

JAERI - M
86-139

冷中性子源装置材料強度に対する極低温
照射の影響評価

1986年9月

川端 祐司・高橋 秀武

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公開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, 1986

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 刷 納高野高速印刷

冷中性子源装置材料強度に対する極低温照射の影響評価

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

川端 祐司・高橋 秀武

(1986年9月3日受理)

JRR-3改造計画では、近年需要が高まっている長波長中性子を効率良く取り出すために、液体水素によって熱中性子を減速する冷中性子源装置を設置することになっている。

減速材容器は、減速材である液体水素を重水反射体中に貯溜する容器であり、極低温の液体水素温度(約20K)から高温(約673K(400℃))までの温度範囲にわたって高線量で長期間にわたる照射をうける。そのような厳しい照射条件下で水素を確実に閉じ込めなければならない。さらに容器は中性子を効率良く取り出すために薄肉で扁平な水筒形としなければならないため、強い機械的強度が求められる。従って、使用期間が長く、かつ、広範囲の温度条件下において機械的強度が強い材料を選定することが重要である。このため、極低温照射材料について調査すると共に、これら材料についてその機械的強度を評価した。

この結果、JRR-3改造炉における冷中性子源装置の減速材容器材料としては、A286を用いることが適切であるとの結論を得た。

Neutron Irradiation Effects At Cryogenic Temperature
On The Structural Materials For Cold Neutron Source

Yuji KAWABATA and Hidetake TAKAHASHI

Department of Research Reactor Operation
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received September 3, 1986)

In recent years, the demand on cold neutron is growing in the neutron scattering research. According to such requirements the cold neutron source (CNS) is planned for the upgraded JRR-3.

The moderator cell in CNS, which contains liquid hydrogen, will be irradiated for long time by high fluence in the deuterium reflector region. The moderator cell has to endure quite wide range of temperature from the liquefied hydrogen temperature (about 20 K) to high temperature (about 400 °C). Therefore the moderator cell, with quite thin thickness and ovoid shape to moderate and draw out neutrons effectively, must have so high mechanical strength as to keep liquid hydrogen in the severe conditions.

In this report, the mechanical tests on the materials for the moderator cell after the irradiation in the cryogenic temperature are reviewed, and the mechanical strength of the materials for moderator cell are discussed. It is shown that A286 is the best material for the moderator cell, and it will keep enough strength during the operational period of the cold neutron source installed in the upgraded JRR-3.

Keywords: JRR-3, Cold Neutron Source, Moderator Cell, A286, Stainless Steel, Inconel, Cryogenic Temperature, Irradiation Effect, Mechanical Strength

目 次

1. はじめに	1
2. 冷中性子源装置	2
2.1 冷中性子源装置の概要	2
2.2 減速材容器	5
3. 主な照射効果	8
3.1 照射硬化・脆化	8
3.2 核変換	8
4. 極低温照射実験に関する調査	11
4.1 調査対象	11
4.2 試験項目	12
5. 測定結果の比較	16
5.1 調査範囲	16
5.2 A286	17
5.3 ステンレス鋼	17
5.4 インコネル	18
6. 結 論	72
謝 辞	72
参考文献	73

Contents

1. Introduction	1
2. Cold Neutron Source	2
2.1 Abstract of Cold Neutron Source	2
2.2 Moderator Cell	5
3. Main Irradiation Effects	8
3.1 Hardening and Brittleness by irradiation	8
3.2 Nuclear Transformation	8
4. Survey on Cryogenic Irradiation Experiments	11
4.1 Subject of Investigation	11
4.2 Test Items	12
5. Comparison of Experimental Results	16
5.1 Range of investigation	16
5.2 A286	17
5.3 Stainless Steel	17
5.4 Inconel	18
6. Concluding Remarks	72
Acknowledgements	72
References	73

1. はじめに

JRR-3は、国産1号炉として長年その使命を果たしてきた。しかし中性子束密度が低いことから最近の研究への対応が困難になり、世界的にみても最高水準の研究が可能のように大改造を行なうことになった。このJRR-3改造炉には、最新の研究動向に従った新しい技術が取り入れられている。その主要な装置の一つとして、冷中性子源装置（Cold Neutron Source）がある。

冷中性子源装置は、中性子ビーム実験の分野で近年特に需要が高まってきている長波長中性子を効率よく生成するための装置であり、近年建設された研究炉等には多く設置されている。このJRR-3改造計画でも、重水反射体中の減速材容器中に液体水素を溜める型の冷中性子源装置が設置される。

冷中性子源装置は数種類の型式があるが、どの型を採用しても高中性子束の位置に液体水素または液体重水素を貯溜しなければならない。この液体水素または液体重水素を貯溜する減速材容器は、液体水素温度の極低温下で高線量・長期間にわたる照射を受ける。さらに冷中性子源装置が運転を停止した時には核加熱によって高温となる。このような種々の条件下において、内部に蓄えた液体水素が蒸発した時に相当する圧力に耐えなければならない。

冷中性子源装置は、比較的最近開発された装置であり、現在運転されてはいるが、長期間極低温下で照射されたステンレス鋼系で制作された減速材容器について、運転後に機械強度試験を行なった例はまだ無い。またそれらの設計に当たっても、利用できる過去の照射結果を十分に反映したものとは言い難い。

現在、JRR-3改造炉に冷中性子源装置を設置する作業を進めているが、最も厳しい条件下に置かれる減速材容器の寿命を評価する必要がある。このため減速材容器として利用可能な材料の、極低温下での中性子照射に対する機械的強度についての過去の実験データを収集・整理し、冷中性子源装置の安全設計に役立てるために調査を行なった。

調査は、公開されたレポート・論文等のデータについて行なった。本調査には“WANL-TME-705”のように、かつては非公開で現在は公開されているレポートも含まれているが、“DRM-53785”のような内部資料は含まれていない。

減速材容器は極低温から高温まで高強度を保つ必要があるため、材料としてはステンレス鋼系とインコネル系について調査した。これらに対し、極低温（液体水素温度・液体窒素温度）で中性子照射後、温度を上げることなく機械強度試験を行なったものについて整理した。

2. 冷中性子源装置

2.1 冷中性子源装置の概要

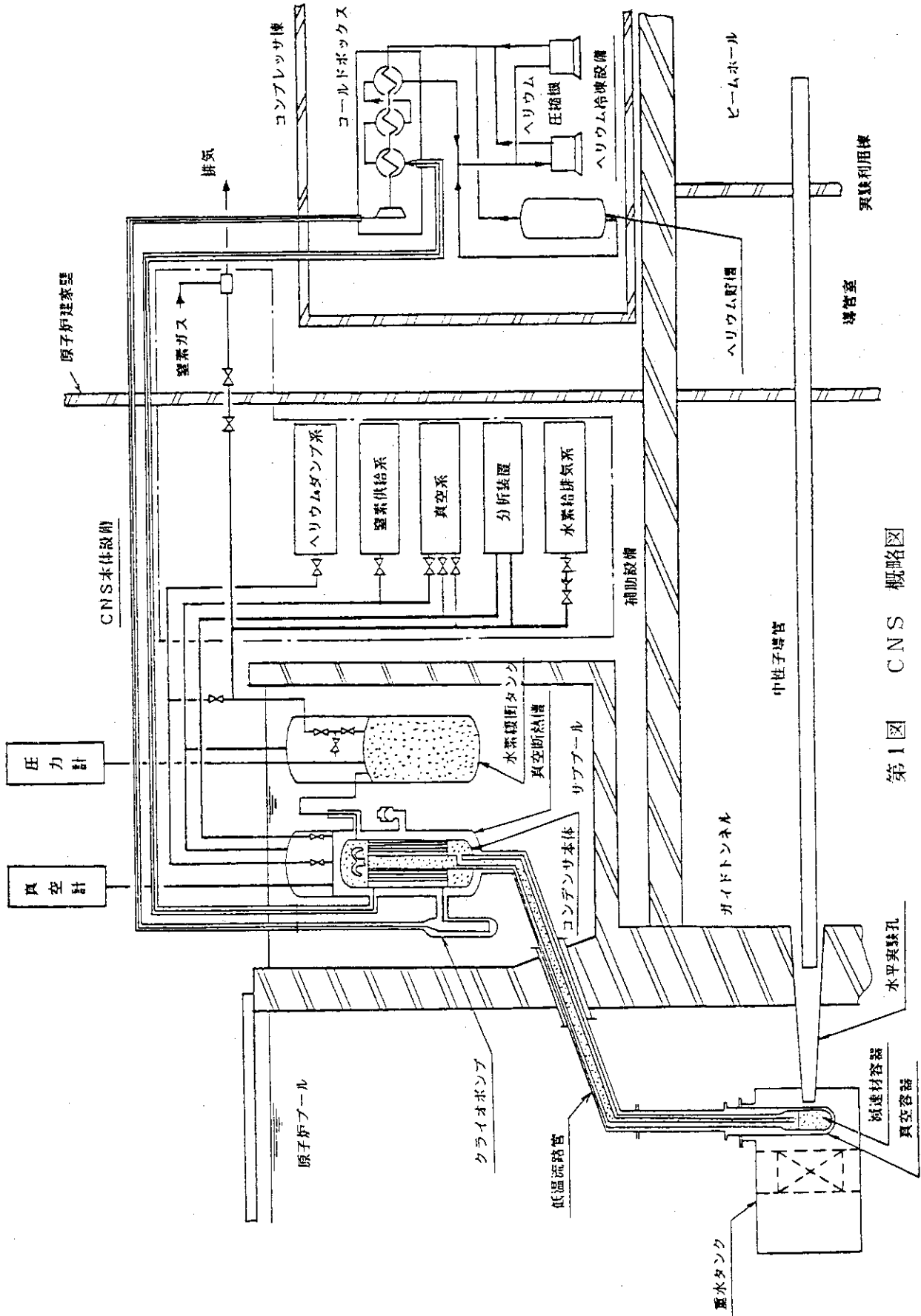
研究用原子炉は、すでに高度なものとして開発されており、性能・安全性共に高いものが各国で建設されている。そして近年、中性子を利用するための周辺装置の発展には目覚ましいものがある。その一つが冷中性子源装置である。

冷中性子源装置は、炉心周辺に液体水素または液体重水素を配置することにより、利用できる中性子スペクトルを低エネルギー側に変化させるための装置である。スペクトルを軟らかくすることにより、全中性子数を変えずに低エネルギー領域での単位エネルギー当たりの中性子束を増やすことができる。さらに需要の多い冷中性子を増やすことになるので、中性子散乱実験に大きく寄与している。

この冷中性子への要望は、JRR-3改造炉にも反映されている。この改造炉は、熱出力20MW、低濃縮ウラン板状燃料を用いた「軽水減速、軽水冷却、重水反射体付きプール型炉」である。これから最大 2×10^{14} n/cm²・sの熱中性子束が得られ、ビーム実験、照射試験および放射化分析等への利用が計画されている。¹¹⁾JRR-3改造炉に設置する冷中性子源装置は、重水反射体中に減速材として液体水素を貯溜する。

この冷中性子源装置の概略構成を第1図に、配置図を第2図に示す。この装置は、縦型熱サイフォン循環式を採用しており、ヘリウム冷凍設備で冷却されたヘリウムガスとの熱交換によって水素がコンデンサで凝縮され、低温流路管の内管を伝わって減速材容器に溜められる。減速材容器内の液体水素は、核加熱および侵入熱によって加熱されてガス化され、水素ガスは低温流路管の外側を通してコンデンサに戻る閉回路を作っている。

この減速材容器中の液体水素によって重水反射体中の熱中性子が減速された冷中性子は、水平実験孔によって戸外へ取り出され、中性子導管によって実験利用棟へ導かれてビーム実験に供される。



第1図 CNS 概略図

2.2 減速材容器

減速材容器は、液体水素を重水反射体中で貯溜するための容器である。その構造を第3図に、さらにそれを収める真空容器を第4図に示す。

図に示したように、減速材容器は薄肉で偏平な水筒形をしている。容器を透過する時の中性子の減衰を少なくするために、容器の材質は中性子断面積の小さなものが望ましく、さらに厚さが薄いことが必要である。形状については、減速性能と減速材での吸収の関係から減速材厚さに最適値が求められ、さらに冷中性子を取り出すために、水平実験孔断面を十分覆う面積が必要であることからそのような偏平な形となっている。容器の肉厚については、このような形状にもかかわらず、減速材容器の内部に溜められる液体水素が急激に気化した時にも、その圧力に対して十分な強度を有するものでなければならない。ただし水素-酸素反応に対しては、冷中性子源装置のシステムとして反応が生じないようにしているが、万一発生した時の対策として真空容器が耐爆強度を有するように設計し、減速材容器には耐爆性能を要求してはいない。

減速材容器は、冷中性子源装置の通常運転時は内部に液体水素を溜めるため、極低温まで冷却される。また、冷中性子源装置を運転しない時でも原子炉が運転されるために、減速材容器は核加熱による温度上昇によって約400℃の高温にさらされる。従って、減速材容器に用いる材質は極低温から高温に至る広い温度範囲で強度を要求されるため、低温から高温まで安定した特性を有する耐熱合金系である必要がある。アルミニウムは核的特性は優れているが、高温には耐えられないために使用することができない。従って、ステンレス鋼系とインコネル系が利用できる材料の候補となる。

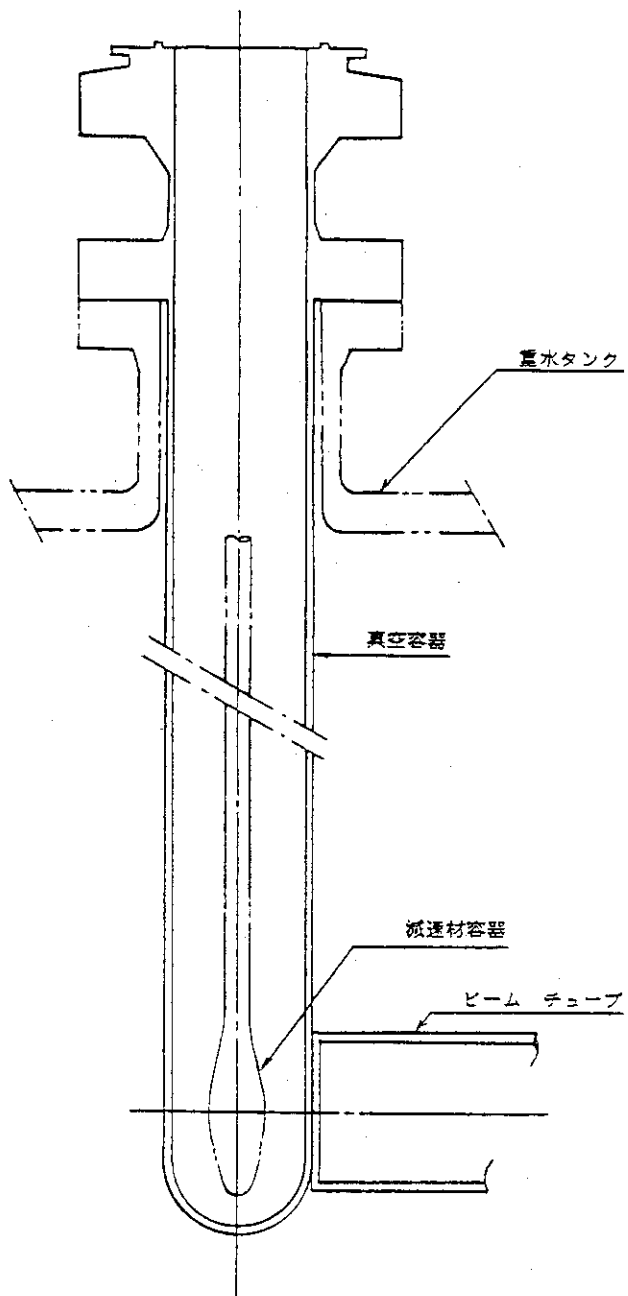
重水反射体中に設置するため、放射線による影響に十分注意を払わなければならない。これに対しては後で詳述するが、機械的強度に対しては中性子照射によるHe生成等が問題となる。従ってB、Niの含有量には注意を払わなければならない。また放射化が進むため、通常最も問題になるCo含有量が少ないことが望ましい。

以上のことから、冷中性子源装置の設計上重要な極低温でのステンレス鋼系とインコネル系の材料について、中性子照射の影響を調査した結果を次節以降に報告する。

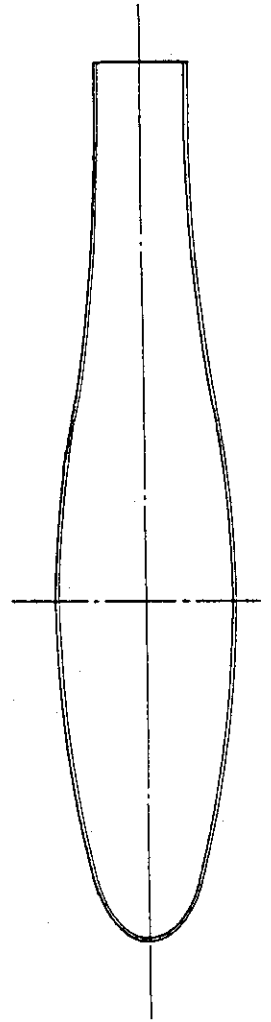
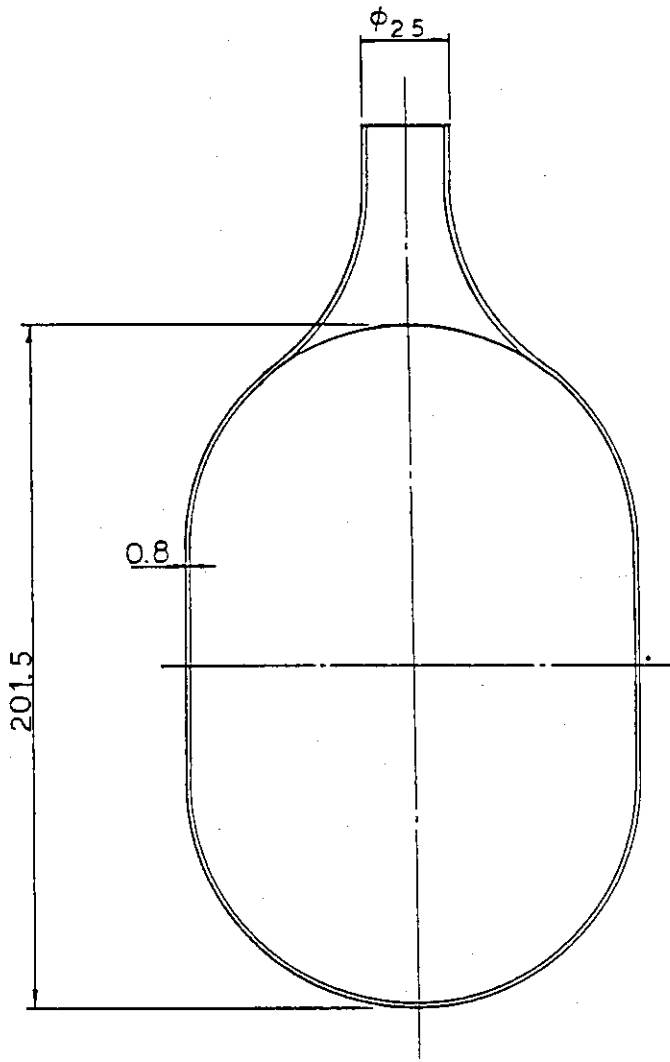
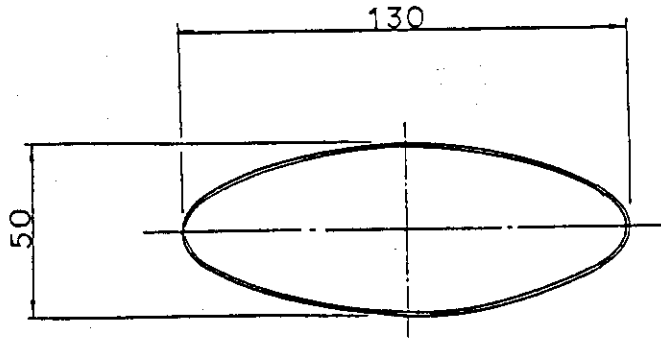
JRR-3改造炉に設置する減速材容器の設計条件を次に示す。この条件下で、安定した機械的強度を示さなければならない。

冷中性子源装置運転時の条件

液体水素温度	約20K
水素系圧力	約0.2 kg/cm ² G
中性子束	
熱中性子束	約 1.6×10^{14} n/cm ² ・s (E < 0.683 eV)
速中性子束	約 1.1×10^{12} n/cm ² ・s (E > 5.53 eV)
最高使用温度	425℃
最高使用圧力	内圧 6 kg/cm ² G
設計寿命	3万時間以上



第3図 真空容器 構造図



第4图 減速材容器 構造図

3. 主な照射効果

3.1 照射硬化・脆化

通常、照射量が 10^{18} nvt を超えない場合、照射効果は小さくて機械的強度への影響はほとんど無いものと考えられている。しかし照射時の環境が与える影響が極めて大きいため、理論的にその効果を予測することは難しい。

速中性子が $10^{17} \sim 10^{18}$ nvt になると、照射による格子欠陥が材料の機械的強度に影響を与え始める。照射によって生成されるフレンケル対の数は、次の式によって表わされる²⁾。

$$K = \frac{1}{E d} \frac{M \cdot m}{(M+m)^2} \int E \cdot \phi(E) \cdot \sigma(E) dE$$

$E d$	格子原子を変位させるのに必要なエネルギー (約 25 eV)
M	格子原子の質量
m	中性子の質量
$\phi(E)$	中性子束
$\sigma(E)$	散乱断面積

照射時の温度が一定の場合には、照射量を増すと欠陥の数も多くなり、さらに欠陥の集合化が起こって大きくなる。照射温度を高くすると欠陥が動きやすくなり、再結合が起こって消滅したり、欠陥が結合して大きくなる傾向がある。逆に低温の場合には、生成した欠陥が固定され、小さな欠陥が比較的一様に分布することになる。このように、生成した欠陥は、照射温度によって大きく影響を受けることになり照射効果として現れる。

変化の一般的傾向は、ヤング率、降伏応力、硬さが増加し、引張り強さがやや増加、そして伸び、断面収縮率は減少する。破壊応力については変化する場合もあるが、明確な傾向は持たず、ほとんど変化しないと考えられている。

3.2 核変換

(n, α) 反応や (n, p) 反応によって、He や H が核変換によって生成される。これらの反応は 1 MeV 以上の速中性子により、ほとんどの核種について起こることがわかっており、実際に高速中性子炉の場合には、かなりの量の He と H の生成が確認されている。しかし、現在考えているこの減速材容器は重水反射体中に設置されているため、この位置での熱中性子束と速中性子束の比は約 10^2 であり、照射される中性子は主に熱中性子である。従って、これによる効果が主になると考えられる。

減速材容器材料として考えているステンレス鋼やインコネルにおいて、熱中性子が核変換を起こして機械的強度に影響を与える成分は、B と Ni である。

^{10}B は、熱中性子との (n, α) 反応の断面積が、約 4020 b と大きい。この核反応を起こす割

合は、以下の通りである。

$$\frac{dN}{dt} = -N \cdot \phi \cdot \sigma$$

N 原子数
 ϕ 中性子束
 σ 反応断面積

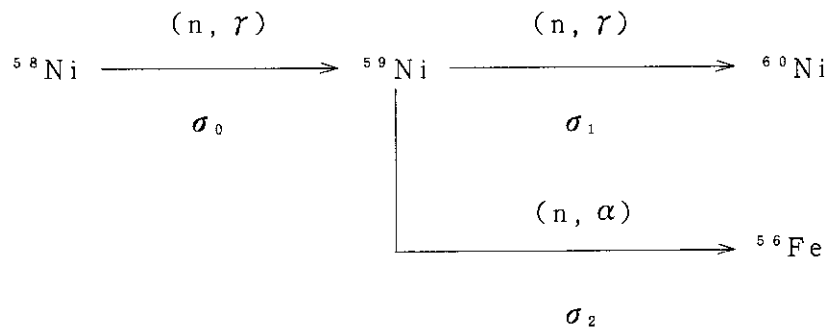
これを解くと、

$$N = N_0 [1 - \exp (-N \cdot \phi \cdot \sigma)]$$

N_0 $t = 0$ における原子数

となる。この式により、 $^{10}\text{B} (n, \alpha) ^7\text{Li}$ 反応による He 生成量が算出される。

Ni もまた He の生成の原因となる。その核反応は、



である。従って

$$\frac{dN}{dt} = -\sigma_0 \cdot \phi \cdot N(t)$$

$$\frac{dm}{dt} = \sigma_0 \cdot \phi \cdot N(t) - (\sigma_1 + \sigma_2) \cdot \phi \cdot m(t)$$

$N(t)$ ^{58}Ni の原子数
 $m(t)$ ^{59}Ni の原子数

これを解くと、

$$m(t) = \frac{N_0 \cdot \sigma_0}{\sigma_1 + \sigma_2 - \sigma_0} \times [\exp (-\sigma_0 \cdot \phi \cdot t)$$

$$- \exp(-(\sigma_1 + \sigma_2) \cdot \phi \cdot t)]$$

He 生成量は、 ^{59}Ni が α 崩壊する量である。従って、

$$\int_0^T \sigma_2 \cdot \phi \cdot m(t) dt$$

$$= \frac{N_0 \cdot \sigma_1 \cdot \sigma_2}{\sigma_1 + \sigma_2 - \sigma_0}$$

$$\times \left[\frac{1}{\sigma_0} (1 - \exp(-\sigma_0 \cdot \phi \cdot t)) \right.$$

$$\left. - \frac{1}{\sigma_1 + \sigma_2} (1 - \exp(-(\sigma_1 + \sigma_2) \cdot \phi \cdot t)) \right]$$

によって Ni による He 生成量が求められる。

Fe による He 生成断面積は、

熱中性子に対して

$$^{58}\text{Fe} \quad (\text{純鉄に対する存在比} \quad 0.31\%) \quad 2.15 \text{ mb}$$

速中性子に対して

$$^{54}\text{Fe} \quad (\text{純鉄に対する存在比} \quad 5.84\%) \quad 0.074 \text{ mb}$$

$$^{56}\text{Fe} \quad (\text{純鉄に対する存在比} \quad 91.7\%) \quad 0.35 \text{ mb}$$

$$^{57}\text{Fe} \quad (\text{純鉄に対する存在比} \quad 2.2\%) \quad 3.5 \text{ mb}$$

である。

これらの反応によって生成する He の量を表 1.1 に、用いた成分を表 2 に示す。減速材容器の設計条件の中性子束を考え、設計寿命として 30000 時間を設定すると、He 生成量は、A286 に対して約 1100 ppm、INCONEL 718 に対して約 3100 ppm となる。またこれらには B が添加されるが、 ^{10}B は断面積が大きいために速やかに He に変換する。従って、この B 含有量の規制が重要であり、B からの He 生成を無視するには、B 含有量を数十 ppm 以下に規制する必要がある。

表 1.2 に、同じ中性子束による純 Ni と純 Fe からの He 生成量を求めた。この結果から明らかのように、Fe からの生成量は Ni からの生成量に比べ十分に小さい。さらに他の成分からの He 生成量は、その断面積が小さいため明らかに無視できる。従って、He は Ni と B から生成したものがほとんどであることがわかる。

金属内の不活性ガスの溶解度は小さいため、核変換で生成した He は析出して気泡を作る。それに対し H の生成の場合は、金属中水素の拡散速度が速いため移動するので気泡を作ることは無い。金属と水素が結合して物性を変えることはあるが、ボイドとしては影響しない。

He 気泡の分布は、ある程度 ^{10}B の分布に影響され、Fe, Ni 基合金では B は結晶粒界に集まりやすいという熱力学的解析の結果がある²⁾。しかし $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応で α 粒子が得る反跳エ

エネルギーが1.53 MeVで、飛程が約2 μm と大きいため、He気泡は金属中に比較的均等に分布する可能性もある。

高温で照射された場合、核変換によって生じたガスやボイドが粒界に生じ、これが延性の低下に寄与していると考えられる。しかし低温で照射した場合、均等に分布したままで集合や移動が少ないため、高温の場合とは影響の現われ方が異なる。

中性子照射後、照射温度以上の温度でアニールすることにより、照射によって生じた空孔や格子間での欠陥が消滅して照射前の性質が回復することがある。しかし原子が移動することによって生じた損傷は回復しても、核変換で生じた不純原子は無くなることはなく、気泡やボイドが集合、移動を行なうことによって延性を低下させることがある。従って照射後に機械強度試験を行なうまでの試料温度に対しては、十分な注意を払わなければならない。

4. 極低温照射実験に関する調査

4.1 調査対象

冷中性子源装置の減速材容器に使用する材料に関しての極低温下の照射効果を知るために、使用可能と思われる金属材料(A286, ステンレス鋼, インコネル)について、液体水素または液体窒素中に浸した状態で試料を照射し、その後温度を上げることなく照射後試験が行なわれたものについて調査した。

このような目的では、米国のNASAを中心とした、NERVA計画(The Nuclear Engine for Rocket Vehicle Application program)において必要な材料を極低温で照射し、機械的強度を測定する実験が多数行なわれた。このNERVA計画とは、水素を推進源とし、これを原子炉で加熱することによって推力を得るロケットの計画である。

水素は液体の状態です燃料タンクへ蓄えられており、まずエンジン周辺の冷却材として、圧力容器、ベリリウム反射体等の冷却に用いられる。最後に原子炉内で最高温度(約2500 K)に加熱されて噴射し、推進力となる。

原子炉周辺は、極低温から超高温までになり温度変化が激しいうえに高線量の照射を受ける。計画されている照射量は1時間の運転で 10^{18} nvt ($E > 1.0 \text{ MeV}$)であり、少なくとも圧力容器の構造材はこれ以上の照射に対し十分な機械的強度を保たなければならない。

この計画では、NERVAシステムで用いられる幅広い部品に対して、このような厳しい条件下でも健全性を保つことを証明するために、この原子炉を模擬した極低温下での照射実験が行なわれ、機械的強度が測定された。

ここで調べられた具体的な実験の一典型例として、レポート'FZK-381'に報告されているものについて述べる。この実験は、測定をThe Nuclear Aerospace Research Facility (NARF) of General DynamicsとThe Space Nuclear Systems Office (SNSO-C)が行ない、試料提供をAerojet Nuclear Systems Company (ANSC)とWestinghouse Astronuclear Laboratory (WANL)が行なった。

ここでは目的の材料(A286, INCONEL 718等)で作られた試料が、液体窒素中に浸

エネルギーが1.53 MeVで、飛程が約 $2\ \mu\text{m}$ と大きいため、He気泡は金属中に比較的均等に分布する可能性もある。

高温で照射された場合、核変換によって生じたガスやボイドが粒界に生じ、これが延性の低下に寄与していると考えられる。しかし低温で照射した場合、均等に分布したままで集合や移動が少ないため、高温の場合とは影響の現われ方が異なる。

中性子照射後、照射温度以上の温度でアニールすることにより、照射によって生じた空孔や格子間での欠陥が消滅して照射前の性質が回復することがある。しかし原子が移動することによって生じた損傷は回復しても、核変換で生じた不純原子は無くなることはなく、気泡やボイドが集合、移動を行なうことによって延性を低下させることがある。従って照射後に機械強度試験を行なうまでの試料温度に対しては、十分な注意を払わなければならない。

4. 極低温照射実験に関する調査

4.1 調査対象

冷中性子源装置の減速材容器に使用する材料に関しての極低温下の照射効果を知るために、使用可能と思われる金属材料(A286, ステンレス鋼, インコネル)について、液体水素または液体窒素中に浸した状態で試料を照射し、その後温度を上げることなく照射後試験が行なわれたものについて調査した。

このような目的では、米国のNASAを中心とした、NERVA計画(The Nuclear Engine for Rocket Vehicle Application program)において必要な材料を極低温で照射し、機械的強度を測定する実験が多数行なわれた。このNERVA計画とは、水素を推進源とし、これを原子炉で加熱することによって推力を得るロケットの計画である。

水素は液体の状態では燃料タンクへ蓄えられており、まずエンジン周辺の冷却材として、圧力容器、ベリリウム反射体等の冷却に用いられる。最後に原子炉内で最高温度(約2500 K)に加熱されて噴射し、推進力となる。

原子炉周辺は、極低温から超高温までになり温度変化が激しいうえに高線量の照射を受ける。計画されている照射量は1時間の運転で 10^{18} nvt ($E > 1.0\ \text{MeV}$)であり、少なくとも圧力容器の構造材はこれ以上の照射に対し十分な機械的強度を保たなければならない。

この計画では、NERVAシステムで用いられる幅広い部品に対して、このような厳しい条件下でも健全性を保つことを証明するために、この原子炉を模擬した極低温下での照射実験が行なわれ、機械的強度が測定された。

ここで調べられた具体的な実験の一典型例として、レポート'FZK-381'に報告されているものについて述べる。この実験は、測定をThe Nuclear Aerospace Research Facility (NARF) of General DynamicsとThe Space Nuclear Systems Office (SNSO-C)が行ない、試料提供をAerojet Nuclear Systems Company (ANSC)とWestinghouse Astronuclear Laboratory (WANL)が行なった。

ここでは目的の材料(A286, INCONEL 718等)で作られた試料が、液体窒素中に浸

された状態で照射された後、この温度を変えことなく破壊実験を行ったり、アニールのために取り出したり、また液体窒素温度以上のいくつかの温度での実験が行なわれた。この照射実験は、The Ground Test Reactor (GTR) の北側と西側の照射位置にある2つのデュアーで行なわれており、北側では $E > 1 \text{ MeV}$ の速中性子に対し $1 \times 10^{18} \sim 1 \times 10^{19} \text{ nvt}$ 、西側では $3 \times 10^{17} \sim 1 \times 10^{18} \text{ nvt}$ の照射が行なわれた。この照射は、1970年5月21日から6月19日にわたって行なわれ、GTWは10MWで、合計6000MWh運転された。

この照射に先立って、これらのデュアーに液体窒素を入れた状態でマッピング・ランが2回行なわれており、試料位置での中性子束が正確に決められている。6000MWh照射が行なわれた後も照射セルに液体窒素の供給を続け、短半減期核種のための10日間のクールダウンを行なった後、テストセルから取り出した。

テスト試料を入れた内側容器は、大きなシリンダー形の貯蔵デュアーに入れられており、これから機械強度試験装置 (IML) に移された。この間のすべての操作は、試料が液体窒素に浸されたままの状態で行なわれた。この照射後試験は、1970年8月30日から11月30日にかけて行なわれた。

4.2 試験項目

機械強度試験項目のうち、基本的でありかつ一般的に行なわれている次の6項目について整理した。

- 1 伸び (elongation)
- 2 断面収縮率 (area reduction)
- 3 引張り強さ (ultimate tensile strength)
- 4 0.2%オフセット降伏応力 (yield stress at 0.2% offset)
- 5 ノッチ引張り強さ (ultimate tensile strength notched)
- 6 剪断応力 (shear strength)

静的引張り加重に対する性質を調べるための引張り試験を行なった時に現れる典型的な応力-歪特性を第5図に示す。材料の延性を示すものとしては、試験片が破壊するまで引張り、その時の伸びともとの長さの比をとった伸び率、さらに破断時の断面積ともとの断面積の比をとった断面収縮率がある。

さらに引張り強さ、ノッチ引張り強さ、剪断応力を、強度のパラメータとして着目した。また明瞭に降伏点を示さないような材料に対しては、0.2%の残留歪を生ずる応力を降伏応力としている。

これらの値は、さらに試験片によっても大きく影響される。従って基本的な試験片として次の4つを取り上げた。

- 1 平板 (plate)
- 2 ロッド (rod)
- 3 溶接 (welded)
- 4 鍛造 (forging)

この項目でくくったため、その時の他の条件は無視される。たとえば「溶接」では、試験片の形に関係なく、「平板」も「ロッド」も含まれている。

表 1.1 A286 及び INCONEL 718 中の He 生成量

中性子束 (nvt)		He 生成量 (原子量比)	
熱中性子	速中性子	A286	INCONEL 718
1×10^{18}	1×10^{18}	4.2×10^{-11}	3.3×10^{-11}
1×10^{19}	1×10^{17}	1.1×10^{-9}	1.9×10^{-9}
1×10^{20}	1×10^{18}	7.3×10^{-8}	1.9×10^{-7}
1×10^{21}	1×10^{19}	6.8×10^{-6}	1.8×10^{-5}
1×10^{22}	1×10^{20}	5.2×10^{-4}	1.4×10^{-3}
(*) 1.7×10^{22}	1.7×10^{20}	1.1×10^{-3}	3.1×10^{-3}

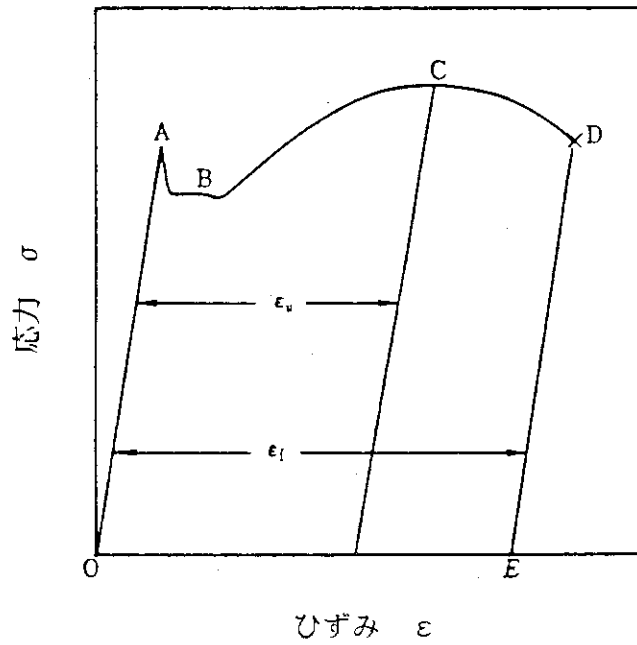
(*) JRR-3 改造炉の冷中性子源装置減速材容器位置での3万時間(設計寿命)の照射に対応している。

表 1.2 純Ni 及び 純Fe 中の He 生成量

中性子束 (nvt)		He 生成量 (原子量比)	
熱中性子	速中性子	純Ni	純Fe
1×10^{18}	1×10^{18}	2.8×10^{-11}	6.7×10^{-11}
1×10^{19}	1×10^{17}	2.8×10^{-9}	6.7×10^{-10}
1×10^{20}	1×10^{18}	2.8×10^{-7}	6.7×10^{-8}
1×10^{21}	1×10^{19}	2.7×10^{-5}	7.1×10^{-6}
1×10^{22}	1×10^{20}	2.1×10^{-3}	7.1×10^{-7}
(*) 1.7×10^{22}	1.7×10^{20}	4.6×10^{-3}	1.2×10^{-6}

表 2 原子炉に使用される合金の化学組成³⁾

合金	規格				化学組成 (wt%)													備考
	JIS	AISI	ASTM	AMS	C	Si	Mn	Ni	Cr	Co	Mo	W	Nb	Ti	Al	Fe	その他	
インコイ 800	NCF 2		B-163, B-407 B-408, B-409		0.05	0.50	0.75	32.5	21.0						0.38	0.38	46	
801				5552, 5742	0.05	0.50	0.75	32.0	20.5					1.13		44.5		
802					0.32	0.38	0.75	32.5	21.0					0.75	0.58	46		
901				5660, 5661	0.05	0.40	0.45	42.7	13.5		6.2			2.5	0.25	残	0.015B	
A-286	SUH 660	660	A-453, A-461	5525, 5731, 5732 5734, 5735, 5736 5737, 5804, 5805 7235, 7478, 7479 7481	0.05	0.40	1.40	26	15		1.25			2.15	0.2	残	0.03V	
HK-40	SCH 22		A-297, A-351, A-567		0.41	1.02	0.87	20.53	24.37		0.01					残	製造合金	
ハステロイ B			A-494, B-295, B-304 B-333, B-335	5396	0.05	1.0	1.0	残	1.0	2.50	28					5		
C			A-194, A-567, B-295 B-304, B-334, B-336	5388, 5389, 5530 5750	0.04	0.50	0.35	残	16.0	1.0	16.0	4.0				6	0.2V	
C-276					0.004	<0.01	0.34	残	16.4	1.1	16.3	3.7			0.22	6	0.2V	
X		680	B-435	5390, 5536, 5587 5588, 5754, 5798 5799, 7237	0.10	1.0	1.0	残	22	2.0	9	0.6				18		
ハステロイ R-235		686			0.15			残	15.5	Max. 2.5	5.5			2.5	2.0	10		
インコネル 600	NCF 1	—	B-163, B-166 B-167, B-168	5540, 5580, 5665 5683, 5687, 7232	0.05	0.25	0.5	76.0	15.5							8.0		
601					0.05	0.25	0.5	60.5	23.0						1.35	14.1	0.25Cu	
617					0.03	0.43	0.04	残	20.5	12.0	8.5			0.35	1.20	—		
625		—	B-443, B-444 B-446	5599, 5666	0.05	0.25	0.25	61.0	21.5		9.0		3.7	0.2	0.2	2.5		
700					0.16	0.25	0.10	残	15.0	28.0	3.0			2.2	3.0	0.07		
702		—	—	5550	0.04	0.20	0.05	残	15.6					0.7	3.4	0.4		
718		—	—	5383, 5589, 5590 5596, 5597, 5562 5563, 5564, 5832	0.04	0.30	0.20	残	18.6		3.1		5.0	0.9	0.4	18.5		
X-750 (NCF 3)		688	A-461	5542, 5582, 5595 5667, 5668, 5669 5670, 5671, 5699 5779	0.04	0.70	0.30	残	15.0				0.90	2.50	0.80	6.80		
Nimonic 80A					0.05	0.50	0.70	残	20.0	Max. 2.0				2.30	1.2	Max. 5.0		
Pyromet 860					0.05	0.10	0.25	44	13	4.0	6.0			3.0	1.0	残	0.01B	



点Aの応力 = σ_{uy} = 上部降伏応力

点Bの応力 = $\sigma_{iy} = \sigma_y$ = (下部) 降伏応力

点Cの応力 = σ_u = 最大引張り応力 = 引張り強さ

点Dの応力 = σ_f = 破壊応力

ϵ_u = 一様ひずみ (伸び)

ϵ_t = 全ひずみ (伸び)

$$Ra = \text{断面収縮率} = \frac{A_0 - A}{A_0} \times 100$$

A_0 = 試験前の試験部の断面積

A = 試験後の試験部の断面積

第5図 材料の典型的な応力-ひずみ特性²⁾

5. 測定結果の比較

5.1 調査範囲

調査した材料の範囲は、A 2 8 6, ステンレス鋼, インコネルとした。ステンレス鋼, インコネルに含まれる材料を表 3 に示す。照射及び試験温度は, 液体水素温度または液体窒素温度である。この 2 種類の温度間では機械的強度の差が見られないため, 同一グラフ上に示した。グラフは各試験項目の照射線量の変化に対する値を示した。

試験項目は前述した通り, 1) 伸び, 2) 断面収縮率, 3) 引張り強さ, 4) 0.2% オフセット降伏応力, 5) ノッチ引張り強さ, 6) 剪断応力であり, 試験片素材は, 1) 平板, 2) ロッド, 3) 溶接, 4) 鍛造である。

グラフに表記したアルファベットは出典を示している。表 4 にアルファベットとレポートとの対照を示す。

表 3 ステンレス鋼及びインコネルに含まれる材料

ステンレス鋼	インコネル
SUS 301	625
SUS 303 Se	713 C
SUS 304	718
SUS 310	718 WS
SUS 310 CW	X-750
SUS 310 Se	
SUS 347	
SUS 347 (A)	
SUS 347 - C	
SUS 440 C	
17-7 PH	
AM 350	
A286	

表 4 アルファベットとレポートの対照

A : AGC - 2743
B : FZK - 263 - 1
C : FZK - 263 - 2
D : FZK - 342 - 1
E : FZK - 381
F : NAS 3 - 7987
G : RN - S - 0401
H : RN - S - 0451
I : RN - S - 0520
J : TID/SNW -- 12
K : TID/SNW -- 638
L : TID/SNW -- 1055
M : TID/SNW -- 1561
N : WANL - TME - 705
O : WANL - TME - 1281
P : WANL - TME - 2795
Q : WANL - TME - 2799
R : ERR - AN - 085

5.2 A 2 8 6

A 2 8 6 は、JIS SUH660 (AISI 660) 相当品であり⁴⁾、オーステナイト系の耐熱鋼である。JIS SUH660 と AISI 660 との化学成分の比較を表 2 に示すが、成分比はほぼ一致している。

この材料が、JRR-3 改造炉に設置する冷中性子源装置の減速材容器に計画されており、極低温下で約 1×10^{19} nvt (速中性子) までの照射データが得られている。この結果を第 6.1 図～第 6.5 4 図に示す。(溶接試験片のデータは見当たらなかった。)

平板試験片の照射結果をみると、伸びにわずかな減少がある。液体水素温度のほうが液体窒素温度に比べて減少が大きい、それでもその値は 30% 程度であり、実用上は問題にならない領域での変化である。断面収縮率、引張り強さには、ほとんど影響はみられない。降伏応力には増加傾向がみられる。伸びと併せて考えると硬化していることがわかるが、その変化量が小さいため、実用上は問題にならない。ノッチ引張り強さ、剪断応力には、ほとんど変化がない。

ロッド試験片の結果は、平板試験片と比較すると実験ごとのばらつきが大きい。しかし、どの実験でも照射量による変化はみられない。鍛造試験片の結果でもロッド試験片ほどではないが、伸び、断面収縮率にデータのばらつきがあった。ここでも 10^{19} nvt までの照射線量による変化はほとんどなかった。溶接試験片に対しての実験は見当たらなかった。

次に高温での照射実験との比較のため、A 2 8 6 のボルトを 405°C で 3×10^{21} nvt まで照射した結果を第 7 図に示す⁵⁾。この時の結果と低温照射のロッド試験片とを比較すると、高温照射のデータに温度による影響がまだでない約 400°C 以下の試験条件では、低温照射のデータは高温のものとはほとんど一致している。伸びは高温で約 15% であり、レポート E がこの程度である。断面収縮率については、低温のデータ点はばらついており、高温のデータは約 50% でやや大きいもののその範囲のなかにある。引張り強さは低温での照射時の値が $200 \sim 250$ ksi 程度であり、高温の値が $100 \sim 120$ ksi になっているので、これは低温の値の範囲内に入っている。これらのことから、極低温で照射された時でも、試験時の温度が 400°C 程度以下の高温照射とは、機械的強度に対する影響はほとんど変わらない。

5.3 ステンレス鋼

ステンレス鋼は、原子炉で最も多く使われている構造材であり、常温以上での照射効果を調べた研究は多い。照射量、照射温度、材料試験条件等の条件が、試験結果に複雑に影響する。

極低温での結果を第 8.1 図～第 8.2 4 図に示す。(A 2 8 6 も含めて示した) A 2 8 6 で見られたように、ここでも照射温度の液体水素温度と液体窒素温度との相違は機械的強度に変化をもたらさない。また、測定データ点のばらつきは大きくなっているが、照射量の変化が及ぼす影響は小さい。

常温での照射効果との比較のため、第 9 図と第 10 図を示す。第 9 図には、照射温度が 100°C 以下と 290°C の場合での照射量と耐力及び伸びの関係が示されている。照射量が 10^{20} nvt 以上になった時に変化が起こっており、 10^{19} nvt 程度まではあまり変化していない。極低温の結果はど

注) $1 \text{ ksi} = 1 \text{ klb} / \text{in}^2 = (0.454 / 2.54^2) \text{ kg} / \text{cm}^2 = 0.0704 \text{ kg} / \text{cm}^2$
 $= 7.04 \times 10^{-6} \text{ kg} / \text{cm}^2$

れも照射量が 10^{19} nvt 以下であり、照射による影響はどれにも見られない。これは高温での結果と一致している。

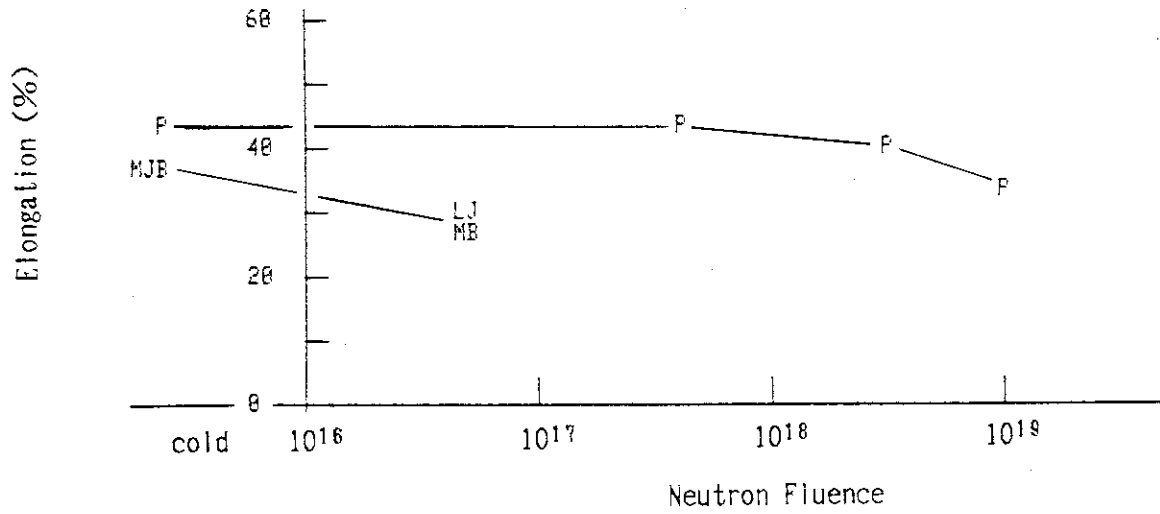
多数のオーステナイト鋼に対する常温での結果を第10図に示す。この場合でも測定データ点のばらつきは広がり、各材料間の差は特には認められない。極低温での照射の場合も同様の傾向を示し、照射量が 10^{19} nvt 以下の場合に照射の影響がでないという点でよく一致している。

中性子照射による性質変化は主に、He生成と格子欠陥が原因である。高温では、ボイド形成、Heの移動等が起こるが、常温以下では照射された状態の後の変化が少ない。従って常温以下ではこれらの影響がなく、常温と極低温のデータが一致していることと対応している。

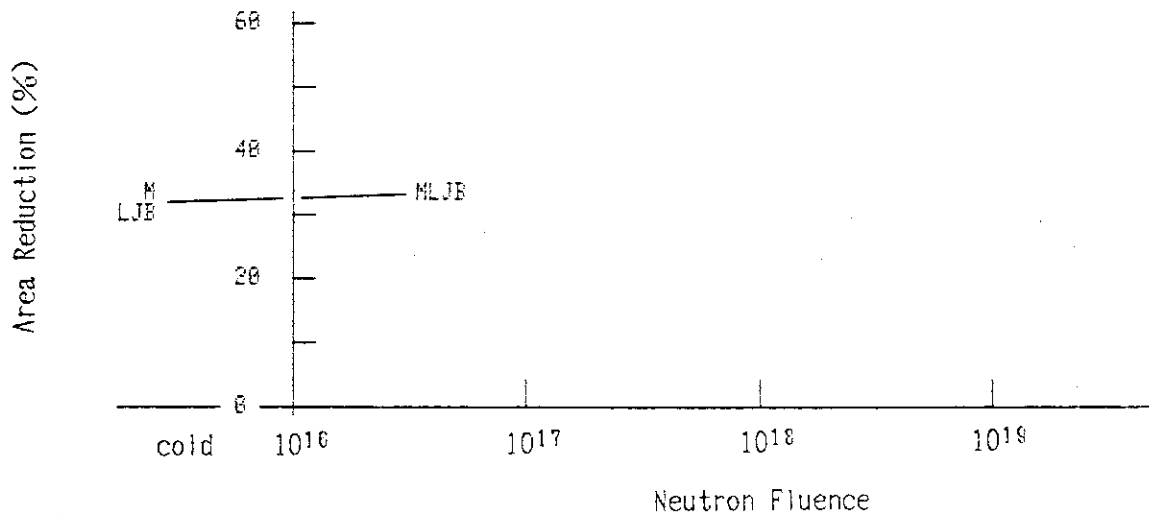
5.4 インコネル

インコネルは耐食・耐熱合金として開発され、原子炉でも特に高温下で多く利用されている。これは、オーステナイト系ステンレス鋼よりもNi, Cr, Mo等を多量に含んでおり、組成が安定なオーステナイト単相を示すNi基合金である。これらの成分を表2に示す。インコネルは腐食抵抗が高く、高温での酸化、腐食に強い。特に300℃程度の高温純水中で安定で、塩化物イオンが存在する雰囲気での応力腐食割れに強いため、軽水炉に信頼性の高い材料として利用されている。

インコネルは耐熱合金であるため、高温で照射されたときの挙動はよく調べられているが、極低温で照射されたデータは多くない。その結果を第1.1.1図～第1.1.2.4図に示す。ステンレス鋼のようにデータ点はばらついているが、やはり照射量が 1×10^{19} nvt 以下では、それによる影響はほとんどない。

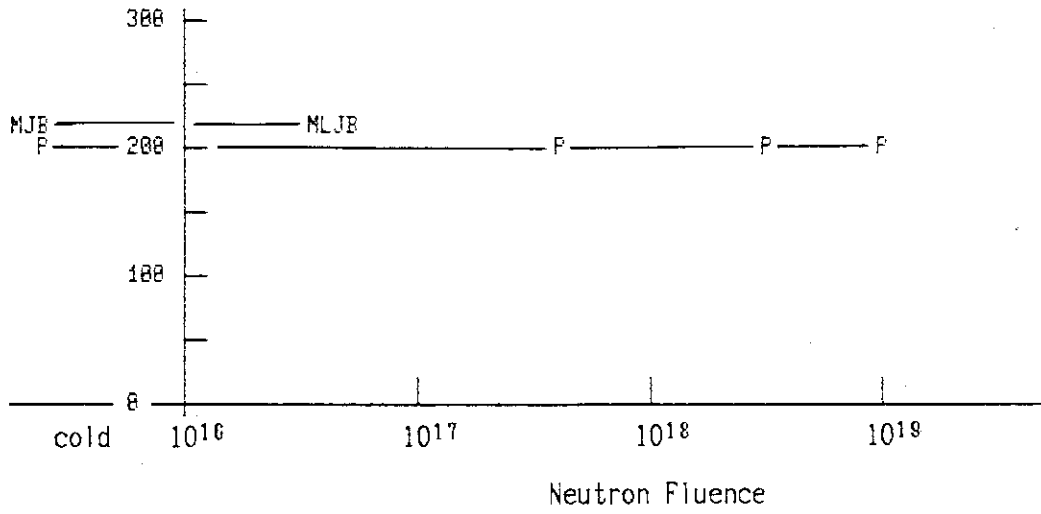


第6.1図 A286 (平板) の伸び
液体水素温度及び液体窒素温度



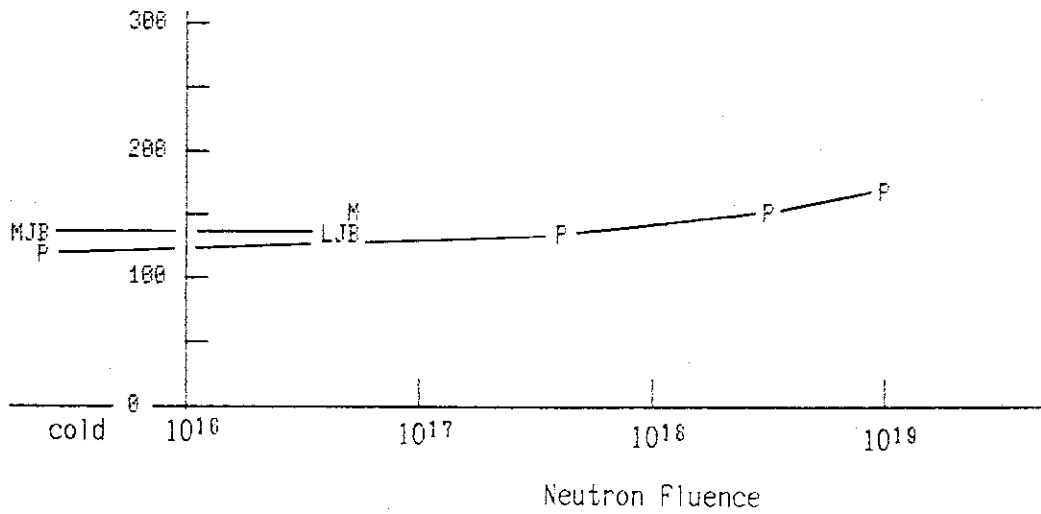
第6.2図 A286 (平板) の断面収縮率
液体水素温度及び液体窒素温度

Ultimate Tensile Strength (ksi)

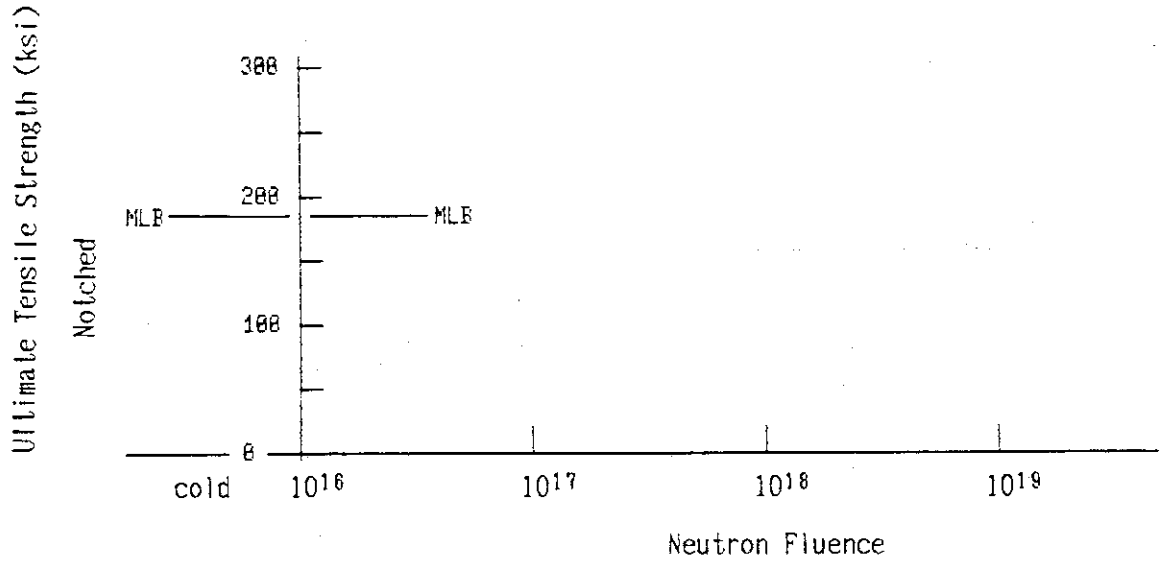


第6.3図 A286 (平板) の引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度

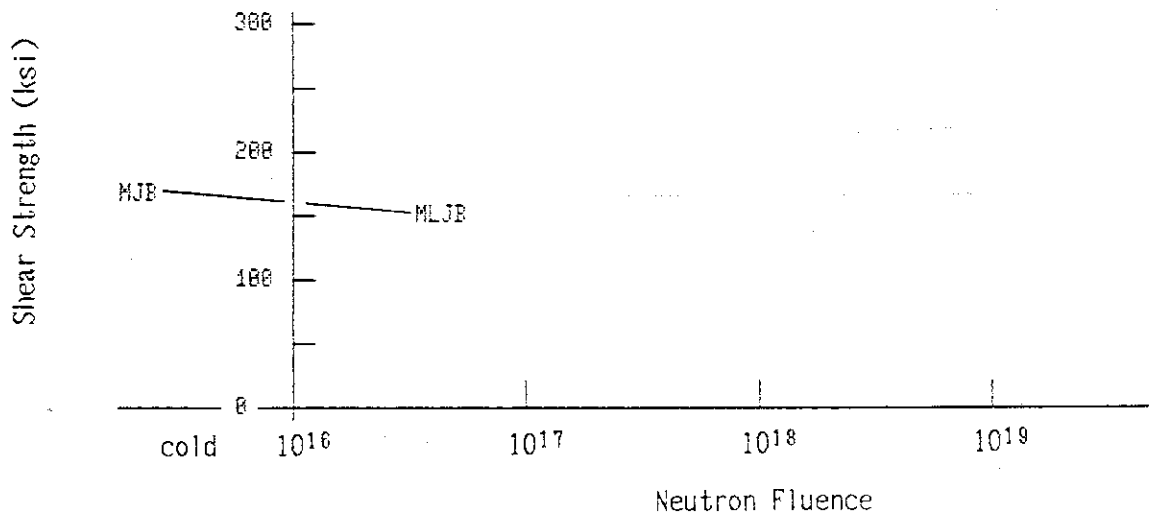
0.2% Yield Strength (ksi)



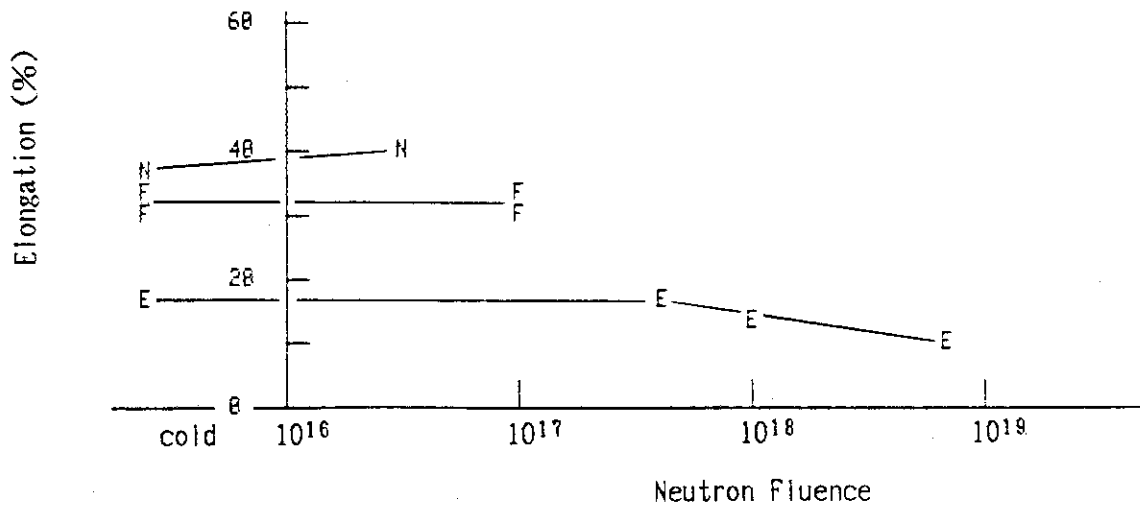
第6.4図 A286 (平板) の 0.2% オフセット降伏応力
液体水素温度及び液体窒素温度



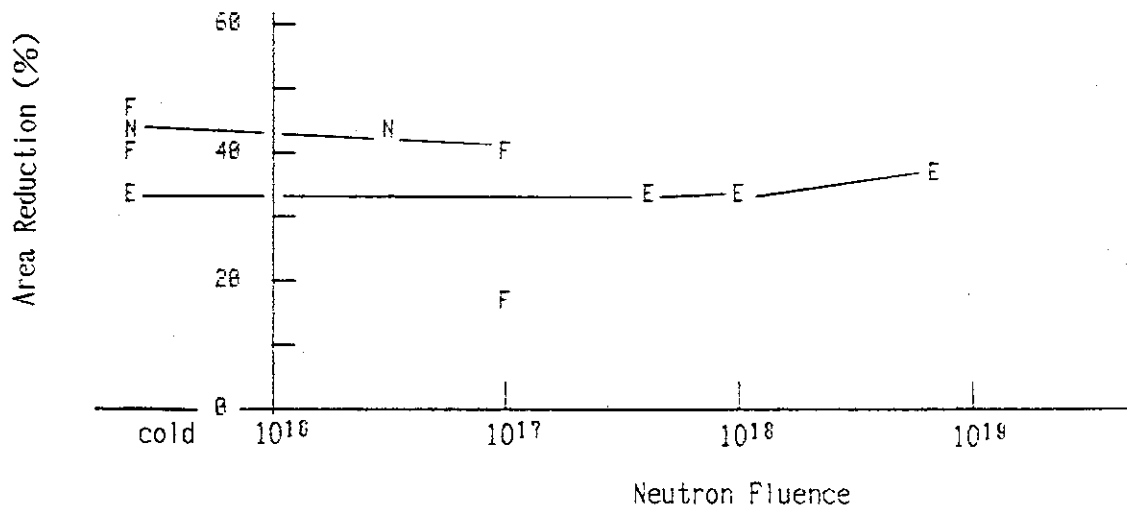
第6.5図 A286 (平板) のノッチ引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



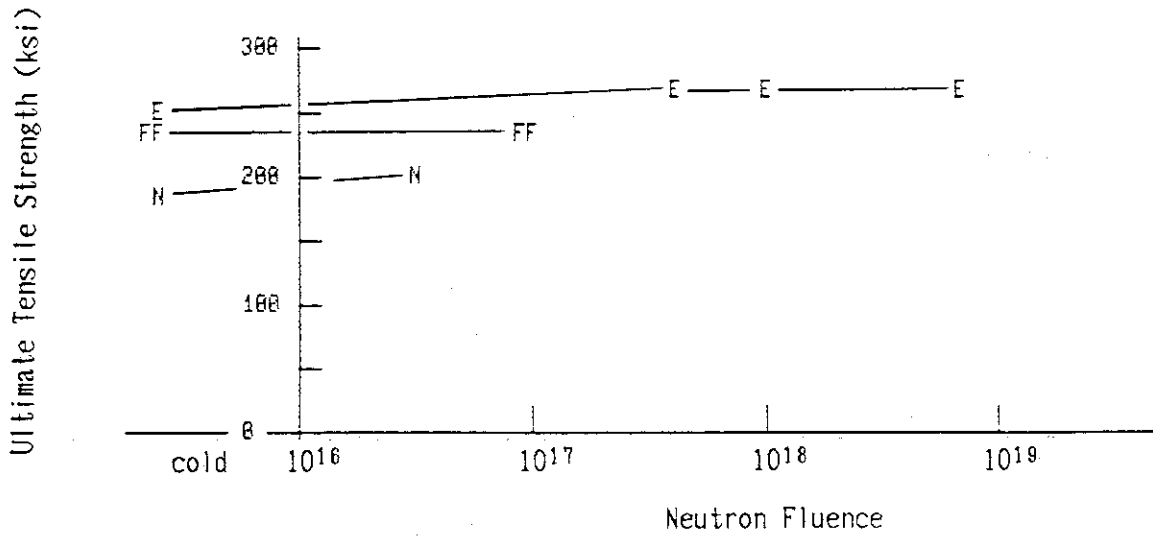
第6.6図 A286 (平板) のせん断応力
液体水素温度及び液体窒素温度



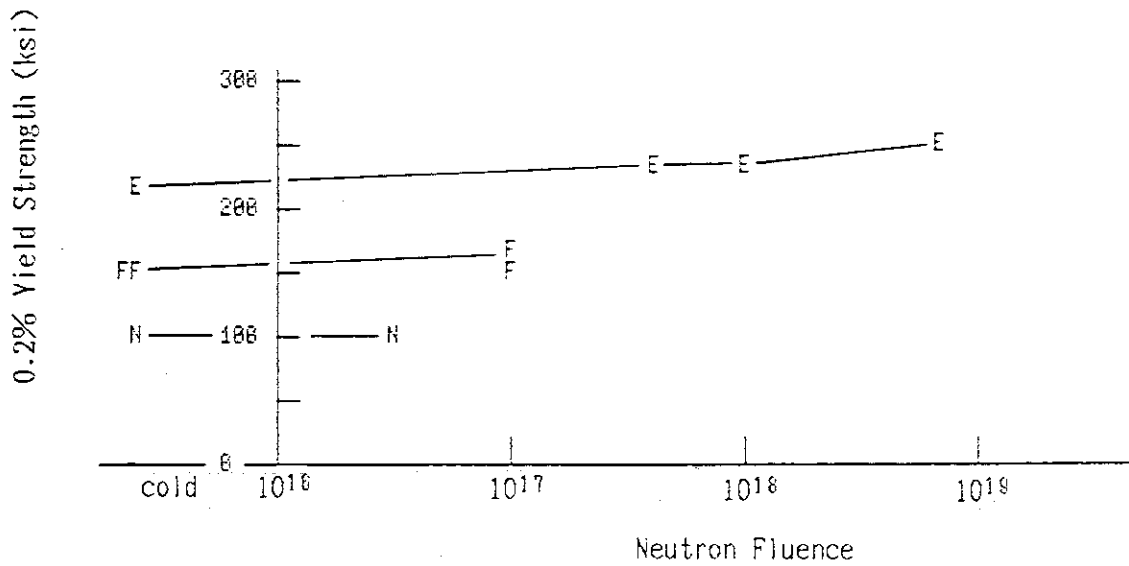
第6.7図 A286 (ロッド) の伸び
液体水素温度及び液体窒素温度



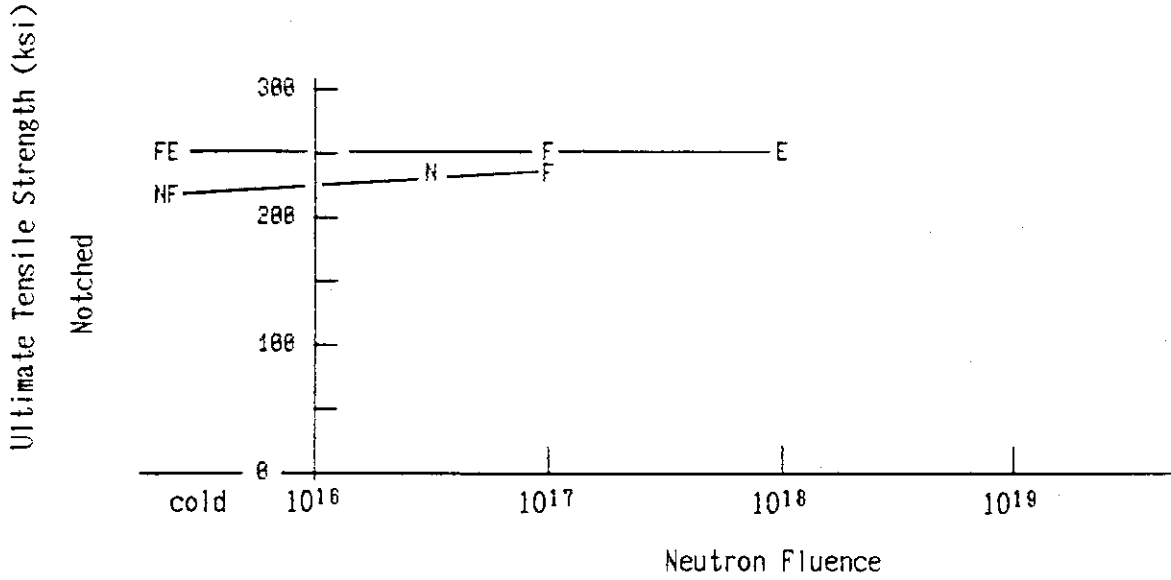
第6.8図 A286 (ロッド) の断面収縮率
液体水素温度及び液体窒素温度



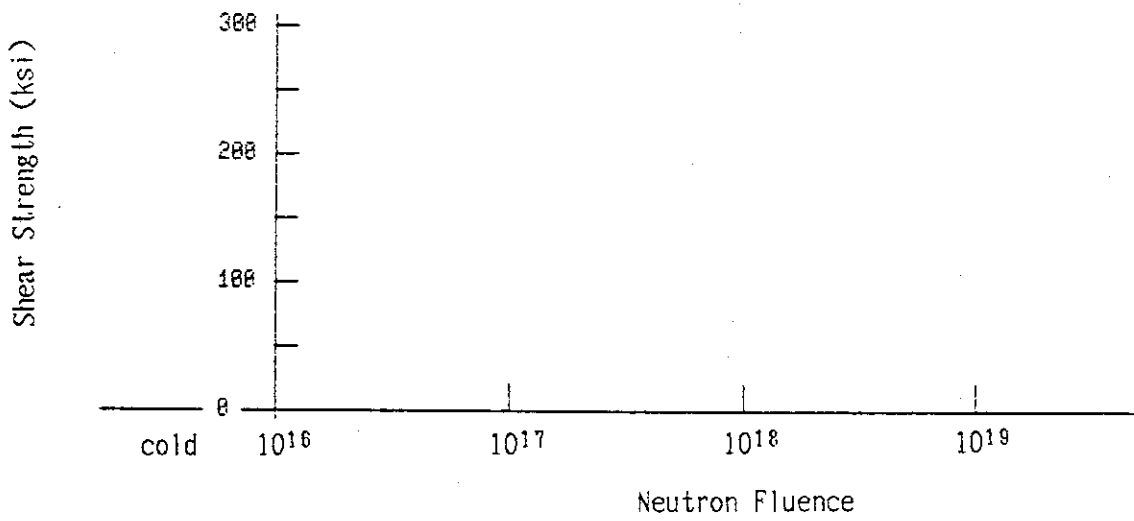
第6.9図 A286 (ロッド) の引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



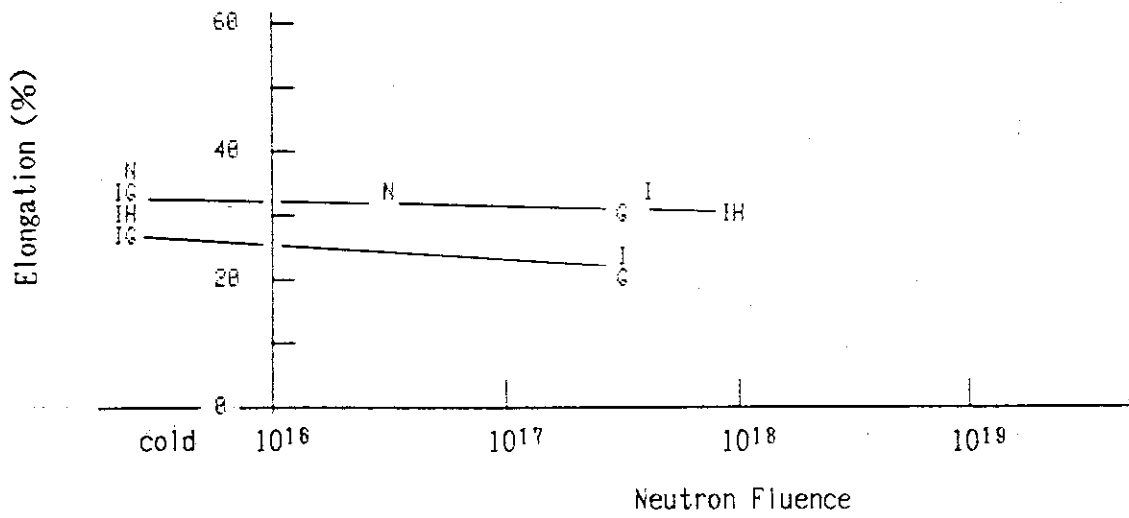
第6.10図 A286 (ロッド) の 0.2% オフセット降伏応力
液体水素温度及び液体窒素温度



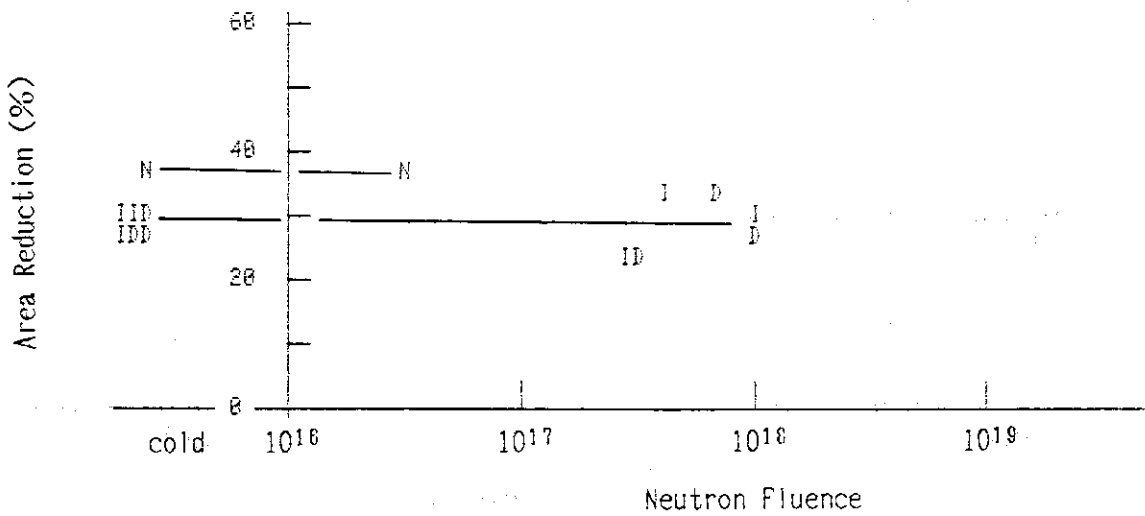
第6.11図 A286 (ロッド) のノッチ引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



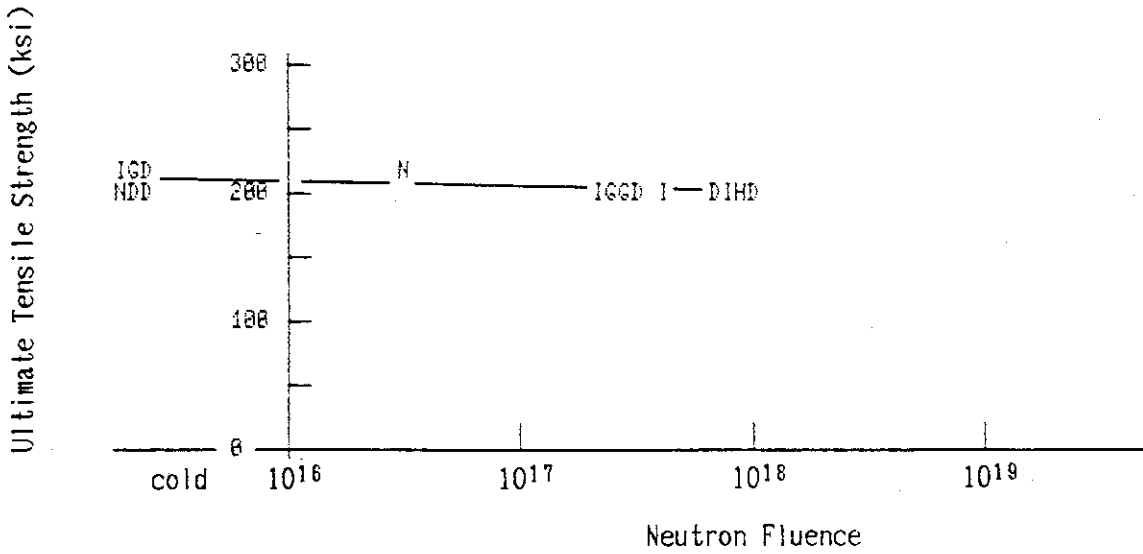
第6.12図 A286 (ロッド) のせん断応力
液体水素温度及び液体窒素温度



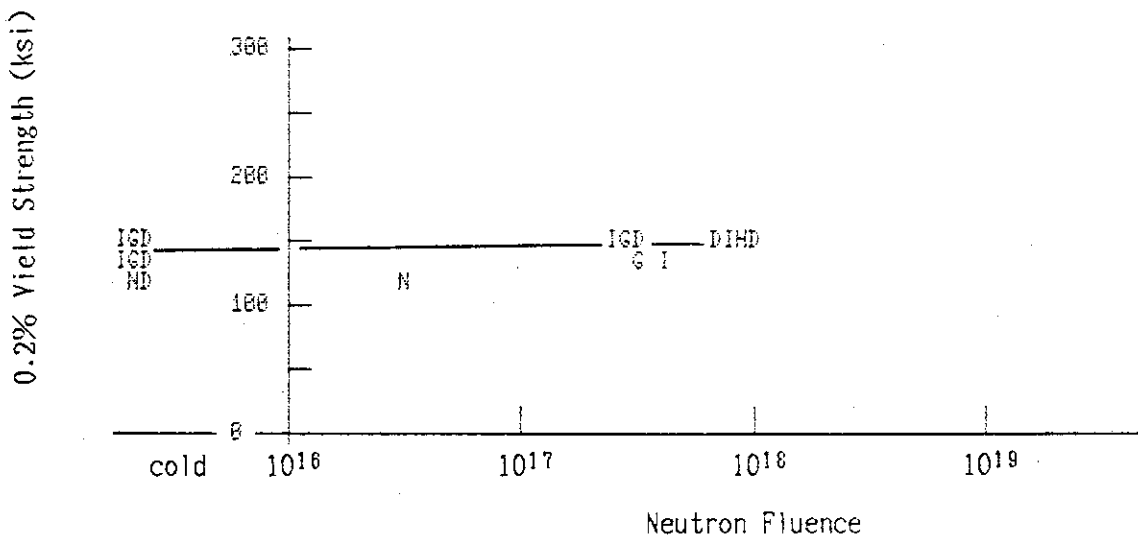
第6.13図 A286 (鍛造) の伸び
液体水素温度及び液体窒素温度



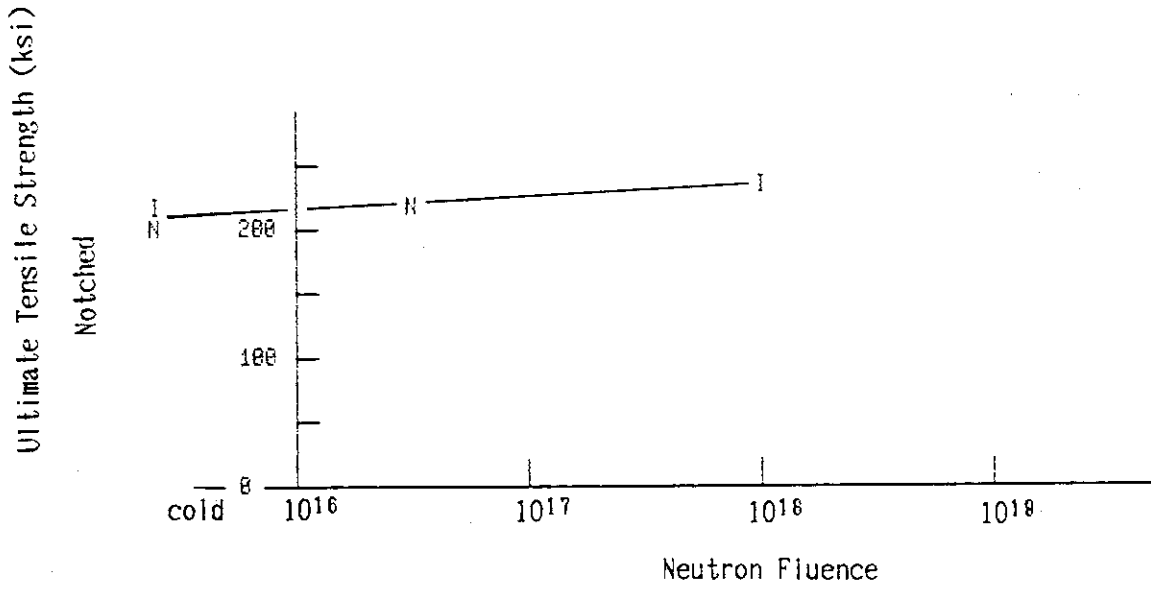
第6.14図 A286 (鍛造) の断面収縮率
液体水素温度及び液体窒素温度



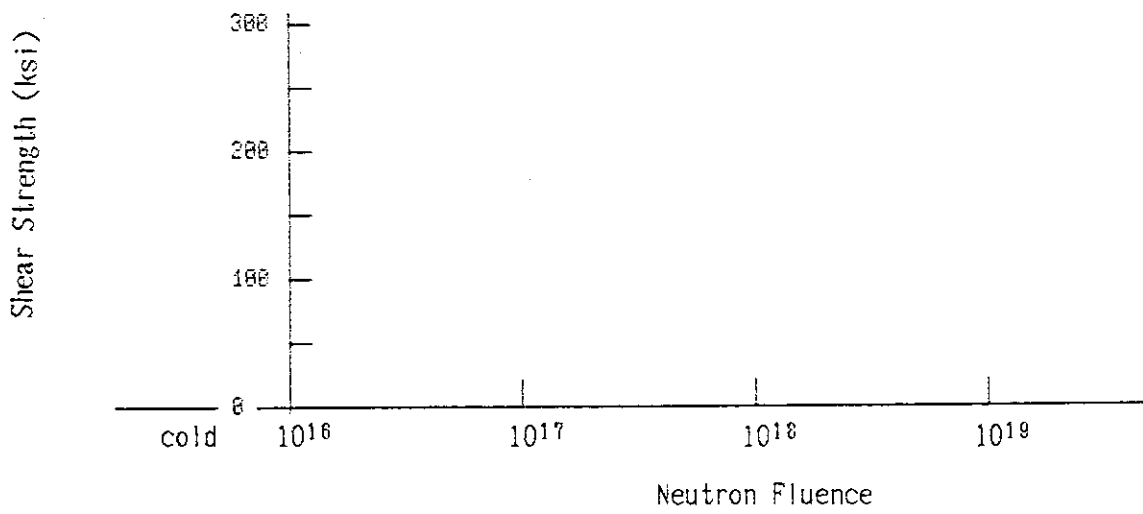
第6.15図 A286 (鍛造) の引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



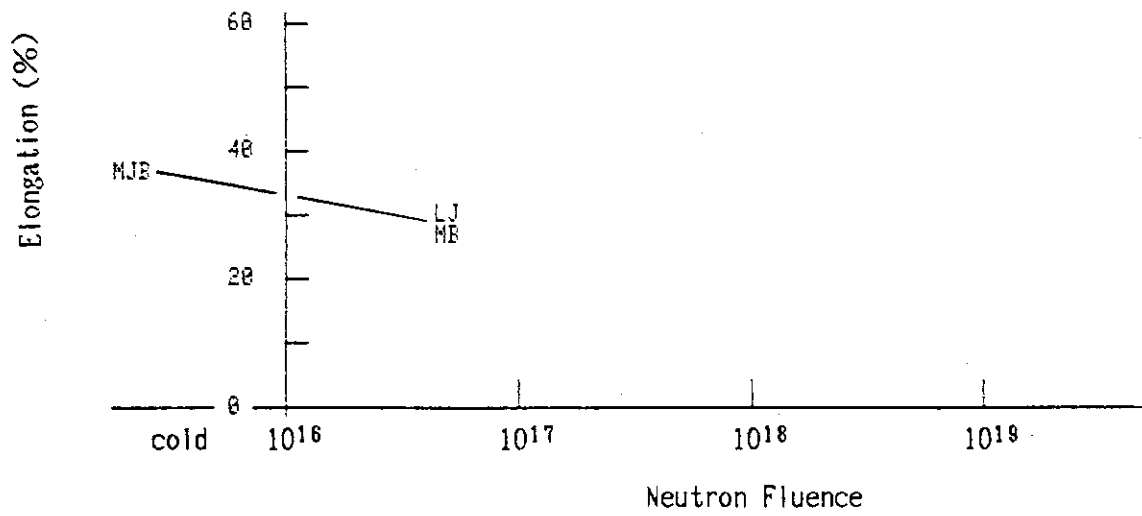
第6.16図 A286 (鍛造) の 0.2% オフセット降伏応力
液体水素温度及び液体窒素温度



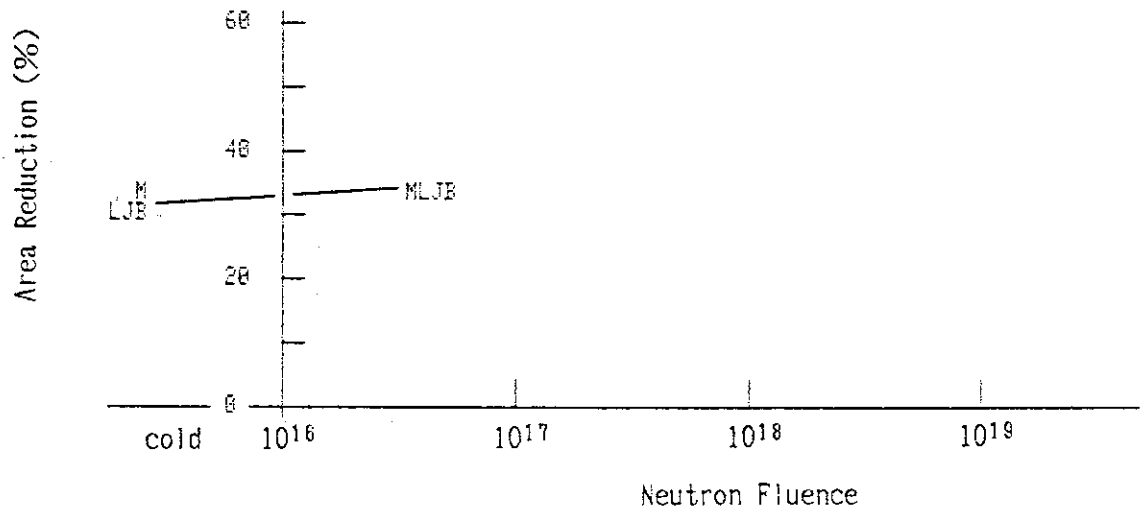
第6.17図 A286 (鍛造) のノッチ引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



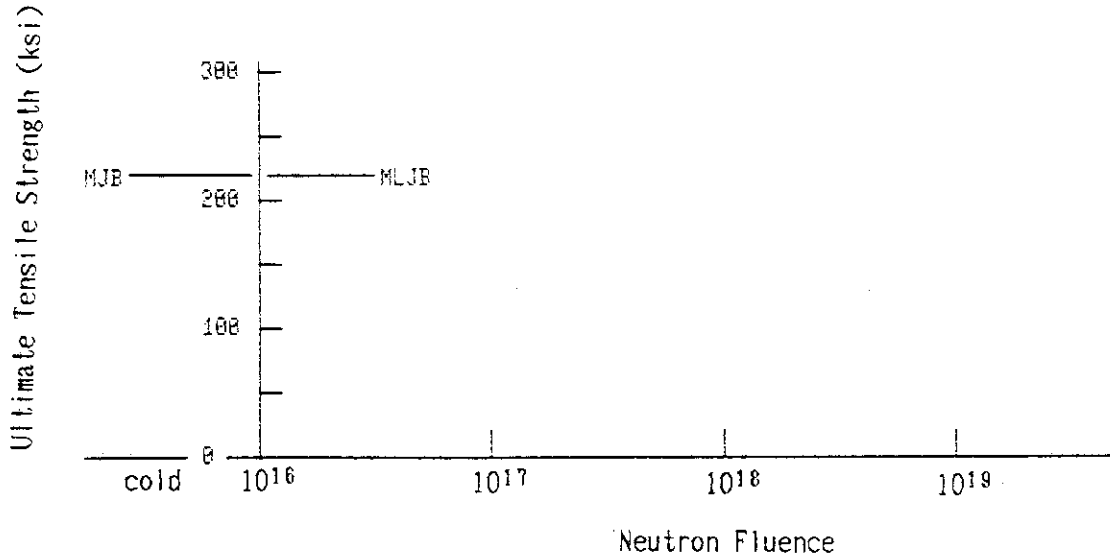
第6.18図 A286 (鍛造) のせん断応力
液体水素温度及び液体窒素温度



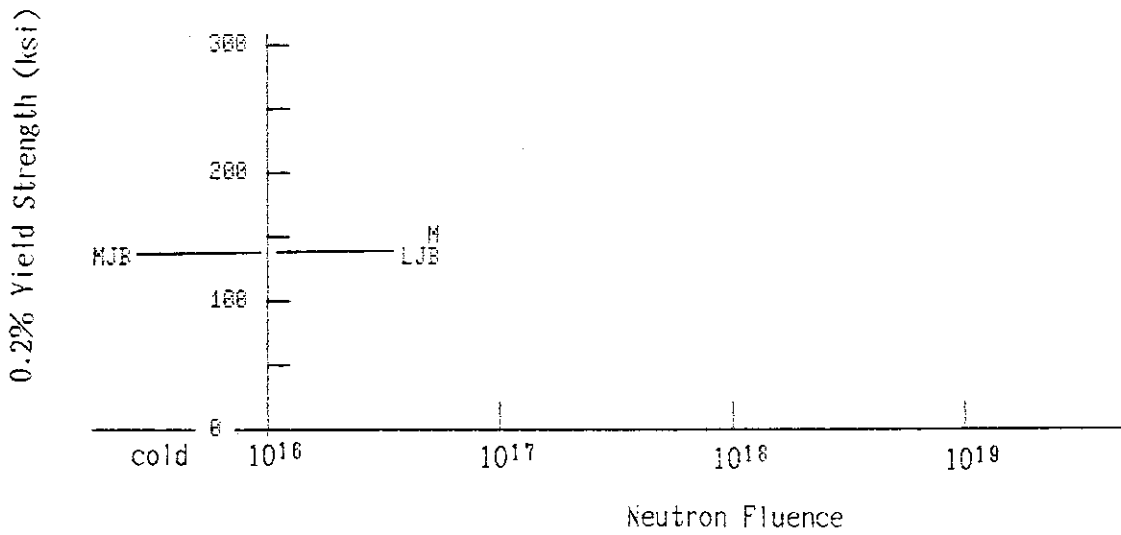
第6.19図 A286 (平板) の伸び
液体水素温度



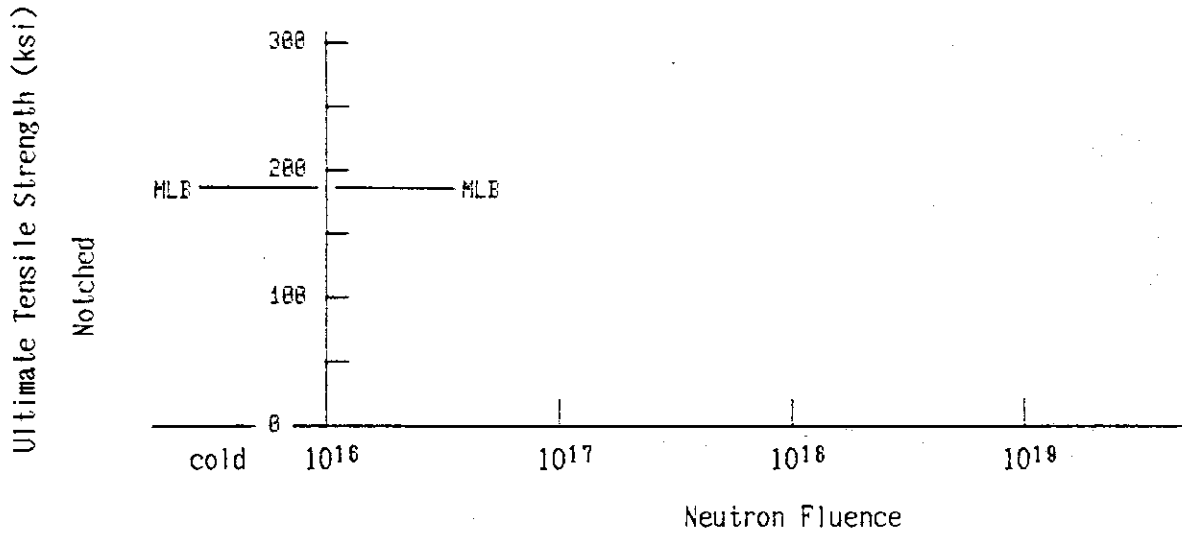
第6.20図 A286 (平板) の断面収縮率
液体水素温度



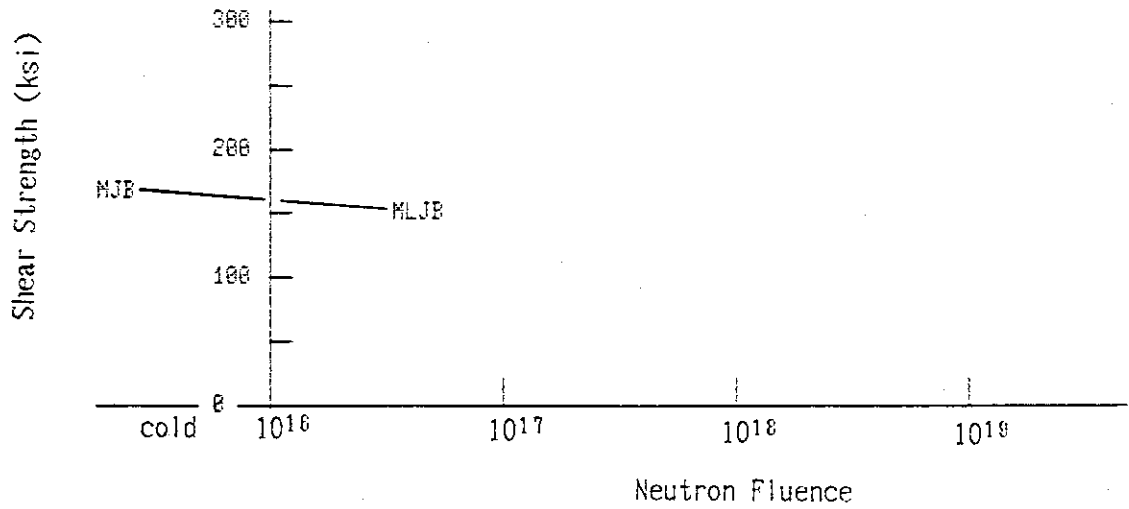
第6.21図 A286 (平板) の引張強さ
液体水素温度



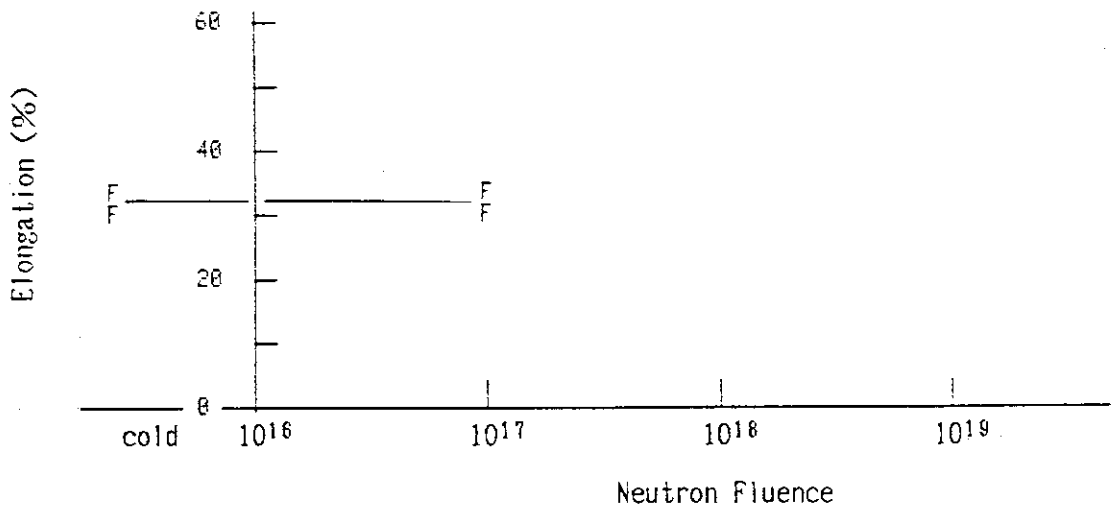
第6.22図 A286 (平板) の 0.2% オフセット降伏応力
液体水素温度



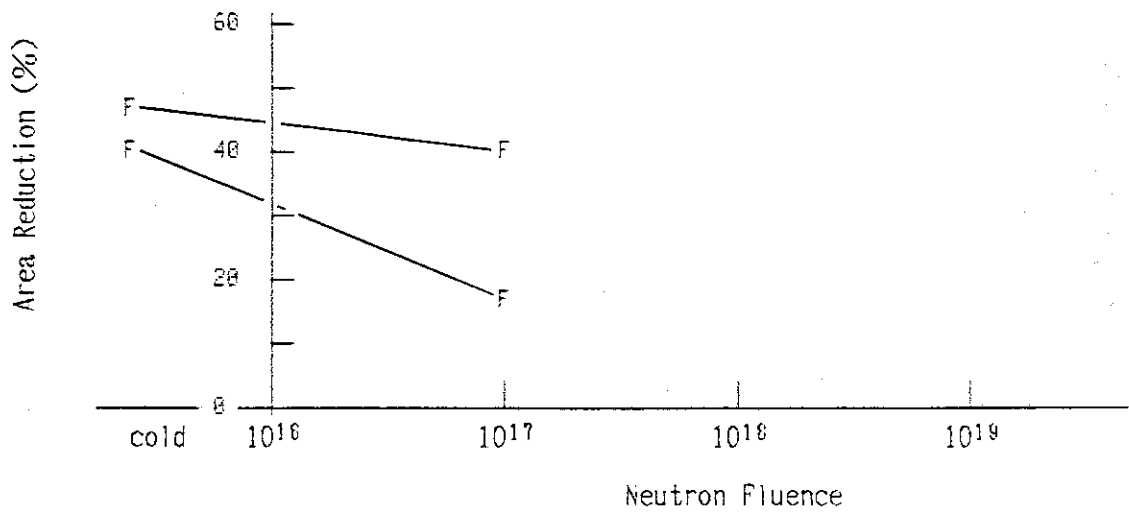
第6.23図 A286 (平板) のノッチ引張強さ
液体水素温度



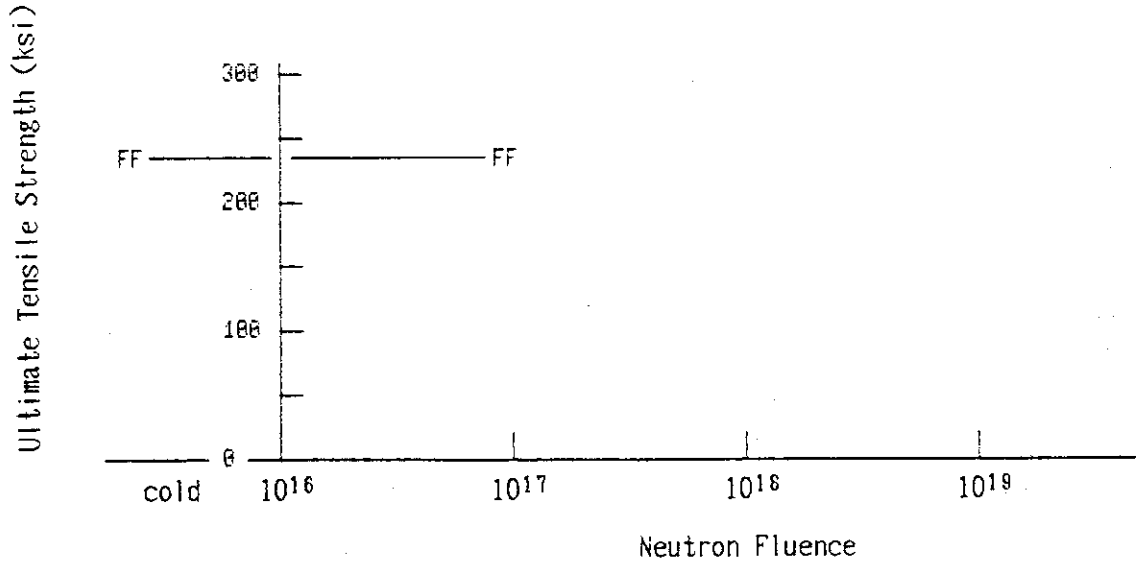
第6.24図 A286 (平板) のせん断応力
液体水素温度



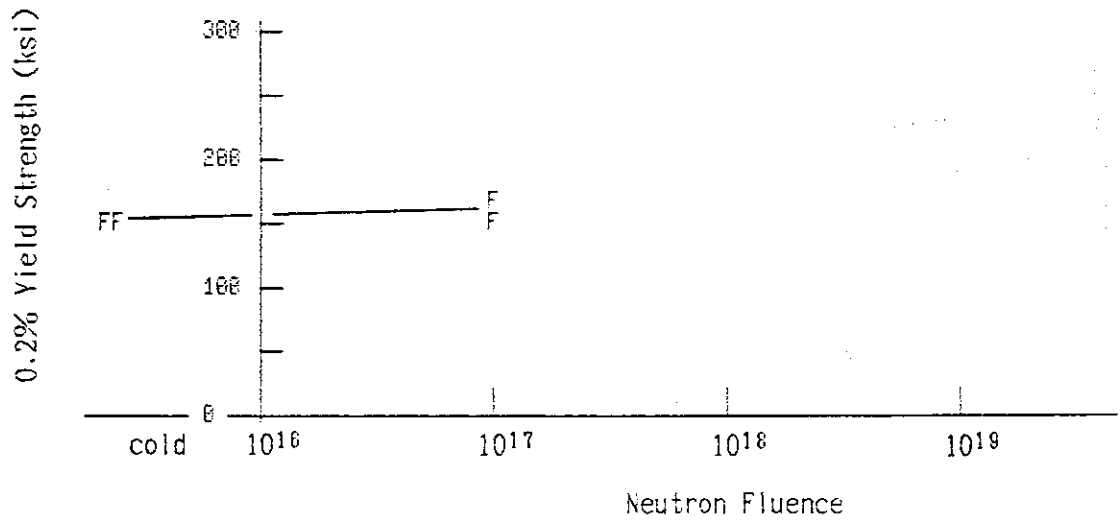
第6.25図 A286 (ロッド) の伸び
液体水素温度



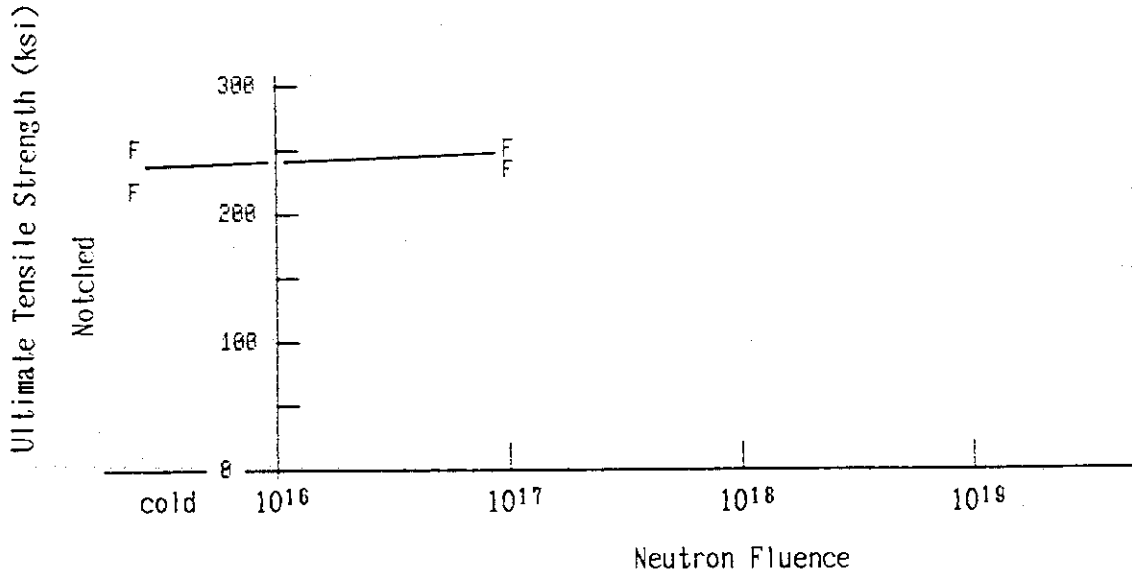
第6.26図 A286 (ロッド) の断面収縮率
液体水素温度



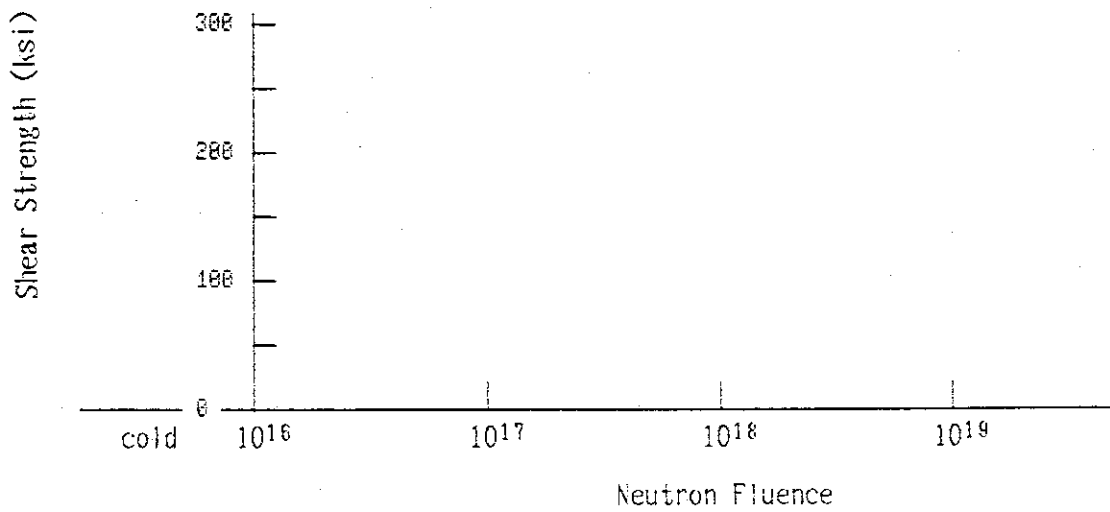
第6.27図 A286 (ロッド) の引張強さ
液体水素温度



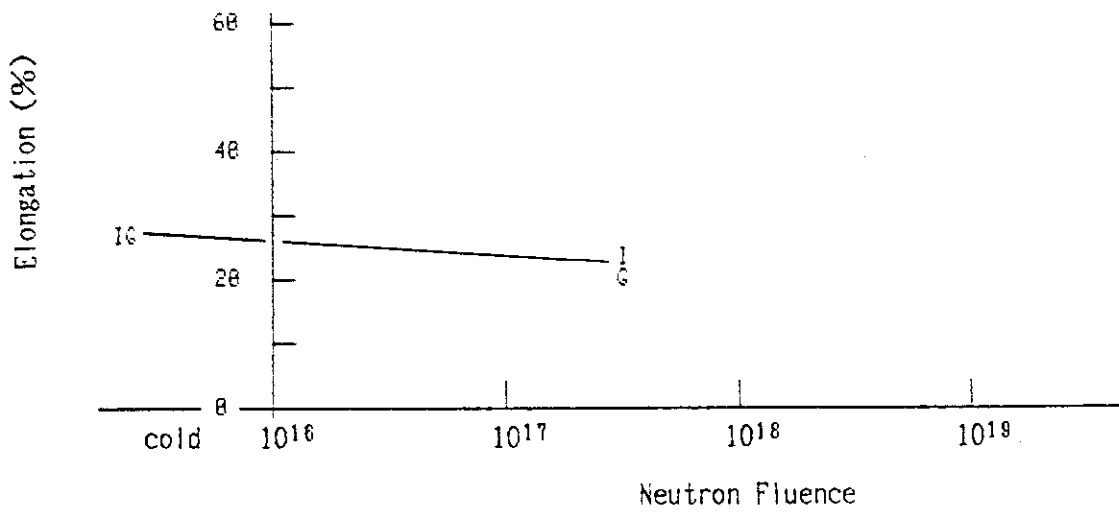
第6.28図 A286 (ロッド) の 0.2% オフセット降伏応力
液体水素温度



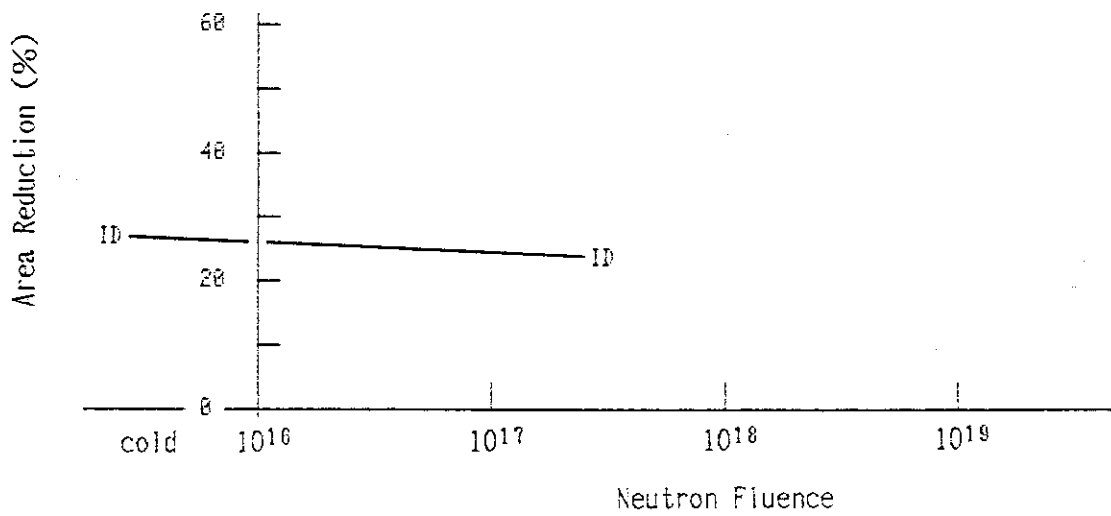
第6.29図 A286 (ロッド) のノッチ引張強さ
液体水素温度



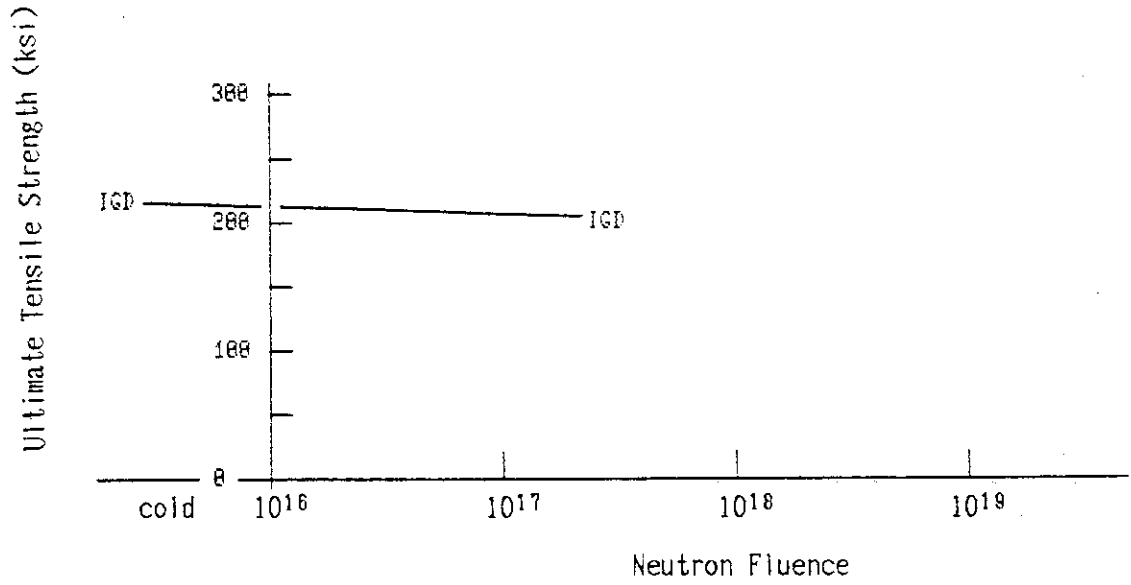
第6.30図 A286 (ロッド) のせん断応力
液体水素温度



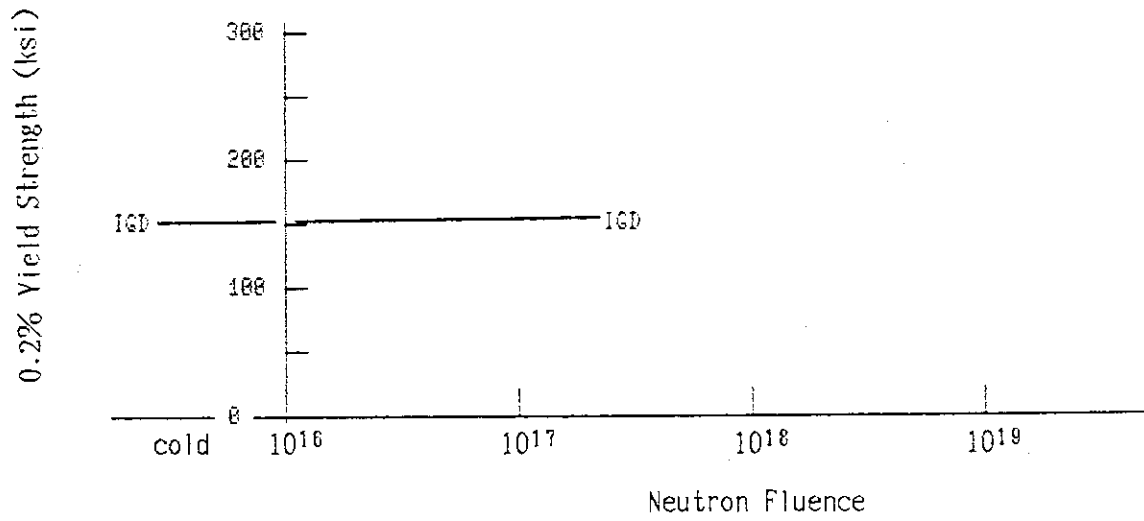
第6.31図 A286 (鍛造) の伸び
液体水素温度



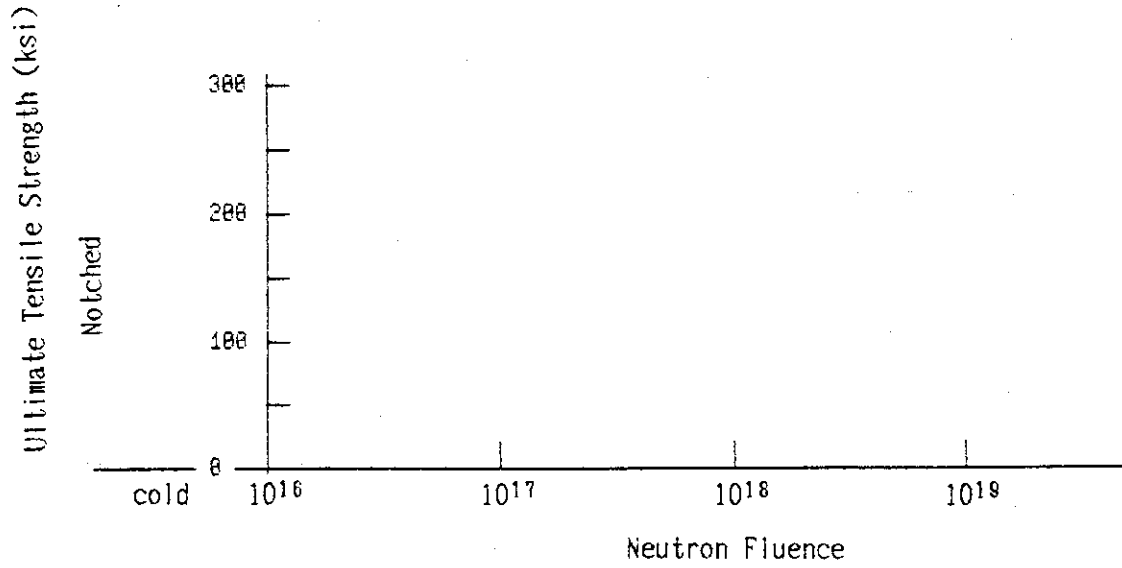
第6.32図 A286 (鍛造) の断面収縮率
液体水素温度



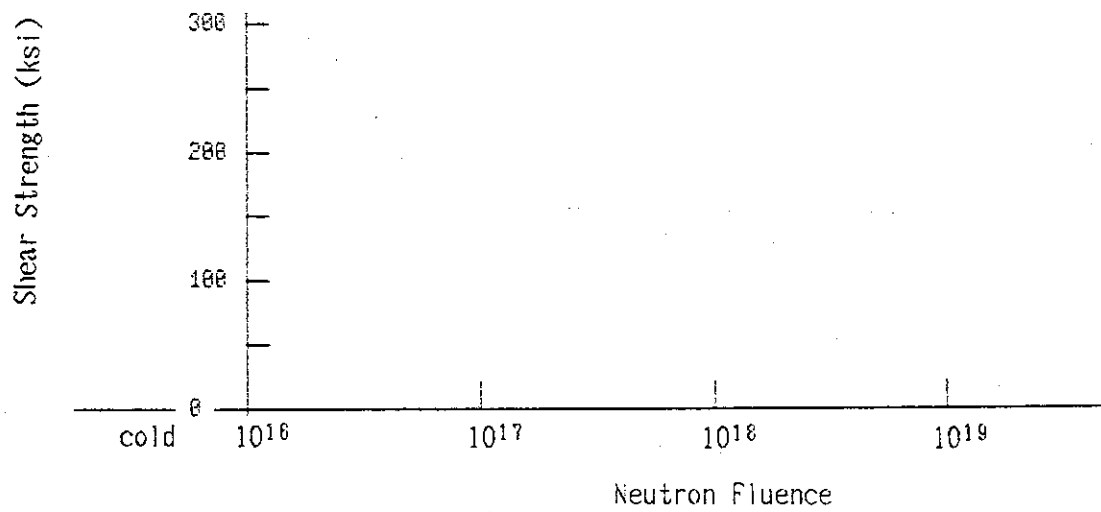
第6.33図 A286 (鍛造) の引張強さ
液体水素温度



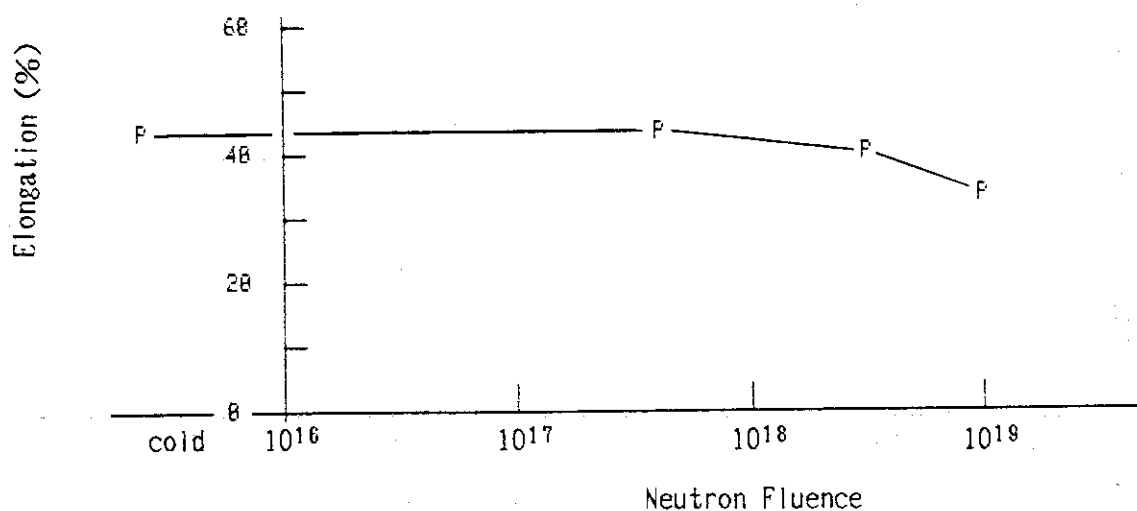
第6.34図 A286 (鍛造) の 0.2% オフセット降伏応力
液体水素温度



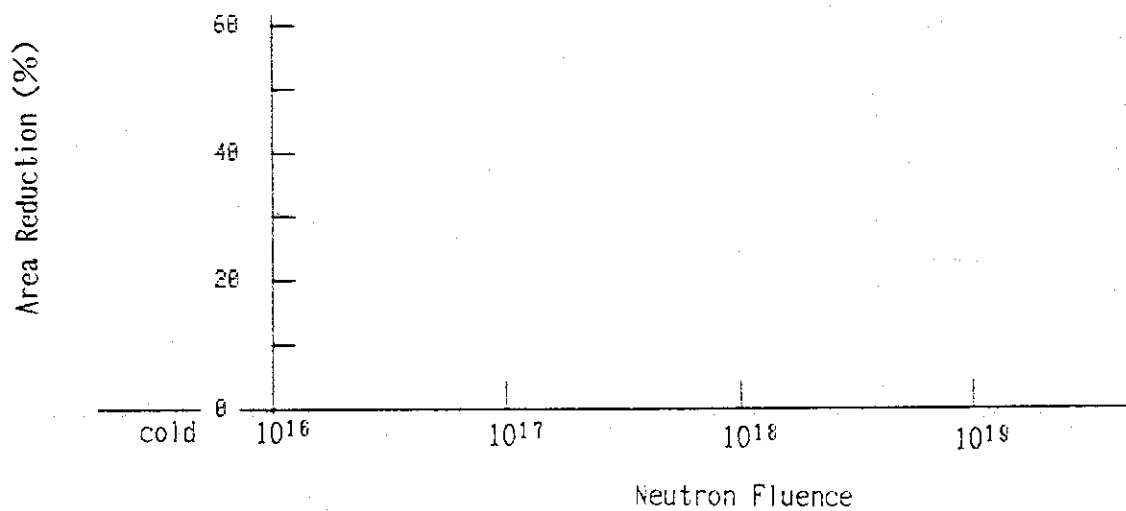
第6.35図 A286（鍛造）のノッチ引張強さ
液体水素温度



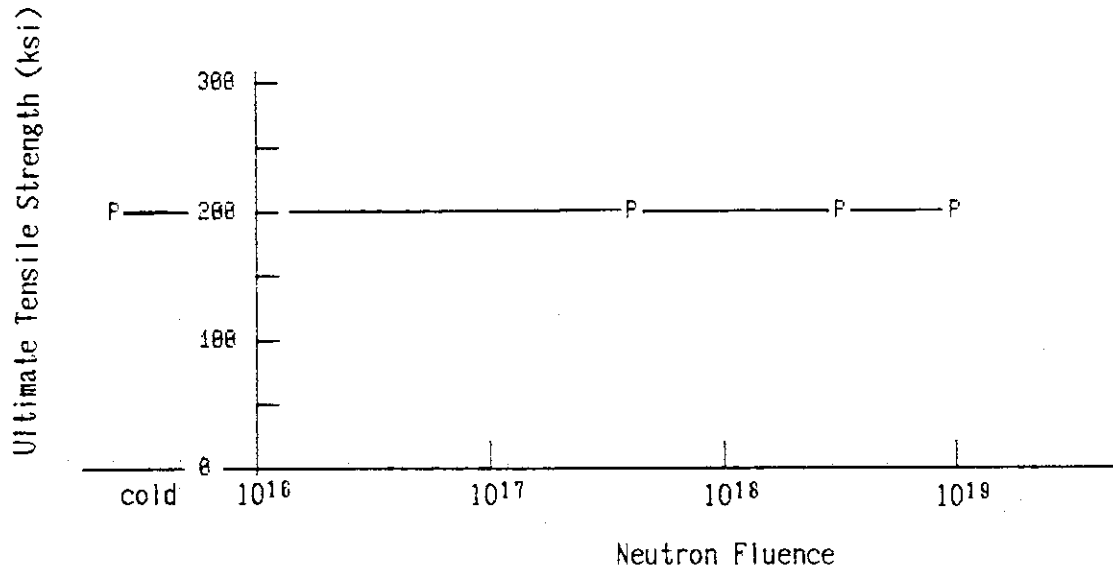
第6.36図 A286（鍛造）のせん断応力
液体水素温度



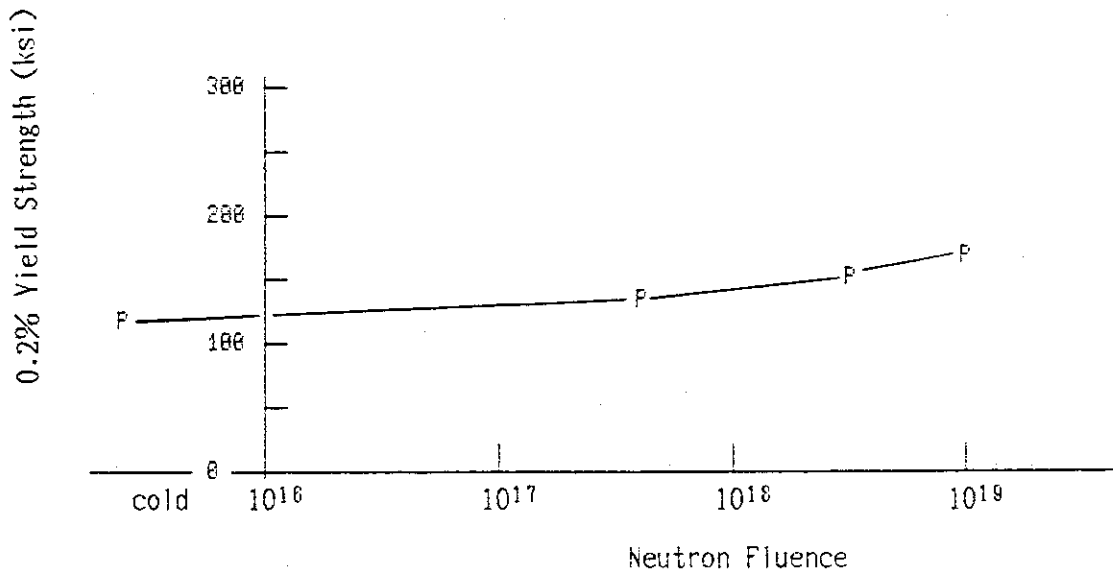
第6.37図 A286 (平板) の伸び
液体窒素温度



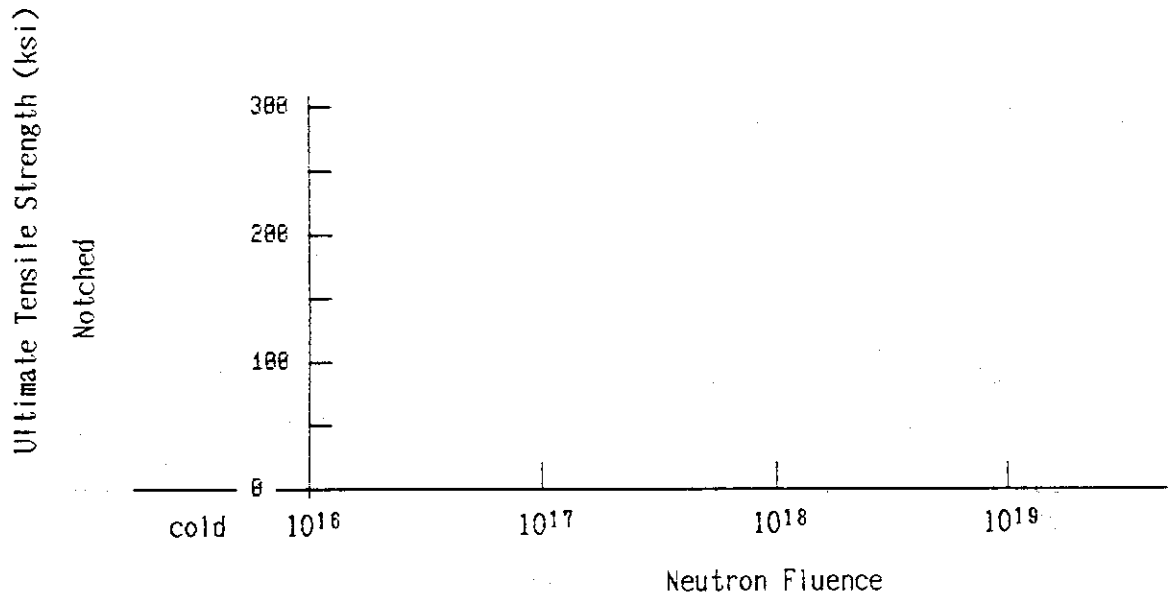
第6.38図 A286 (平板) の断面収縮率
液体窒素温度



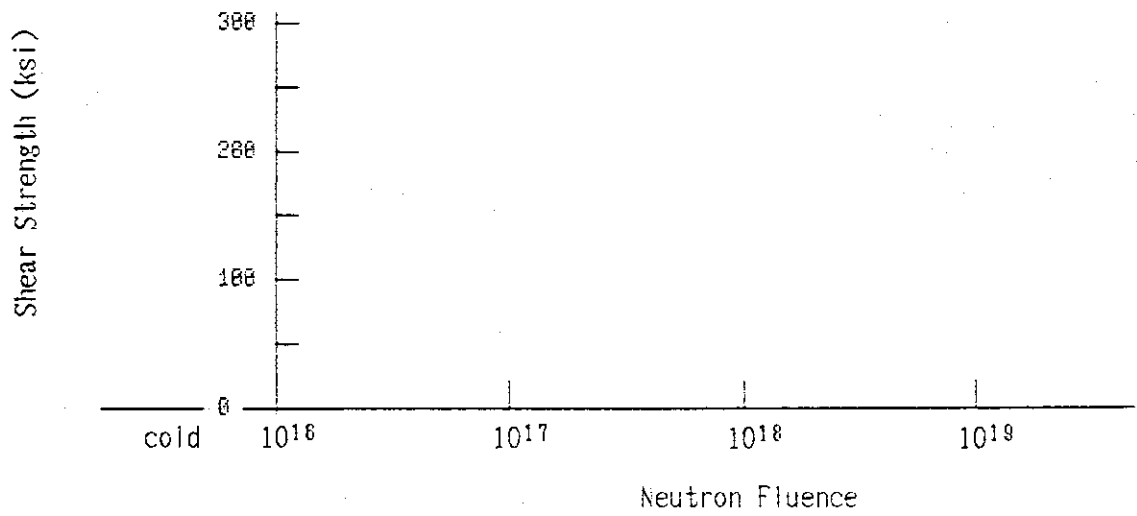
第6.39図 A286 (平板) の引張強さ
液体窒素温度



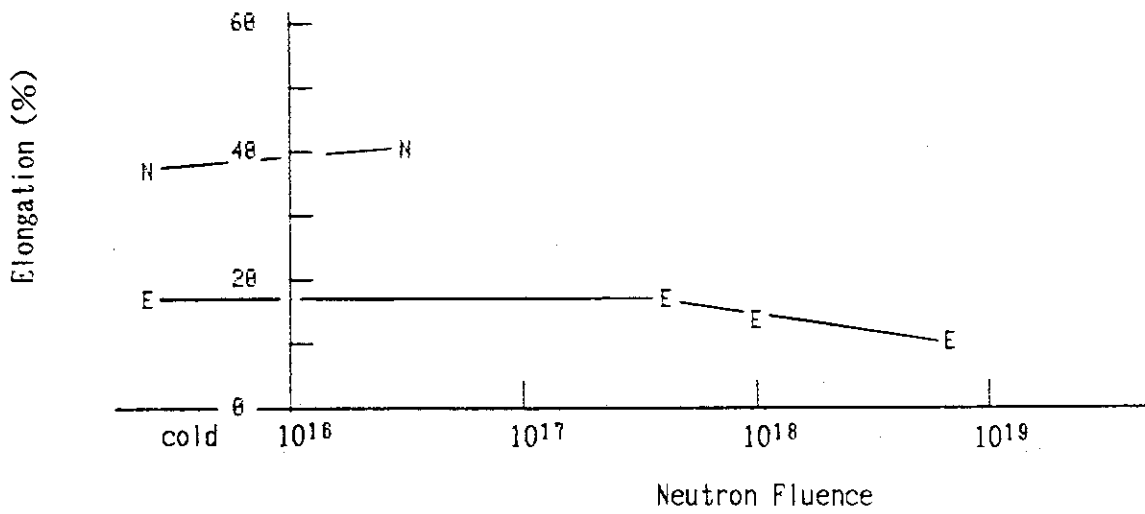
第6.40図 A286 (平板) の 0.2% オフセット降伏応力
液体窒素温度



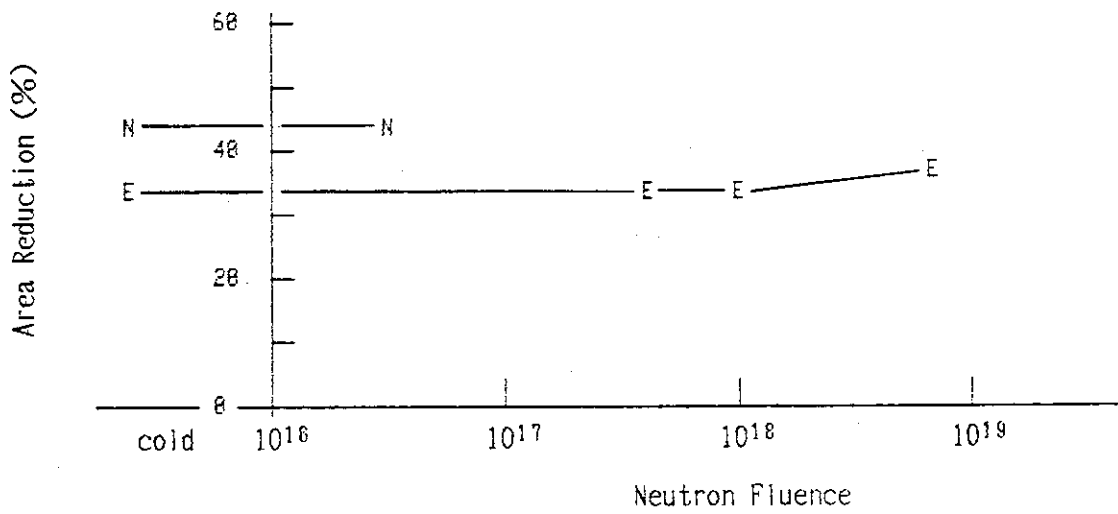
第6.41図 A286 (平板) のノッチ引張強さ
液体窒素温度



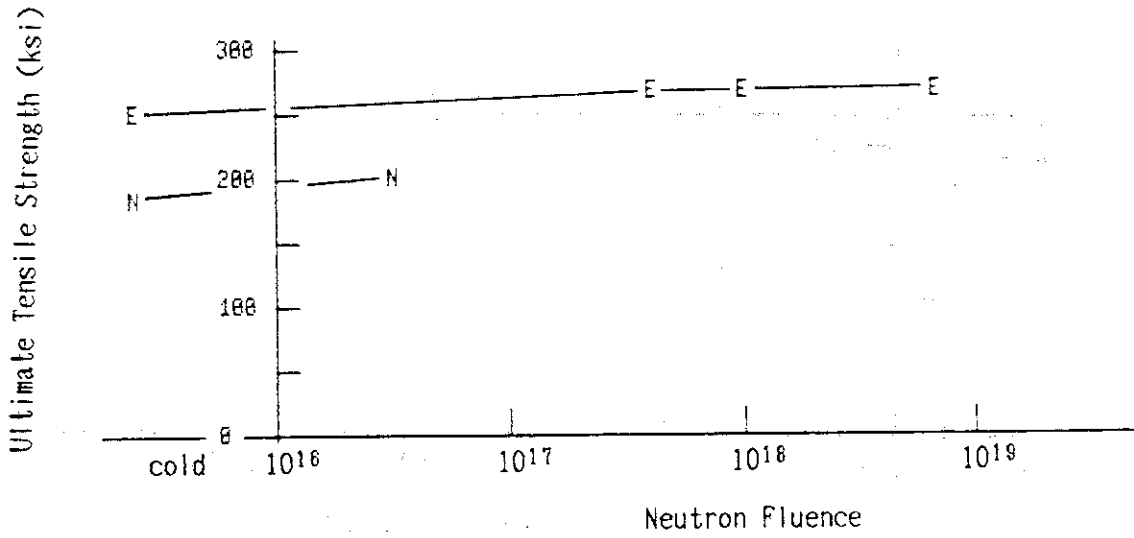
第6.42図 A286 (平板) のせん断応力
液体窒素温度



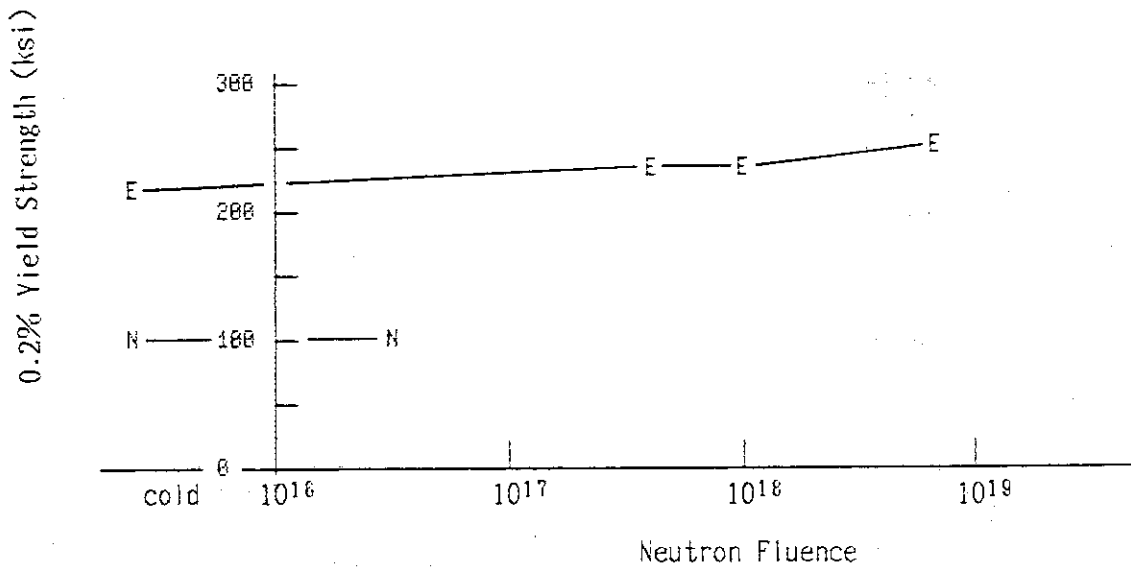
第6.43図 A286 (ロッド) の伸び
液体窒素温度



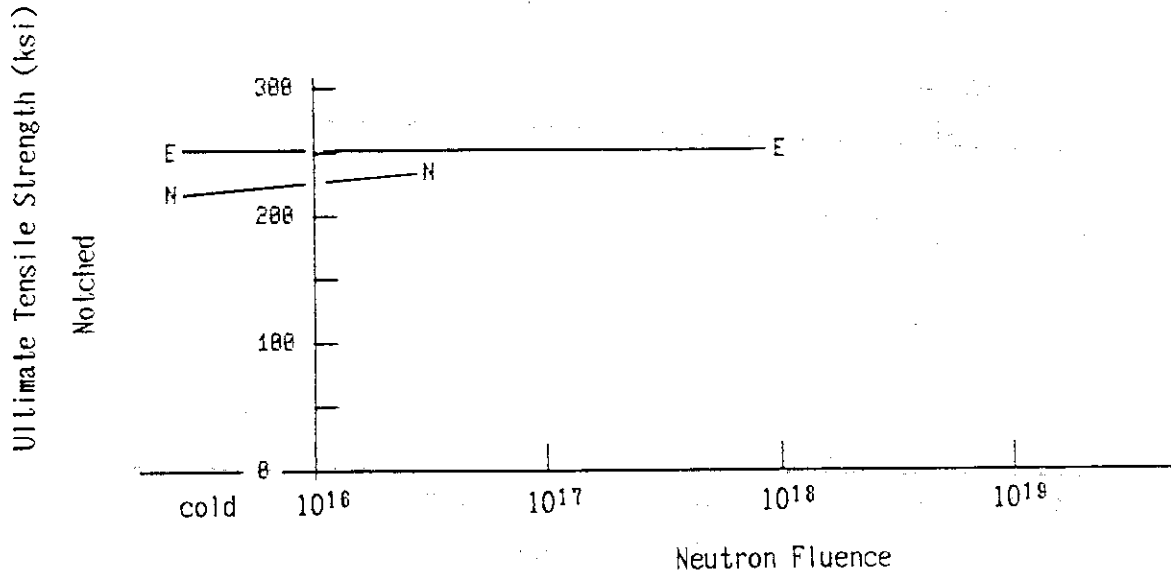
第6.44図 A286 (ロッド) の断面収縮率
液体窒素温度



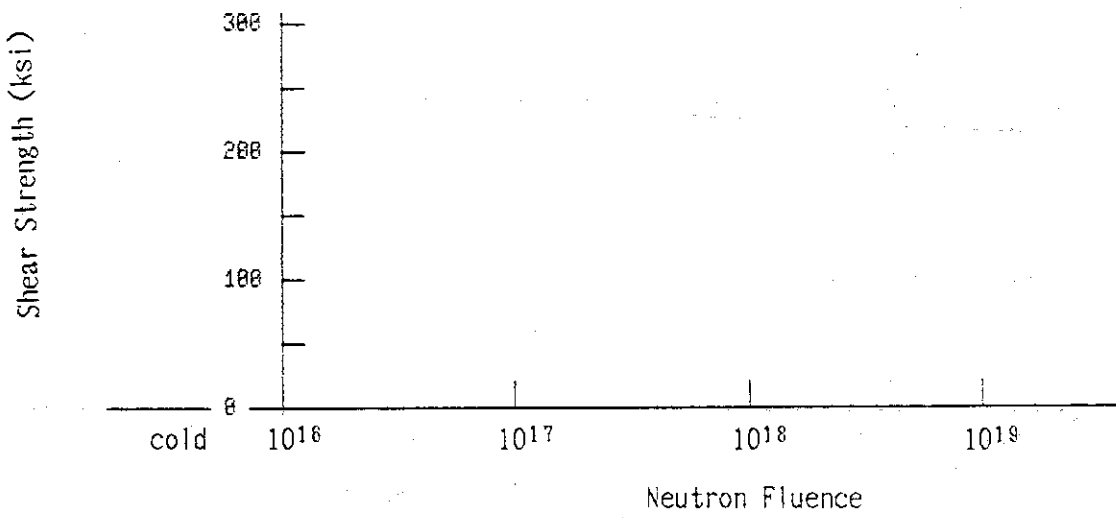
第6.45図 A286 (ロッド) の引張強さ
液体窒素温度



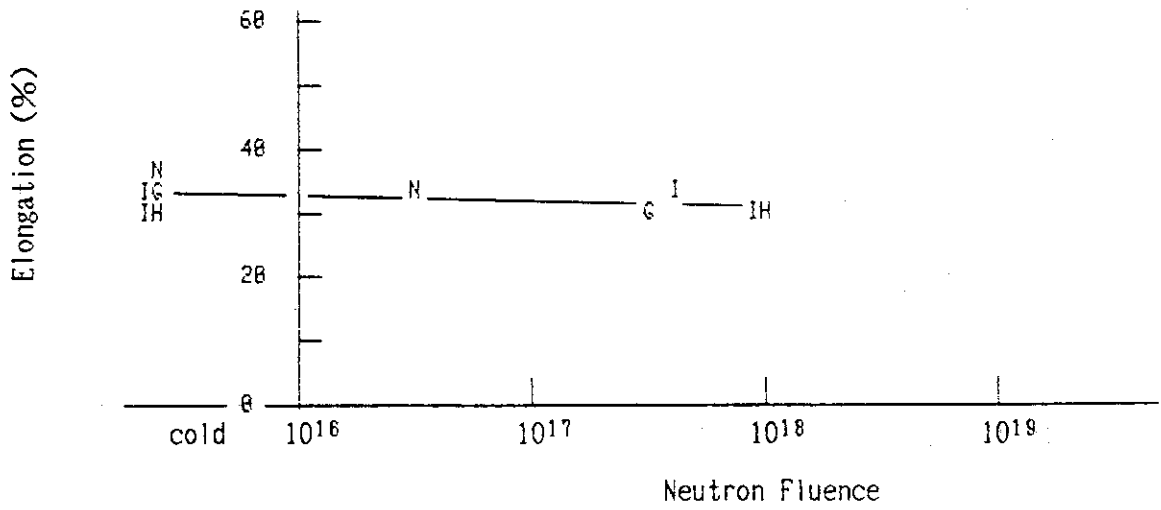
第6.46図 A286 (ロッド) の0.2% オフセット降伏応力
液体窒素温度



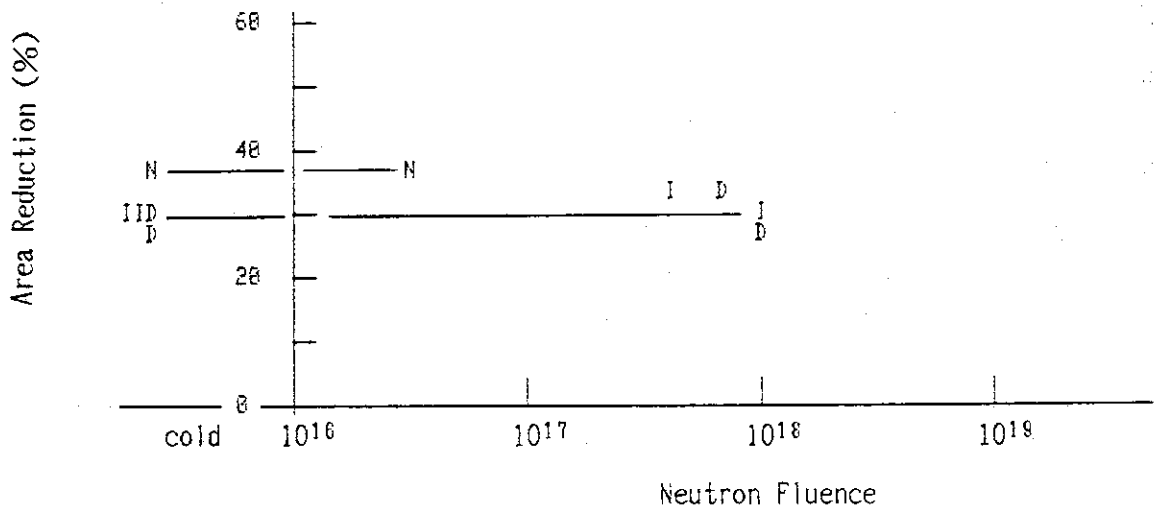
第6.47図 A286 (ロッド) のノッチ引張強さ
液体窒素温度



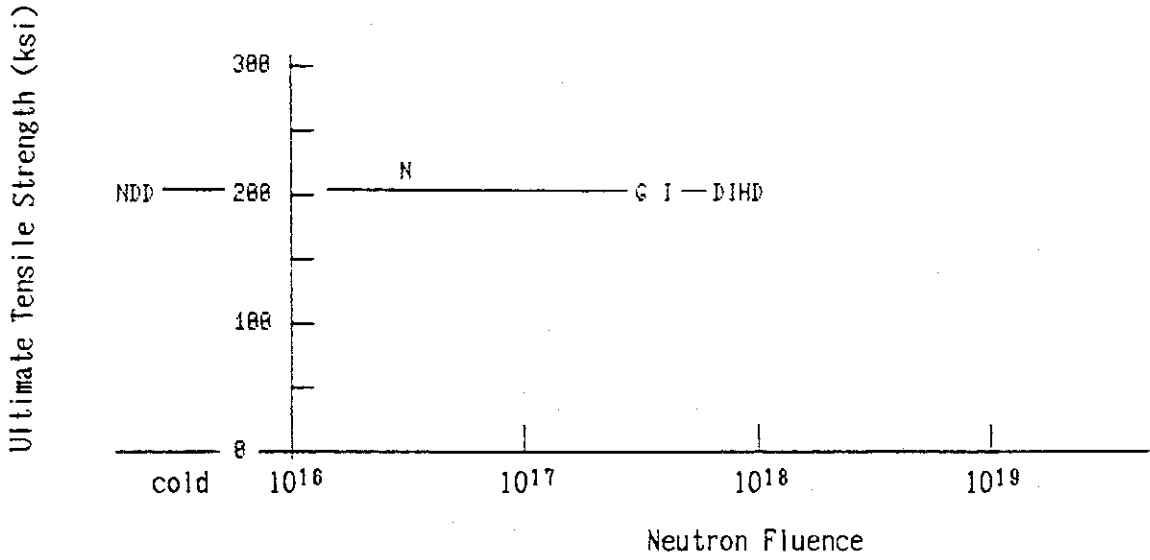
第6.48図 A286 (ロッド) のせん断応力
液体窒素温度



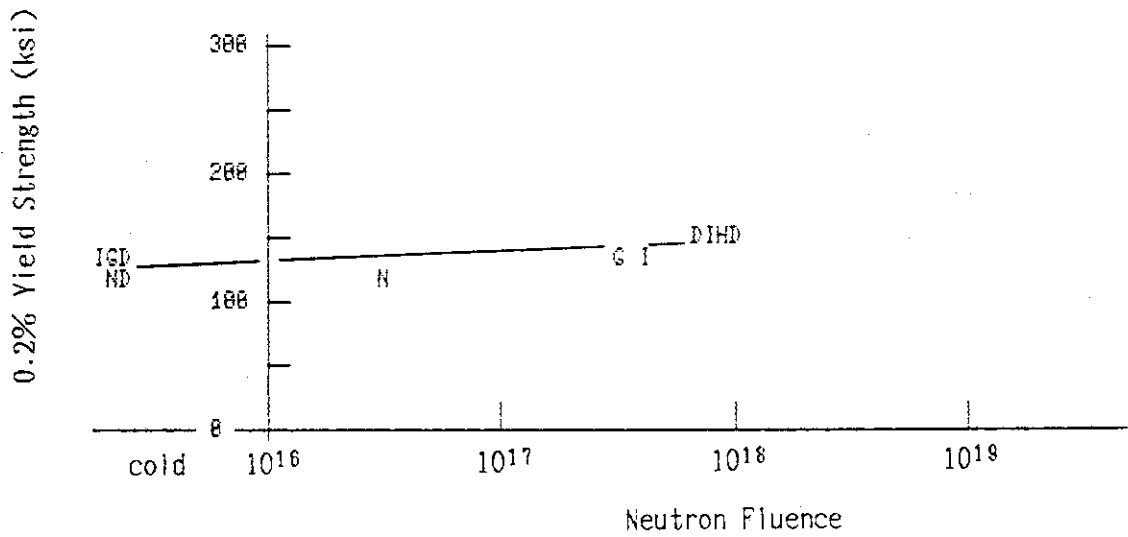
第6.49図 A286 (鍛造) の伸び
液体窒素温度



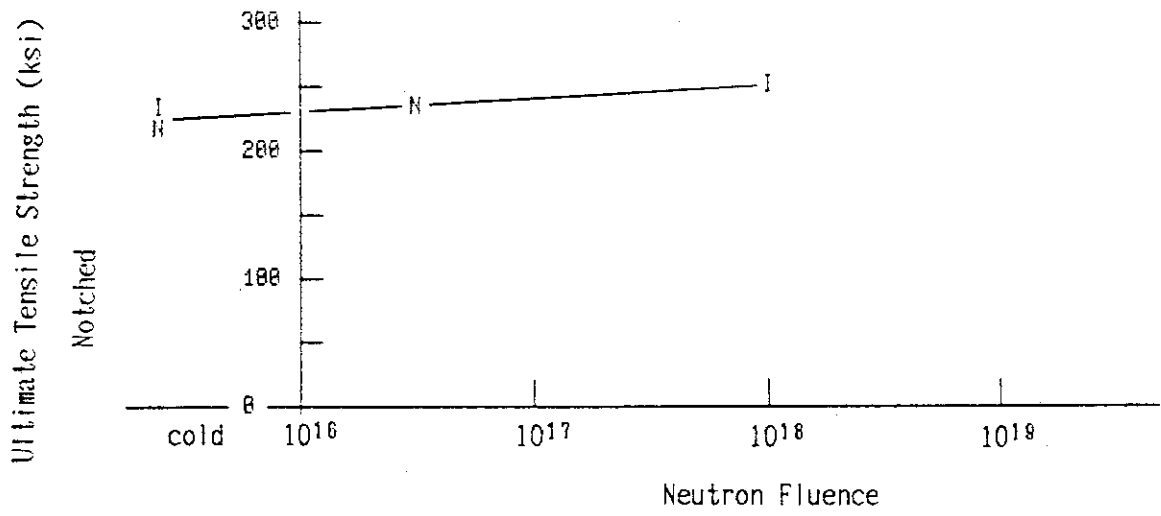
第6.50図 A286 (鍛造) の断面収縮率
液体窒素温度



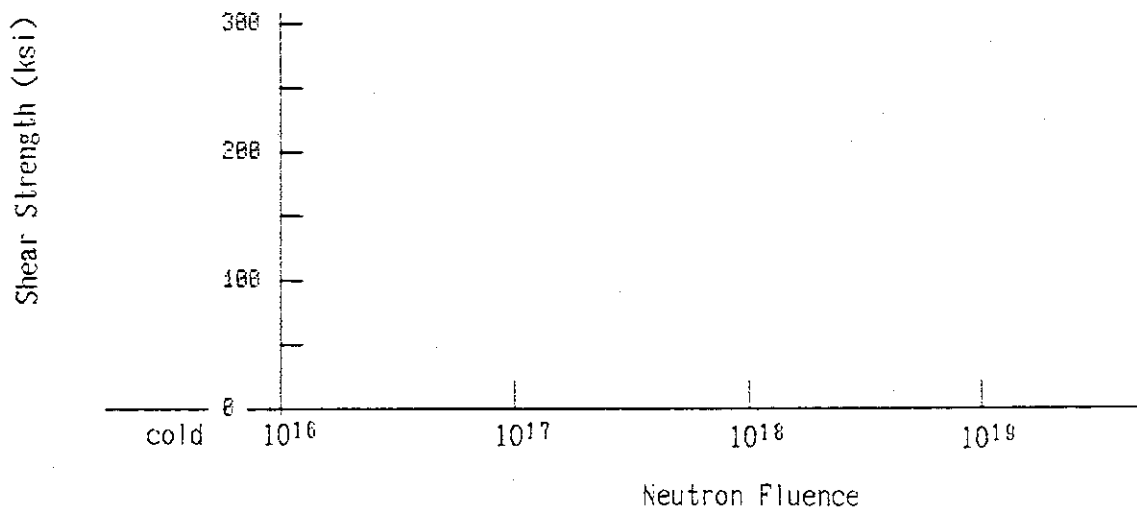
第6.51図 A286 (鍛造) の引張強さ
液体窒素温度



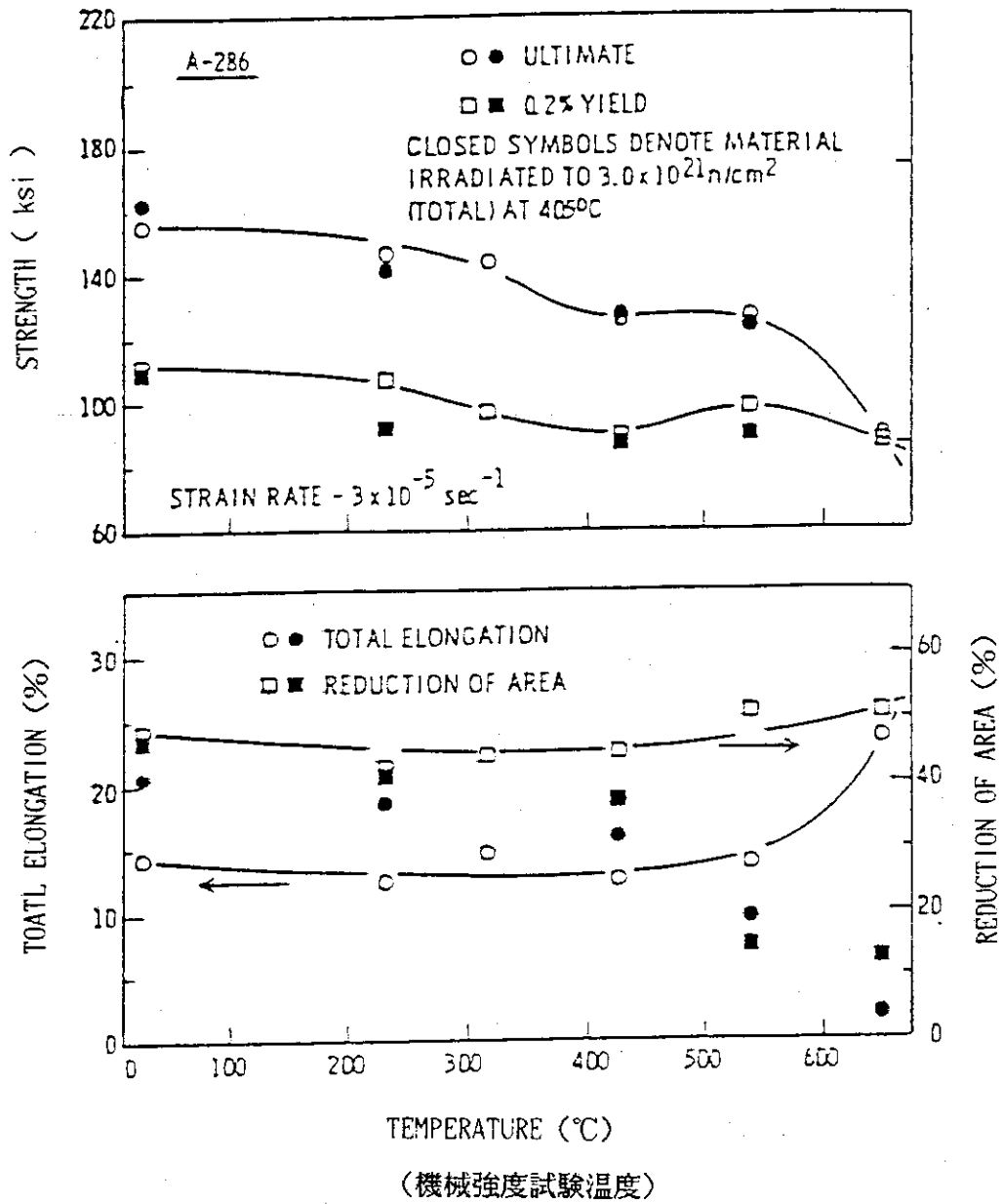
第6.52図 A286 (鍛造) の 0.2% オフセット降伏応力
液体窒素温度



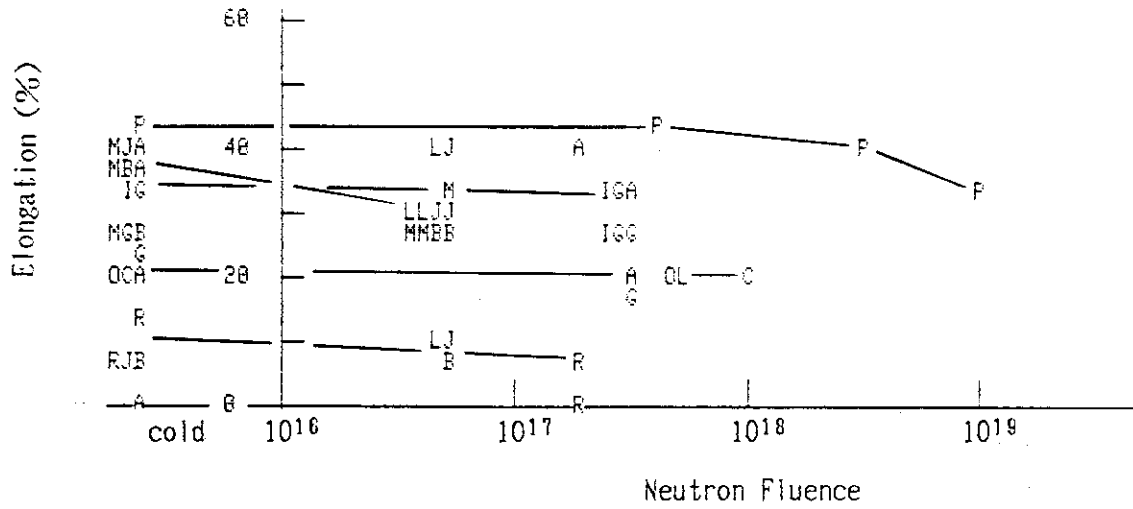
第6.53図 A286（鍛造）のノッチ引張強さ
液体窒素温度



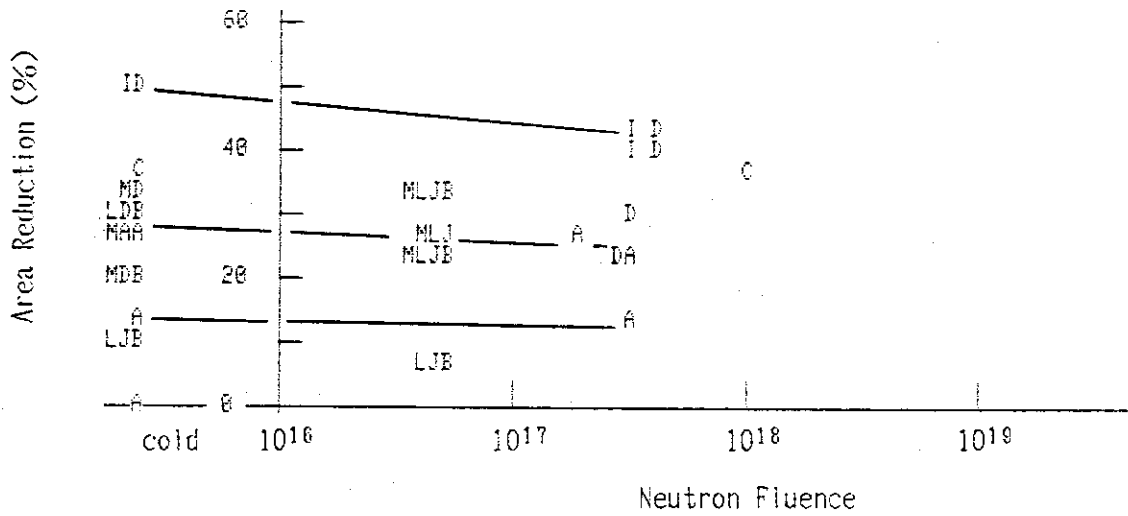
第6.54図 A286（鍛造）のせん断応力
液体窒素温度



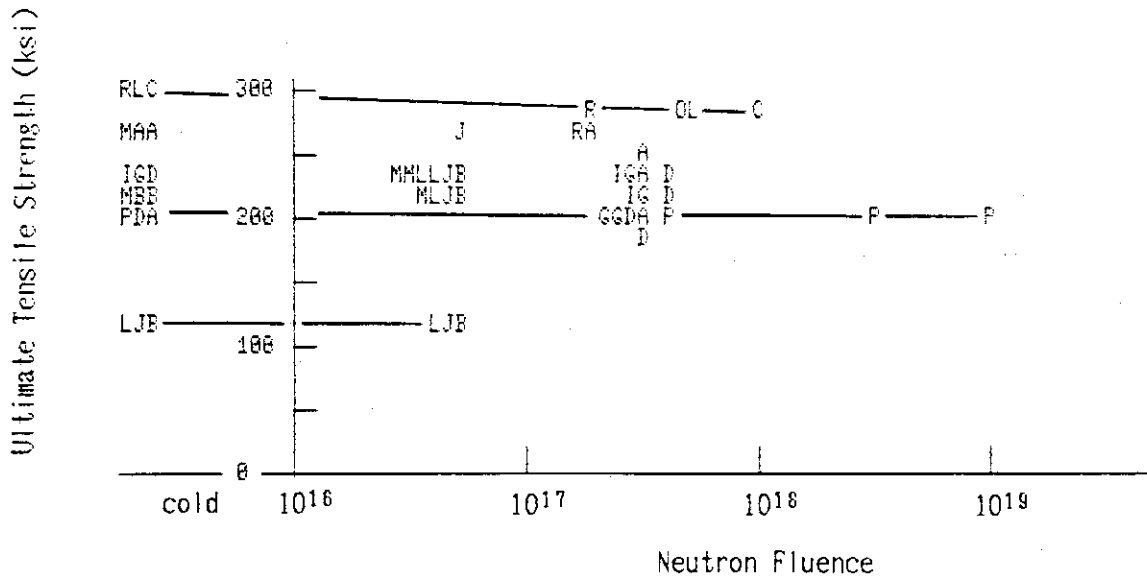
第7図 A286の中性子照射特性 5)
 高温照射 (405°C, $3.0 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$) と未照射の比較



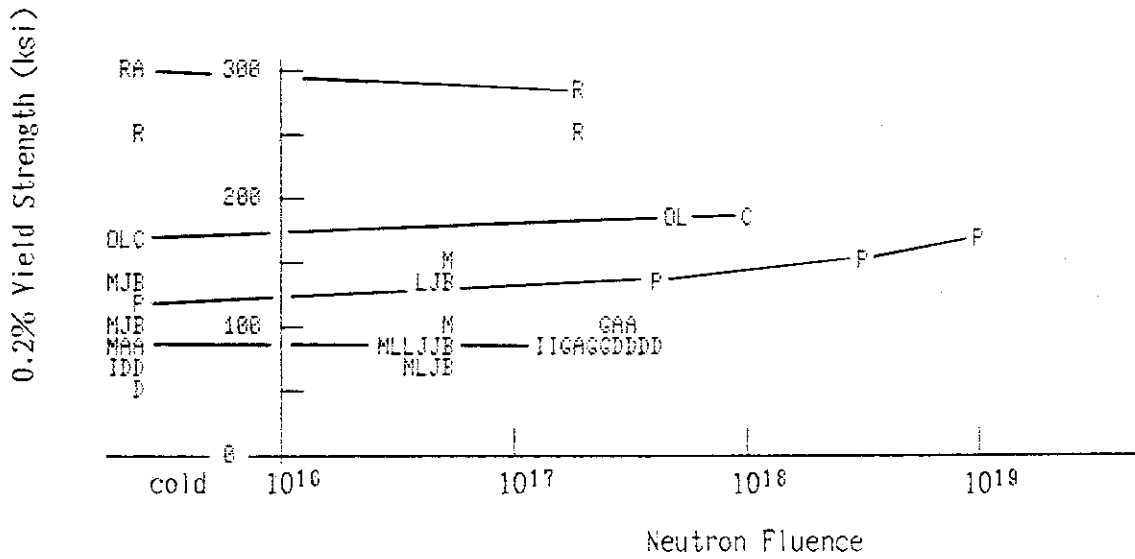
第8.1図 ステンレス鋼（平板）の伸び
液体水素温度及び液体窒素温度



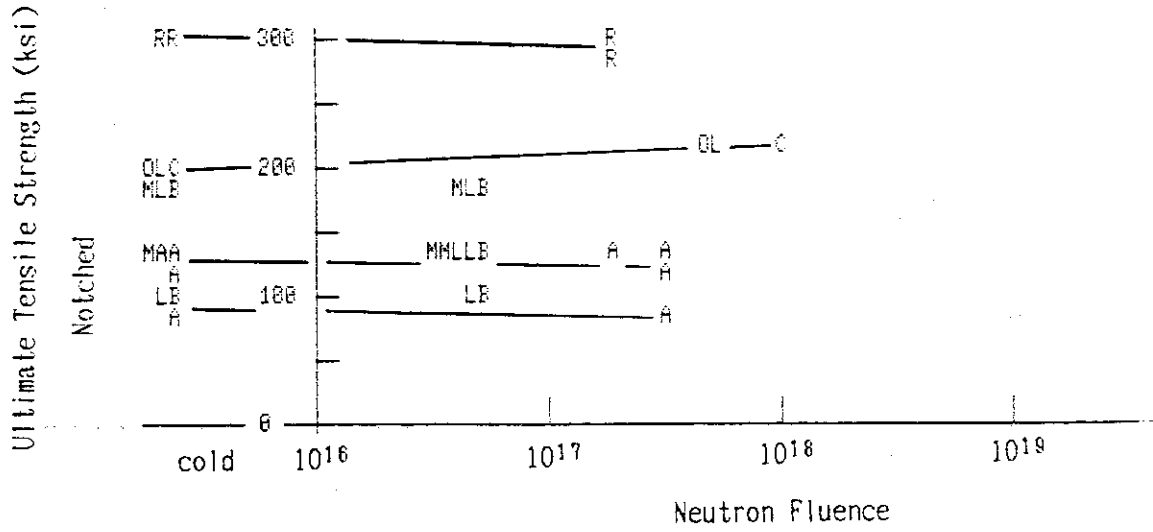
第8.2図 ステンレス鋼（平板）の断面収縮率
液体水素温度及び液体窒素温度



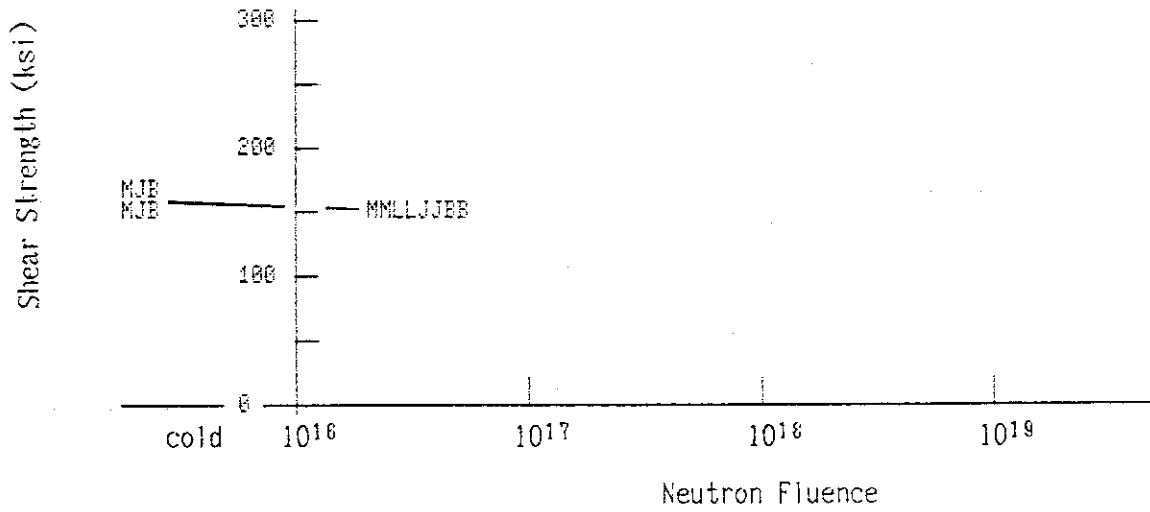
第8.3図 ステンレス鋼（平板）の引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



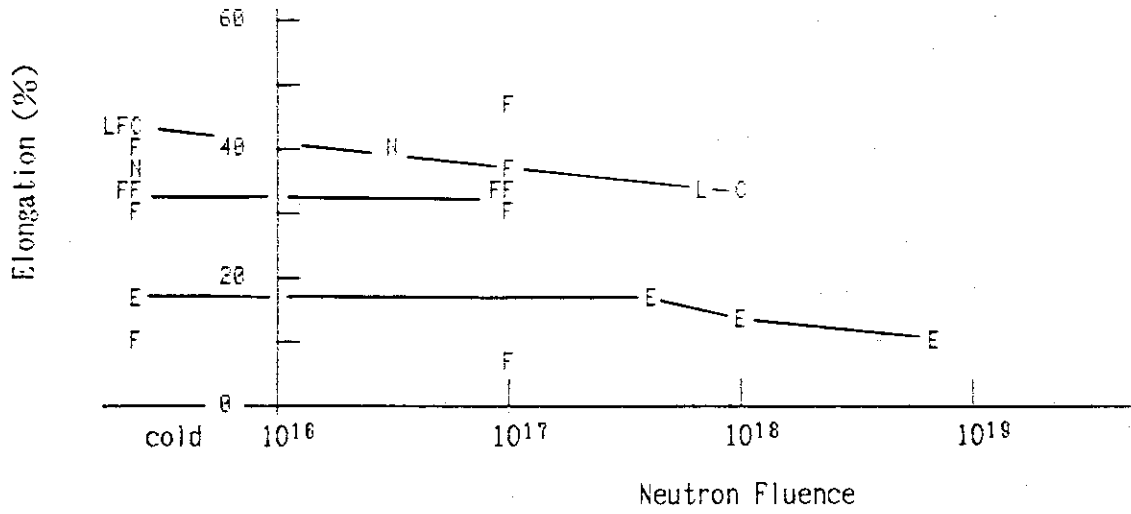
第8.4図 ステンレス鋼（平板）の0.2% オフセット降伏応力
液体水素温度及び液体窒素温度



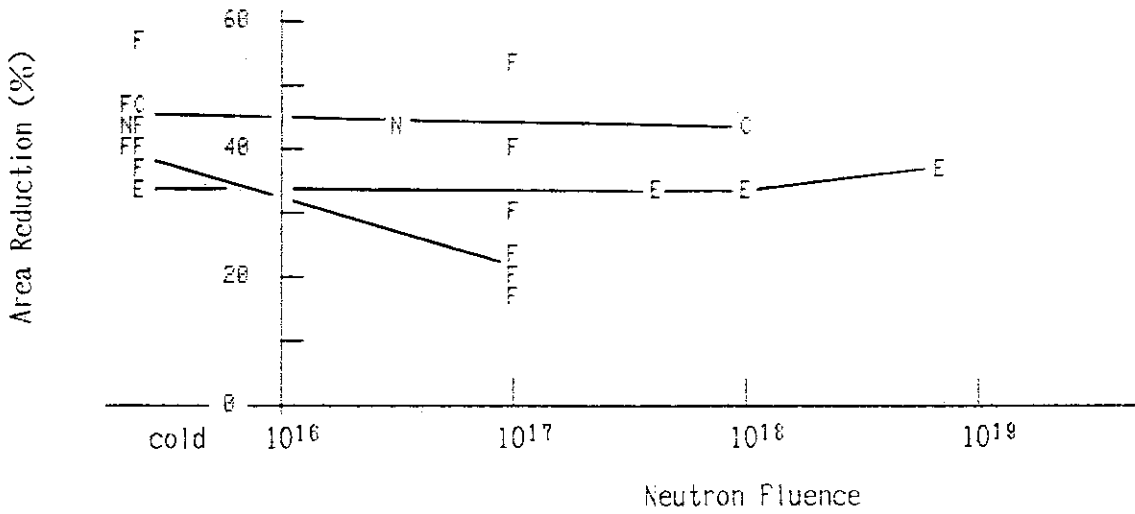
第8.5図 ステンレス鋼（平板）のノッチ引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



第8.6図 ステンレス鋼（平板）のせん断応力
液体水素温度及び液体窒素温度

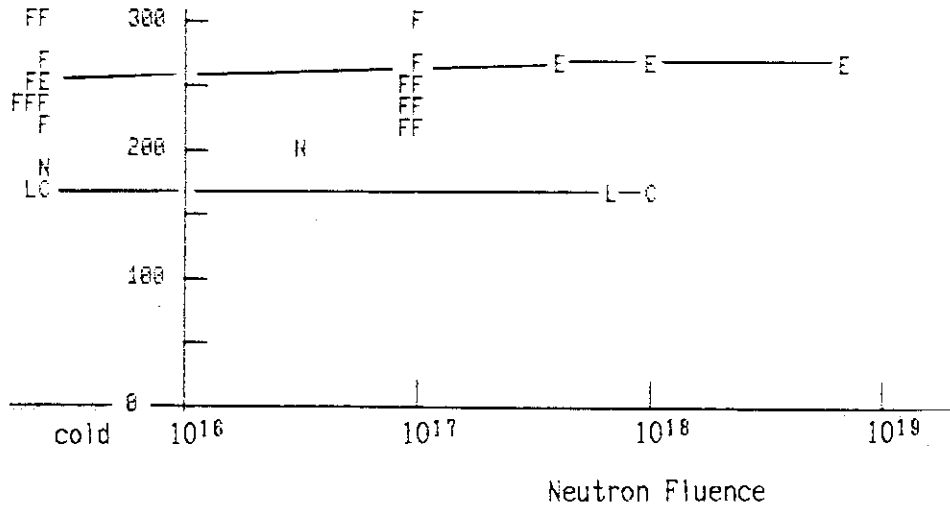


第8.7図 ステンレス鋼（ロッド）の伸び
液体水素温度及び液体窒素温度



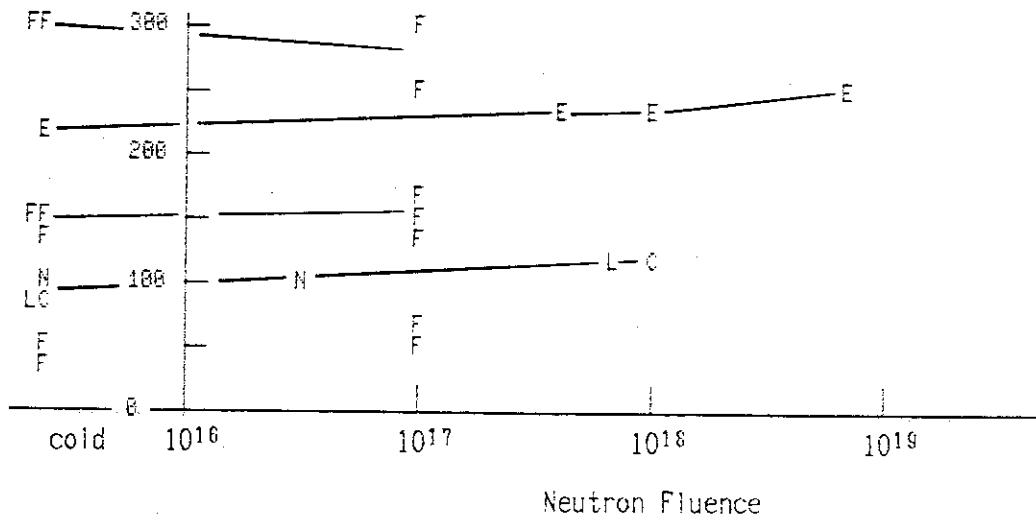
第8.8図 ステンレス鋼（ロッド）の断面収縮率
液体水素温度及び液体窒素温度

Ultimate Tensile Strength (ksi)

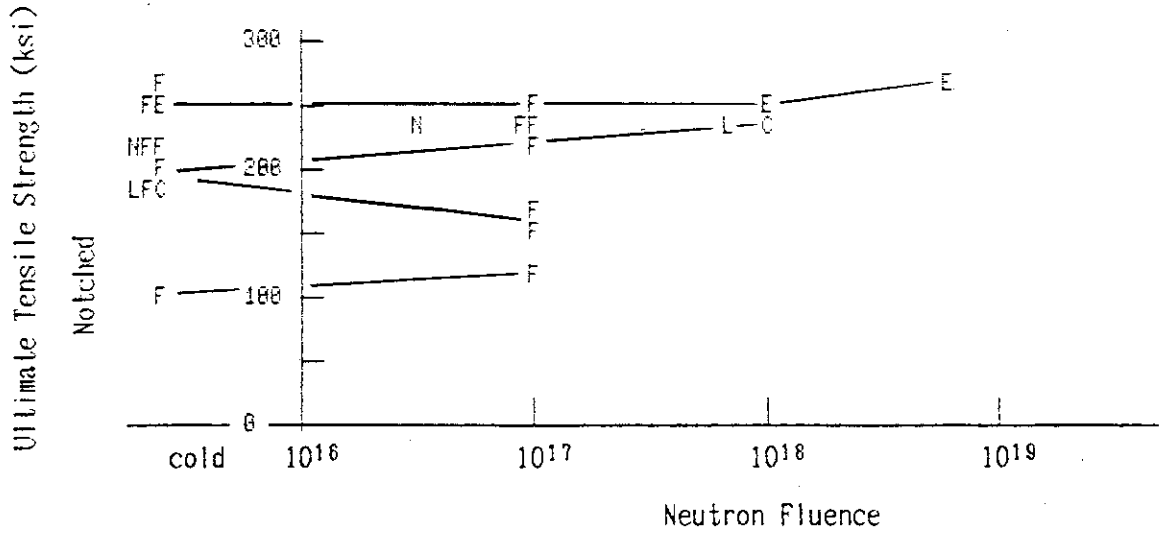


第8.9図 ステンレス鋼（ロッド）の引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度

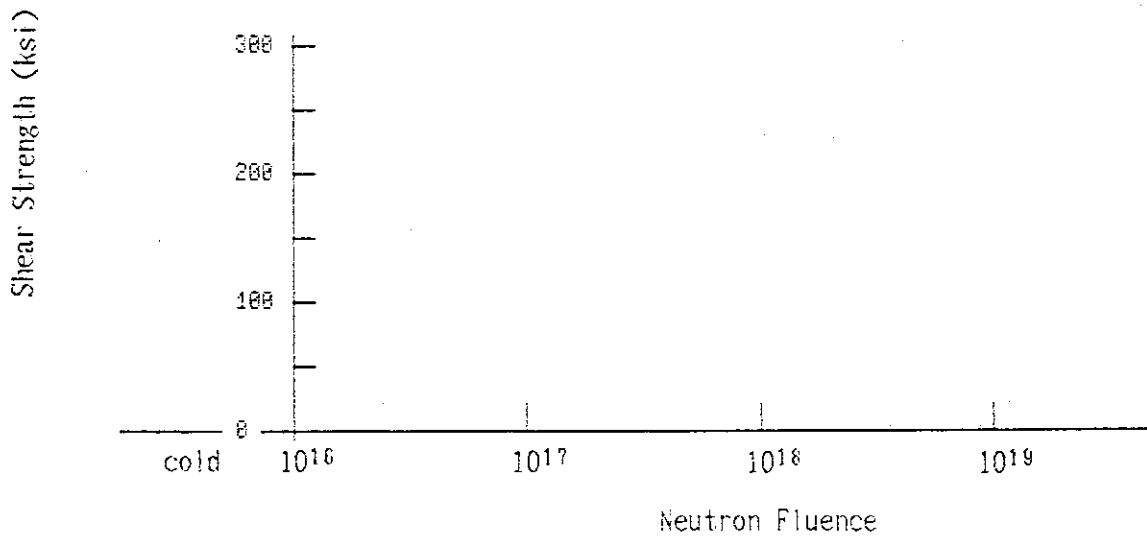
0.2% Yield Strength (ksi)



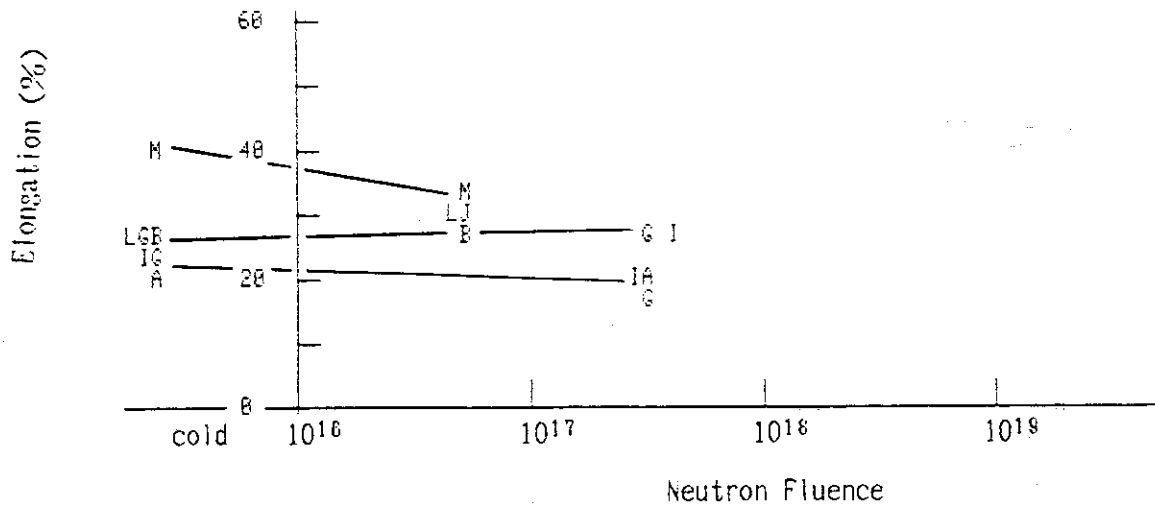
第8.10図 ステンレス鋼（ロッド）の 0.2% オフセット降伏応力
液体水素温度及び液体窒素温度



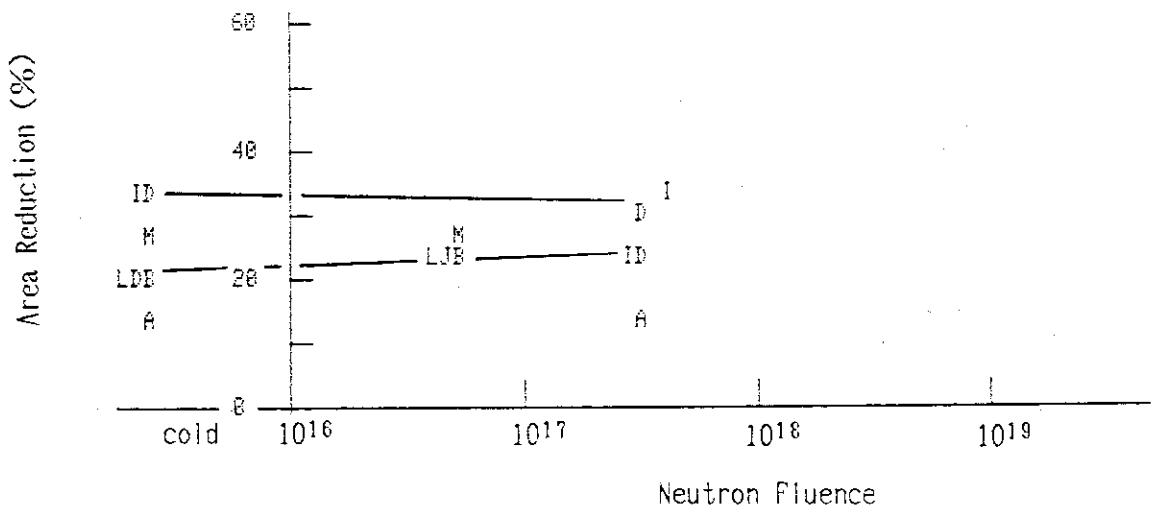
第8.11図 ステンレス鋼（ロッド）のノッチ引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



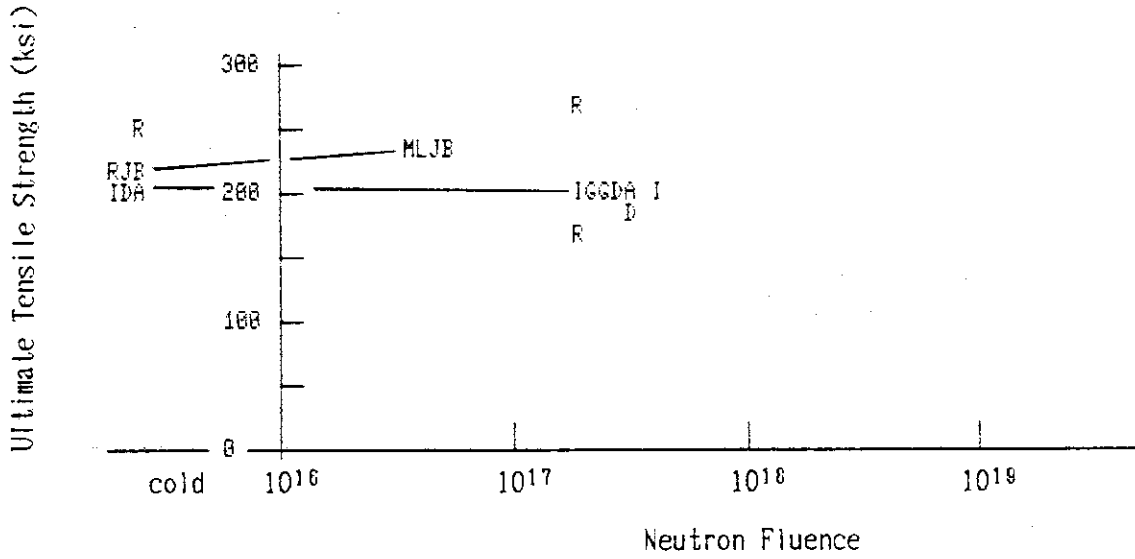
第8.12図 ステンレス鋼（ロッド）のせん断応力
液体水素温度及び液体窒素温度



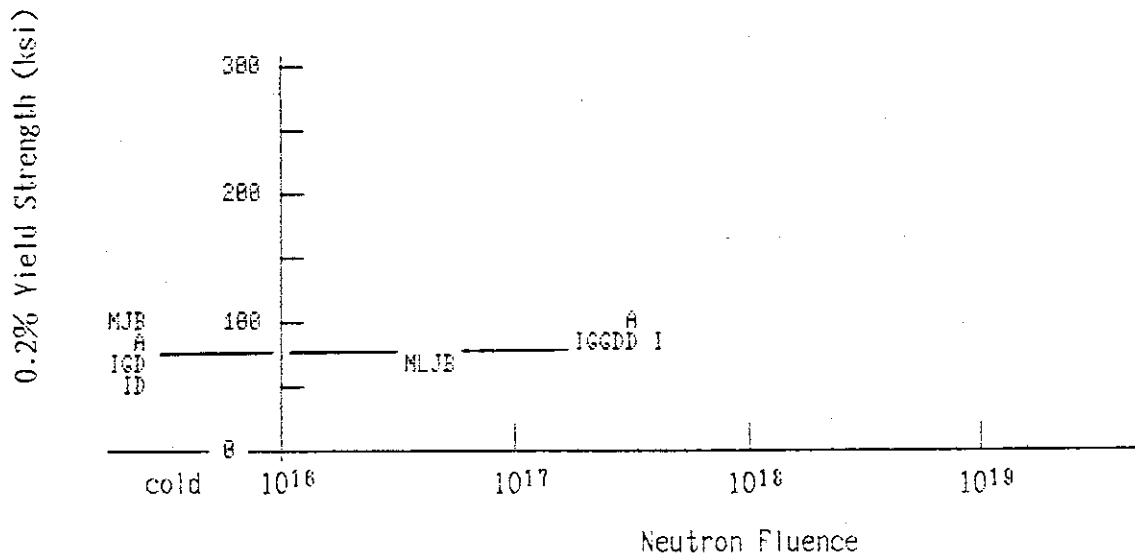
第8.13図 ステンレス鋼（溶接）の伸び
液体水素温度及び液体窒素温度



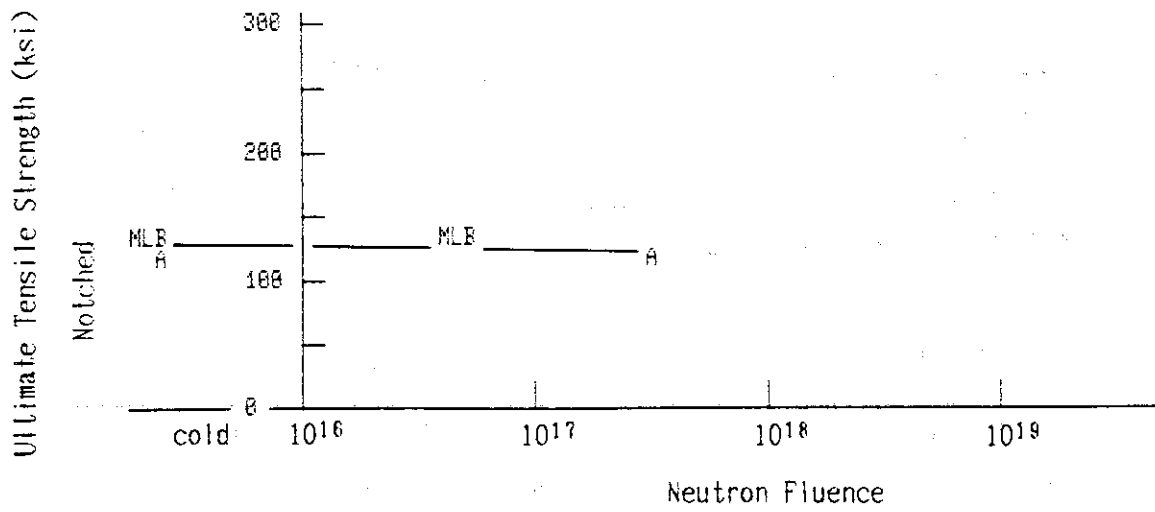
第8.14図 ステンレス鋼（溶接）の断面収縮率
液体水素温度及び液体窒素温度



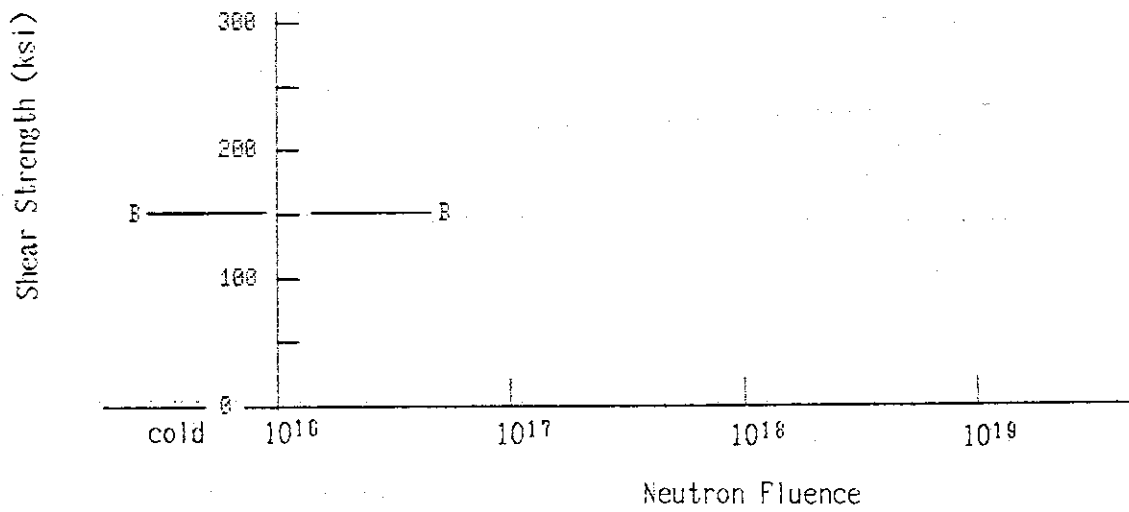
第8.15図 ステンレス鋼（溶接）の引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



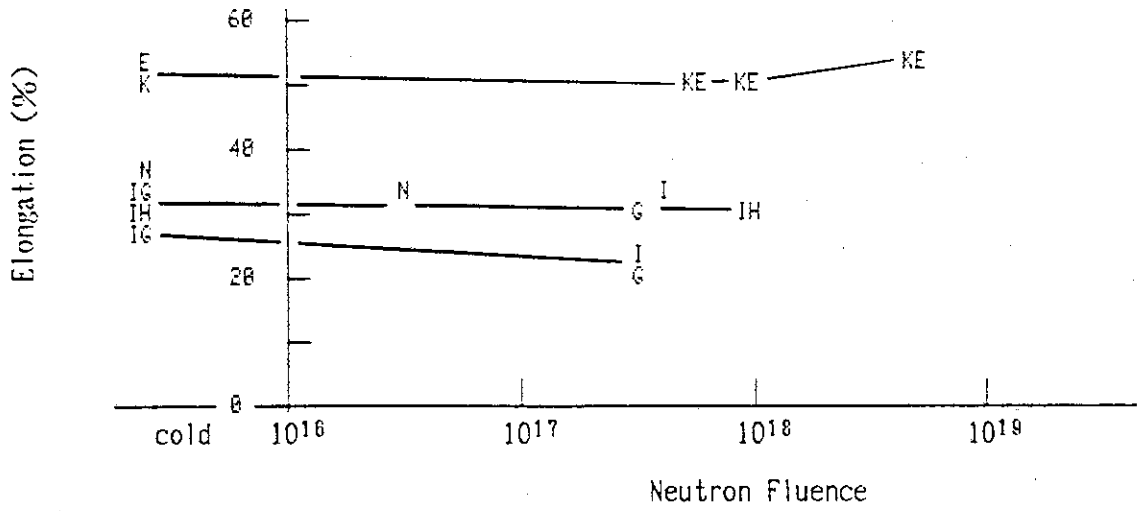
第8.16図 ステンレス鋼（溶接）の 0.2% オフセット降伏応力
液体水素温度及び液体窒素温度



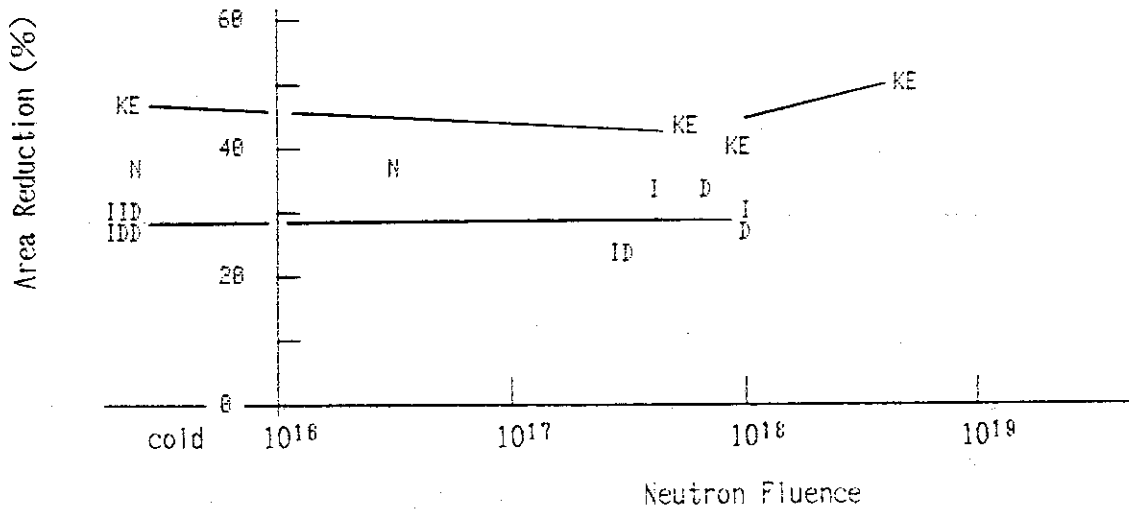
第8.17図 ステンレス鋼（溶接）のノッチ引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



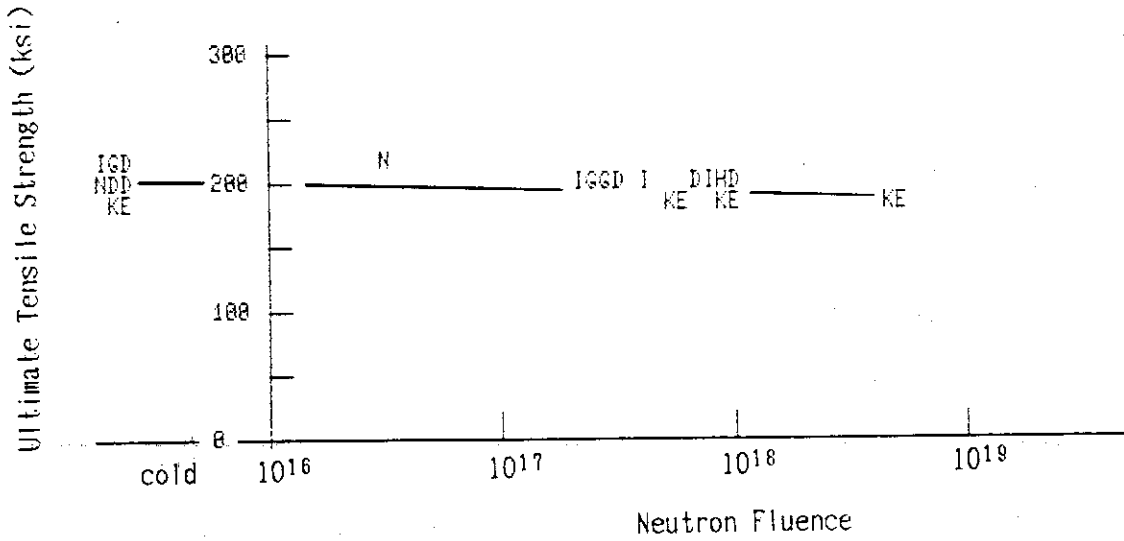
第8.18図 ステンレス鋼（溶接）のせん断応力
液体水素温度及び液体窒素温度



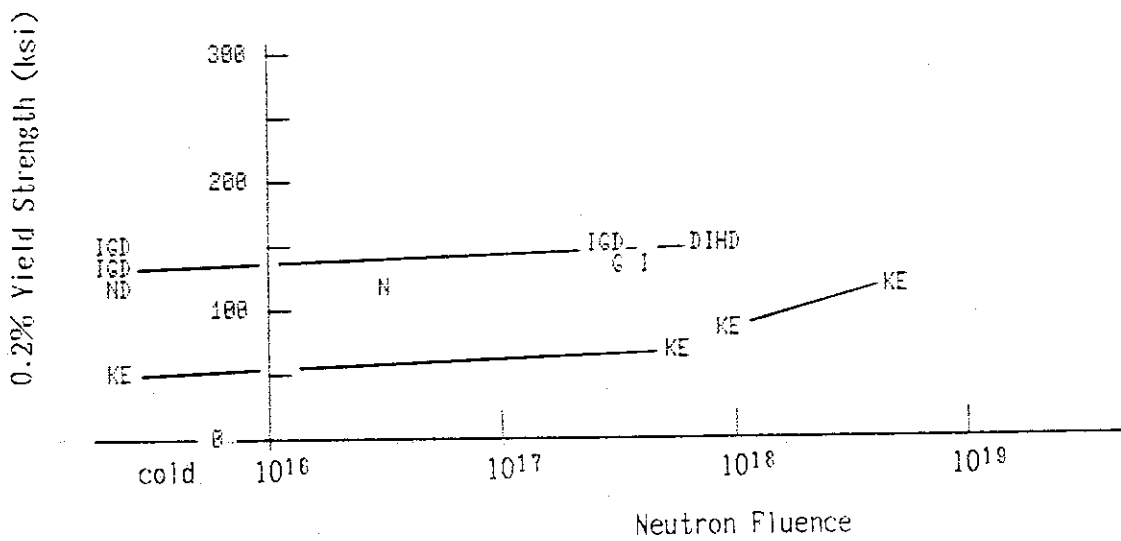
第8.19図 ステンレス鋼（鍛造）の伸び
液体水素温度及び液体窒素温度



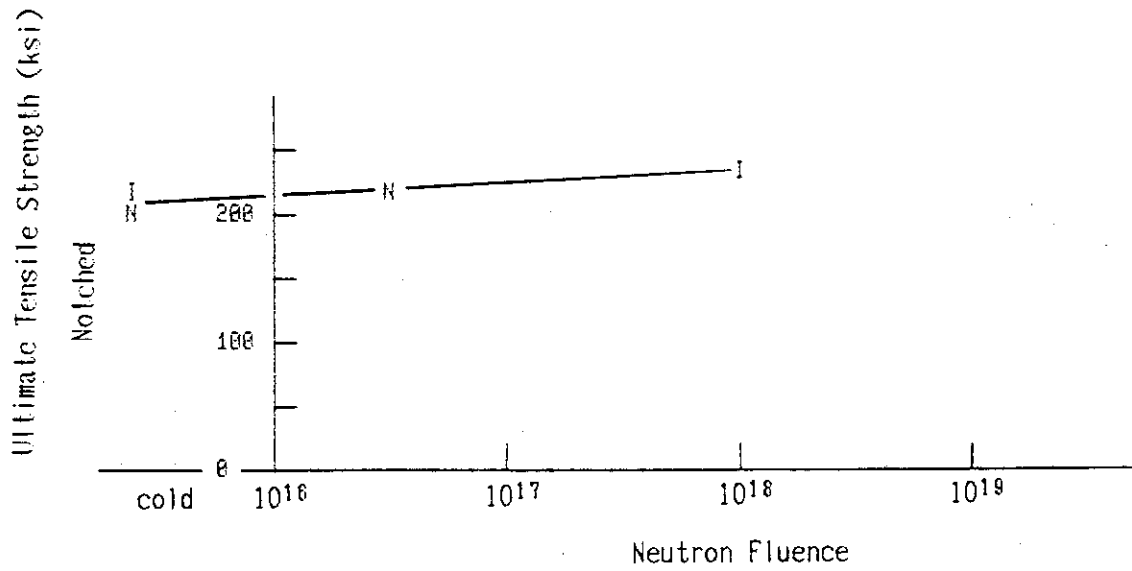
第8.20図 ステンレス鋼（鍛造）の断面収縮率
液体水素温度及び液体窒素温度



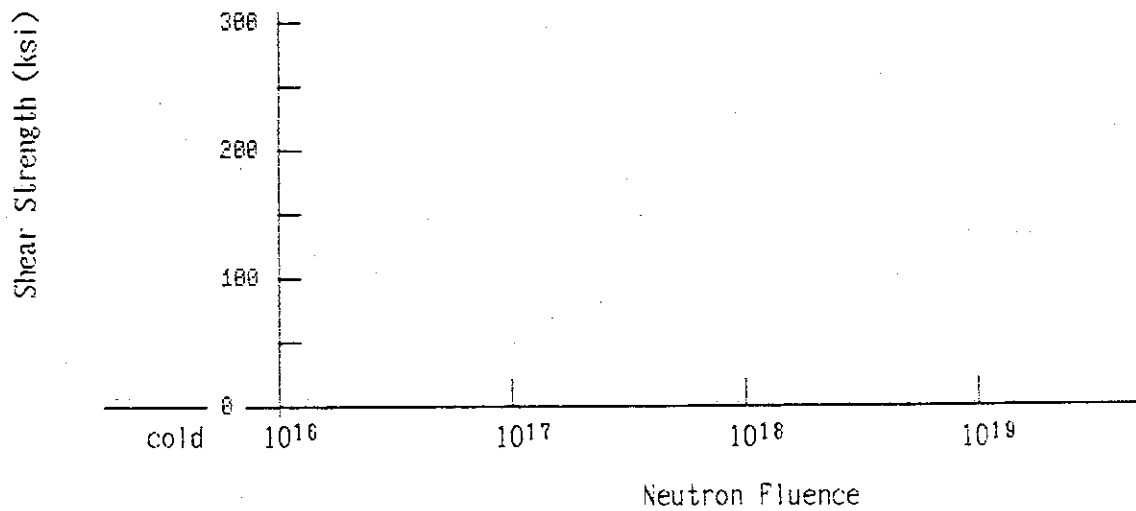
第8.21図 ステンレス鋼（鍛造）の引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



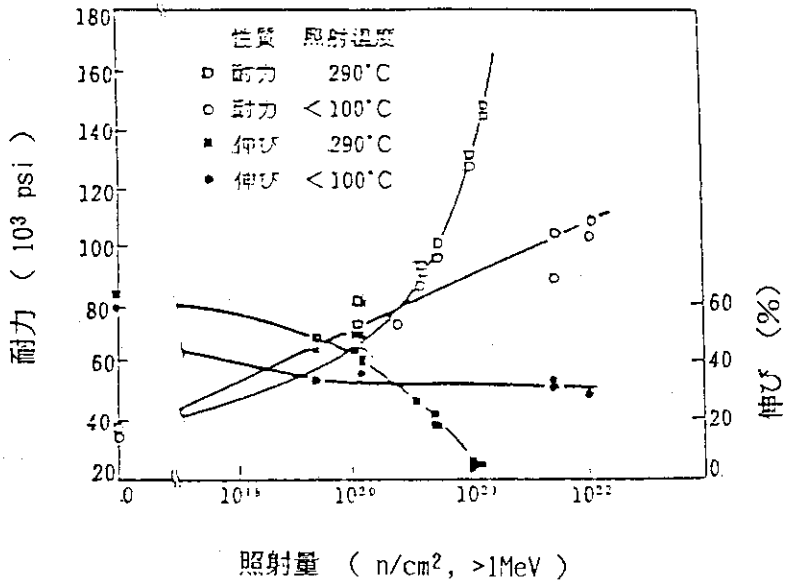
第8.22図 ステンレス鋼（鍛造）の 0.2% オフセット降伏応力
液体水素温度及び液体窒素温度



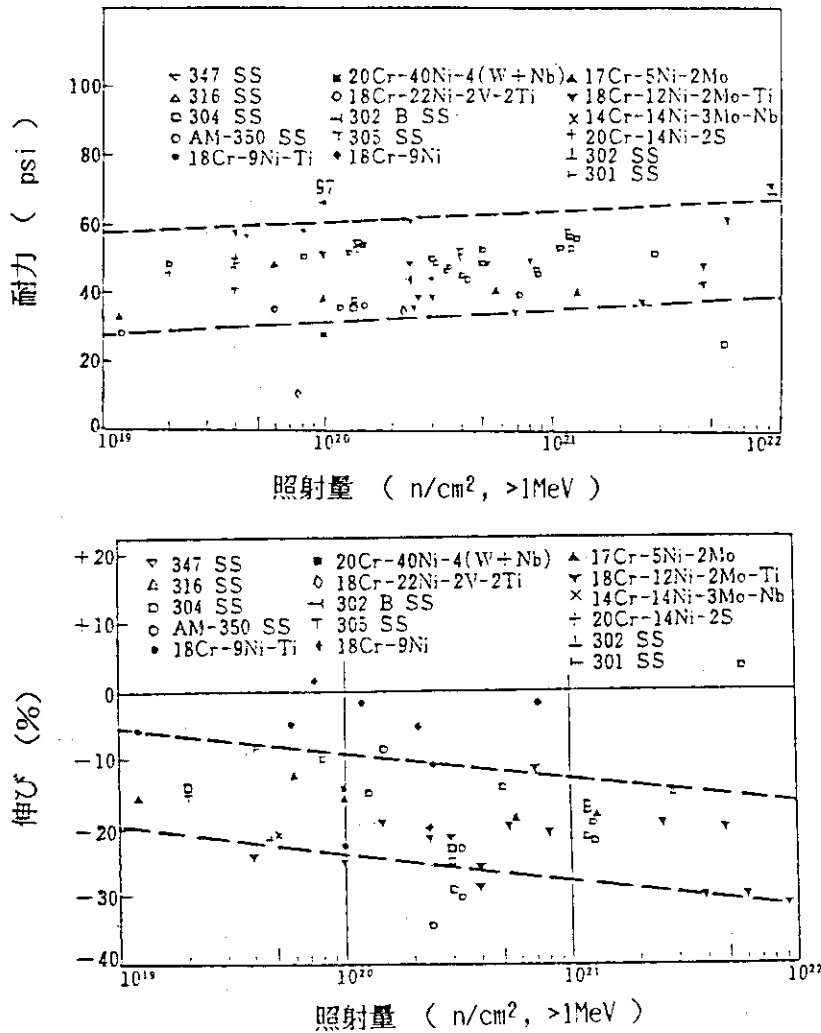
第8.23図 ステンレス鋼（鍛造）のノッチ引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



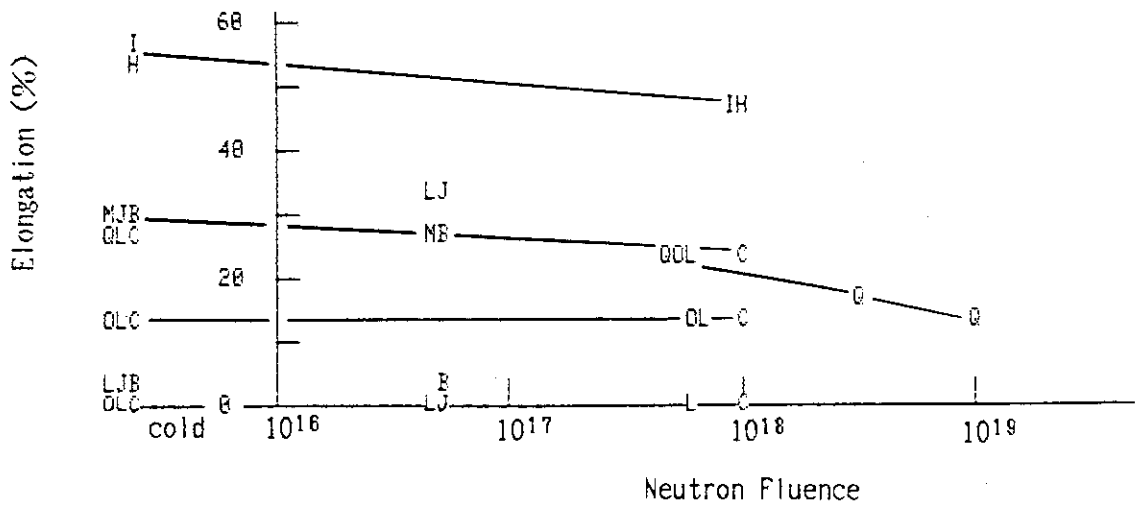
第8.24図 ステンレス鋼（鍛造）のせん断応力
液体水素温度及び液体窒素温度



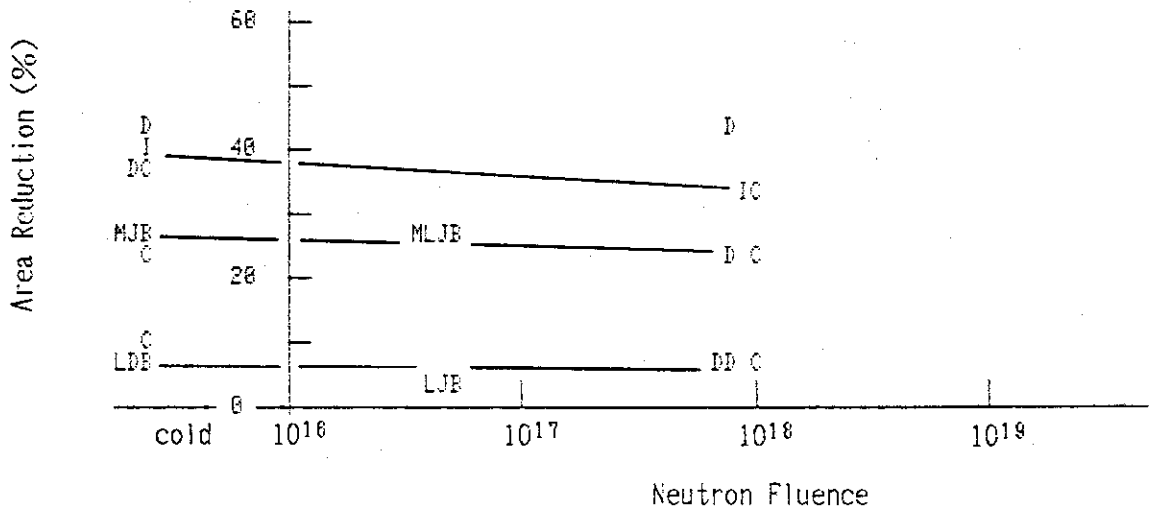
第9図 焼なました SUS 304 ステンレス鋼の室温での性質に対する照射温度及び照射量の関係 6)



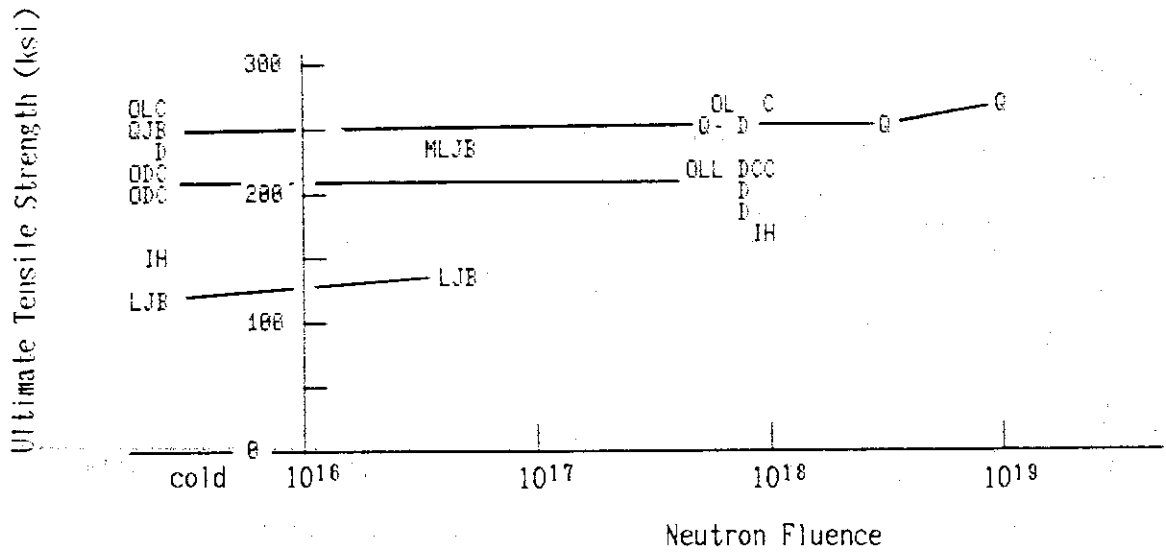
第10図 20°C以下で照射されたオーステナイト系ステンレス鋼の室温での耐力及び伸びに対する照射量の影響 7. 8)



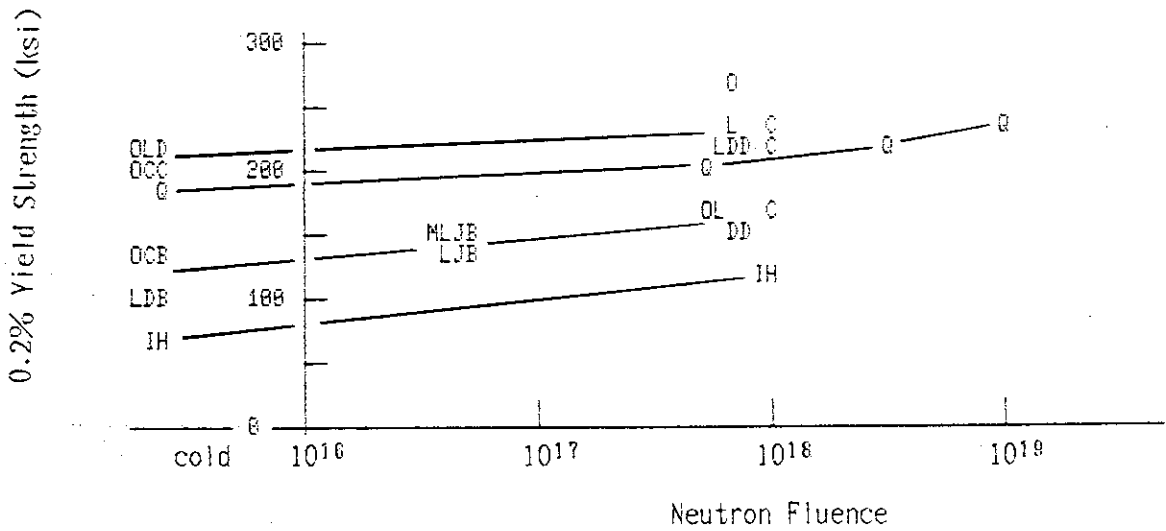
第11.1図 インコネル（平板）の伸び
液体水素温度及び液体窒素温度



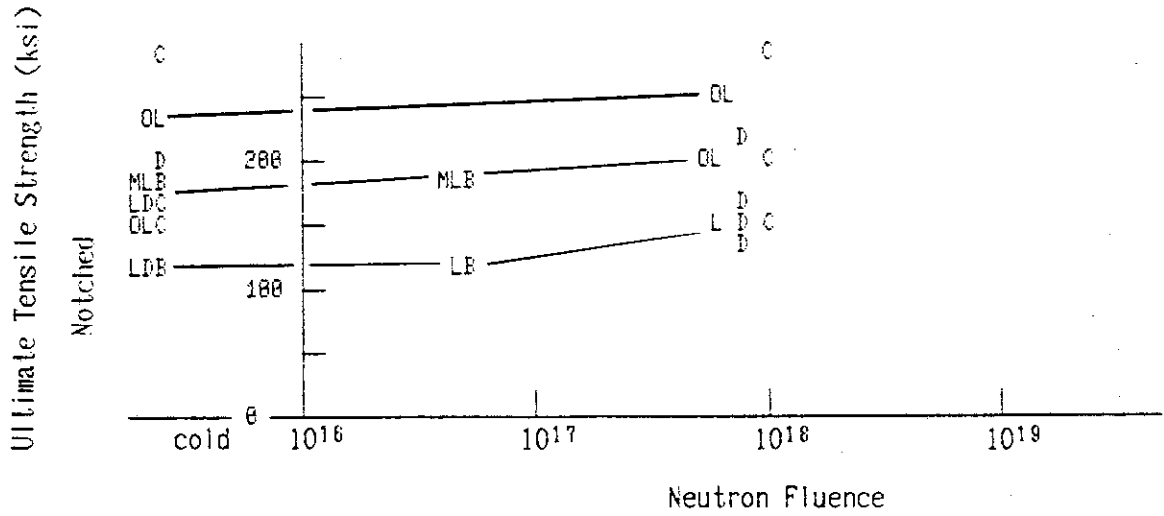
第11.2図 インコネル（平板）の断面収縮率
液体水素温度及び液体窒素温度



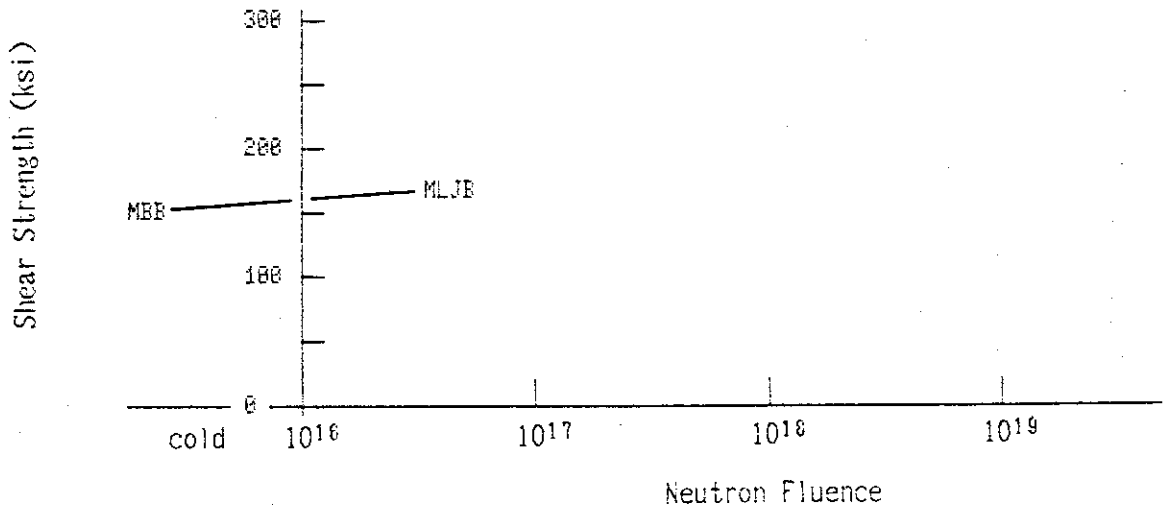
第11.3図 インコネル（平板）の引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



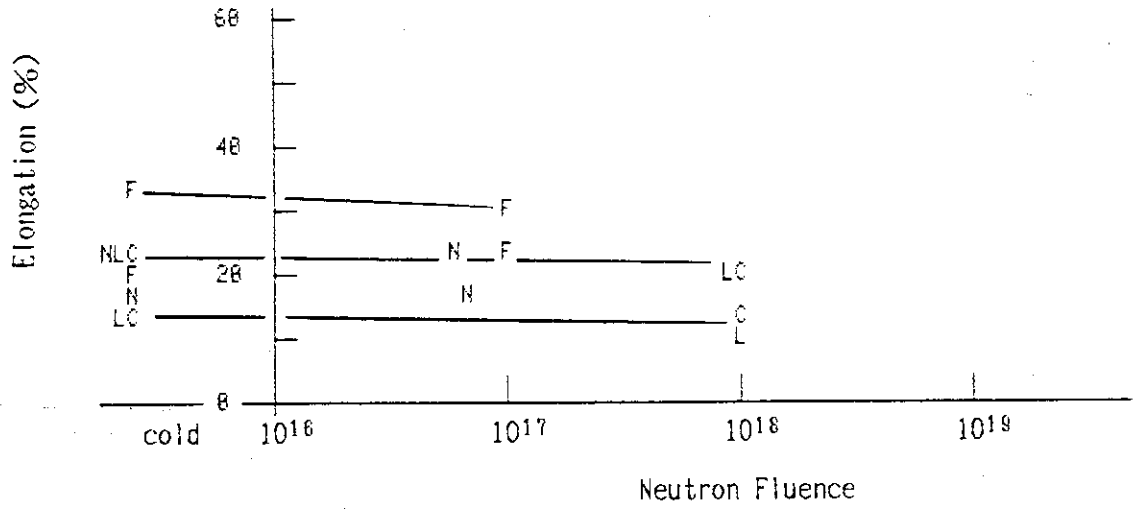
第11.4図 インコネル（平板）の 0.2% オフセット降伏応力
液体水素温度及び液体窒素温度



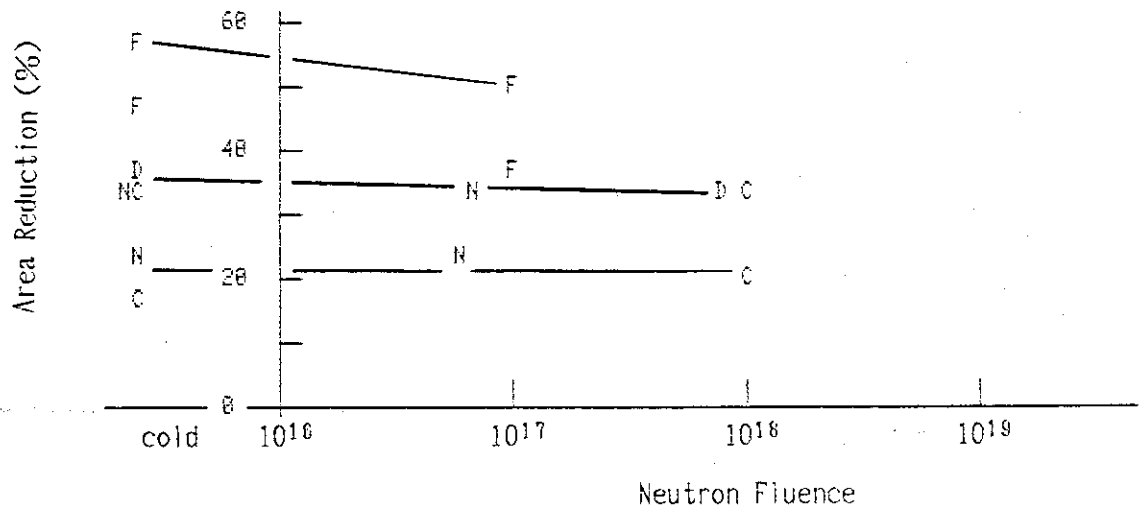
第11.5図 インコネル（平板）のノッチ引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



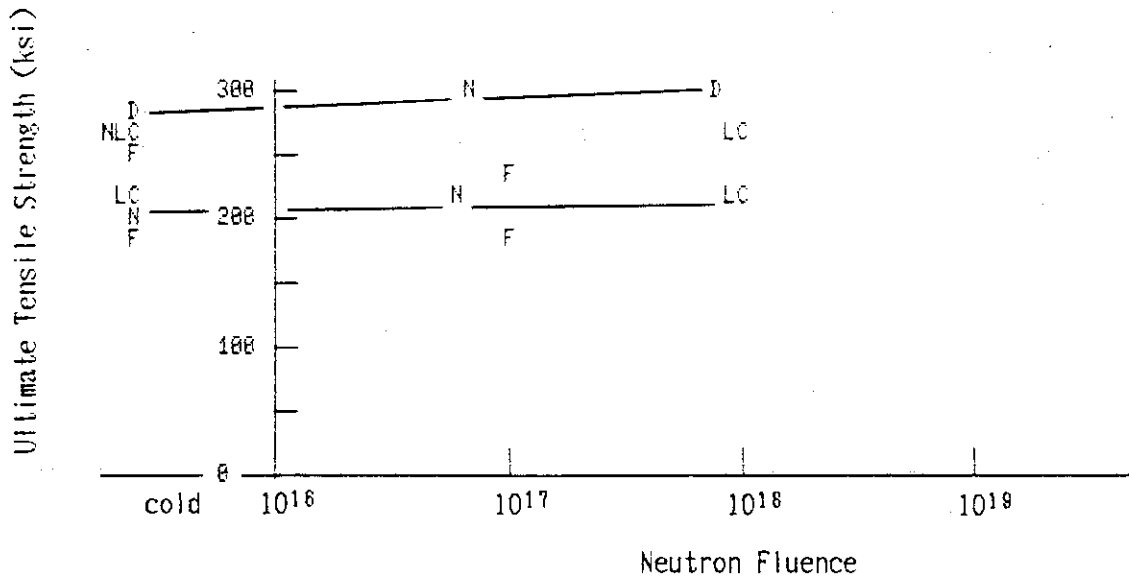
第11.6図 インコネル（平板）のせん断応力
液体水素温度及び液体窒素温度



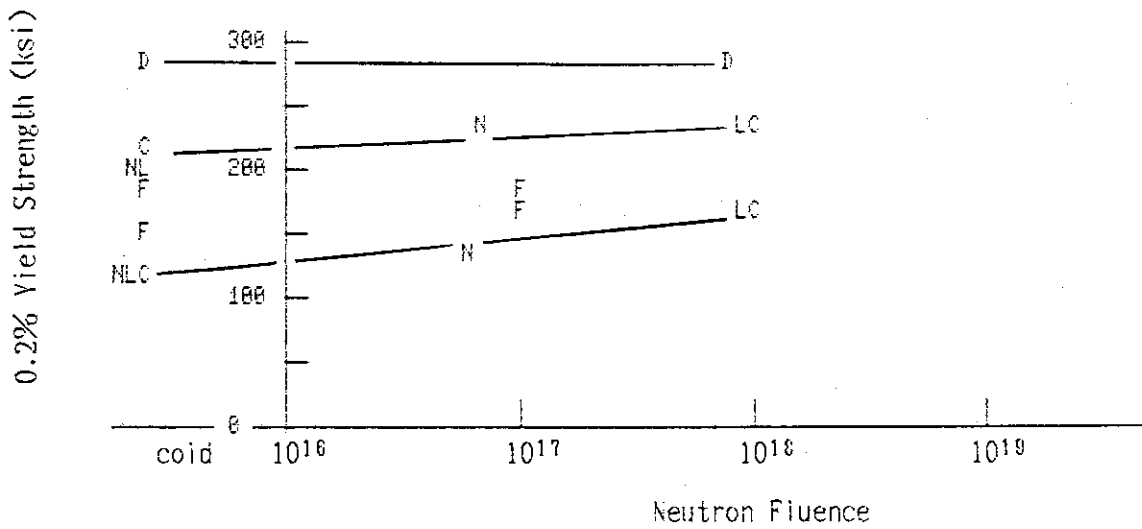
第11.7図 インコネル（ロッド）の伸び
液体水素温度及び液体窒素温度



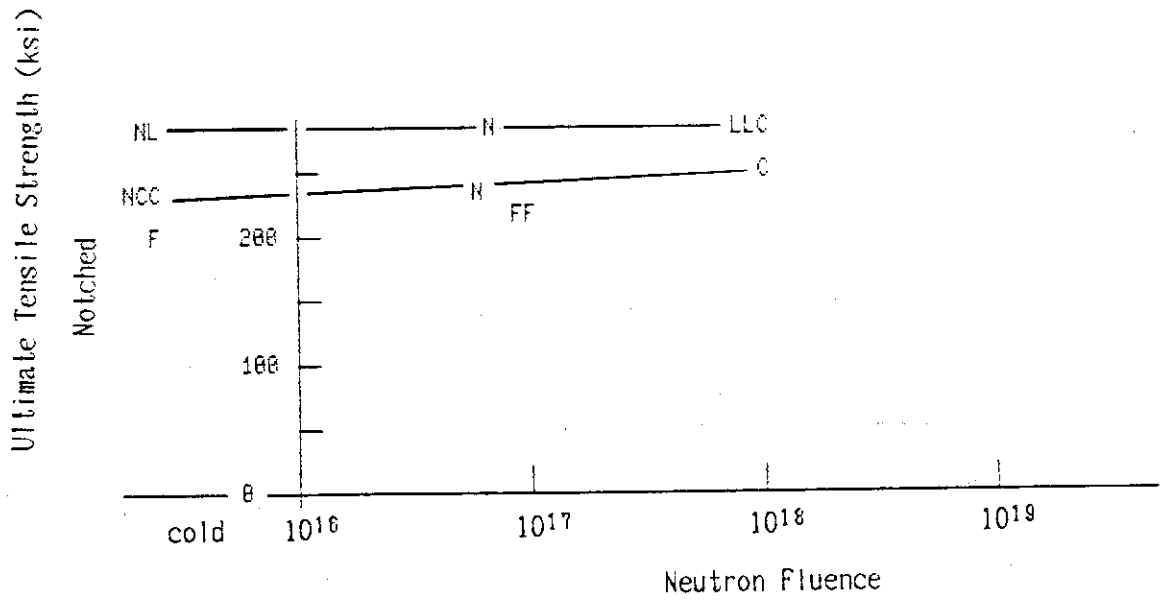
第11.8図 インコネル（ロッド）の断面収縮率
液体水素温度及び液体窒素温度



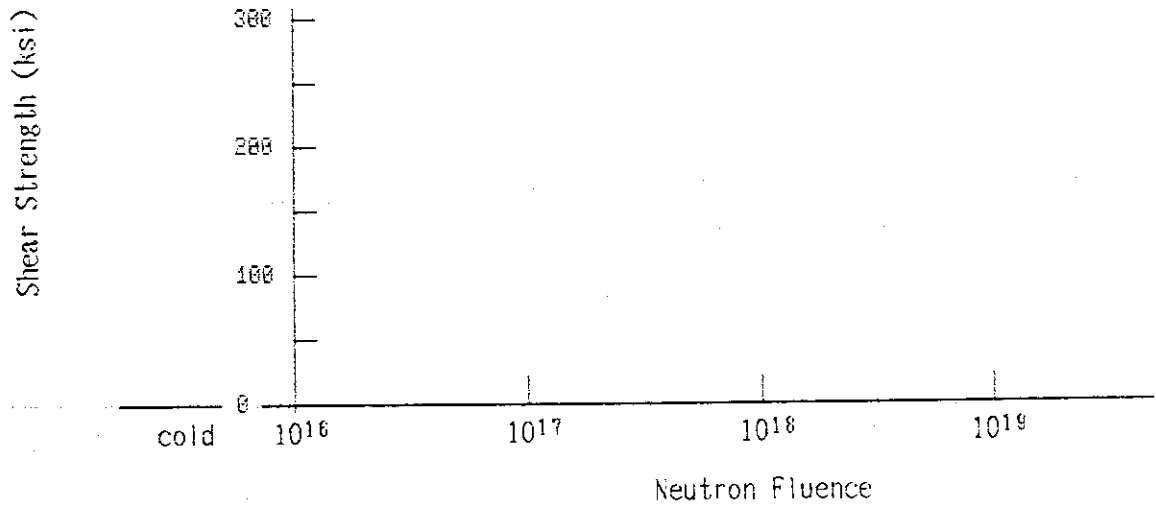
第11.9図 インコネル（ロッド）の引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



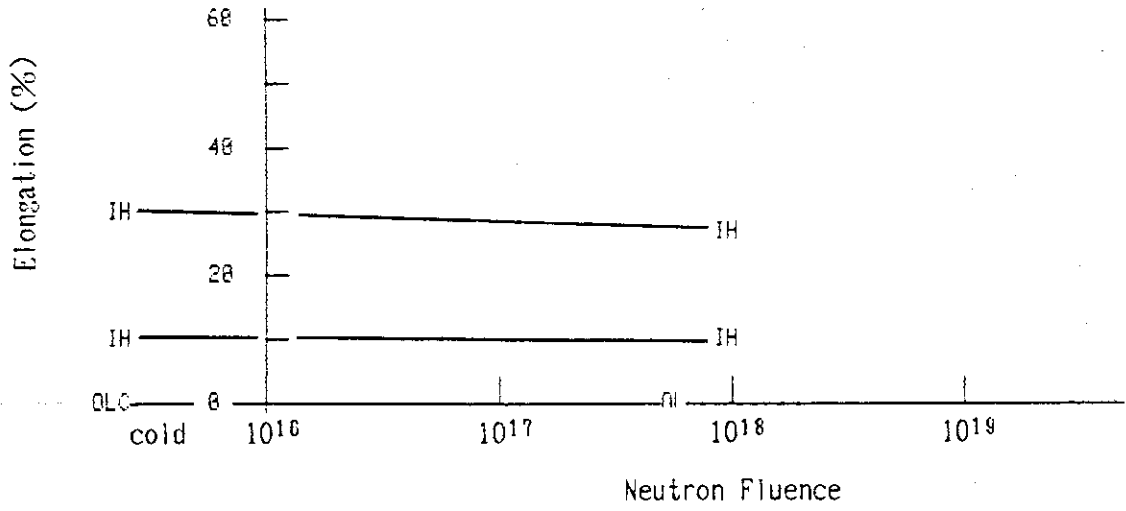
第11.10図 インコネル（ロッド）の 0.2% オフセット降伏応力
液体水素温度及び液体窒素温度



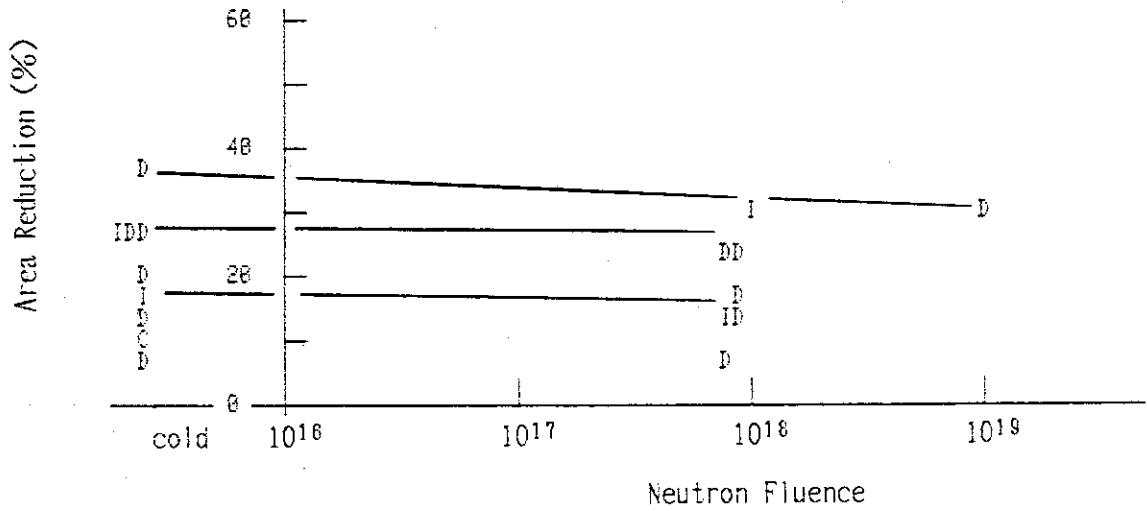
第11.11図 インコネル（ロッド）のノッチ引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



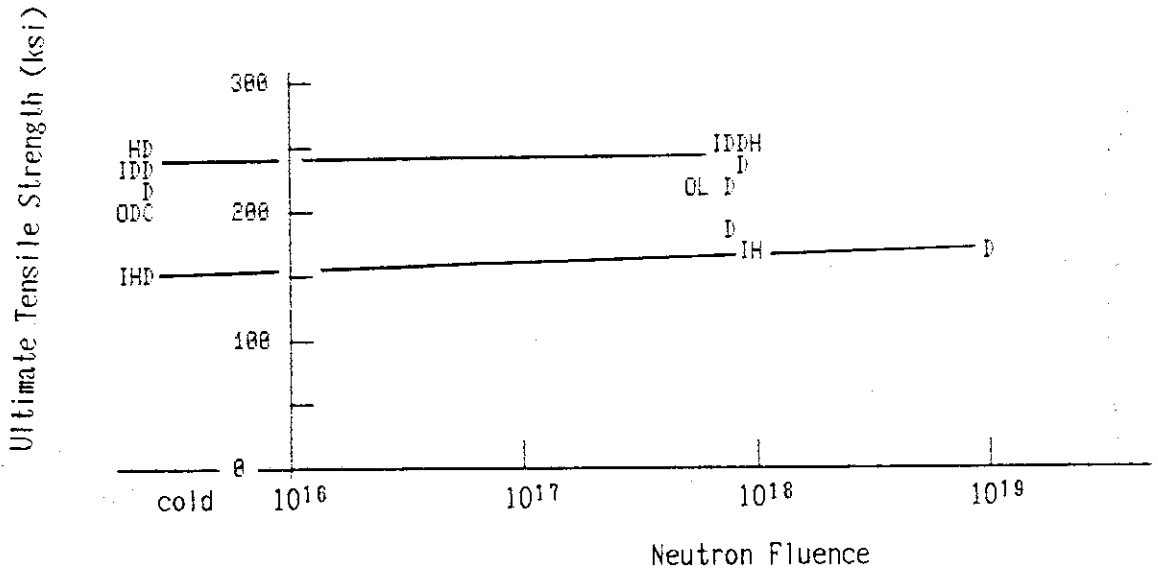
第11.12図 インコネル（ロッド）のせん断応力
液体水素温度及び液体窒素温度



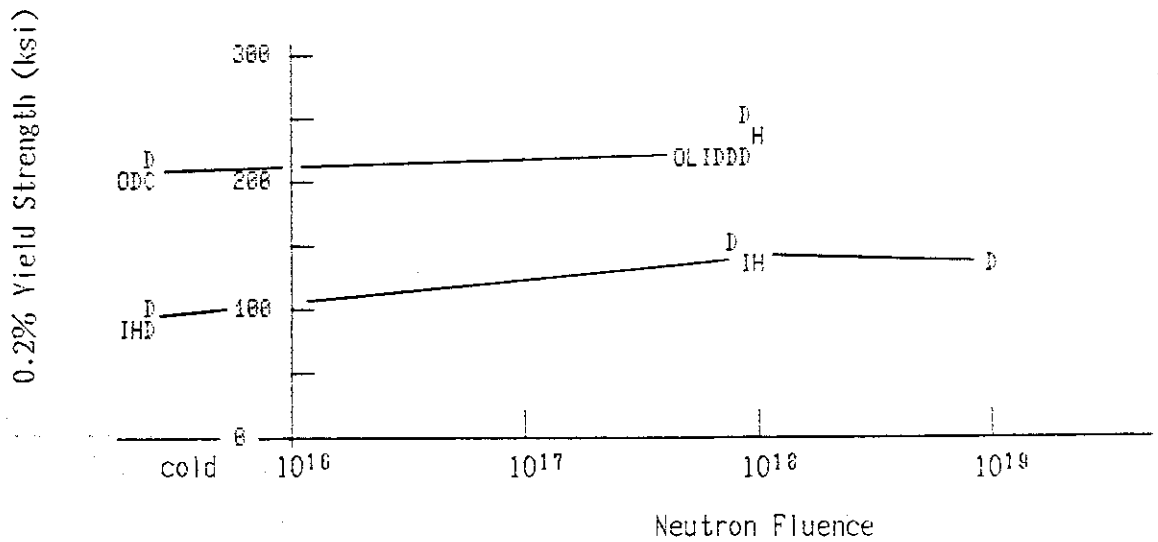
第11.13図 インコネル（溶接）の伸び
液体水素温度及び液体窒素温度



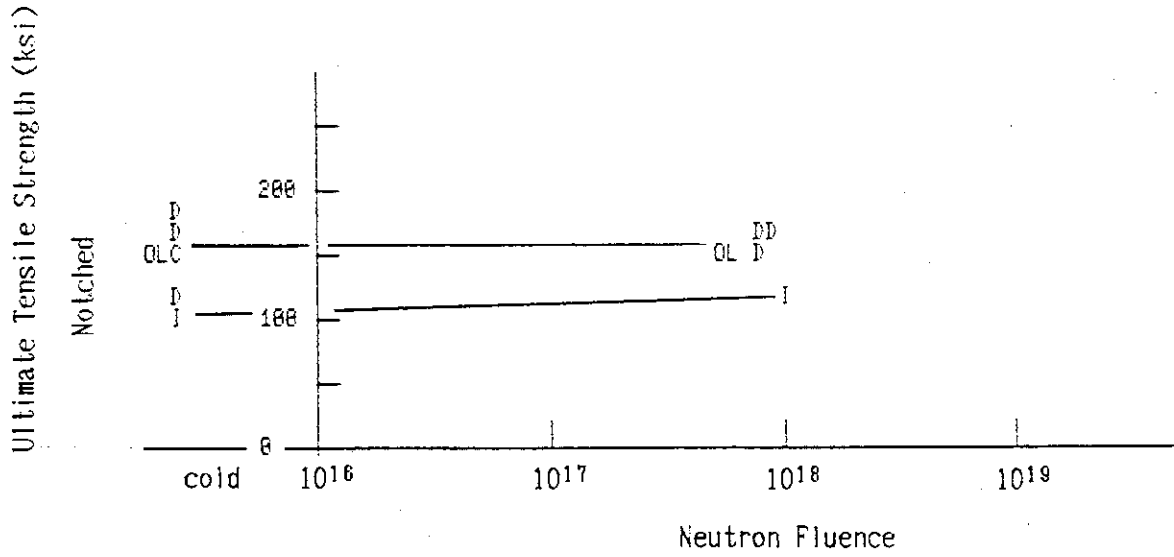
第11.14図 インコネル（溶接）の断面収縮率
液体水素温度及び液体窒素温度



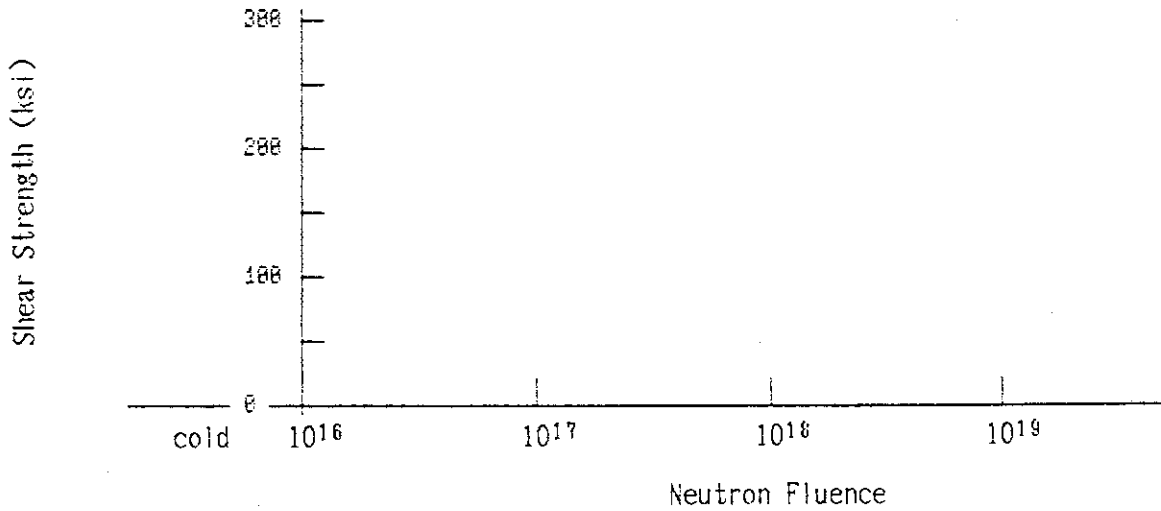
第11.15図 インコネル（溶接）の引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



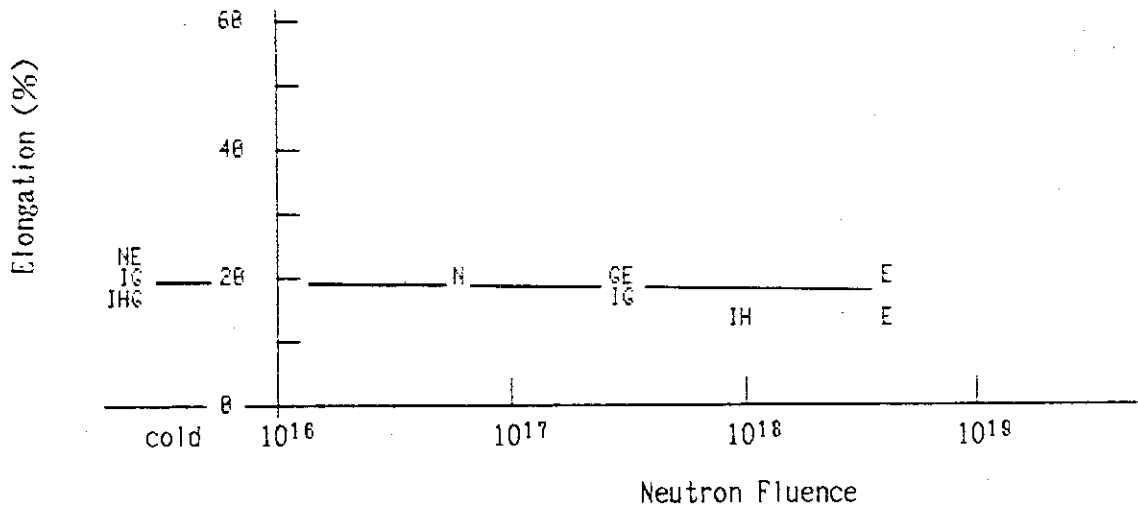
第11.16図 インコネル（溶接）の 0.2% オフセット降伏応力
液体水素温度及び液体窒素温度



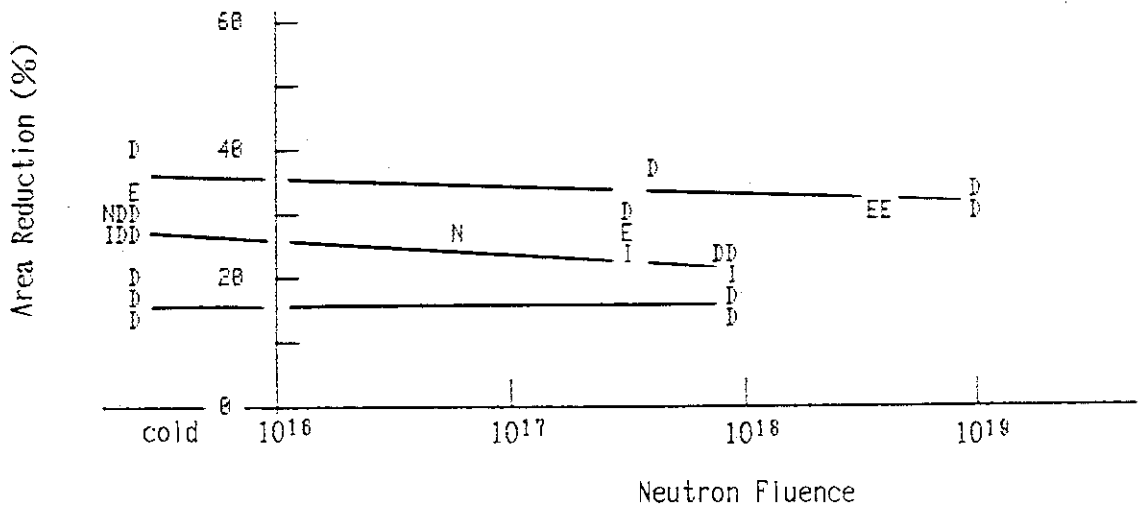
第11.17図 インコネル（溶接）のノッチ引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



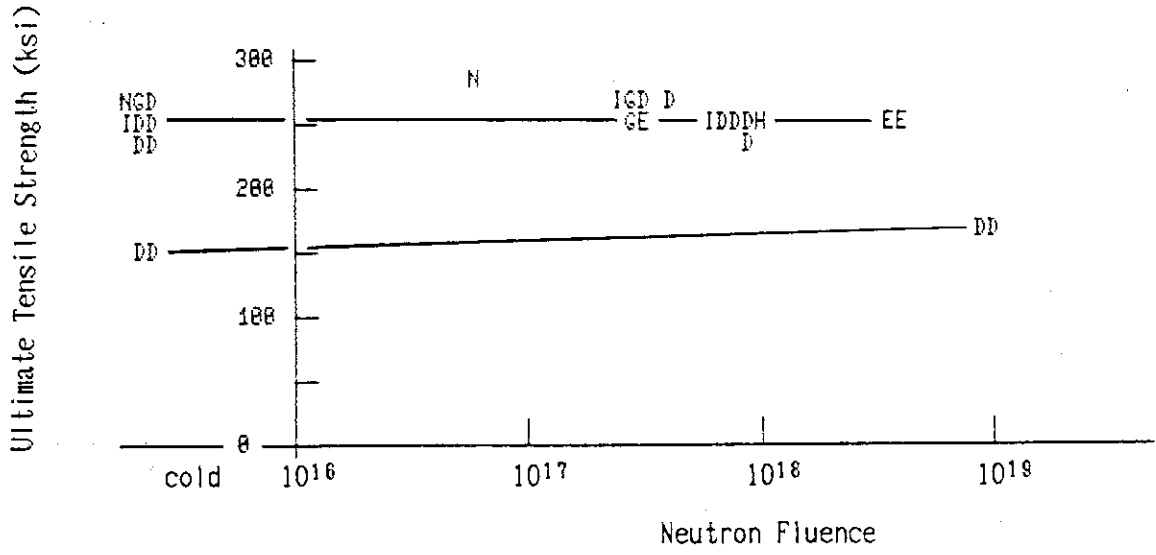
第11.18図 インコネル（溶接）のせん断応力
液体水素温度及び液体窒素温度



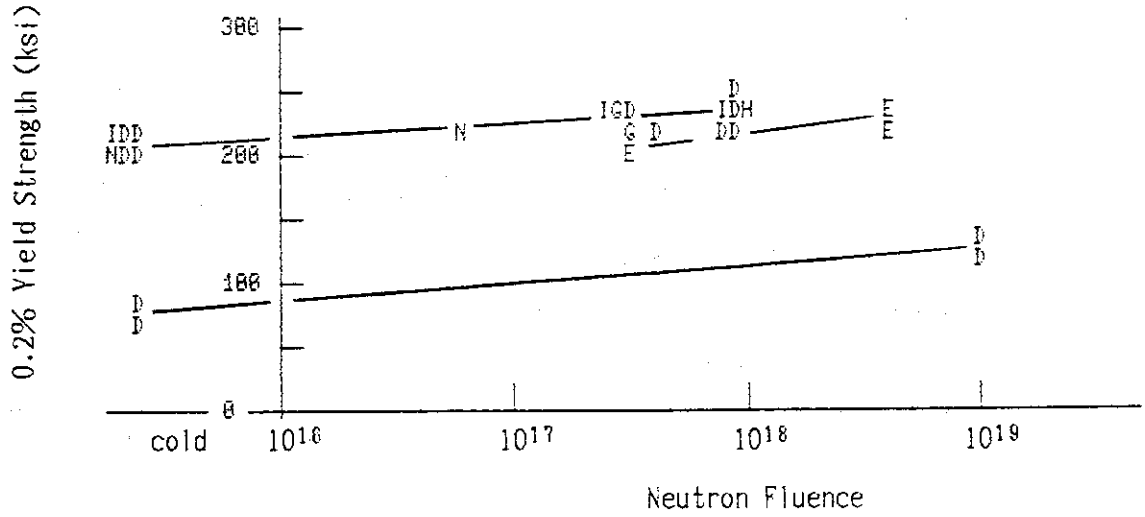
第11.19図 インコネル（鍛造）の伸び
液体水素温度及び液体窒素温度



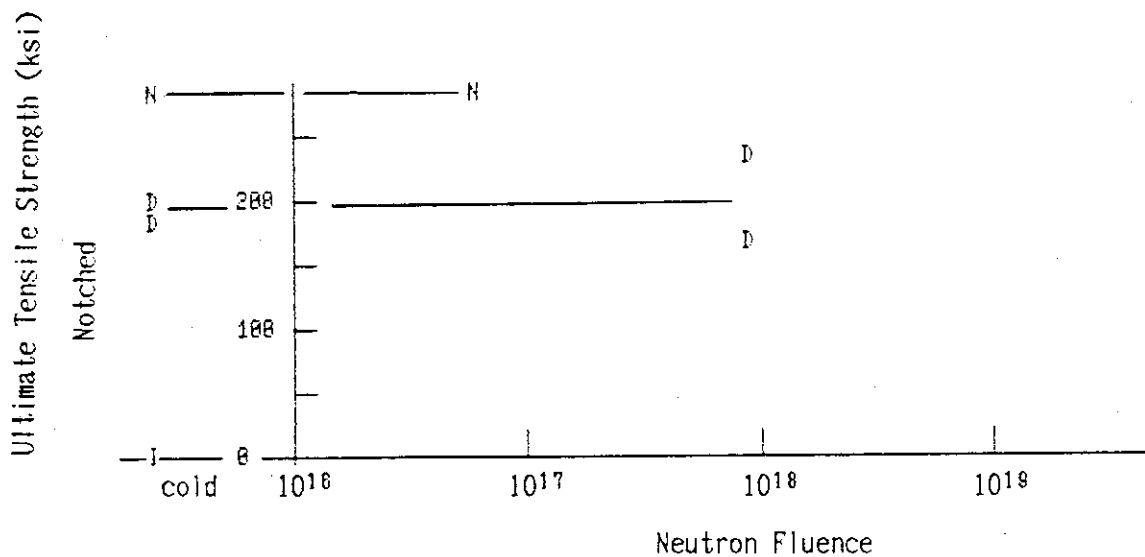
第11.20図 インコネル（鍛造）の断面収縮率
液体水素温度及び液体窒素温度



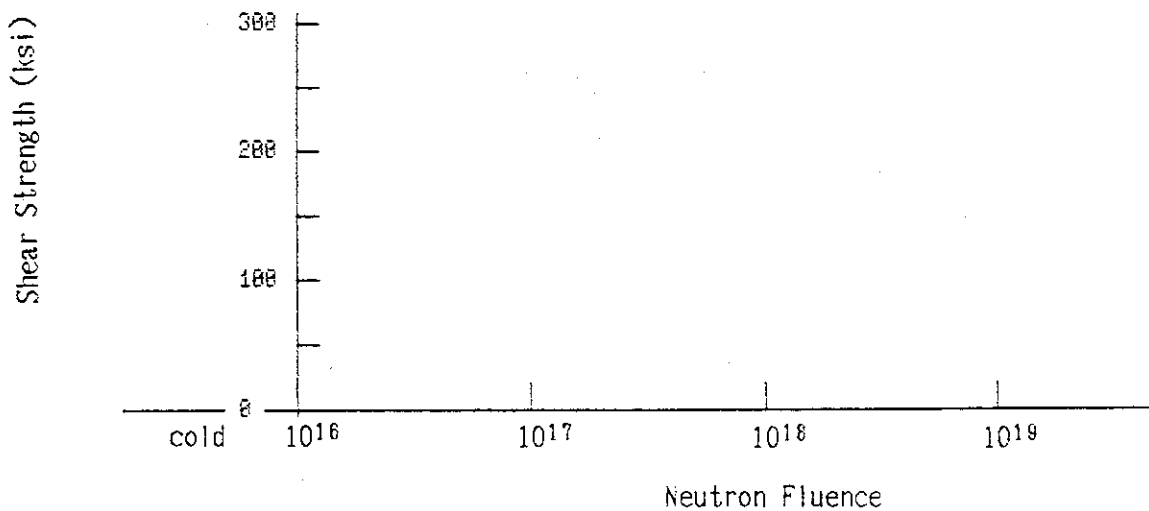
第11.21図 インコネル（鍛造）の引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



第11.22図 インコネル（鍛造）の0.2% オフセット降伏応力
液体水素温度及び液体窒素温度



第11.23図 インコネル（鍛造）のノッチ引張強さ
液体水素温度及び液体窒素温度



第11.24図 インコネル（鍛造）のせん断応力
液体水素温度及び液体窒素温度

6. 結 論

A 2 8 6, ステンレス鋼及びインコネルに対して極低温での照射が機械的強度に及ぼす影響についてのデータを比較・検討した。

速中性子の影響は、格子欠陥の生成による硬化・脆化が主たるものである。照射及び機械強度試験を行なう温度が液体水素温度または液体窒素温度の時、速中性子の照射量が約 1×10^{19} nvt 以下では、A 2 8 6, ステンレス鋼, インコネル共に機械的強度はほとんど影響を受けないことが確認された。これは良く知られた常温以上のでの照射の結果と良い一致を示している。

熱中性子による照射効果は、He 生成が主たるものであり、冷中性子源装置の寿命までの生成量が求められた。インコネル系は、Ni 基合金であるため He の生成が多くなること、及び高温での水素脆化に注意を払う必要がある。またオーステナイト系ステンレス鋼は、そのオーステナイトの安定性のために Ni を含むが、インコネルに比べると少なく、水素拡散に対する影響もほとんどない。従って、このオーステナイト系で機械的特性の優れているステンレス鋼系が減速材容器材料として適していると考えられる。

A 2 8 6 (JIS SUH660 相当品, 耐熱鋼) は、わずかに水素透過性ではあるが、あまり照射による影響を受けない。さらに機械的強度も高く、溶接も可能であり、人手も容易であることから適切な材料である。

これらの結果から、冷中性子源装置の減速材容器の材質を A 2 8 6 に選ぶならば、重水反射体中に設置し、液体水素を貯溜しても、速中性子の照射量が 1×10^{19} nvt までは、機械的強度には影響は現われず、健全性が保たれることがわかった。

また室温での照射試験では 10^{20} nvt 程度まではほとんど変化が表われていないことから、極低温でも 10^{20} nvt 程度まではほとんど機械的性質への影響を受けないことが予測される。

謝 辞

本報告の作成にあたり、研究炉管理部次長二村嘉明氏、研究炉開発室長大西信秋氏、研究炉開発室利用技術グループの方々の熱心なご鞭撻を賜った。ここに深く感謝の意を表する。

6. 結 論

A 2 8 6, ステンレス鋼及びインコネルに対して極低温での照射が機械的強度に及ぼす影響についてのデータを比較・検討した。

速中性子の影響は、格子欠陥の生成による硬化・脆化が主たるものである。照射及び機械強度試験を行なう温度が液体水素温度または液体窒素温度の時、速中性子の照射量が約 1×10^{19} nvt 以下では、A 2 8 6, ステンレス鋼, インコネル共に機械的強度はほとんど影響を受けないことが確認された。これは良く知られた常温以上のでの照射の結果と良い一致を示している。

熱中性子による照射効果は、He 生成が主たるものであり、冷中性子源装置の寿命までの生成量が求められた。インコネル系は、Ni 基合金であるため He の生成が多くなること、及び高温での水素脆化に注意を払う必要がある。またオーステナイト系ステンレス鋼は、そのオーステナイトの安定性のために Ni を含むが、インコネルに比べると少なく、水素拡散に対する影響もほとんどない。従って、このオーステナイト系で機械的特性の優れているステンレス鋼系が減速材容器材料として適していると考えられる。

A 2 8 6 (JIS SUH660 相当品, 耐熱鋼) は、わずかに水素透過性ではあるが、あまり照射による影響を受けない。さらに機械的強度も高く、溶接も可能であり、人手も容易であることから適切な材料である。

これらの結果から、冷中性子源装置の減速材容器の材質を A 2 8 6 に選ぶならば、重水反射体中に設置し、液体水素を貯溜しても、速中性子の照射量が 1×10^{19} nvt までは、機械的強度には影響は現われず、健全性が保たれることがわかった。

また室温での照射試験では 10^{20} nvt 程度まではほとんど変化が表われていないことから、極低温でも 10^{20} nvt 程度まではほとんど機械的性質への影響を受けないことが予測される。

謝 辞

本報告の作成にあたり、研究炉管理部次長二村嘉明氏、研究炉開発室長大西信秋氏、研究炉開発室利用技術グループの方々の熱心なご鞭撻を賜った。ここに深く感謝の意を表す。

参 考 文 献

- 1) JRR-3改造計画, 原研, 昭和60年6月
- 2) 原子炉工学講座4=燃・材料, 石森富太郎編, 培風館
- 3) 原子炉材料ハンドブック, 日刊工業新聞社
- 4) 金属材料高温強度データ集, 第4編 耐熱合金編, 日本鉄鋼協会クリープ委員会編
- 5) J. M. Steichen, "The Effect of Strain Rate, Thermal Aging And Irradiation On The Tensile Properties of A-286", HEDL-TME 75-81, UC-79 h, p, March, 1976.
- 6) NSA Report, No18:32216, p. 25; No21:26869 (HW-83398).
- 7) NSA Report, No17:25830, HW-SA-3000.
- 8) F. A. Comprelli et al., Tr. Nucl. Soc. 10 (1967) 487.