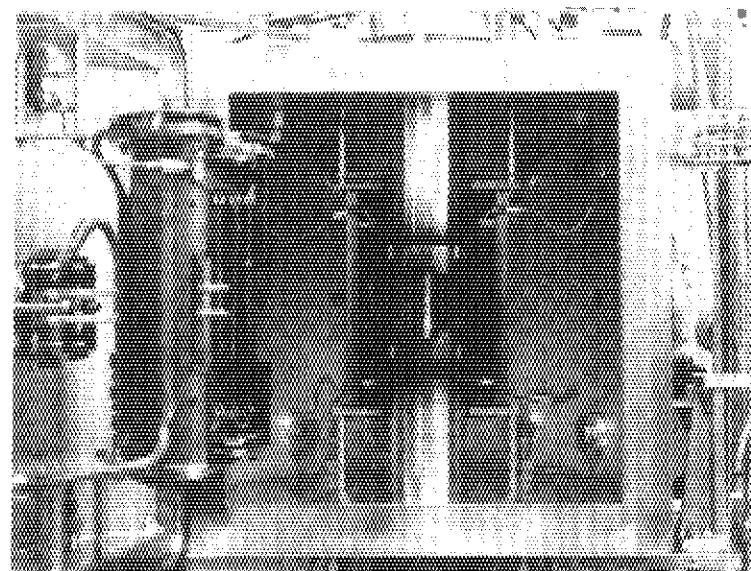


Fig.6 Photograph of the internal view of the vacuum furnace.

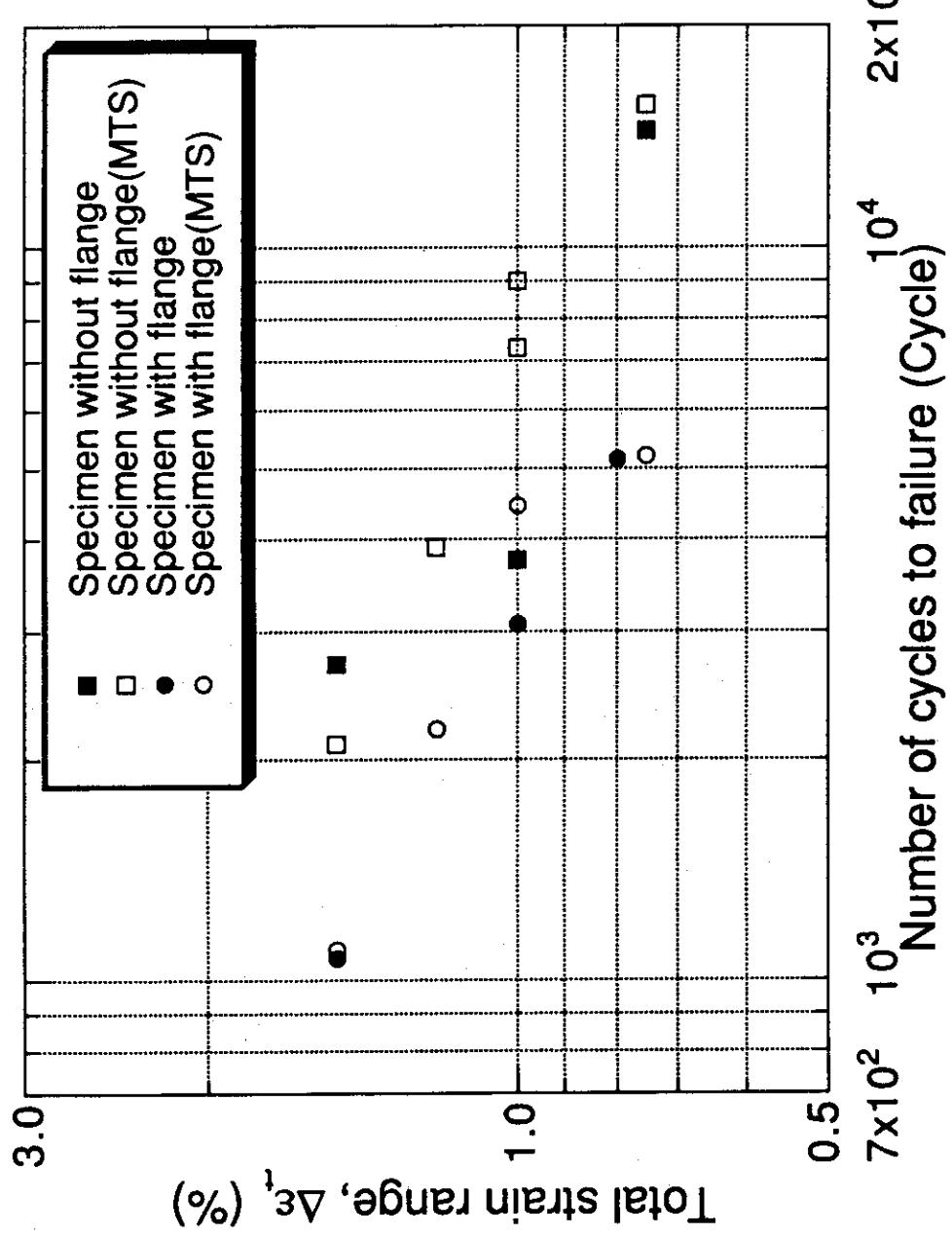


Fig.7 Low cycle fatigue test results of the unirradiated 2 1/4Cr-1Mo steel.

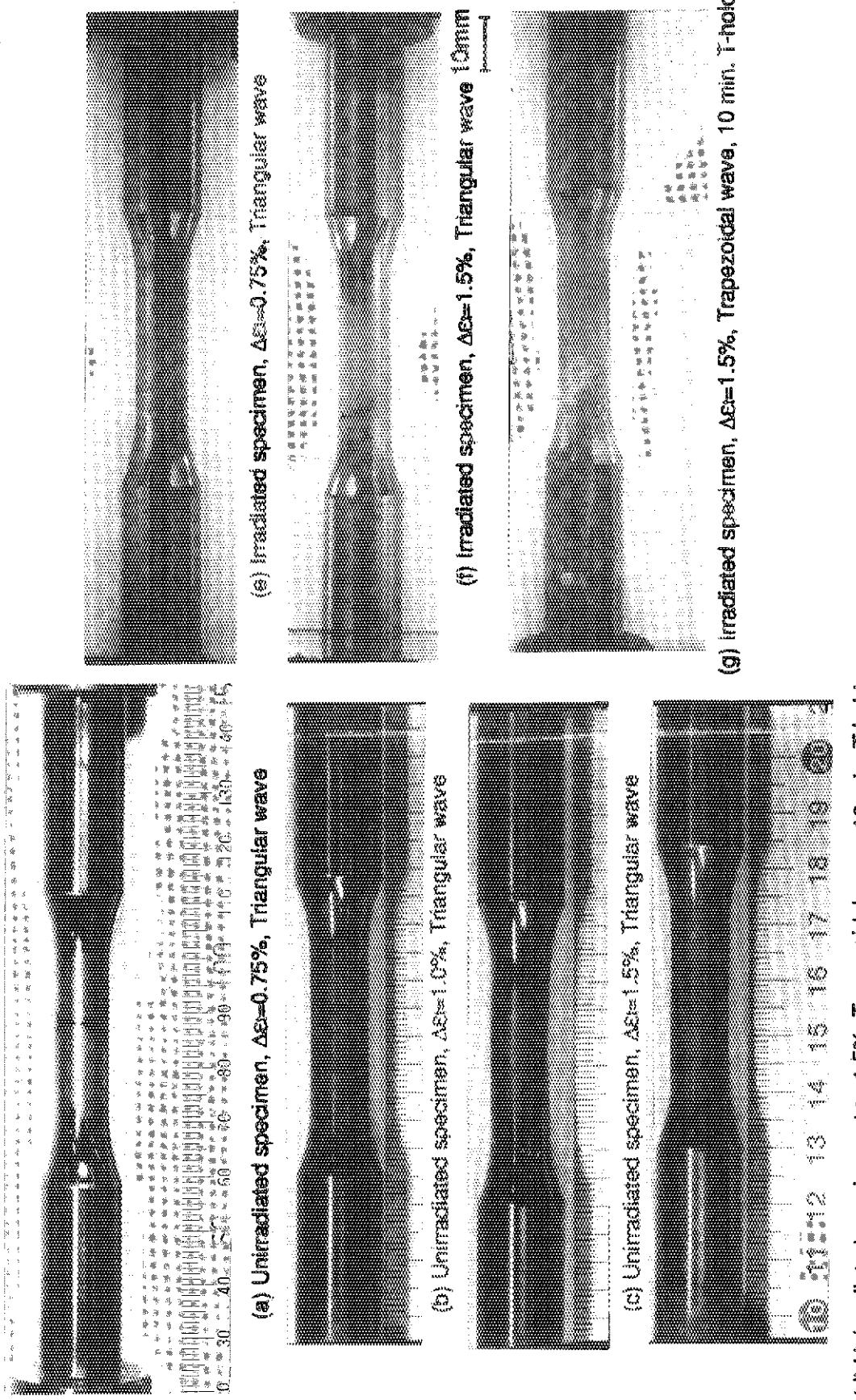


Fig.8 Macroscopic views of fatigue tested specimens. (Test temperature = 450 °C)

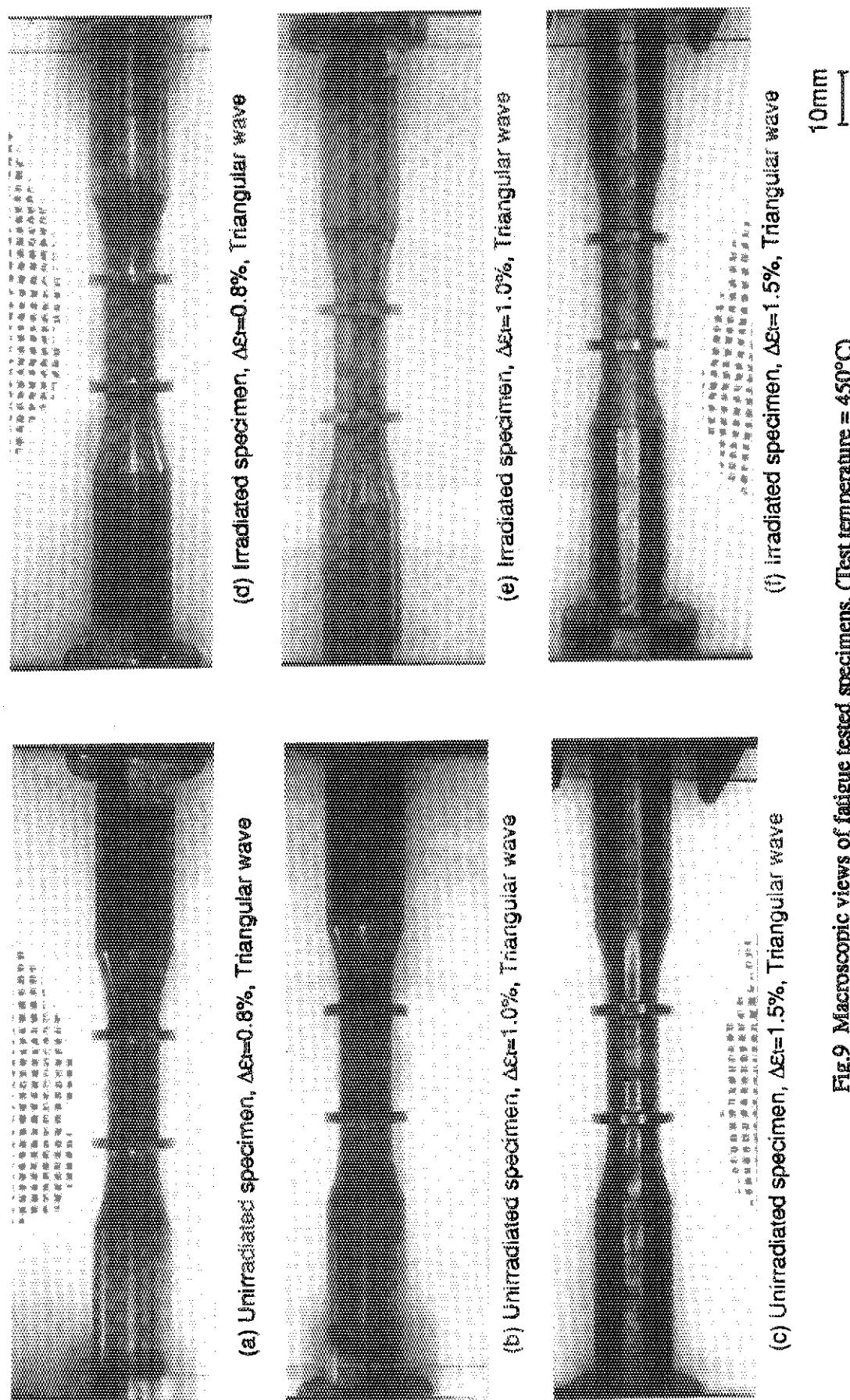


Fig.9 Macroscopic views of fatigue tested specimens. (Test temperature = 450°C)

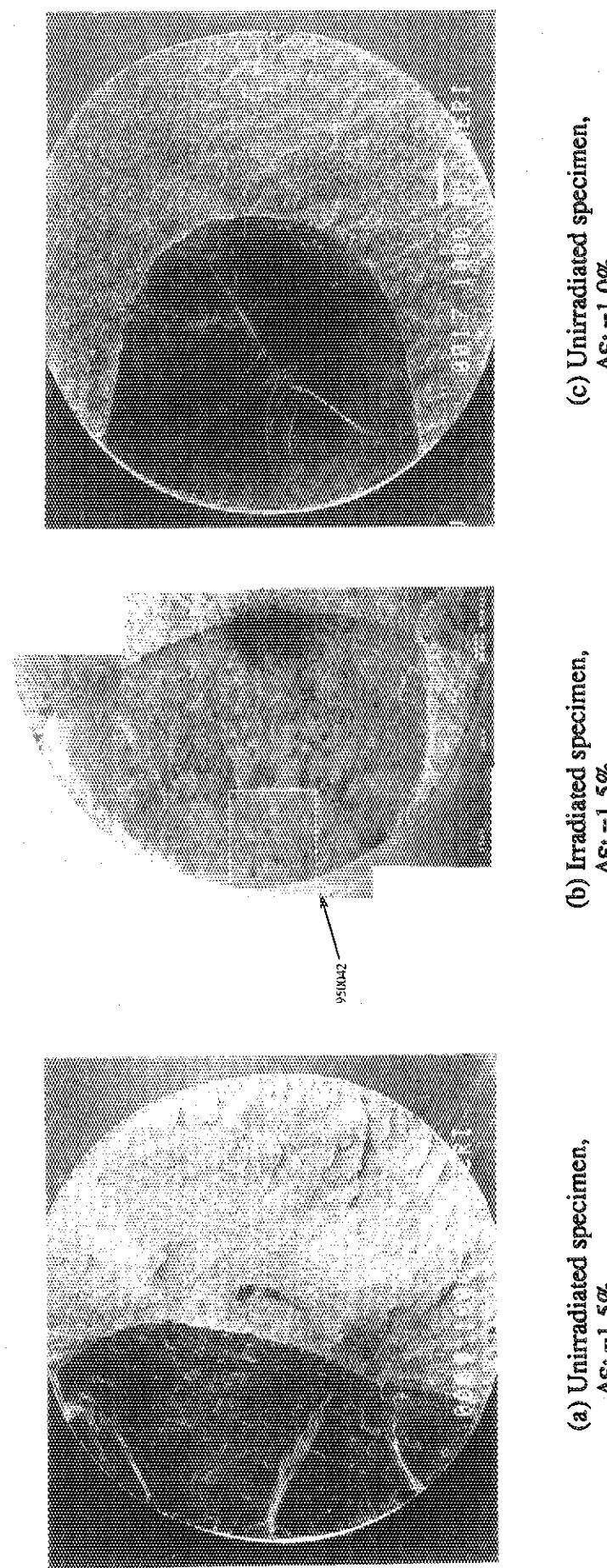
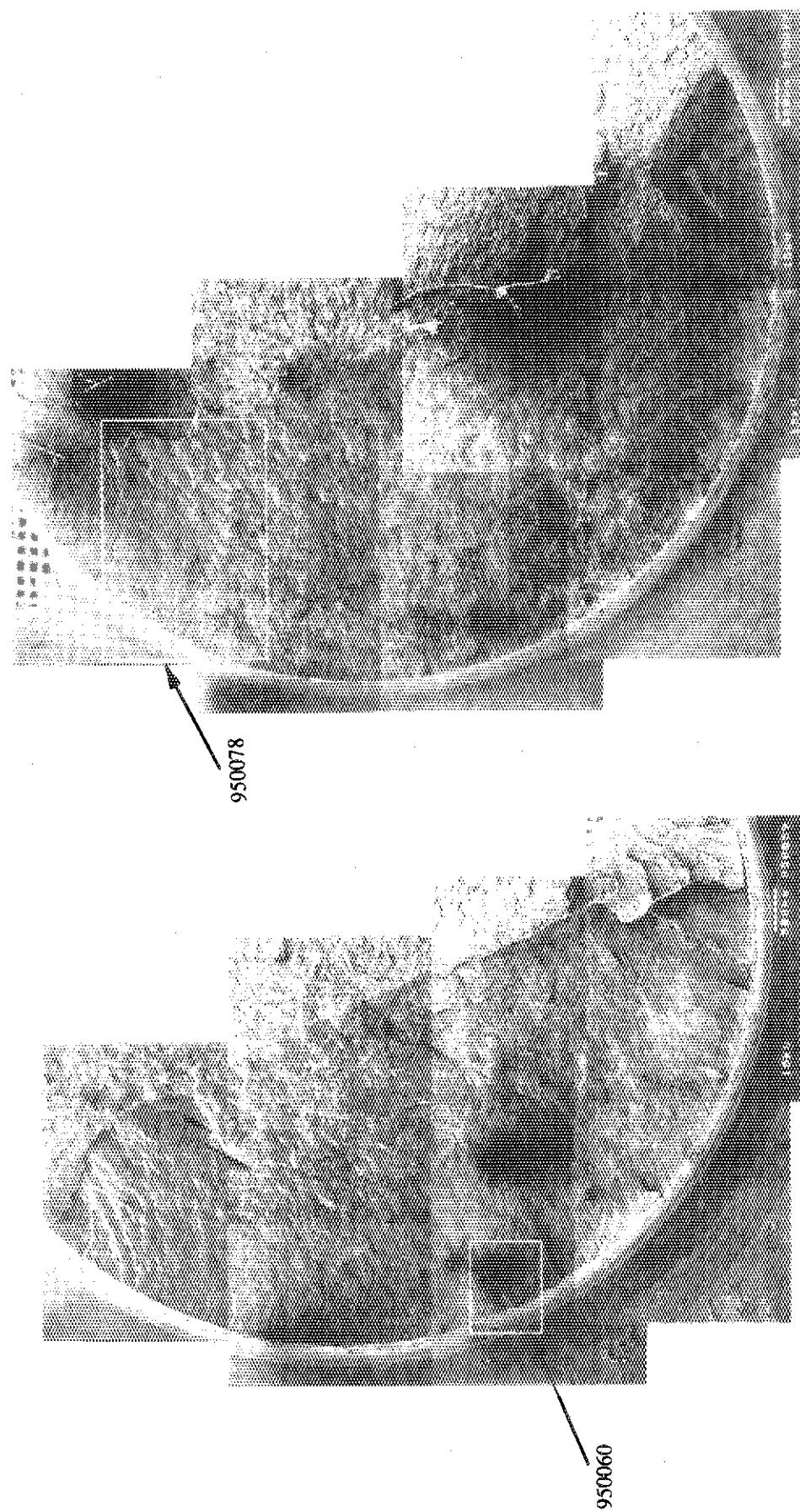


Fig.10 SEM photographs showing fracture surface of fatigue tested specimens.



(a) Unirradiated specimen, $\Delta\epsilon_t = 1.5\%$.
(b) Irradiated specimen, $\Delta\epsilon_t = 1.5\%$.

Fig.11 SEM photographs showing fracture surface of fatigue tested specimens.

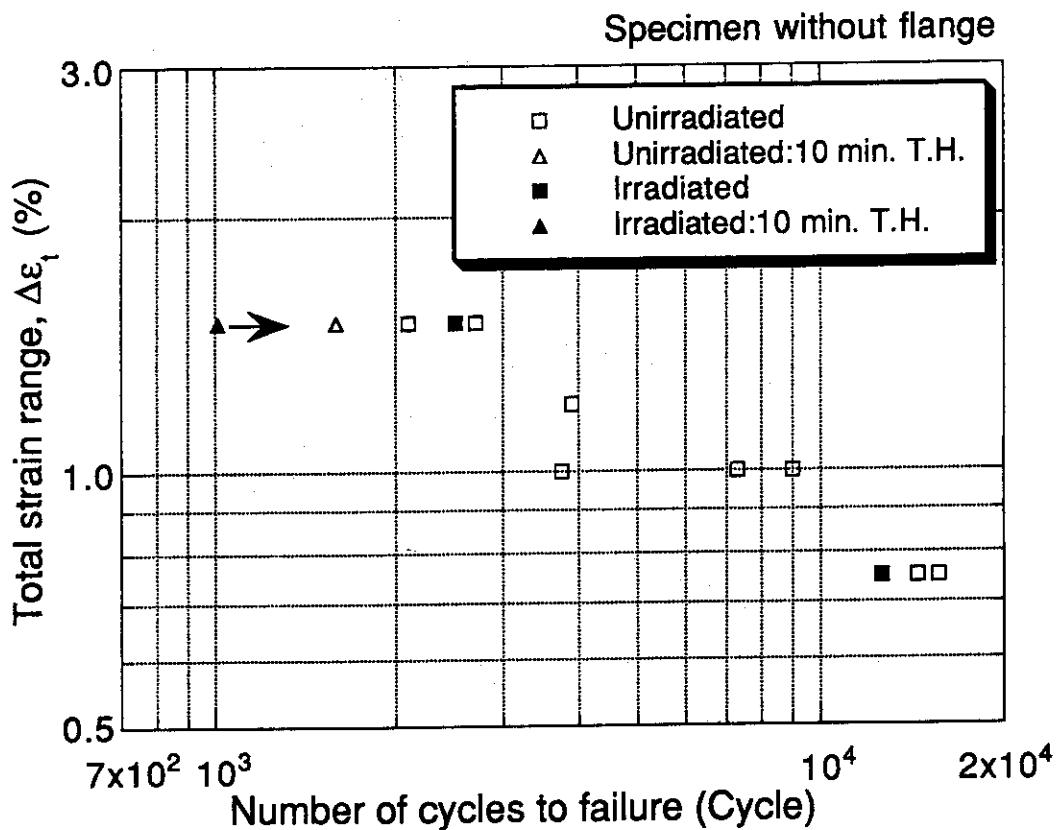


Fig.12 Low cycle fatigue test results of the irradiated and unirradiated specimens without flange.

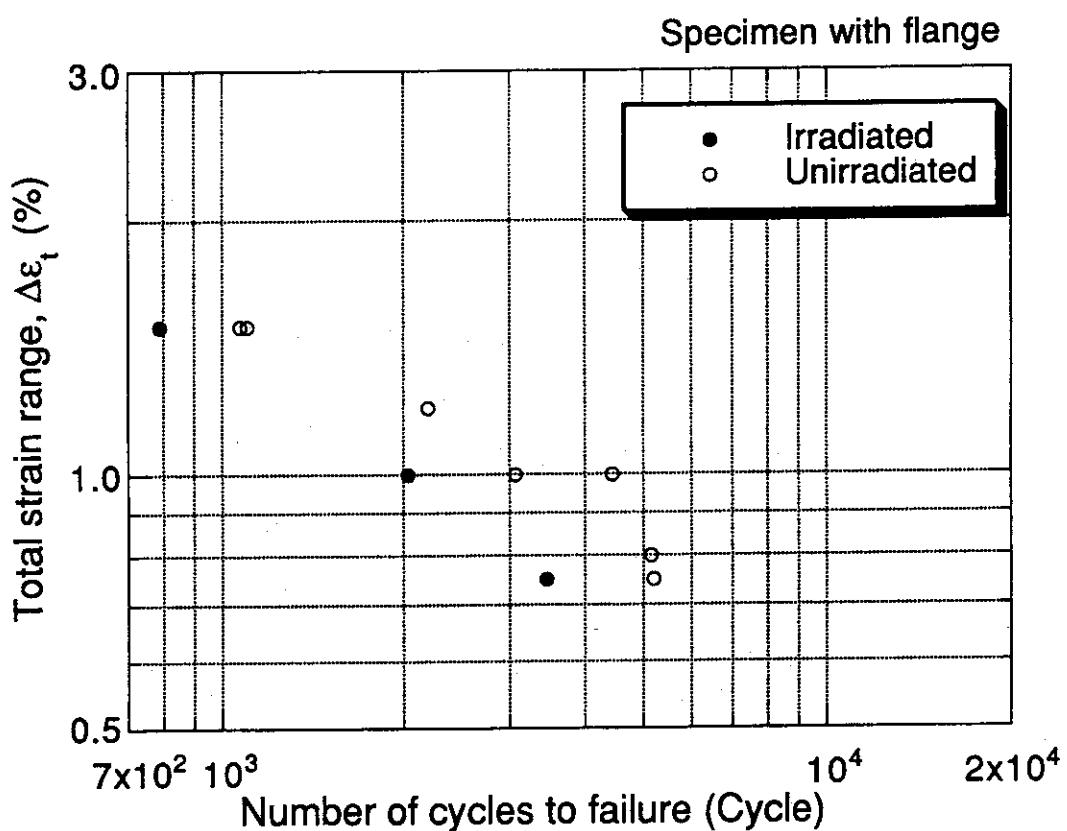


Fig.13 Low cycle fatigue test results of the irradiated and unirradiated specimens with flange.

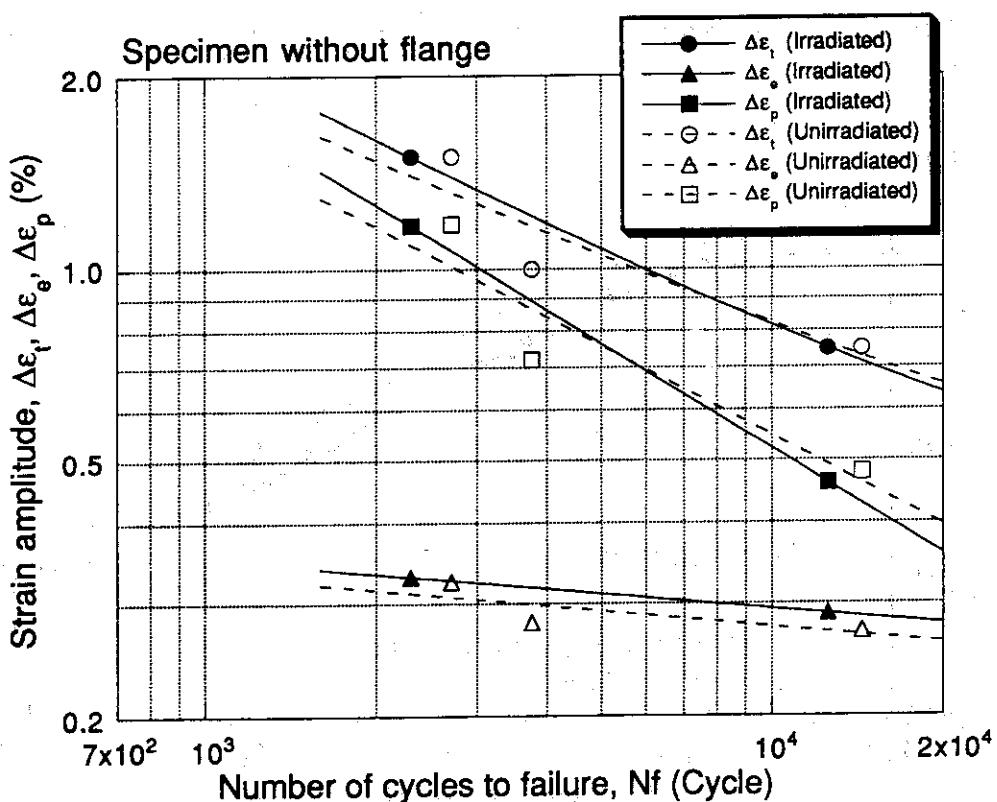


Fig.14 Variation of the total strain range($\Delta\epsilon_t$), elastic strain range($\Delta\epsilon_e$) and plastic strain range($\Delta\epsilon_p$) with the number of cycles to failure for the fatigue specimen without flange.

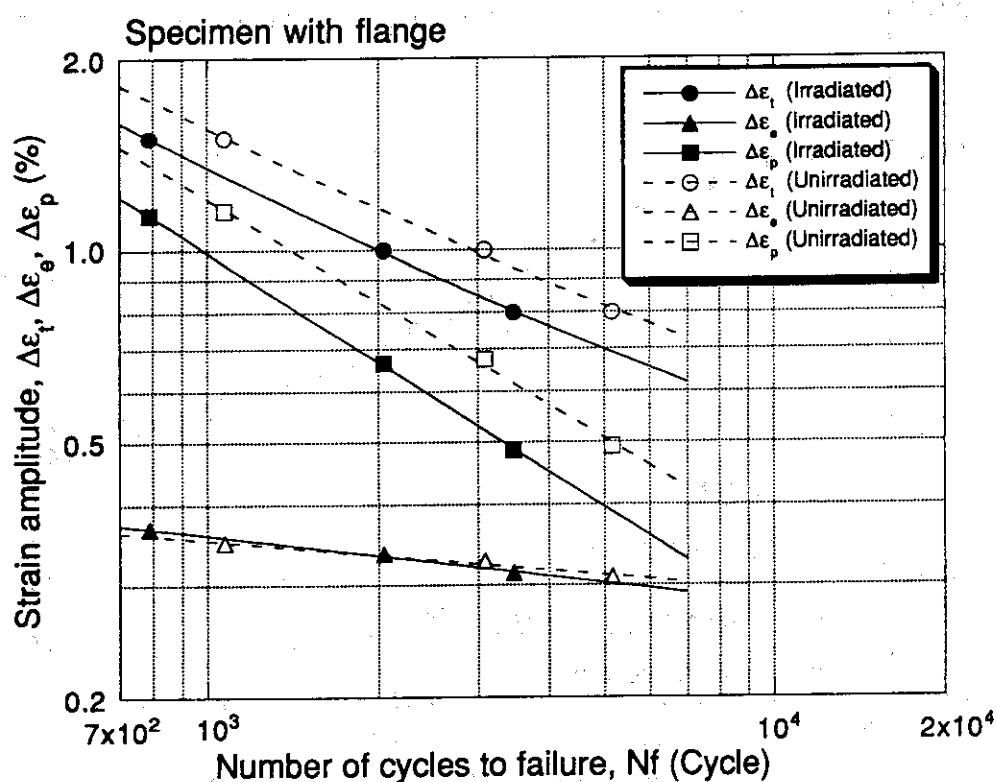


Fig.15 Variation of the total strain range($\Delta\epsilon_t$), elastic strain range($\Delta\epsilon_e$) and plastic strain range($\Delta\epsilon_p$) with the number of cycles to failure for the fatigue specimen with flange.

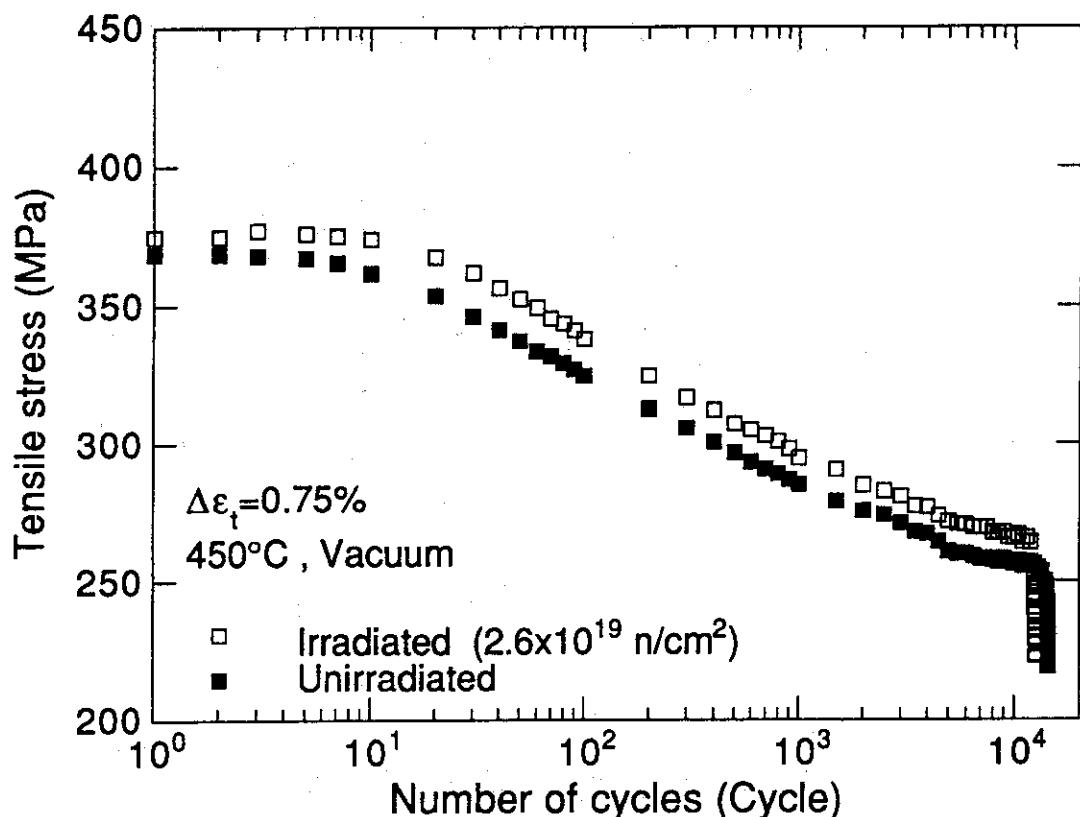


Fig.16 Effect of the neutron irradiation on the cyclic softening behavior.

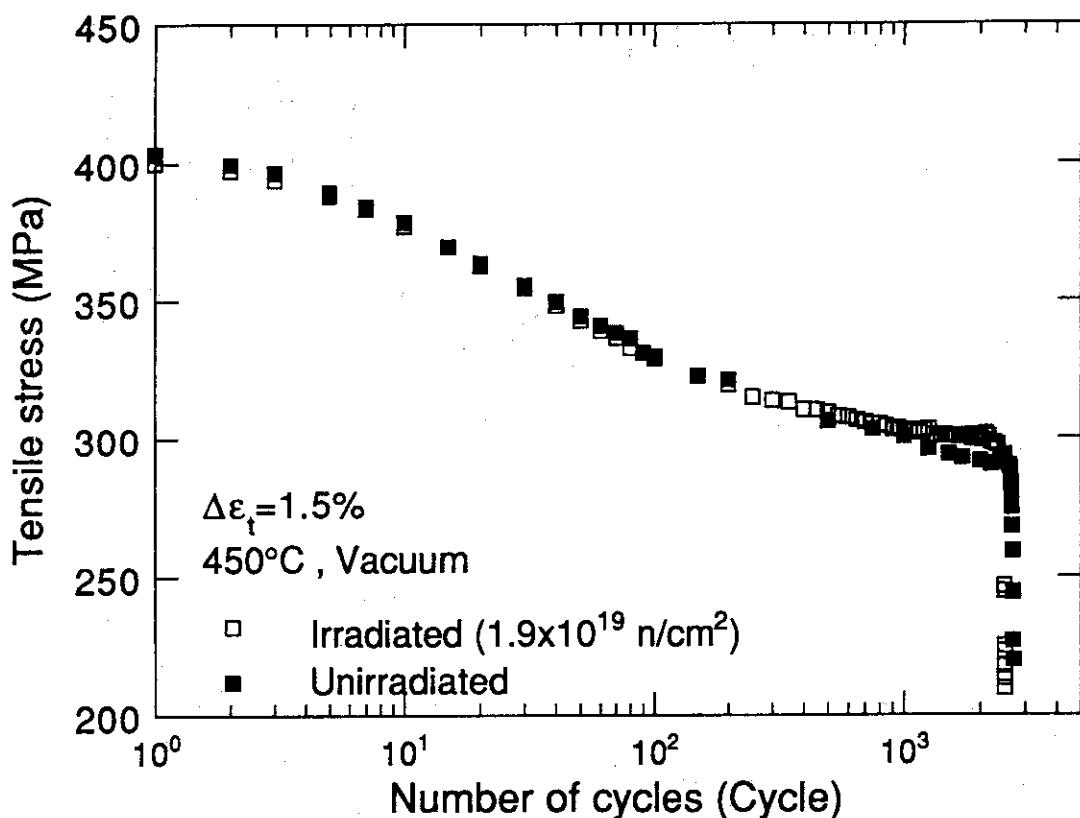


Fig.17 Effect of the neutron irradiation on the cyclic softening behavior.

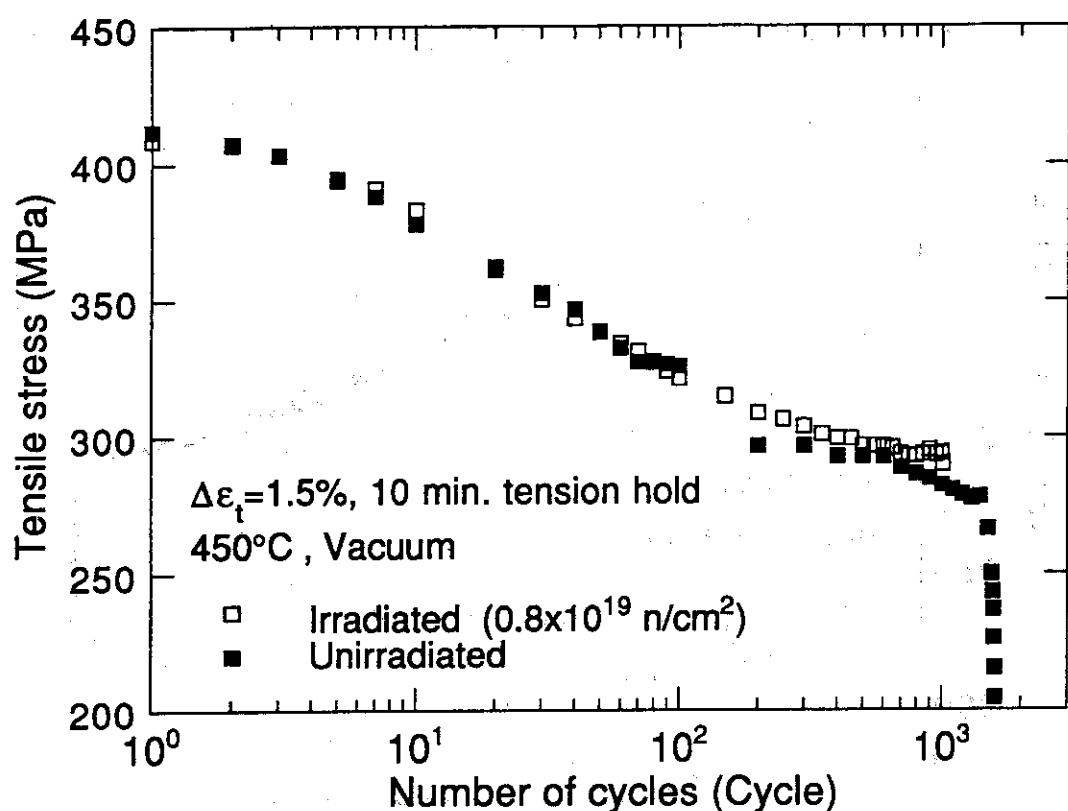


Fig.18 Effect of the neutron irradiation on the cyclic softening behavior.

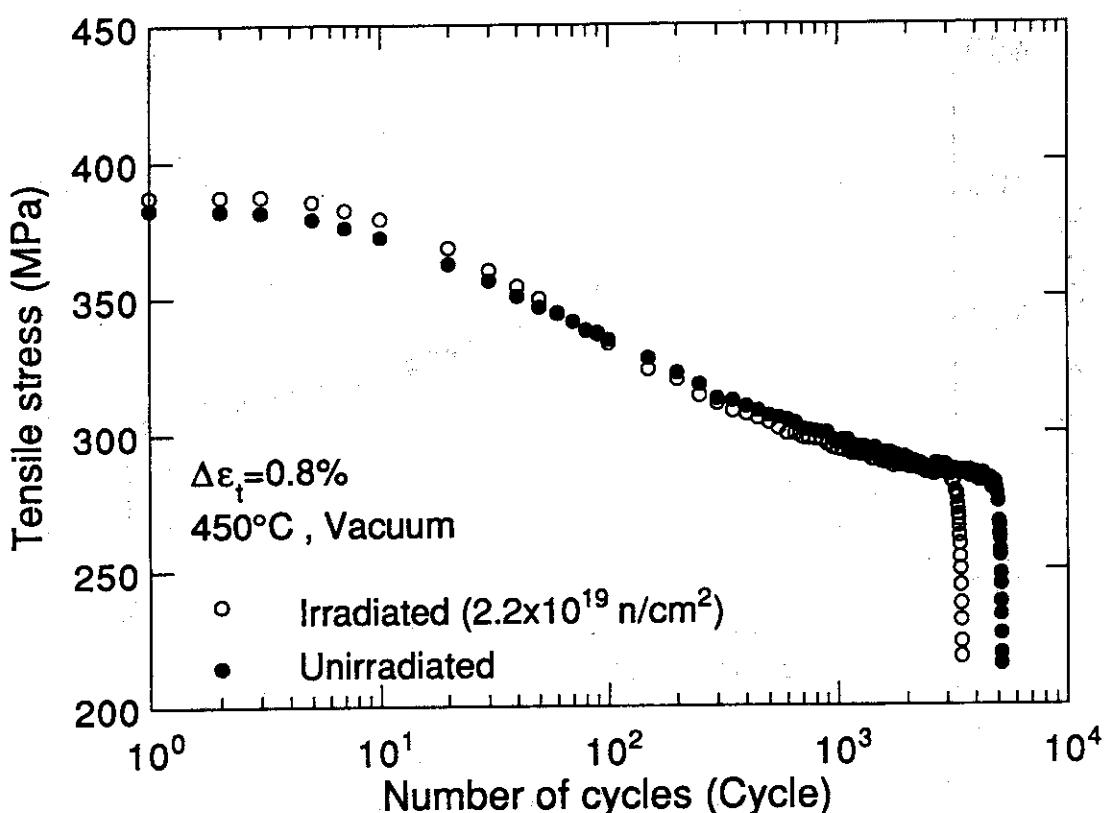


Fig.19 Effect of the neutron irradiation on the cyclic softening behavior.

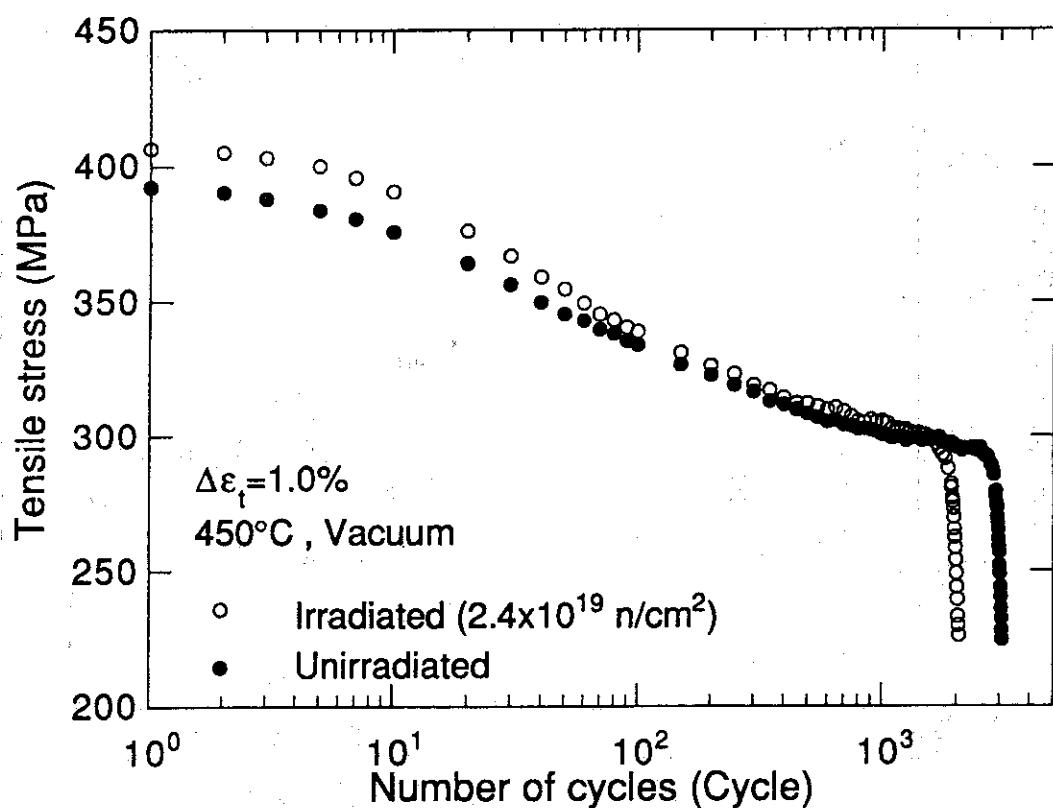


Fig.20 Effect of the neutron irradiation on the cyclic softening behavior.

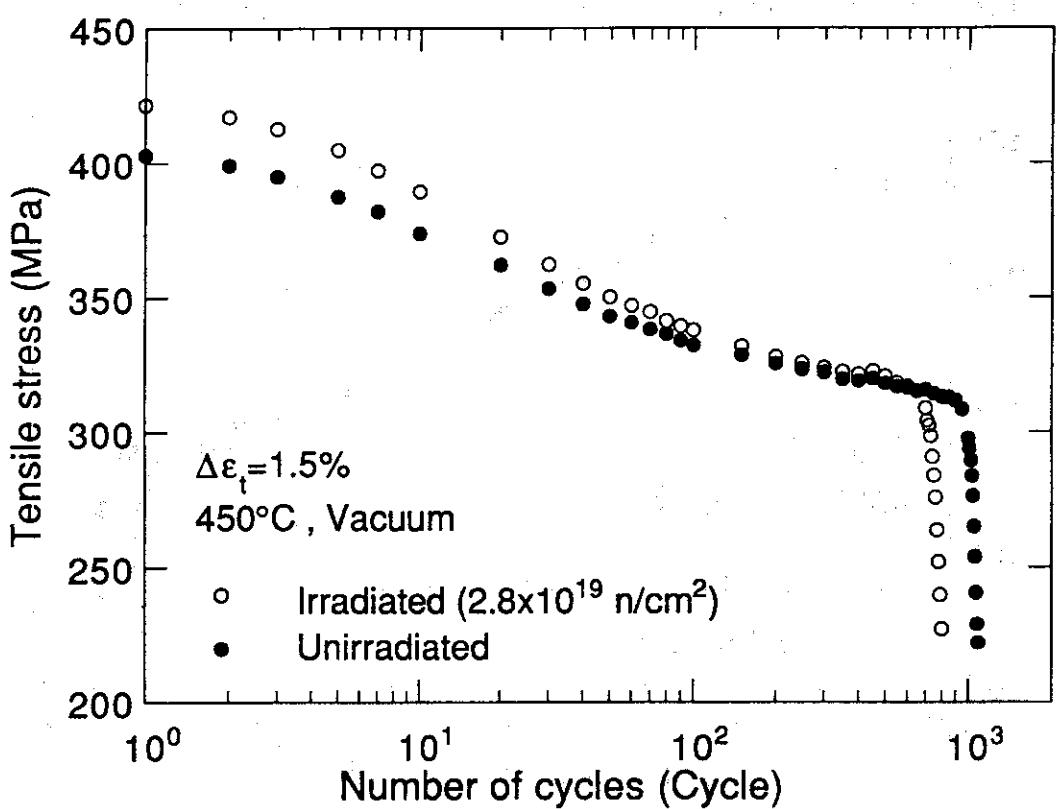


Fig.21 Effect of the neutron irradiation on the cyclic softening behavior.

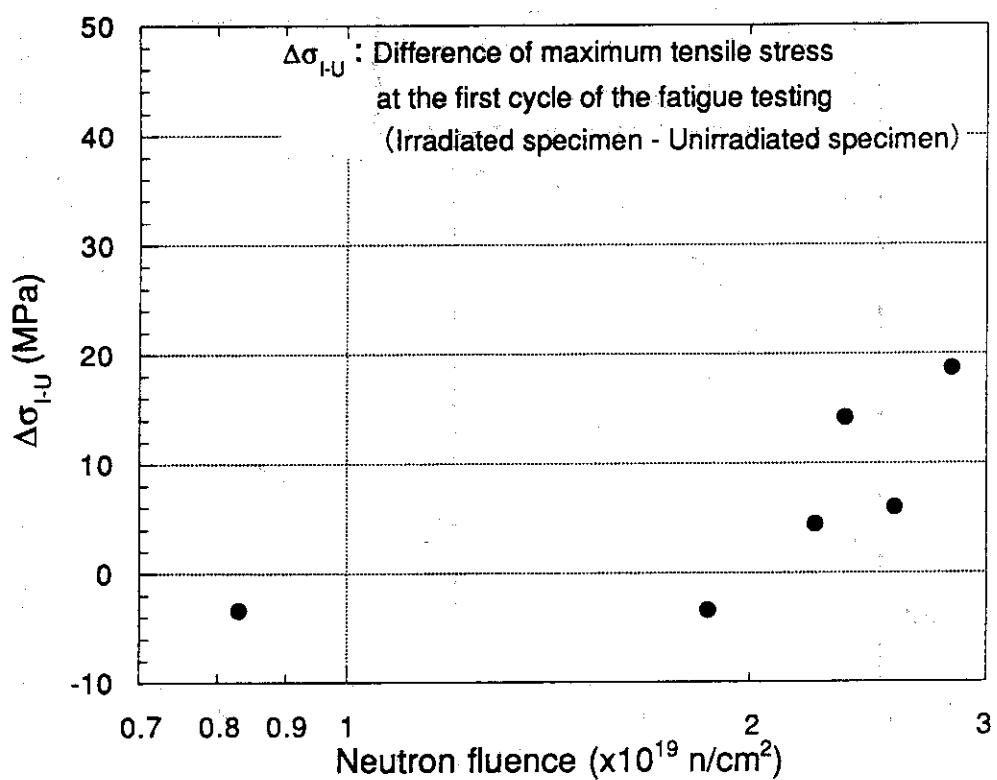


Fig.22 Difference of maximum tensile stress between the irradiated and unirradiated specimen at the first cycle of the fatigue testing.

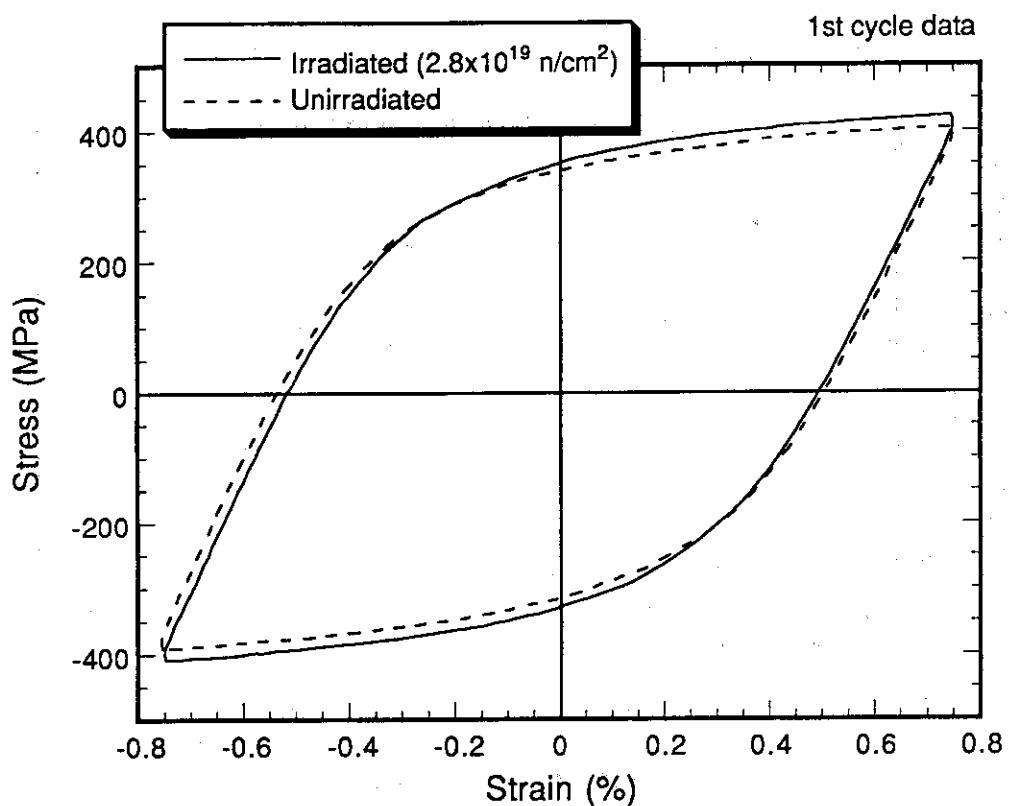


Fig.23 Stress-Strain hysteresis loops at the first cycle of the cyclic fatigue test for the irradiated and unirradiated specimens.

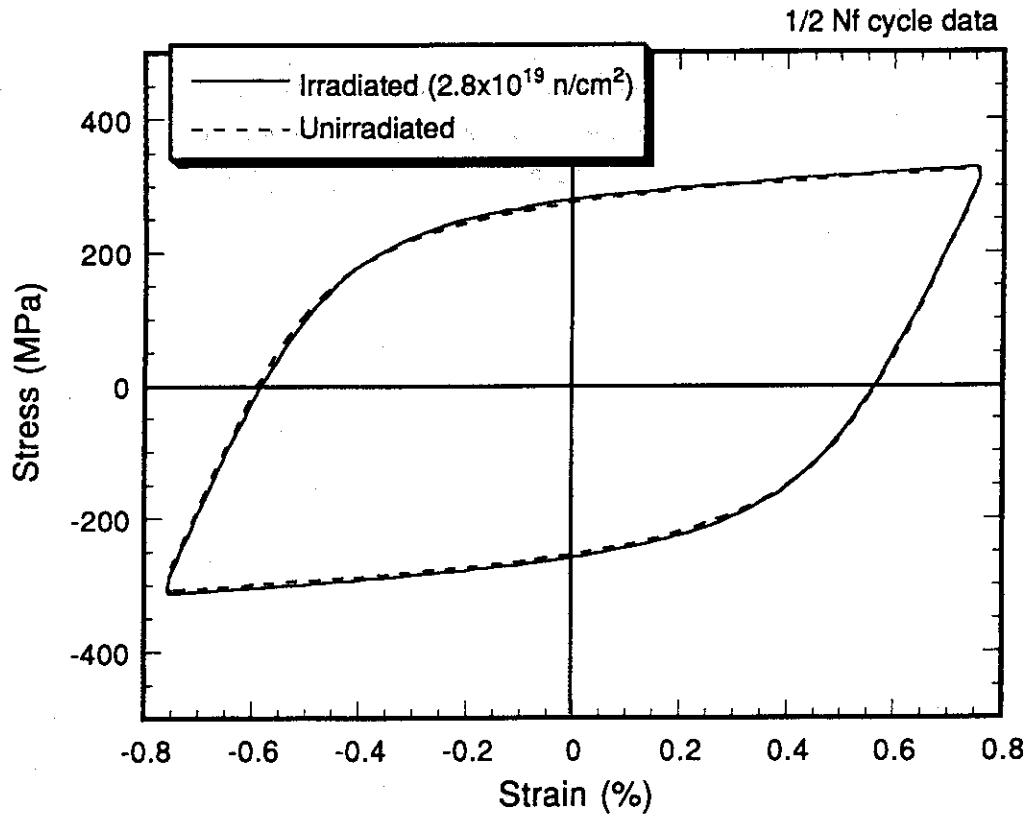


Fig.24 Stress-Strain hysteresis loops at the $1/2N_f$ cycle of the cyclic fatigue test for the irradiated and unirradiated specimens.

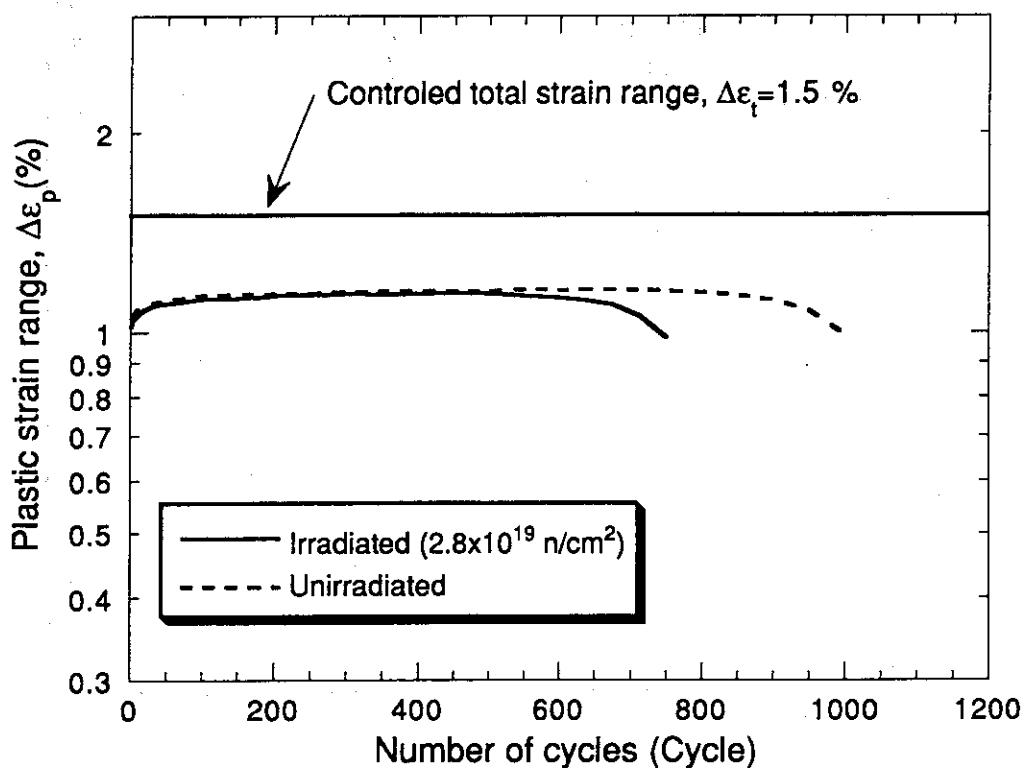


Fig.25 Variation of the plastic strain range during the cyclic fatigue testing for the irradiated and unirradiated specimens.

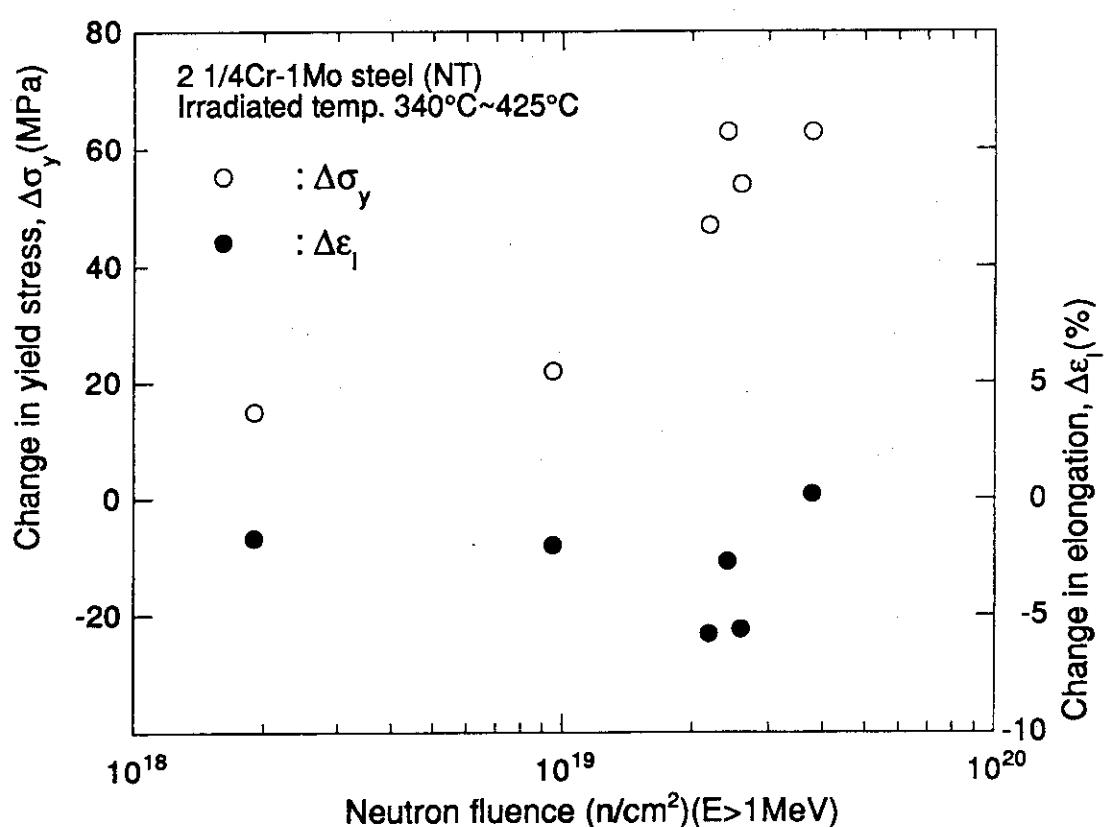


Fig.26 Change in tensile properties of the 2 1/4Cr-1Mo steel as a function of neutron fluence .

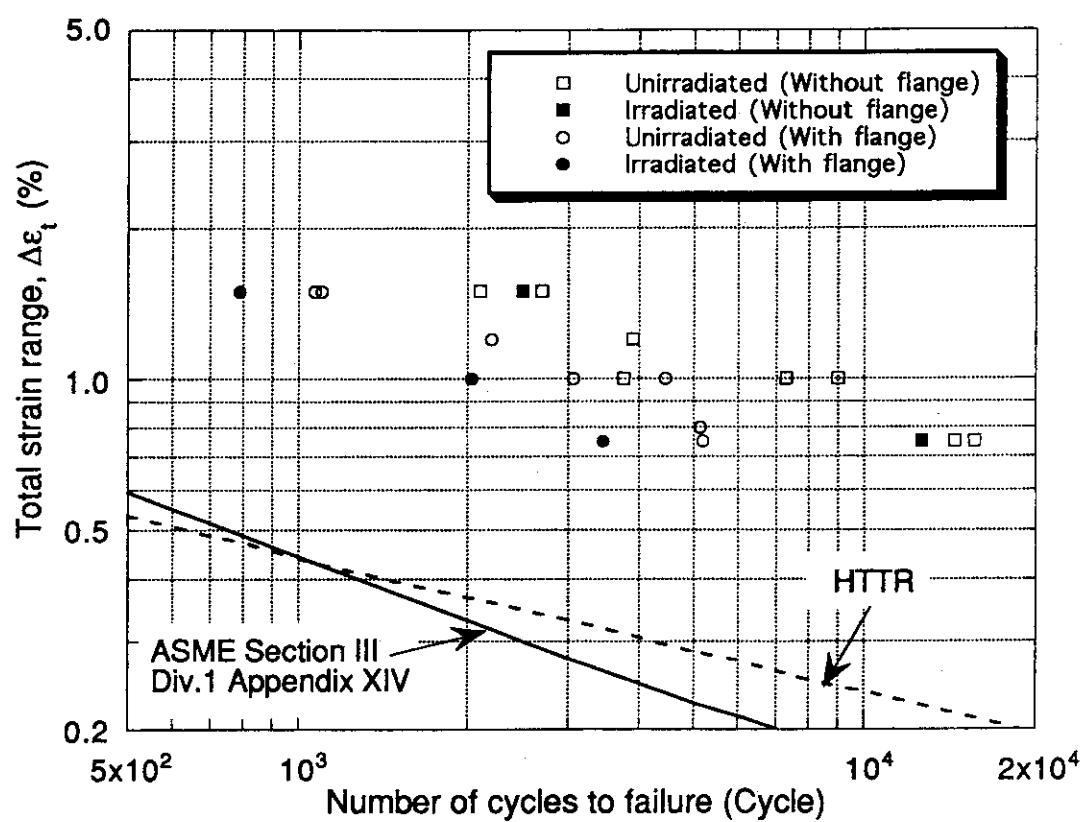


Fig.27 Comparison of low cycle fatigue test results with the design fatigue curves.