

JAERI - M
89-108

Ni-Cr-W系超耐熱合金のHTGRヘリウム中
における高温疲労特性の改良法の検討

1989年8月

辻 宏和・中島 甫

JAERI-M 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。
入手の問合わせは、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、お申しこしてください。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。

JAERI-M reports are issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun,
Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1989

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 山田軽印刷所

Ni-Cr-W系超耐熱合金のHTGRヘリウム中における
高温疲労特性の改良法の検討

日本原子力研究所東海研究所燃料・材料工学部

辻 宏和・中島 甫

(1989年7月28日受理)

2 ヒートのNi-Cr-W系超耐熱合金——即ち、SSS 113M合金及び耐食性改良のためにその合金にMn, Siを添加し、Ti添加量を減らした合金——を供試材料として、高温ガス炉の一次冷却材を模擬したヘリウム中で一連の高温低サイクル疲労試験を行った。供試材料には、溶体化処理及び α_2 -W相の結晶粒界への優先析出処理という2種類の熱処理を施した。この試験でNi-Cr-W系超耐熱合金のHTGRヘリウム中における高温疲労特性の改良法について検討した。得られた結果は以下の通りである。

- (1) 結晶粒界に α_2 -W相を優先的に析出させる2段熱処理法は、結晶粒界における破壊抵抗をある程度高める効果があった。その効果はMn及びSiを添加した合金よりもそれらを添加していない合金における方が大きかった。
- (2) HTGRヘリウム中における高温疲労特性の面で、Mn及びSiを添加する利点は無かった。

上記の結果から、Mn及びSiの添加という手法でNi-Cr-W系超耐熱合金のHTGRヘリウム中における耐食性を改良した場合には、高温疲労特性を同時に改良することが困難となることから、これらの特性を同時に向上させるためには、Mn及びSiの添加とは別の方法での耐食性改良法について検討してみる必要があると判断した。

An Attempt of Improving High-Temperature Fatigue Properties
of Ni-Cr-W Superalloys in HTGR Helium

Hirokazu TSUJI and Hajime NAKAJIMA

Department of Fuels and Materials Research
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 28, 1989)

A series of strain controlled low-cycle fatigue tests were conducted in simulated HTGR helium on two heats of Ni-Cr-W superalloy, i.e., SSS-113M and its modified version containing Mn and Si. Materials were tested in the conventional single solid solution treated condition as well as in the double heat treated one, which aimed α_2 -W phase to precipitate along the grain boundaries. In those tests a possibility of improving the high-temperature fatigue resistance of Ni-Cr-W superalloys in simulated HTGR helium was studied. The obtained results are as follows:

- (1) The double heat treatment was effective in improving the intergranular fracture resistance in some degree. But the degree of the beneficial effect was inadequate for the modified version containing Mn and Si.
- (2) The addition of Mn and Si showed no advantage in the high-temperature fatigue strength in HTGR helium.

Based on the above-mentioned results it was concluded that another type of alloy modification than the addition of Mn and Si is required in order to improve corrosion and fatigue resistance of Ni-Cr-W superalloys in HTGR helium simultaneously.

Keywords: Superalloy, Ni-Cr-W Alloy, Alloy Modification, HTGR, VHTR, High-Temperature Low-Cycle Fatigue, α_2 -W Phase, Helium Coolant, Grain Boundary Precipitation Treatment

謝 辞

本研究の遂行にあたり、日立金属（株）安来工場冶金研究所研究部長渡辺力蔵氏には、材料の手配に多大の御尽力を頂いた。ここに深く感謝の意を表します。また、燃料・材料工学部長近藤達男氏をはじめとする高温ガス炉研究委員会超耐熱合金専門部会（部会長；横浜国立大学教授田中良平氏）の委員各位には有益な御討論を頂いた。ここに深く感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) 日本原子力研究所：高温工学試験研究の現状（1988）
- (2) M. Shindo and T. Kondo : in Proc. Conf. on Gas-Cooled Reactors Today, Bristol/UK, 1982 (British Nuclear Energy Society) Vol. 2, p. 179
- (3) 原子力安全研究協会：実験炉の安全設計・評価方針及び構造設計方針の検討（1987）
- (4) 日本原子力研究所：多目的高温ガス炉耐熱金属材料検討ワーキンググループ報告書（1981）
- (5) 高温ガス炉研究委員会超耐熱合金専門部会：日本原子力研究所レポート JAERI-M 88-270（1989）
- (6) 通商産業省・工業技術院，原子力製鉄技術研究組合：高温還元ガス利用による直接製鉄技術の研究開発－総合報告書－（1981）
- (7) 田中良平，松尾孝：鉄と鋼 68（1982）p. 226
- (8) R. Tanaka and T. Kondo : Nucl. Technol. 66（1984）p. 75
- (9) 渡辺力蔵，千葉芳孝：鉄と鋼 63（1977）p. 118
- (10) R. Watanabe : Nucl. Technol. 66（1984）p. 69
- (11) H. Tsuji and T. Kondo : Nucl. Technol. 66（1984）p. 347
- (12) 辻宏和，近藤達男：日本原子力研究所レポート JAERI-M 84-166（1984）
- (13) 新藤雅美，近藤達男：日本原子力研究所レポート JAERI-M 83-118（1983）
- (14) 新藤雅美，近藤達男：鉄と鋼 62（1976）p. 1540
- (15) 渡辺力蔵：私信
- (16) T. Matsuo, M. Ueki, M. Takeyama and R. Tanaka : J. Mater. Sci. 22（1987）p. 1901
- (17) 辻宏和，近藤達男：日本原子力研究所レポート JAERI-M 82-082（1982）
- (18) 塚田隆，新藤雅美，鈴木富男，中島甫：日本原子力研究所レポート JAERI-M 88-264（1989）
- (19) R. H. Kane : Corrosion 37（1981）p. 187
- (20) 辻宏和，近藤達男：日本原子力研究所レポート JAERI-M 84-014（1984）
- (21) P. G. Forrest and K. B. Armstrong : J. Inst. Metals 94（1966）p. 204

付 録

高低温サイクル疲労試験の結果を Table A. 1 にまとめた。

Table A. 1 Results of low-cycle fatigue tests

Material	$\Delta \epsilon t$	$\Delta \epsilon_{in}$ (at $1/2 N_f$)	N_f
Heat I - A	0.28 %	0.05 %	10340
	0.40 %	0.17 %	1425
	0.80 %	0.53 %	473
	0.80 %	0.53 %	559
	1.20 %	0.93 %	218
Heat I - B	0.28 %	0.04 %	25667
	0.40 %	0.15 %	3200
	0.80 %	0.53 %	814
	1.20 %	0.91 %	498
Heat II - A	0.30 %	0.07 %	8255
	0.43 %	0.20 %	1749
	0.80 %	0.57 %	544
	1.20 %	0.95 %	238
Heat II - B	0.30 %	0.07 %	9698
	0.40 %	0.17 %	2466
	0.86 %	0.59 %	541
	1.20 %	0.94 %	299

目 次

1. 緒 言	1
2. 実験方法	2
2.1 供試材料	2
2.2 試験片, 試験装置及び試験手順	2
3. 実験結果及び考察	8
3.1 高温疲労特性	8
3.2 疲労試験後の試験片観察	8
3.3 疲労試験後の炭素分析	8
3.4 他の耐熱合金との比較	9
4. 結 言	14
謝 辞	15
参考文献	15
付 録	16

Contents

1. Introduction	1
2. Experimental methods	2
2.1 Materials	2
2.2 Specimen, apparatus and procedure	2
3. Results and discussion	8
3.1 High-temperature fatigue properties	8
3.2 Observations of fractographic features of the fatigued specimens	8
3.3 Carbon pick up of the fatigued specimens	8
3.4 Comparison of low-cycle fatigue data among several heats of high-temperature alloy	9
4. Conclusions	14
Acknowledgements	15
References	15
Appendix	16

1. 緒 言

我が国の高温ガス炉 (High-Temperature Gas-Cooled Reactor, HTGR) 開発においては、原子炉出口冷却材温度 950°C の高温工学試験研究炉 (High-Temperature Engineering Test Reactor, HTTR) を最初に建設することが予定されている⁽¹⁾。このHTTRの高温構造用部材としては、ハステロイXの原子炉用改良合金であるハステロイXR⁽²⁾を使用することが予定されており^(1,3)、現在までにこの合金の総合確性試験が日本原子力研究所、材料応用工学研究室を中心として実施されてきた⁽¹⁾。核熱エネルギーの有効利用という観点からは、原子炉出口冷却材温度がより高温であるほどカスケード的な利用範囲が広がることになるが、 950°C を上回る超高温部でこの合金を使用することは、この合金の特性から好ましくないという結論が、上記の総合確性試験の比較的初期の段階で得られた⁽⁴⁾。そのため、日本原子力研究所では将来の原子炉出口冷却材温度 1000°C 級の高温ガス炉の開発に備えてハステロイXRとは別の新合金の開発にも取り組んできた^(1,5)。この新合金の開発に当たって、昭和48年度から昭和55年度まで実施された通商産業省工業技術院の大型プロジェクト「原子力製鉄技術開発計画」で得られた結果⁽⁶⁾から、基本的にはNi-Cr-W系の合金を採用することとした⁽⁵⁾。

上記の大型プロジェクトでは、Ni-Cr-W系のSSS 113M合金が中間熱交換器の伝熱管用として最も優れた合金であるとの評価を受けた⁽⁶⁻⁸⁾。この合金は $1000^{\circ}\text{C} - 10^5\text{h}$ における外挿強度が 14.7MPa という非常に優れたクリープ破断強度を有している⁽⁶⁻⁹⁾。反面、通常の溶体化熱処理状態では高温疲労強度が必ずしも十分ではなく⁽¹⁰⁻¹²⁾、とりわけHTGRの一次冷却材を模擬した不純ヘリウム (以下、HTGRヘリウムと呼ぶ) 環境中では、強い粒界割れ感受性を示すことが指摘された^(11,12)。この合金の開発者の1人である渡辺は、この合金の高温疲労強度の向上には、結晶粒界に α_2 -W相を優先的に析出させる2段熱処理法が有効であることを大気中での試験で示した⁽¹⁰⁾。一方、新藤らは、Mn及びSiの適量添加によってNi-Cr-W系合金のHTGRヘリウム中における耐食性が改善されることを報告した^(2,13)。

日本原子力研究所におけるNi-Cr-W系の新合金の開発に当たっては、高温での耐久性関連の諸特性の均衡がとれた合金を目指すことが望ましい。そこで、新合金開発に資する基礎的知見を得ることを目的として、上に述べたような手法を適用して、Ni-Cr-W系超耐熱合金のHTGRヘリウム中における高温疲労特性改良の可能性について検討した。

2. 実験方法

2.1 供試材料

供試材料は、Ni-Cr-W系の2合金であり、その化学組成及び熱処理条件をそれぞれTable 2.1及びTable 2.2に示す。Heat IはSSS 113M合金であり、Heat IIはそれにMn及びSiを適量添加し、さらにHTGRヘリウム中における耐食性にとって有害と考えられるTi⁽¹⁴⁾の添加量を減らした改良合金である。熱処理Aは通常の溶体化処理であり、熱処理Bは結晶粒界に α_2 -W相を優先的に析出させることを意図した2段熱処理である。

Photo. 2.1に、供試材料の組織写真を示す。Heat I及びHeat IIのいずれも溶体化処理状態（以下、Heat I-A及びHeat II-Aと呼ぶ。）では、結晶粒内には未固溶の析出物がわずかに存在するが、粒界には析出物は観察されない。2段熱処理を施したHeat I（以下、Heat I-Bと呼ぶ。）では、結晶粒界に α_2 -W相が優先的に析出しているが、粒内における析出物の量は溶体化処理状態の場合とほとんど変わらない。2段熱処理を施したHeat II（以下、Heat II-Bと呼ぶ。）では、結晶粒界に析出物が観察されると同時に粒内における析出物の量も溶体化処理状態の場合よりも幾分増加している。予備的な検討の段階で、2段熱処理における2段目の熱処理温度として、Heat Iに対して1200°C、Heat IIに対して1250°Cを採用した場合の組織についても調べてみた。Heat Iについては、2段目の熱処理温度を1200°Cとした場合と1250°Cとした場合で、結晶粒界における析出の状態には差は無かったが、粒内では、1250°Cで熱処理を施した場合の方が析出物の量が少なかった⁽¹⁰⁾。Heat IIについては、2段目の熱処理温度を1250°Cとした場合には、結晶粒界における析出物がほとんど観察されなかった⁽¹⁵⁾。Ni-Cr-W系の合金系では、 α_2 -W相が結晶粒界を被覆するような形態で析出した場合に最も高い強度が得られることが知られている⁽¹⁶⁾。上に述べたような事実を総合的に判断して、本研究では、Table 2.2に示したような熱処理条件を採用した。

2.2 試験片、試験装置及び試験手順

用いた試験片は、Fig. 2.1にその形状及び寸法を示したように、平行部20 mm、標点間距離15 mmで、直径10 mmの平滑丸棒型である。試験に先立って、試験部表面を2.5 μm までのダイヤモンドペーストで研磨し、さらに高純度アセトン中で超音波洗浄を施した。

用いた試験装置は、高周波誘導加熱装置（15 kW、100 kHz）及びヘリウムガスループ直結の雰囲気槽を有する、容量50 kNの電気油圧サーボ型疲労試験機である。そのブロック線図をFig. 2.2に示す。なお、本試験装置の詳細については、既に別に報告した⁽¹⁷⁾。

試験は全て完全両振りの軸ひずみ制御で行い、負荷ひずみ波形は対称三角波とした。ひずみ速度 $\dot{\epsilon}$ は、 $\dot{\epsilon} = 1 \times 10^{-1} \%/\text{s}$ 一定とした。

試験雰囲気は、HTGRの一次冷却材を模擬した不純ヘリウム中であり、試験温度は900°C一

定とした。既に、第1章で述べたように、日本原子力研究所で開発中の新合金は、原子炉出口冷却材温度 1000°C 級の高温ガス炉の高温構造部材としての使用を目指している。従って、その意味では、試験温度を 1000°C としておくのが適当であったともいえるが、他の耐熱合金の疲労強度との比較のためには 900°C が好都合であったこと、SSS 113M 合金の 1000°C までの特性で、疲労強度は必ずしも 1000°C で最低となるわけではなかった⁽¹⁰⁾ こと、試験技術上 1000°C の試験は困難を伴うことを考慮した上で、新合金開発に資する基礎的知見を得るという目的は、900°C の試験で十分に果たせると判断した。ヘリウム中の不純物組成は、これまでの HTGR 開発の経験をもとにして、Table 2.3 に示す値に制御しながら、循環式ループで供給した。ここで用いた不純ヘリウムガスは、一般に便宜のため原研 B 型ヘリウムと呼ばれている標準仕様のものである。ヘリウム流量は、不純物の反応による消耗が試料表面において局所的な不純物組成の割合の変化を生じないように配慮し、2 l/min とした。この場合、試験セクションにおける気体のみかけの全量置換時間は約 20 min となる。ヘリウム中の不純物の分析には、H₂O に対しては静電容量型センサー使用の露点計 (SHAW HYGROMETER)、その他に対しては HID ガスクロマトグラフ (柳本 G-1800-H 型) を用いた。

Table 2.1 Chemical composition of specimen materials (wt%).

	Mn	Si	Cr	W	C	P	S	Ti	Zr	Fe	Al	Co	Ni
Heat I	0.01	0.05	23.60	18.40	0.05	0.002	0.002	0.54	0.03	0.09	0.003	0.02	Bal.
Heat II	0.96	0.26	23.91	18.22	0.024	0.002	0.003	0.23	0.02	0.14	0.002	0.01	Bal.

Table 2.2 Heat treatment condition.

	A	B
Heat I	at 1300 °C for 1 h WQ	at 1300 °C for 1 h WQ + at 1250 °C for 1 h WQ
Heat II	at 1300 °C for 1 h WQ	at 1300 °C for 1 h WQ + at 1200 °C for 1 h WQ

Table 2.3 Impurity levels in the test environment (Pa).

Impurity	H ₂	H ₂ O	CO	CO ₂	CH ₄
Nominal	20	0.1	10	0.2	0.5
Analysis	19 to 21	0.08 to 0.12	9 to 11	0.15 to 0.25	0.4 to 0.6

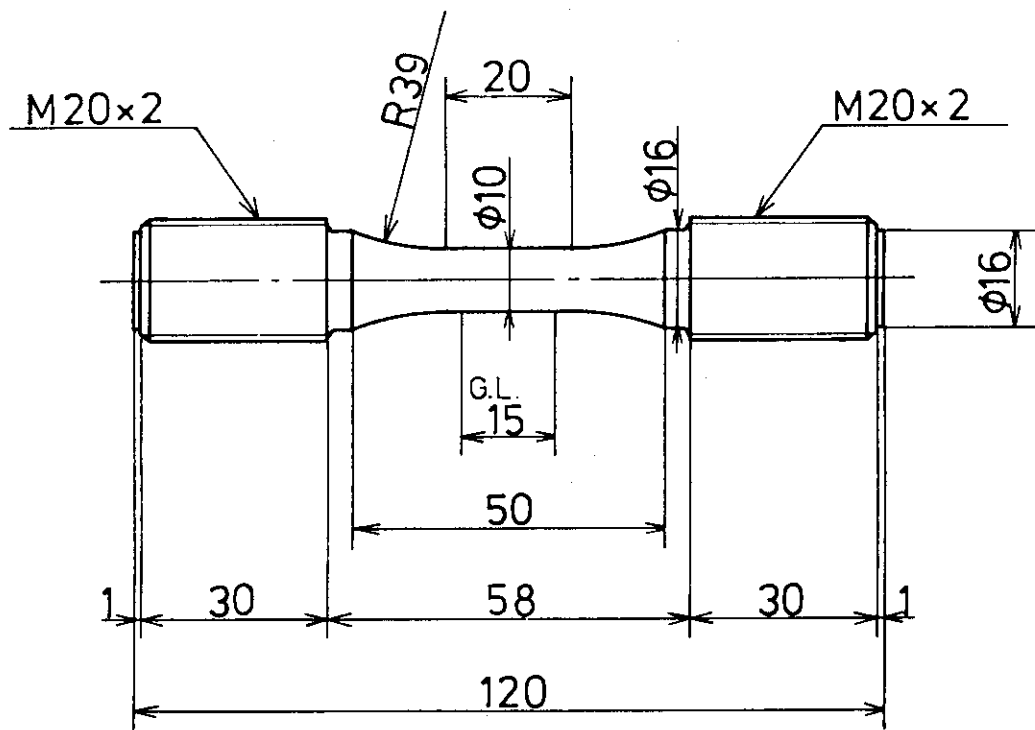


Fig. 2.1 Geometry of the specimen (mm).

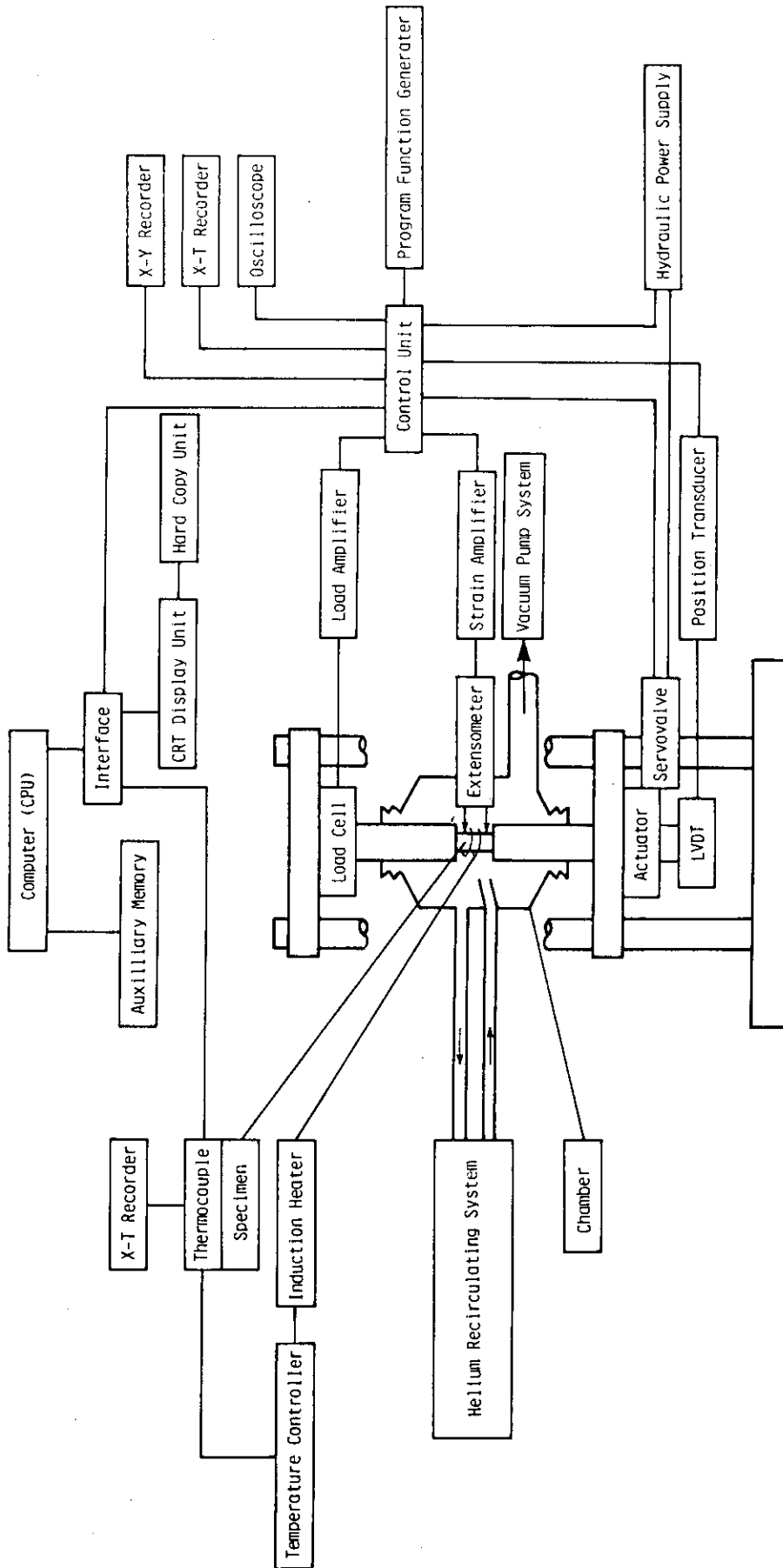


Fig. 2.2 Block diagram of the fatigue test apparatus.

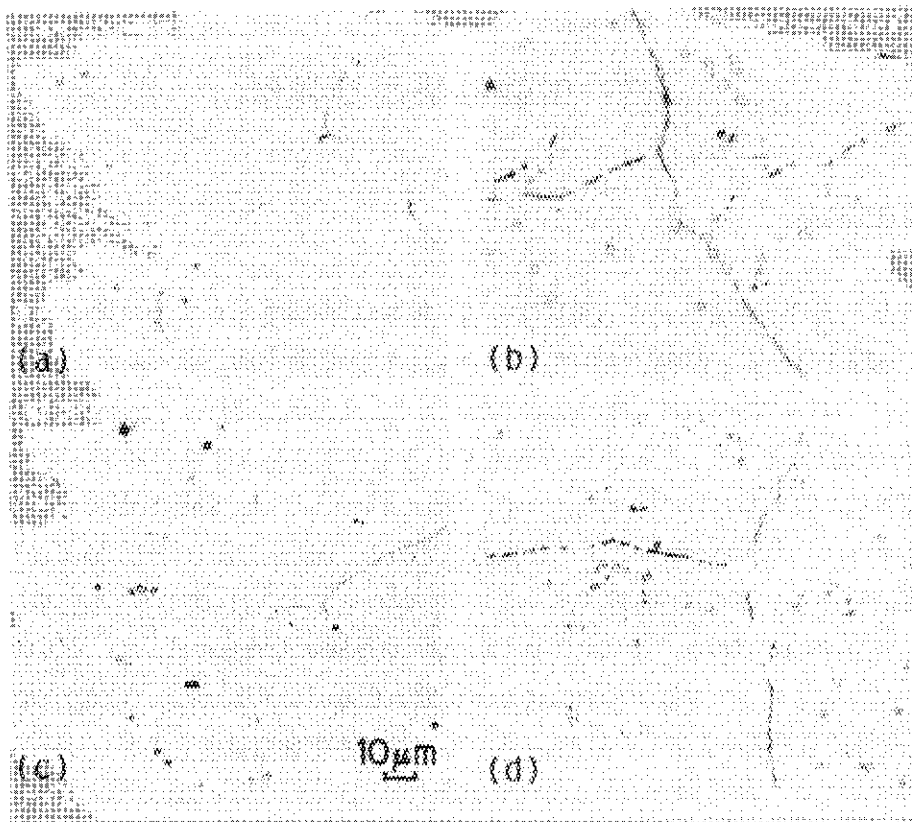


Photo. 2.1 Optical microstructures of specimen materials.
(a) Heat I-A, (b) Heat I-B, (c) Heat II-A
and (d) Heat II-B.

3. 実験結果及び考察

3.1 高温疲労特性

Fig. 3.1 に、全ひずみ範囲 $\Delta\epsilon_t$ と破損繰返し数 N_f の関係を示す。この図からわかるように、ここで試験を行った4種類の材料の中で、Heat I-Bが最も高い疲労強度を示し、その他の3種類の材料はほぼ同程度の疲労強度を示した。即ち、2段熱処理法はHeat Iに対しては、高温疲労強度改良の効果を示したものの、Heat IIに対してはほとんど有効には作用しなかったといえる。これは、既に第2章で述べたように、Heat IIにおいては、結晶粒界に α_2 -W相を優先的に析出させることが困難であったことと対応している。Heat IIにおいて、結晶粒界に α_2 -W相を優先的に析出させることが困難であったことの原因として、Mn及びSiを添加したことによる固溶限の変化が考えられる。従って、Mn及びSiを添加する場合には、Cr及びWの総量をわずかに減らしてみようという方法も検討に値すると思われる。いずれにせよ、SSS113M合金にMn及びSiを添加することによって、HTGRヘリウム中での耐食性は向上するとの報告⁽¹⁸⁾はあるが、本研究の範囲内では、HTGRヘリウム中での高温疲労特性の面で利点は見出せない。

3.2 疲労試験後の試験片観察

Photo. 3.1～Photo. 3.4に、高温低サイクル疲労試験後の試験片の破面のSEM写真を示す。Heat I-A及びHeat II-Aでは、粒界破面のみが観察された。Heat I-B及びHeat II-Bでは、粒内破面及び粒界破面の両方が観察されたが、Heat II-Bにおける粒内破面は、極めて限られた領域にすぎなかった。Heat I-Bでは、粒内破面の占める割合はHeat II-Bにおけるよりも大きくなってはいたが、やはり全般的には粒界破面の方が支配的であった。このような破面の形態から、2段熱処理法は、結晶粒界における破壊抵抗をある程度高める効果があったと判断できる。また、その効果はMn及びSiを添加したHeat IIよりもそれらを添加していないHeat Iにおける方が大きかったといえる。

3.3 疲労試験後の炭素分析

Fig. 3.2に、疲労試験後の試験片の炭素分析結果を示す。この図で、●印は、破面を含む破面直下の約1mm長さについての平均の含有炭素量、○印は、破面から4～7mm離れた部分の平均の含有炭素量を示している。いずれの材料もわずかながら含有炭素量は増加しており、若干の浸炭が生じたことを示している。Heat IはHeat IIよりももとの含有炭素量が多く（Table 2.1参照）、またMnの添加は合金の炭素活量を低める効果があり⁽¹³⁾、逆にSiの添加は合金の炭素活量を高める効果がある⁽¹⁹⁾ことから、これらの合金のHTGRヘリウム中における脱浸炭特性の差は注目されるべき点であるが、本実験の範囲内では、両合金間の浸炭量には有意差は認めら

れない。また、熱処理条件による差も認められない。破面を含む破面直下と破面から4～7 mm離れた部分とを比較すると、破面直下における方がやや浸炭量が多い。これは、き裂の発生によって、酸化膜の耐浸炭性が損われることに対応している。

3.4 他の耐熱合金との比較

Fig. 3.3は、本研究での試験条件と同一の試験条件下で得られた Hastelloy X, Hastelloy XR 及び KSN 合金の高温低サイクル疲労データ^(11,12,20)を Fig. 3.1 のデータに併記したものである。この図から、これらの耐熱合金の高温低サイクル疲労強度は、低い方から

KSN < Heat I-A, Heat II-A, Heat II-B < Heat I-B < Hastelloy X, XR であることがわかる。Heat I-B の高温低サイクル疲労強度は Ni-Cr-W 系合金の中では際立って優れているが、Hastelloy X, Hastelloy XR よりはやや劣っている。上記の疲労寿命の順序は、900°C におけるこれらの材料の延性の順とほぼ対応しており、低サイクル疲労強度は延性に強く依存する⁽²¹⁾という一般的傾向と合致しているが、本研究の供試材料である Heat I-A, Heat I-B, Heat II-A 及び Heat II-B に関しては、これらの材料の間の延性に有意な差は認められなかった。即ち、本研究で行った範囲の Mn, Si 及び Ti の添加量の差や熱処理条件の差は、延性にはほとんど影響を及ぼさなかったといえる。

今後、Ni-Cr-W 系超耐熱合金の特性をさらに改良する方向で研究を進めるが、その際、Mn 及び Si の添加とは別の方法での耐食性改良法について検討する予定である。

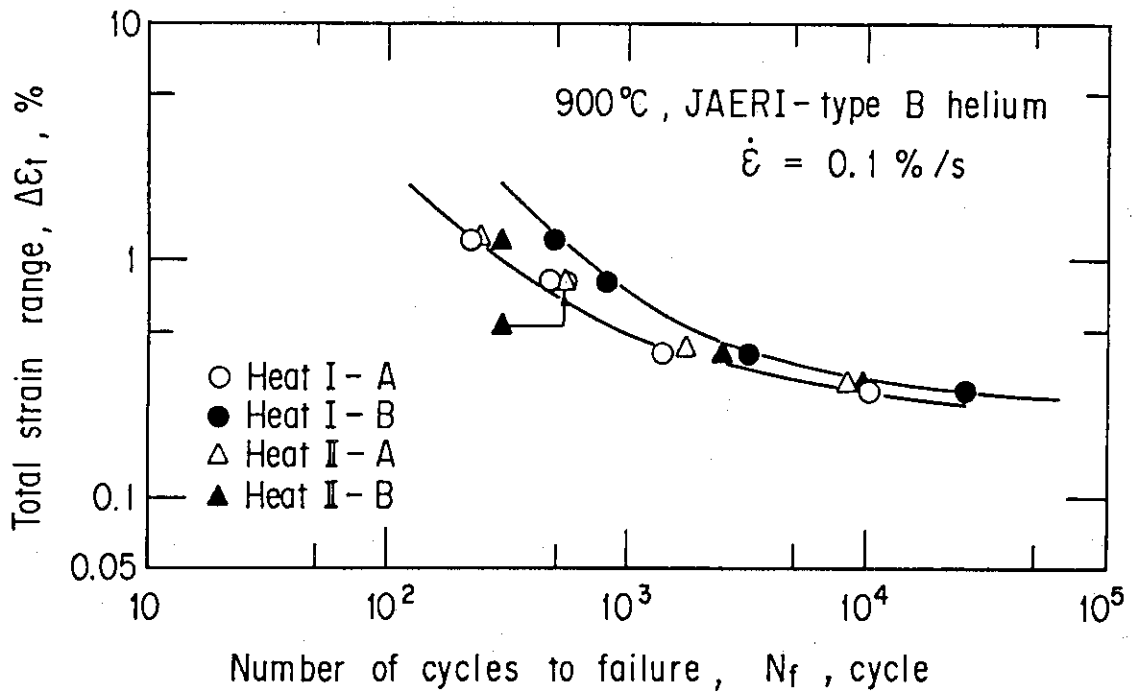


Fig. 3.1 Relation between the total strain range and the number of cycles to failure.

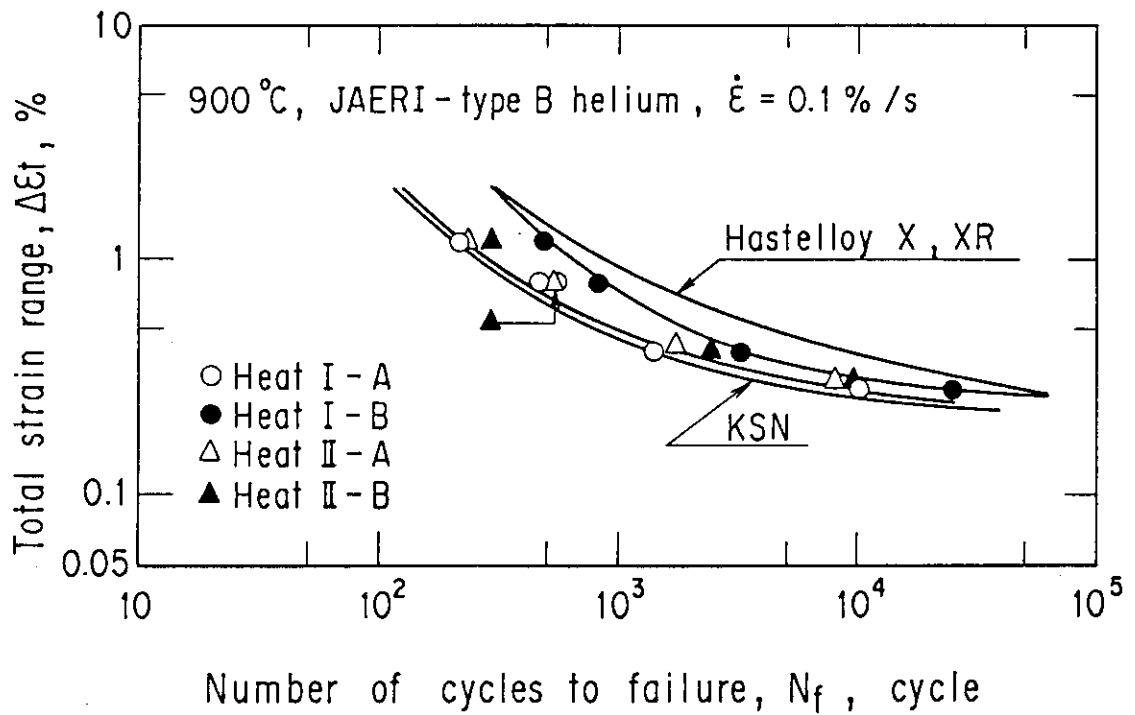


Fig. 3.3 Comparison of low-cycle fatigue data obtained in JAERI-type B helium among several heats of high-temperature alloy.

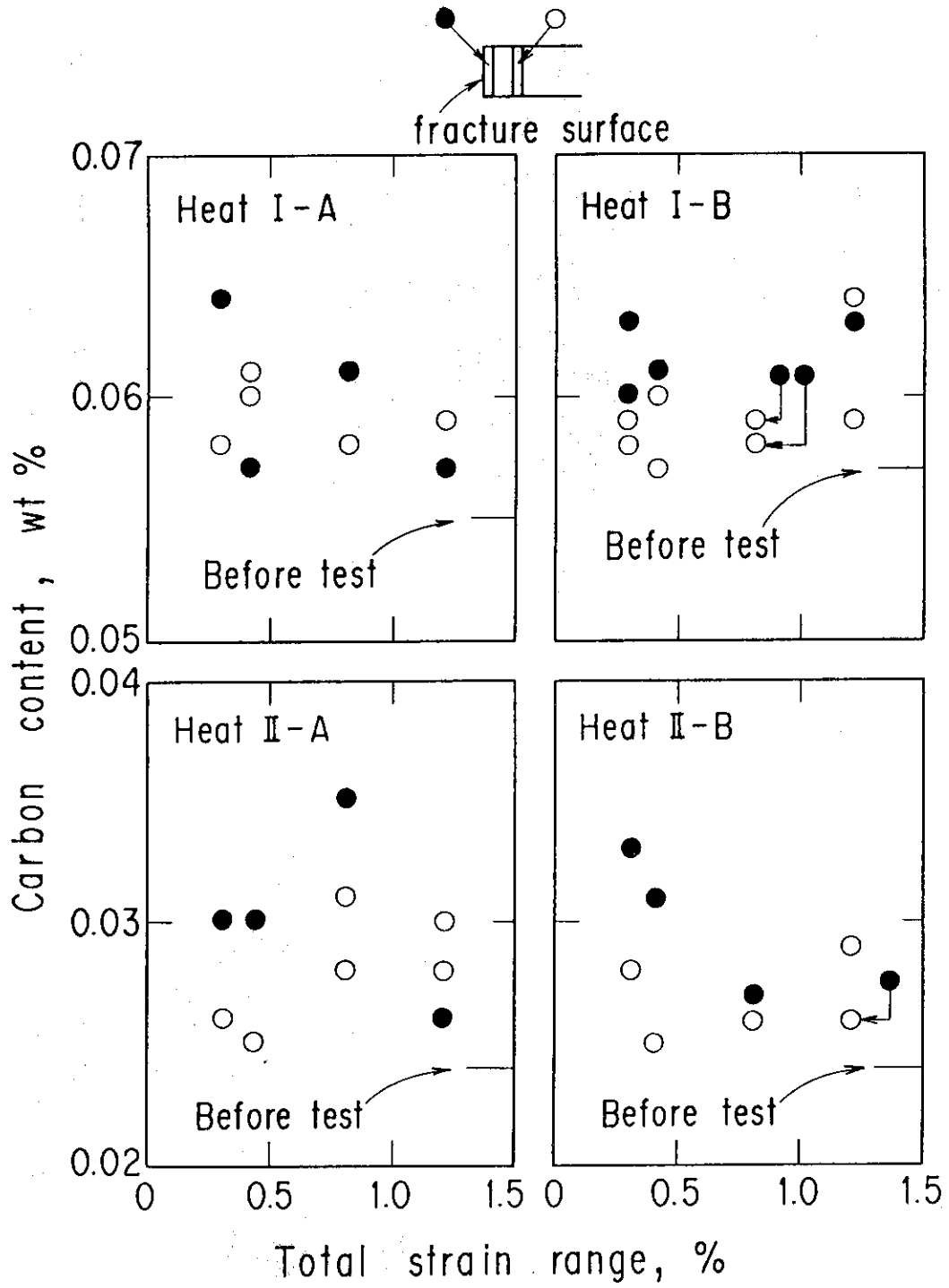


Fig. 3.2 Changes in bulk carbon content of the fatigued specimens.

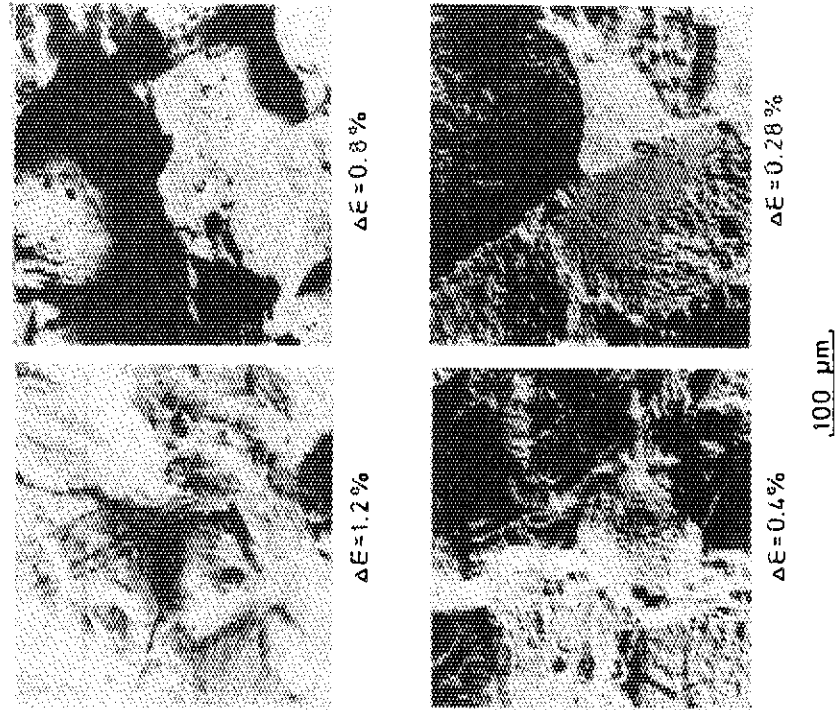


Photo. 3.2 Scanning electron micrographs of typical fracture surfaces for Heat I-B.

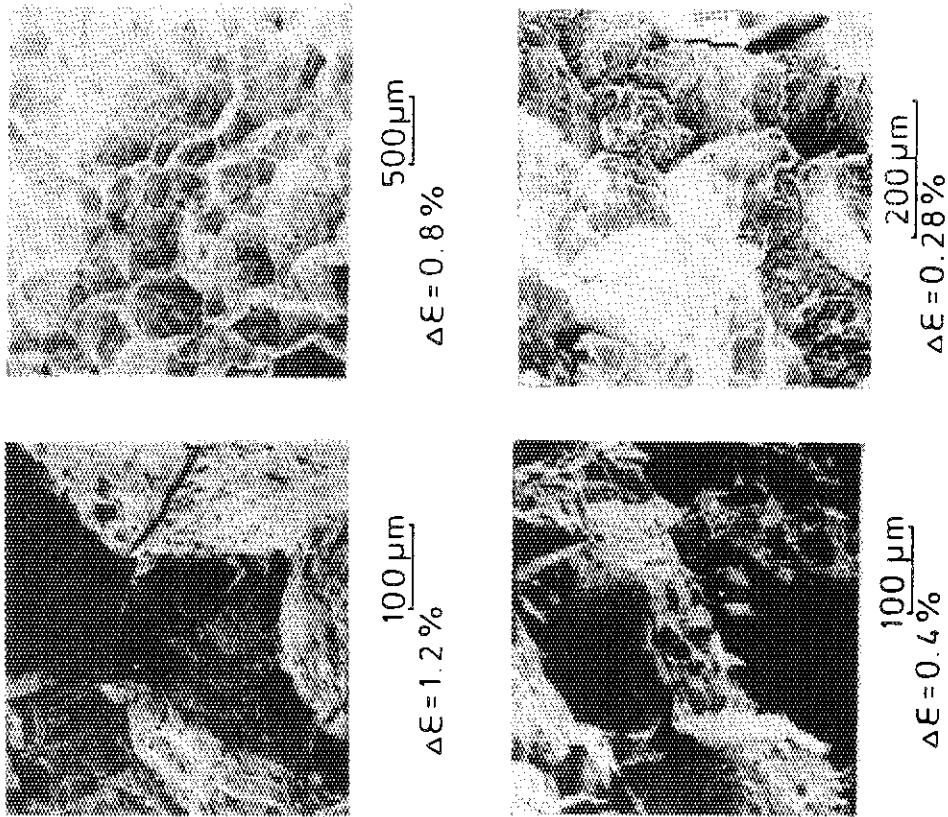


Photo. 3.1 Scanning electron micrographs of typical fracture surfaces for Heat I-A.

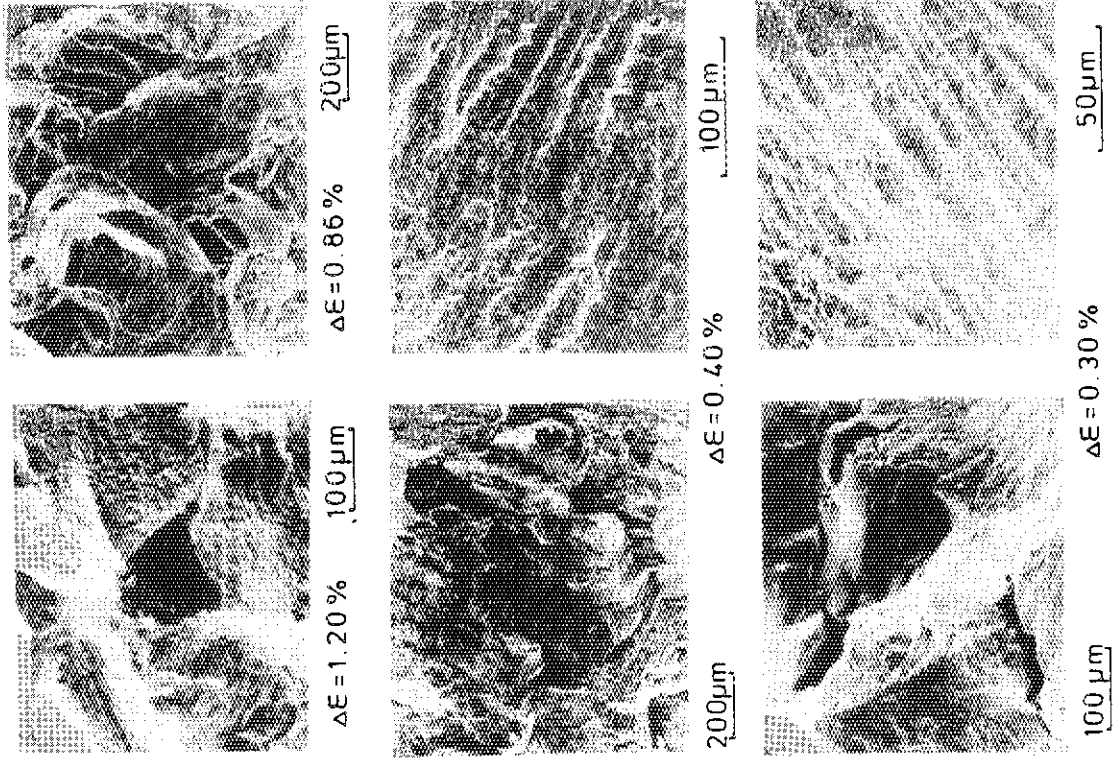


Photo. 3.4 Scanning electron micrographs of typical fracture surfaces for Heat II-B.

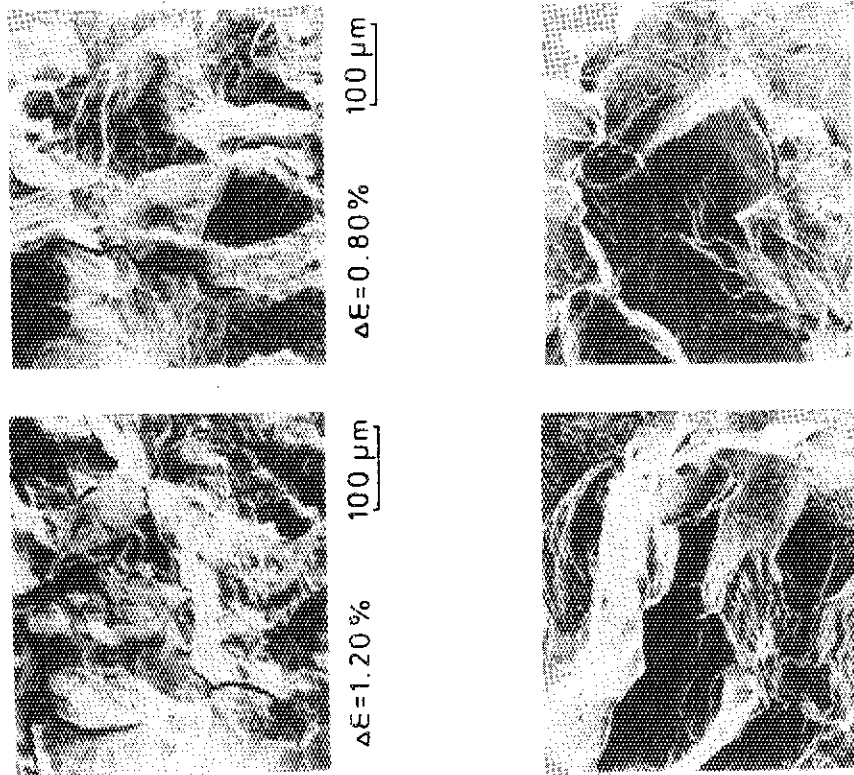


Photo. 3.3 Scanning electron micrographs of typical fracture surfaces for Heat II-A.

4. 結 言

日本原子力研究所で進めているNi-Cr-W系の新合金の開発に資する基礎的知見を得ることを目的として、Ni-Cr-W系超耐熱合金のHTGRヘリウム中における高温疲労特性改良の可能性についての検討を行い、次のような結果を得た。

- (1) 結晶粒界に α_2 -W相を優先的に析出させる2段熱処理法は、結晶粒界における破壊抵抗をある程度高める効果があった。その効果はMn及びSiを添加した合金よりもそれらを添加していない合金における方が大きかった。
- (2) HTGRヘリウム中での高温疲労特性の面で、Mn及びSiを添加する利点は無かった。

上記の結果から、Mn及びSiの添加という手法でNi-Cr-W系超耐熱合金のHTGRヘリウム中における耐食性を改良した場合には、高温疲労特性を同時に改良することが困難となることから、これらの特性を同時に向上させるためには、Mn及びSiの添加とは別の方法での耐食性改良法について検討してみる必要があると判断した。

謝 辞

本研究の遂行にあたり、日立金属（株）安来工場冶金研究所研究部長渡辺力蔵氏には、材料の手配に多大の御尽力を頂いた。ここに深く感謝の意を表します。また、燃料・材料工学部長近藤達男氏をはじめとする高温ガス炉研究委員会超耐熱合金専門部会（部会長；横浜国立大学教授田中良平氏）の委員各位には有益な御討論を頂いた。ここに深く感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) 日本原子力研究所：高温工学試験研究の現状（1988）
- (2) M. Shindo and T. Kondo : in Proc. Conf. on Gas-Cooled Reactors Today, Bristol/UK, 1982 (British Nuclear Energy Society) Vol. 2, p. 179
- (3) 原子力安全研究協会：実験炉の安全設計・評価方針及び構造設計方針の検討（1987）
- (4) 日本原子力研究所：多目的高温ガス炉耐熱金属材料検討ワーキンググループ報告書（1981）
- (5) 高温ガス炉研究委員会超耐熱合金専門部会：日本原子力研究所レポート JAERI-M 88-270（1989）
- (6) 通商産業省・工業技術院，原子力製鉄技術研究組合：高温還元ガス利用による直接製鉄技術の研究開発－総合報告書－（1981）
- (7) 田中良平，松尾孝：鉄と鋼 68（1982）p. 226
- (8) R. Tanaka and T. Kondo : Nucl. Technol. 66（1984）p. 75
- (9) 渡辺力蔵，千葉芳孝：鉄と鋼 63（1977）p. 118
- (10) R. Watanabe : Nucl. Technol. 66（1984）p. 69
- (11) H. Tsuji and T. Kondo : Nucl. Technol. 66（1984）p. 347
- (12) 辻宏和，近藤達男：日本原子力研究所レポート JAERI-M 84-166（1984）
- (13) 新藤雅美，近藤達男：日本原子力研究所レポート JAERI-M 83-118（1983）
- (14) 新藤雅美，近藤達男：鉄と鋼 62（1976）p. 1540
- (15) 渡辺力蔵：私信
- (16) T. Matsuo, M. Ueki, M. Takeyama and R. Tanaka : J. Mater. Sci. 22（1987）p. 1901
- (17) 辻宏和，近藤達男：日本原子力研究所レポート JAERI-M 82-082（1982）
- (18) 塚田隆，新藤雅美，鈴木富男，中島甫：日本原子力研究所レポート JAERI-M 88-264（1989）
- (19) R. H. Kane : Corrosion 37（1981）p. 187
- (20) 辻宏和，近藤達男：日本原子力研究所レポート JAERI-M 84-014（1984）
- (21) P. G. Forrest and K. B. Armstrong : J. Inst. Metals 94（1966）p. 204