

JAERI-M
85-170

VHTR圧力容器用 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼の
材料性能の現状

1985年10月

吉平恒夫・奥達雄・鈴木雅秀・深谷清

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

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、お申しこしください。なお、このほかに財團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）で複写による実費領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, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1985
編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 磐高野高速印刷

V H T R 壓力容器用 $2\frac{1}{4}$ Cr - 1Mo 鋼の材料性能の現状

日本原子力研究所東海研究所高温工学部
古平恒夫・奥 達雄・鈴木雅秀・深谷 清⁺

(1985年10月8日受理)

本報告書はV H T R の最も重要な耐圧構造コンポーネントである原子炉圧力容器（第1種容器）への $2\frac{1}{4}$ Cr - 1Mo 鋼（高純度低 Si のNT材）の適用に関して、現状と課題をまとめたものである。すなわち、設計及び運転等の条件をベースに、要求される特性、それを基にした材料選定の考え方、材料の製造仕様、そしてこの仕様に基づいて製造した材料の性能と経年劣化を考慮した圧力容器の健全性評価検討例並びに、高純度低 Si のNT材（J I S SCMV4-2, A S T M A 3 8 7 G r a d e 2 2 , Class2）の採用の妥当性を示した。

Present Status of Mechanical Properties of 2½Cr-1Mo steel
As a Pressure Vessel for VHTR

Tsuneo KODAIRA, Tatsuo OKU, Masahide SUZUKI and Kiyoshi FUKAYA

Department of High Temperature Engineering
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received October 8, 1985)

This report describes the present status and items on the application of the 2½Cr-1Mo steel, normalized and tempered condition (NT) with low Silicon and high purity, to the pressure vessel of VHTR, which is the most important structural component within the pressure boundaries.

The SCMV 4-2 steel in JIS, which corresponds to ASTM A387 Grade 22 Class 2, is selected as a candidate based on the design and operation conditions of the pressure vessel.

In this report are also shown the specification of material fabrication, various results of mechanical and metallurgical tests and the evaluation of structural integrity of the vessel considering the material aging effects in this SCMV 4-2 steel.

Keywords: HTGR, Pressure Vessel, Low Alloy Steel, 2½Cr-1Mo Steel, Heat Treatment, Silicon, Phosphorus, Specification, Metallurgical Test, Tensile Properties, Creep Rupture, Low Cycle Fatigue, Thermal Aging, Stress Aging, Neutron Irradiation, Embrittlement, Fracture Toughness, Fatigue Crack Growth, Structural Integrity.

目 次

1.はじめに.....	1
2.V H T R圧力容器用鋼材の選定と材料仕様.....	1
2.1 Cr - Mo鋼の種類、材質と第1種容器への適用の考え方.....	1
2.2 焼なまし(AN)材及び焼ならし・焼戻し(NT)材の材料特性の比較.....	2
2.3 V H T R圧力容器用 $2\frac{1}{4}$ Cr - 1Mo鋼の材料仕様.....	4
3.V H T R圧力容器用 $2\frac{1}{4}$ Cr - 1Mo鋼の特性.....	4
3.1 短時間強度.....	4
3.2 クリープ破断強度.....	5
3.3 低サイクル疲労強度.....	5
3.4 熱時効ぜい化(焼戻しづい化).....	5
3.5 応力時効ぜい化.....	6
3.6 中性子照射ぜい化.....	7
3.7 破壊じん性特性.....	7
3.8 疲労き裂伝ば特性.....	8
4.経年劣化を考慮したV H T R圧力容器の健全性評価.....	8
5.まとめ.....	9
謝辞.....	10
参考文献.....	11
付録.....	34

Contents

1. Introduction	1
2. Selection of candidate material and its specification for a pressure vessel of VHTR	1
2.1 Kinds and characteristics of Chromium-Molybdenum low alloy steels and applicability to class 1 component	1
2.2 Material properties in annealed (AN) and normalized-tempered (NT) conditions	2
2.3 Specification of 2½Cr-1Mo steel for a pressure vessel of VHTR.....	4
3. Characterization of 2½Cr-1Mo steel for a pressure vessel of VHTR	4
3.1 Short-term tensile properties	4
3.2 Creep-rupture strength	5
3.3 Low cycle fatigue properties	5
3.4 Thermal aging embrittlement (temper embrittlement)	5
3.5 Stress aging embrittlement	6
3.6 Neutron irradiation embrittlement	7
3.7 Fracture toughness properties	7
3.8 Fatigue crack growth behavior.....	8
4. Evaluation of structural integrity of pressure vessel for VHTR considering aging effects	8
5. Conclusion	9
Acknowledgement	10
References	11
Appendix	34

1. はじめに

多目的高温ガス実験炉（V H T R）の一次冷却材の圧力バウンダリ（原子炉圧力容器、中間熱交換器胴、配管等）及び炉心支持構造物等への使用が予定されている低合金鋼は、通常運転時では約400°C、異常な過渡変化時にはより高温になるため、例えば、原子炉圧力容器の設計温度は440°Cに設定している。このように、実験炉の主要な構造物は、軽水炉ベースの設計温度（低合金鋼では375°Cまで）よりも高くなるため、軽水炉用材料よりも高温、長時間強度（クリープ、クリープ破断強さ、低サイクル疲労強度等）の高い材料が基本的に要求される。更に、実験炉では、使用材料の選定に際して、設定すべき許容応力基準の作成作業量、特に時間依存型データ取得の難易を考慮し、長時間強度の既存データが比較的豊富で、高温構造物としての製造及び使用実績のある点を重視した。その結果、現在の設計では、第1種機器等の主要構造コンポーネント用として焼ならし・焼戻し（N T）処理の $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼が採用されている。

本報告書は、V H T R圧力容器（第1種容器）への $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の適用に関して、設計及び運転等の条件をベースに、要求される特性、それを踏まえた材料選定とその製造仕様、そして原研仕様により製造した材料の性能と経年劣化を考慮した圧力容器の健全性評価検討例を述べ、現状と課題をまとめたものである。なお、ここで、検討対象を第1種容器としたのは、原子炉の鋼構造物の中で、第1種容器、すなわち、原子炉圧力容器が最も高い信頼性を要求される構造物であることと、既存の構造設計指針（例えば通産省告示第501号）においても炉心支持構造物、配管等は一般設計規程によるか、又は、第1種容器の設計規程を簡略化した規程を設定していることなどから、材料の検討は第1種容器についてのみ実施すれば、他の機器への適用は十分可能であるとの考え方によるものである。

2. V H T R圧力容器用鋼材の選定と材料仕様

2.1 Cr-Mo鋼の種類、材質と第1種容器への適用の考え方

実験炉の圧力容器においては、設計で金属温度は440°Cとなっており、軽水炉ベースの設計温度（375°Cまで）より高温になっている。従って、前述したように軽水炉で確立されたMn-Mo鋼（J I S S Q V 2 A 鋼等）に比べ、長時間強度（クリープ、クリープ破断強さ等）の高い材料が基本的に要求される。

例えば、Cr-Mo鋼、すなわち、軟鋼に1～3%のCrやMoを添加した低合鋼は、高温強度の高い材料である。この理由は、運動する転位が引きずるC、N原子にCr、Mo原子が結び付き、転位はこれら複合雰囲気を引きずりながら動くことになり、高温でCrやMoは拡散し難いので、転位の運動に大きな抵抗になるからである。更に、この種の鋼材は、高温でも成長し難い Cr_7C_3 、 Mo_2C などの特殊炭化物が微細に分散して転位の運動を阻止する強化作用もあるため、500°C付近まで高い強さを示す。以上のCr添加による強化機構は、Mn添加の場合より大きく作用し、従ってCr-Mo鋼の方がMn-Mo鋼よりも一般的に高温強度が高い。

Cr-Mo鋼としては、1%Cr-0.5%Mo鋼から12%Cr-2%Mo鋼まで種々の成分系統のもの

1. はじめに

多目的高温ガス実験炉（V H T R）の一次冷却材の圧力バウンダリ（原子炉圧力容器、中間熱交換器胴、配管等）及び炉心支持構造物等への使用が予定されている低合金鋼は、通常運転時では約400°C、異常な過渡変化時にはより高温になるため、例えば、原子炉圧力容器の設計温度は440°Cに設定している。このように、実験炉の主要な構造物は、軽水炉ベースの設計温度（低合金鋼では375°Cまで）よりも高くなるため、軽水炉用材料よりも高温、長時間強度（クリープ、クリープ破断強さ、低サイクル疲労強度等）の高い材料が基本的に要求される。更に、実験炉では、使用材料の選定に際して、設定すべき許容応力基準の作成作業量、特に時間依存型データ取得の難易を考慮し、長時間強度の既存データが比較的豊富で、高温構造物としての製造及び使用実績のある点を重視した。その結果、現在の設計では、第1種機器等の主要構造コンポーネント用として焼ならし・焼戻し（N T）処理の $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼が採用されている。

本報告書は、V H T R圧力容器（第1種容器）への $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の適用に関して、設計及び運転等の条件をベースに、要求される特性、それを踏まえた材料選定とその製造仕様、そして原研仕様により製造した材料の性能と経年劣化を考慮した圧力容器の健全性評価検討例を述べ、現状と課題をまとめたものである。なお、ここで、検討対象を第1種容器としたのは、原子炉の鋼構造物の中で、第1種容器、すなわち、原子炉圧力容器が最も高い信頼性を要求される構造物であることと、既存の構造設計指針（例えば通産省告示第501号）においても炉心支持構造物、配管等は一般設計規程によるか、又は、第1種容器の設計規程を簡略化した規程を設定していることなどから、材料の検討は第1種容器についてのみ実施すれば、他の機器への適用は十分可能であるとの考えによるものである。

2. V H T R圧力容器用鋼材の選定と材料仕様

2.1 Cr-Mo鋼の種類、材質と第1種容器への適用の考え方

実験炉の圧力容器においては、設計で金属温度は440°Cとなっており、軽水炉ベースの設計温度（375°Cまで）より高温になっている。従って、前述したように軽水炉で確立されたMn-Mo鋼（J I S S Q V 2 A 鋼等）に比べ、長時間強度（クリープ、クリープ破断強さ等）の高い材料が基本的に要求される。

例えば、Cr-Mo鋼、すなわち、軟鋼に1～3%のCrやMoを添加した低合鋼は、高温強度の高い材料である。この理由は、運動する転位が引きずるC、N原子にCr、Mo原子が結び付き、転位はこれら複合雰囲気を引きずりながら動くことになり、高温でCrやMoは拡散し難いので、転位の運動に大きな抵抗になるからである。更に、この種の鋼材は、高温でも成長し難い Cr_7C_3 、 Mo_2C などの特殊炭化物が微細に分散して転位の運動を阻止する強化作用もあるため、500°C付近まで高い強さを示す。以上のCr添加による強化機構は、Mn添加の場合より大きく作用し、従ってCr-Mo鋼の方がMn-Mo鋼よりも一般的に高温強度が高い。

Cr-Mo鋼としては、1%Cr-0.5%Mo鋼から12%Cr-2%Mo鋼まで種々の成分系統のもの

があるが、500°Cまでの使用を考えると、高温強度、延性、じん性、耐酸化性、組織安定性等の面でバランスのとれた性能を有する2.25%Cr-1%Mo鋼（以下、 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼）が用いられることが多い。なお、この $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼は、成分は同じでも熱処理によってミクロ組織、強度特性が変わり幾つかの鋼種があるが、詳細は後述する。

以上述べた事情に加えて、高圧容器として化学プラント（反応容器や圧力容器）で使用実績（但し、¹⁾原子力プラント程の長時間使用は想定していない。）も多くて、かつ、ASME Code Case N47（以下N-47）にフェライト系材料として採用されていることも考慮して、実験炉圧力容器用材料として $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼が選ばれた。

実験炉の耐圧部には、種々の素材形状の $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼が用いられるが、一例として、鋼板、鍛鋼品、鋼管の材料規格をJISとASTMとを対比して表1に示す。これらの鋼材を高温構造物（例えば、第1種機器としての圧力容器）として使用する際に考慮しなければならない材料特性を軽水炉の場合と対比して考えてみると、実験炉の耐圧部の設計条件〔温度：440°C、圧力：48.5 kgf/cm²、雰囲気：ヘリウムガス及び大気、中性子照射量： $1 \times 10^{18} n/cm^2$ (E > 0.1 MeV)〕から、

- ① 軽水炉（低温、長時間）に比べて実験炉（高温、長時間）は、金属温度がクリープ域にあるため、時間依存型の材料特性が寿命評価にとって重要となること、
 - ② 冷却材はヘリウムガスであり、材料との両立性はかなり良好と思われること、
 - ③ 高温長時間（設計上は使用年数20年、稼働率60%として約100000時間、以後 $10^5 h$ と略記）使用による材料劣化を考えると、焼戻しそい化（熱時効せい化）、応力時効せい化、中性子照射せい化（照射量は少ないが、金属温度が焼戻しそい化域にあるため、中性子照射せい化との重複作用の有無を明らかにする必要がある。）が要因として挙げられること、
- 以上の3点が特異点として指摘される。

2.2 焼なまし(AN)材及び焼ならし・焼戻し(NT)材の材料特性の比較

前述のように、 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼は熱処理によってミクロ組織が変化し、強度特性もそれによって異なってくる。²⁾図1に $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の連続冷却変態線図(Continuous Cooling Transformation Diagram, CCT線図)を示すが、オーステナイト化温度からの冷却速度が遅い(焼なましの場合)ときは、フェライト(F)及びパーライト(P)組織が現われる。一方、冷却速度を早めると(焼ならし、焼入れの場合)，ベーナイト(B)又はマルテンサイト(M)組織となり、材料は硬化するので、ミクロ組織に応じて強度も異なる。従って、厚肉になると、焼入れを行ったとき、質量効果による表面と内部での冷却速度の相違により、ミクロ組織が異なってくる。すなわち、表面では冷却速度が早いためマルテンサイト又はベーナイト組織が現われるが、内部では徐冷されたためフェライト・パーライト組織も出てくるようになる。厚肉材においては、板厚中心部まで十分な強度とじん性が確保されるよう、焼入れ性を高める成分元素を材料規格内で多めに添加し、更に水冷そして場合によっては水冷時にかくはんする、いわゆる、強制冷却を行って板厚中心部での冷却速度を高め、フェライト・パーライト組織の出現を極力抑える努力をしている。このようにして得られた厚肉材のミクロ組織は、表面でマルテンサイト、板厚中心部付近で若干のフェライト・パーライトが見られるものの、大部分はベーナイト組織となっており、この厚肉材は、その後、焼戻し及び溶接後熱処理を施して強度とじん性のバランスを図っている。板厚方向における強度とじん性の分布を見ると、

代表例として図⁵⁾2及び図⁶⁾3に示すように、表面で若干強度が高く、遷移温度が低温側（すなわち高じん性）にあるものの、板厚(t)の $\frac{1}{4}$ ₇₎ ($\frac{t}{4}$)付近から内部では、均一な強度とじん性の分布を示している。現行の規格（例えばASTM）では、 $\frac{t}{4}$ からシャルピー衝撃試験片を採取することと規定しているが、これは以上の機械的性質の分布を考慮しているためと推察される。

$2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼には幾つかの種類があり、鋼板の場合についてJIS及びASTM規格の例を表2に示す。熱処理としては、焼なまし（Annealed, 以後AN），焼ならし・焼戻し（Normalized and Tempered, NT）及び焼入れ・焼戻し（Quenched and Tempered, QT）の3種類があるが厚肉の場合はNT材でも薄肉材での焼ならし（Normalizing, N）相当の冷却速度を得るために焼入れ（Quenching, Q）することがある。強度レベルは、通常、前述したようにその後の焼戻し（Tempering, T），溶接後熱処理（Post Weld Heat Treatment, PWHT）によって調整している。以上のようにNT材、QT材と言っても、板厚に応じて冷却速度を変えているわけで、NとQは本質的な差を意味しているものではなく、厚肉材では最終製品として強度レベルがどの程度にT及びPWHTにより調節されるかが鋼種の区分を与えると考えて差支えないであろう。

N-47は、上記鋼種の中でAN材を採用しており、一方、動燃の「高速原型炉高温構造設計方針、材料強度基準等」⁸⁾（以下、FBR材料強度基準）ではNT材が採用されており原子力の分野では、AN材とNT材の両方が用いられつつある。なお、材料規格上からは表2に示すように、JISとASTMの両規格において、AN材はSCMV4-1とA387Gr.22C<1>が、NT材はSCMV4-2とA387Gr.22C<2>がほぼ対応しているが、C, Mn, P, S, 引張性質及び焼戻し温度等に関する規程が僅かではあるが異なっていることに注意する必要がある。

さて、厚肉の高圧容器製造の立場から見て、 $650\sim850^{\circ}\text{F}$ ($343\sim454^{\circ}\text{C}$) で運転する化学プラントでは、大型化に伴ってより強度の高い鋼材（NT材、QT材）が採用されてきており、実験炉圧力容器との共通点として特徴を挙げると以下のとおりである。

- ① $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼は焼入れ硬化能が高いので、オーステナイト化温度からの冷却速度を早め、その後に焼戻しを行うことにより、強度とじん性の両方を高くすることができる。
- ② 上記の熱処理により、 850°F (454°C) 程度までの設計応力を高めることができる。
- ③ 最低使用温度（室温付近が普通）以下でも高じん性である。

従って、実験炉圧力容器に用いられるような厚肉（～ 160 mm ）鋼材は、すべてNT処理（但し、厚肉材ではNに相当する冷却速度を確保するため、Qを施すのが通例である。）によって製造されているのが実状である。そこで、AN材とNT材との特性比較を行ってみたのが表3である。一般的な強度特性、じん性、ミクロ組織とその安定性は同表のとおりであるが、以下に実験炉圧力容器へのAN及びNT材適用性の優劣を見てみよう。

圧力容器の設計、運転等の条件 [440°C , 48.5 kgf/cm^2 , ヘリウム及び大気雰囲気, 中性子照射量： $1\times10^{18}\text{ n/cm}^2$ ($E > 0.1\text{ MeV}$), 寿命： 10^5 h] を考慮すると、まず、クリープ破断特性は、NT材の方がこの付近の温度では長時間側でもAN材より高強度であろう。^{10,11)}

高温低サイクル疲労特性に関しては、AN材が若干の繰り返し硬化を示すのに対し、NT材は繰り返し軟化が顕著に認められ、AN材の方が安定した材料と言えよう。なお、クリープ・疲労の相互作用に関しても、 538°C においてはAN材の方がNT材より有利との報告もあるが、実験炉の設計温付近のデータが極めて少なく、今後のデータ取得が望まれる。¹²⁾

熱時効による強度低下（時効軟化）については、組織安定性の面から見て、 500°C 以下の使用温

度であれば、AN材、NT材の両鋼種共炭化物進行の反応は遅く、強度低下は小さい（図14参照）。一方、熱時効によるじん性の低下（焼戻しそい化）に関しては、図4に示すように、ステップクーリング（焼戻しそい化促進熱処理）によって遷移温度（vTrS, vTr40）は上昇するが、NT材に比べAN材はその程度が極めて小さいことが分かる。しかしながら、AN材は初期遷移温度が高く、NT材の場合は焼戻しそい化を起こしたとしても、それより遷移温度は充分に低い。焼戻しそい化は、

$$J = (Si + Mn) (P + S) \times 10^4 \quad \dots \dots \dots \quad (1)$$

$$\bar{X} = (10P + 5Sb + 4Sn + As) / 100 \quad \dots \dots \dots \quad (2)$$

^{14), 15)} のようなパラメータで程度の大小を判断できると言われている。図5に一例として、Jファクタの有効性を示す。現在の製鋼技術では、Si, Mn, P等の成分及び不純物元素を充分低くすることが可能であり、遷移温度の焼戻しそい化を考慮した絶対値で比較してもNT材の方が有利と思われる。

更に、化学プラント（反応容器、圧力容器等）における製造実績に加えて、第1種容器として重視される破壊じん性特性等から総合的に判断すると、表4に示すように、実験炉圧力容器としては、NT材の採用が妥当と考えられる。なお、後で詳述するが、中性子照射せい化挙動の点でもAN材に比しNT材は極めて高い抵抗性を有し、原子炉圧力容器として有利であることを付言する。

2.3 VHTR圧力容器用 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の材料仕様

実験炉圧力容器は、厚肉（～160mm）の溶接構造となるため、前述の材料性能の劣化を抑えて、健全な厚肉構造物を製造、製作することが重要な課題である。現在の技術では、厚肉に対する強度、延性、じん性の確保と長時間使用による材料性能劣化への対処を図るため、焼戻しそい化対策としてSi量を低くし、P等の微量不純物を極力低下せしめ、更に、強度、じん性確保のために水焼入れし、最適焼戻し、PWH条件にて熱処理したNT材（以下、高純度、低Si NT材）が、化工機等での実績も多く、有力と考えられる。

図6に実験炉圧力容器用 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の原研仕様（案）を示す。従来の仕様（例えばJIS SCMV4）と比較してみると、規格範囲内で化学成分、熱処理条件等をより狭い範囲内に制限しているが、現在の技術で難なく達成できるレベルにある。このような制限を持った $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の製造は、我が国のみならず国際的にも広く実用化が進んでおり、コストの面でも従来品に比べ割高なものではないと評価されよう。

3. VHTR圧力容器用 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の特性

実験炉の原子炉圧力容器用材料として選定した $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の原研仕様（高純度、低Si, NT材）にて製造した厚板材（～160mm）の材料特性について、現在までに取得した知見を以下に示す。

3.1 短時間強度

現在までに原研において入手した低SiのNT材の短時間強度特性は、室温、高温（～600°Cま

度であれば、AN材、NT材の両鋼種共炭化物進行の反応は遅く、強度低下は小さい（図14参照）。一方、熱時効によるじん性の低下（焼戻しそい化）に関しては、図4に示すように、ステップクーリング（焼戻しそい化促進熱処理）によって遷移温度（vTrS, vTr40）は上昇するが、NT材に比べAN材はその程度が極めて小さいことが分かる。しかしながら、AN材は初期遷移温度が高く、NT材の場合は焼戻しそい化を起こしたとしても、それより遷移温度は充分に低い。焼戻しそい化は、

$$J = (Si + Mn)(P + S) \times 10^4 \quad \dots \dots \dots \quad (1)$$

$$\bar{X} = (10P + 5Sb + 4Sn + As) / 100 \quad \dots \dots \dots \quad (2)$$

のようなパラメータ^{14,15)}で程度の大小を判断できると言われている。図5に一例として、Jファクタの有効性を示す。現在の製鋼技術では、Si, Mn, P等の成分及び不純物元素を充分低くすることが可能であり、遷移温度の焼戻しそい化を考慮した絶対値で比較してもNT材の方が有利と思われる。

更に、化学プラント（反応容器、圧力容器等）における製造実績に加えて、第1種容器として重視される破壊じん性特性等から総合的に判断すると、表4に示すように、実験炉圧力容器としては、NT材の採用が妥当と考えられる。なお、後で詳述するが、中性子照射せい化挙動の点でもAN材に比しNT材は極めて高い抵抗性を有し、原子炉圧力容器として有利であることを付言する。

2.3 VHTR圧力容器用 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の材料仕様

実験炉圧力容器は、厚肉（～160mm）の溶接構造となるため、前述の材料性能の劣化を抑えて、健全な厚肉構造物を製造、製作することが重要な課題である。現在の技術では、厚肉に対する強度、延性、じん性の確保と長時間使用による材料性能劣化への対処を図るために、焼戻しそい化対策としてSi量を低くし、P等の微量不純物を極力低下せしめ、更に、強度、じん性確保のために水焼入れし、最適焼戻し、PWHT条件にて熱処理したNT材（以下、高純度、低Si NT材）が、化工機等での実績も多く、有力と考えられる。

図6に実験炉圧力容器用 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の原研仕様（案）を示す。従来の仕様（例えばJIS SCMV4）と比較してみると、規格範囲内で化学成分、熱処理条件等をより狭い範囲内に制限しているが、現在の技術で難なく達成できるレベルにある。このような制限を持った $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の製造は、我が国のみならず国際的にも広く実用化が進んでおり、コストの面でも従来品に比べ割高なものではないと評価されよう。

3. VHTR圧力容器用 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の特性

実験炉の原子炉圧力容器用材料として選定した $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の原研仕様（高純度、低Si, NT材）にて製造した厚板材（～160mm）の材料特性について、今までに取得した知見を以下に示す。

3.1 短時間強度

今までに原研において入手した低SiのNT材の短時間強度特性は、室温、高温（～600°Cま

で) 共に, J I S 及び A S T M 規格, F B R 材料強度基準, A S M E 許容値をすべて余裕をもってクリア－している。結果の一例として, 0.2%耐力及び引張強さに関する原研データとF B R 材料強度基準(これはN T材に関する国内外における唯一の材料強度基準であり, 以下の強度特性との比較にはこれを主に引用する。)におけるS_y, S_u値と比較した場合を図7に示す。この例から分かるように原研仕様のN T材は, 強度的には従来材と同等以上のものであると言って差支えないと思われる。

3.2 クリープ破断強度

図8⁵⁾は, 原研仕様と同等の低SiのN T材のクリープ破断強度を従来材と比較して示している。結果は, Larson Miller パラメータでクリープ破断強度を規格化しており, 更に, 従来の2 1/4 Cr-1 Mo 鋼のクリープ破断強さのばらつき範囲をA S T M データとして併せて示してある。同図から, 低SiのN T材は, 従来材のデータベースに包含されるものであることが分かる。

図9¹⁸⁾は, 原研仕様のN T材のクリープ破断強さを従来の国産材のばらつき範囲と比較したものである。この場合も, 従来材のデータベースに包含されていることが明らかである。

なお, ここには示していないが, N T材に関する許容値を与えているF B R 材料強度基準におけるS_R値を, 図8及び図9のデータは余裕をもって上回っていることを付言しておく。

3.3 低サイクル疲労強度

図10¹⁸⁾には, N T材の400~600°Cにおける低サイクル疲労試験結果として, 全ひずみ範囲(ϵ_{tr})と破損繰り返し数の関係に整理したデータ及び, 1~30分のひずみ保持試験結果も併せて示されている。図中には, F B R 材料強度基準の中のひずみ速度0.1%/sec以上の450°Cにおける基準値と, この基準値をひずみ範囲で2倍した値($\times 2 \epsilon_{tr}$)及び基準値を破損繰り返し数で20倍した値($\times 20 N_f$)が参考として示してあるが, データ点は($\times 2 \epsilon_{tr}$)及び($\times 20 N_f$)に近い傾向が認められる。従って, 今後の試験データの蓄積を待って判断しなければならないが, この結果で見る限り, 原研でR&Dを展開している低SiのN T材は, 低サイクル疲労特性も従来材のデータベースに包含されるものである可能性が大きい。

3.4 熱時効ぜい化(焼戻しづけ)

図11¹⁸⁾に熱時効ぜい化の一例として, 450°Cに最高 3×10^4 hまで加熱保持した低SiのN T処理の2 1/4 Cr-1 Mo鋼のシャルピー吸収エネルギー遷移曲線を受領材と併せて示す。

図12¹⁸⁾は, シャルピー遷移温度のシフト(熱時効ぜい化)に及ぼす長時間加熱温度及び保持時間の影響(等ぜい化曲線)を示している。

図13¹⁸⁾には, 400°C, 450°C, 475°C及び500°Cにおける遷移温度のシフト及び粒界破面率に及ぼす時効時間の影響を示してある。

図14¹⁹⁾は, 400~500°Cの間に最高 3×10^4 hの長時間熱時効を行ったN T材の母材及びサブマージアーク溶接金属の0.2%耐力及び引張強さを受領材と併せて示している(同図には, また, 比較のためにAN材の結果も加えてある。)。

以上のデータから、熱時効による強度の低下はほとんど認められないが、遷移温度は上昇し、すなわち、熱時効ぜい化が認められ、長時間程その程度は著しいことが分かる。そこで、これらのデータを基に以下に、原子炉圧力容器の運転時の金属温度 ($\sim 400^{\circ}\text{C}$) でどの程度のぜい化を示すか見積ってみる。¹⁹⁾ 図15は、図12を基にして、それぞれ 10°C , 20°C , 30°C の遷移温度上昇を与える時間とそのときの熱時効温度（絶対温度）の逆数を図示（いわゆる、アレニウスプロット）したものである。单一熱活性化過程でないため、同じ傾きの直線群になっていない。次に、図15において、 450°C 以下の温度領域を直線で近似してみる。

$$\log t = A \cdot (1/T) + B \quad \dots \dots \dots \quad (3)$$

ここで、A, Bは定数。

更に、直線の傾き(A)が遷移温度の上昇量(ΔT)の関数になっていると仮定する。

$$A = f(\Delta T) \quad \dots \dots \dots \quad (4)$$

Aと ΔT の関係は、図16¹⁹⁾に示すように、以下の(5)式で与えられる。

$$A = -(0.26 \times \Delta T + 15.5) \times 10^3 \quad \dots \dots \dots \quad (5)$$

これより、(3)式は、

$$\log t = (-0.26 \times \Delta T + 15.5) \cdot (1/T) \times 10^3 + B \quad \dots \dots \dots \quad (6)$$

となる。ここで、 450°C で $3 \times 10^4\text{ h}$ 熱時効することによって生じた $\Delta T = 43^{\circ}\text{C}$ （図11、図12参照）を基に、これと同等の遷移温度上昇を与える時間が 400°C ではどの位になるかを評価してみると、(6)式に $\Delta T = 43^{\circ}\text{C}$, $t = 3 \times 10^4\text{ h}$ を代入してBを定め、更に $T = 400 + 273 = 673^{\circ}\text{K}$, $\Delta T = 43^{\circ}\text{C}$ を再び(6)式に代入して $t = 8.34 \times 10^4\text{ h}$ が得られる。すなわち、寿命の8割以上に当たる80,000時間を超えて、遷移温度上昇は大体40数度であるから、 10^5 h では最大限見積っても高々50数度程度であるものと思われる。

遷移温度の上昇に関しては、Pの粒界偏析による粒界ぜい化によることが分かっている。本鋼材は、昭和52年に製造した比較的古いもので、低SiのNT材ではあるがPが100ppm程度含まれており、これを50ppm程度に低減すれば（すなわち、前述の $J < 100$, $\bar{X} < 10$ のレベルに対応）焼戻しがい化は実用上殆ど問題ないこと（図17参照），また、この50ppmのPのレベルは、現在、技術的に十分対処でき問題ないことも確認している。²⁰⁾

3.5 応力時効ぜい化

図18¹⁸⁾は、応力を付加して熱時効を行う、いわゆる、応力時効試験における負荷方向と試験片採取位置を示す。

図19には、応力時効した試験体からシャルピー衝撃試験片を採取し、遷移温度の上昇に及ぼす応力時効の影響を調べた結果を示す。

これらの結果から、応力付加方向の効果としては、RとWの例から分かるように、応力軸に対して垂直な粒界の強度を顕著に低下させること、更に、脱ぜい化処理によって応力時効ぜい化は可逆的に回復すること、すなわち、応力時効は熱時効と同じP等の粒界偏析に伴う粒界ぜい化によるものであ

ること等が明らかにされた。従って、応力時効ぜい化は、より長時間側で見られる非可逆性を考慮に入れても焼戻しそう化と同様に、不純物（例えばP, S等）の低減によって対処可能で実用上問題ないレベルまで達成できることが分かっている。

3.6 中性子照射ぜい化

図21¹⁸⁾は、AN材とNT材の中性子照射ぜい化挙動の比較結果を示す。中性子照射は、照射温度が約350°C、中性子照射量が $1.0 \sim 1.3 \times 10^{18} n/cm^2$ ($E > 1 MeV$) の条件で行っている。同図から、AN材は中性子照射により遷移温度が上昇し、上部棚エネルギーが低下するが、NT材は上部棚エネルギーが若干低下するものの、遷移温度の変化は認められず、中性子照射に対して極めて高い抵抗性があることが分かる。

図22²⁰⁾及び図23²¹⁾は、幾つかの $2\frac{1}{4}Cr-1Mo$ 鋼の中性子照射試験結果を示している。両図から、受領材においては前述のようにA387Gr.22C ℓ .1鋼(AN材)よりA387Gr.22C ℓ .2鋼(NT材)の方が、また、溶接金属に比べ母材の方が中性子照射ぜい化は少ないことが分かる。また、熱時効は、中性子照射による遷移温度の上昇を促しているが、これも不純物の低減により実用上問題なく対処可能と考えられる。なお上部棚エネルギーは熱時効によって低下しないが、中性子照射によって低下する。しかしながら、いずれにしても、高純度、低SiのNT材を採用すれば、溶接部も含めて実験炉の中性子照射条件下（寿命未期で $1 \times 10^{18} n/cm^2$, $E > 0.18 MeV$ ）では、遷移温度の上昇は安全側に見積っても高々20°C程度であり、上部棚エネルギーの低下に関しても規格下限値の68Jを下回ることは考えられず寿命期間中、材料健全性を損うことは全くないものと考えられる。

3.7 破壊じん性特性

図24¹⁸⁾は、A387Gr.22C ℓ .1鋼(AN材), A387Gr.22C ℓ .2鋼(NT材)及びA542C ℓ .1鋼(QT材)の静的破壊じん性(K_{Ic})試験結果を示す。

図25¹⁸⁾には、同じ鋼材の動的破壊じん性(K_{Id})の温度依存性を示している。なお、ここで、 K_{Id} 値は、計装シャルピー試験で求められている。

図26¹⁸⁾は、これらの K_{Ic} , K_{Id} データを参考破壊じん性 K_{IR} と比較して示したものである。同図で K_{Id} データに関しては、図25の計装シャルピー試験結果に加えて、コンパクト(CT)試験片による結果も示されている。なお、横軸は、T-RTNDT (RTNDTは関連温度)で規格化している。同図から、 K_{Ic} より K_{Id} が遷移領域では小さな値を示し、上部棚域では逆に K_{Id} の方が K_{Ic} より大きな値を示している。これは、動的破壊じん性試験の方がひずみ速度が大きいので、遷移領域ではじん性を低下させ、上部棚域では動的降伏応力が大きくなり、それによりじん性が増加するものと解釈される。このため、遷移領域においては、動的破壊じん性で評価する方が安全側の評価を与える。

3鋼種について破壊じん性特性を見てみると、A387Gr.22C ℓ .2(NT材)が最も高じん性を示し、A542C ℓ .1鋼(QT)もほぼ同程度のじん性を有し、破壊じん性の目安となる K_{IR} 曲線(軽水炉用のMn-Mo鋼を対象としている。)を余裕をもって上回っており、軽水炉圧力容器用のMn-Mo鋼と同等以上と評価される。

3.8 疲労き裂伝ば特性

¹⁸⁾ 図27に、低SiのNT材(A387 Gr.22 Cl.2鋼)の室温、400°C及び450°Cにおける疲労き裂伝ばデータを示す。同図には、軽水炉用のMn-Mo鋼の288°C、大気中データを基にしたASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI Appendix Aのき裂成長曲線を併せて示してあるが、NT材のデータはこの付近にあり、Mn-Mo鋼と同等の特性を有していると評価できる。

4. 経年劣化を考慮したVHTR圧力容器の健全性評価

実験炉圧力容器が遭遇する最も厳しい条件は、破壊モードとしては不安定破壊（ぜい性破壊）であり、運転状態としては、運転時の金属温度よりも低温で、通常運転時の1.1倍の圧力が加えられる耐圧試験時である。今迄述べてきたように、圧力容器用 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼は、熱時効、応力時効及び中性子照射に伴う経年劣化現象により遷移温度が上昇し、不安定破壊に対する裕度が減少する。このため、耐圧試験時には、遷移温度の上昇に対処して試験温度を上げて不安定破壊を防止する必要がある。そこで、以下に寿命末期における耐圧試験において、試験温度がどの程度になるかを見積ってみる。

まず、経年劣化による遷移温度の上昇であるが、運転温度（400°C）で 10^5 h 使用により、熱時効に関しては3.4節で考察したように、50°C程度と評価される。次に、応力時効及び中性子照射による経年劣化であるが、鈴木によれば、応力時効に関しては熱時効によるせい化分に20%の余裕（すなわち $50^\circ\text{C} \times 0.2 = 6^\circ\text{C}$ ）をみる程度で十分であること、そして、中性子照射せい化としては安全側に見て25°Cの上昇と評価している。従って、寿命末期の遷移温度の上昇は、 $50^\circ\text{C} + 6^\circ\text{C} + 25^\circ\text{C} = 81^\circ\text{C}$ と見積られる。²⁴⁾

圧力容器の健全性評価手法に関しては、線型破壊力学に基づく、JEAC 4206-1980「原子力発電用機器の最低使用温度の確認試験方法」、付録1：非延性破壊防止のための解析法によることとする。本手法の概要を本報告書の末尾に参考として示す。

耐圧試験は、通産省告示第104条によれば、第1種機器においては、燃料装入以後は $1.1 P_0$ (P_0 : 通常運転圧力) で行うこととされている。実験炉の圧力容器は詳細設計(I)によれば、 $P_0 = 48.5 \text{ kg/cm}^2$ 、容器の肉厚 $t = 155 \text{ mm}$ 、容器の内半径 $R = 3100 \text{ mm}$ となっている。従って、耐圧試験時の一次一般膜応力 σ_M は、

となる。ここで、 p は耐圧試験圧力である。更に、この際の二次曲げ応力 σ_b は以下により与えられる。
25)
 る。

$$\sigma_b = \frac{p}{2} = \frac{1.1 P_0}{2} = \frac{1.1 \times 48.5 \times 10^{-2}}{2} \approx 0.25 \text{ (kg/mm}^2\text{)} \quad \dots\dots\dots (8)$$

3.8 疲労き裂伝ば特性

¹⁸⁾ 図27に、低SiのNT材(A387 Gr.22 Cl.2鋼)の室温、400°C及び450°Cにおける疲労き裂伝ばデータを示す。同図には、軽水炉用のMn-Mo鋼の288°C、大気中データを基にしたASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI Appendix Aのき裂成長曲線を併せて示してあるが、NT材のデータはこの付近にあり、Mn-Mo鋼と同等の特性を有していると評価できる。

4 経年劣化を考慮したVHTR圧力容器の健全性評価

実験炉圧力容器が遭遇する最も厳しい条件は、破壊モードとしては不安定破壊（せい性破壊）であり、運転状態としては、運転時の金属温度よりも低温で、通常運転時の1.1倍の圧力が加えられる耐圧試験時である。今迄述べてきたように、圧力容器用 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼は、熱時効、応力時効及び中性子照射に伴う経年劣化現象により遷移温度が上昇し、不安定破壊に対する裕度が減少する。このため、耐圧試験時には、遷移温度の上昇に対処して試験温度を上げて不安定破壊を防止する必要がある。そこで、以下に寿命末期における耐圧試験において、試験温度がどの程度になるかを見積ってみる。

まず、経年劣化による遷移温度の上昇であるが、運転温度（400°C）で10⁵ h 使用により、熱時効に関しては3.4節で考察したように、50°C程度と評価される。次に、応力時効及び中性子照射による経年劣化であるが、鈴木によれば、応力時効に関しては熱時効によるぜい化分に20%の余裕（すなわち $50^{\circ}\text{C} \times 0.2 = 6^{\circ}\text{C}$ ）をみる程度で十分であること、そして、中性子照射ぜい化としては安全側に見て25°Cの上昇と評価している。従って、寿命末期の遷移温度の上昇は、 $50^{\circ}\text{C} + 6^{\circ}\text{C} + 25^{\circ}\text{C} = 81^{\circ}\text{C}$ と見積られる。

圧力容器の健全性評価手法に関しては、線型破壊力学に基づく、JEAC4206-1980「原子力発電用機器の最低使用温度の確認試験方法」、付録1：非延性破壊防止のための解析法によることとする。本手法の概要を本報告書の末尾に参考として示す。

耐圧試験は、通産省告示第104条によれば、第1種機器においては、燃料装入以後は $1.1 P_0$ (P_0 : 通常運転圧力) で行うこととされている。実験炉の圧力容器は詳細設計(I)によれば、 $P_0 = 48.5 \text{ kg/cm}^2$ 、容器の肉厚 $t = 155 \text{ mm}$ 、容器の内半径 $R = 3100 \text{ mm}$ となっている。従って、耐圧試験時の一次一般膜応力 σ_M は、

となる。ここで、 p は耐圧試験圧力である。更に、この際の二次曲げ応力 σ_b は以下により与えられる。
25)

$$\sigma_b = \frac{P}{2} = \frac{1.1 P_0}{2} = \frac{1.1 \times 48.5 \times 10^{-2}}{2} \doteq 0.25 \text{ (kg/mm}^2\text{)} \quad \dots\dots\dots (8)$$

実験炉圧力容器用 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼の規定最小降伏強さ σ_y としては、SCMV 4-2（表2参照）を採用すると $\sigma_y = 32 (\text{kg/mm}^2)$ であり、肉厚の平方根 \sqrt{t} は、1.24であるから、JEAC 4206 の付録1の図A3（ M_m と t との関係）から $M_m \approx 1.2$ が得られる。従って、

$$K_{IM} = M_m \times \sigma_M = 1.2 \times 10.67 \approx 12.8 (\text{kg} \cdot \text{mm}^{-3/2}) \quad \dots \dots \dots \quad (9)$$

$$K_{IB} = \frac{2}{3} M_m \times \sigma_B = \frac{2}{3} \times 1.2 \times 0.25 \approx 2 (\text{kg} \cdot \text{mm}^{-3/2})$$

となる。

耐圧試験時には、以下の条件を満たすことが必要である。

$$K = 1.5 K_{IM} + 1.5 K_{IB} + K_{Im} + K_{Ib} < K_{IR} \quad \dots \dots \dots \quad (10)$$

ここで、 $K_{IB}, K_{Im} = 0$ であるから、

$$K = 1.5 \times 12.8 + 2 = 19.4 < K_{IR}$$

となる。

一方、 K_{IR} は以下の式で与えられている。

$$K_{IR} = 94.89 + 4.334 e^{0.0261(T - RT_{NDT} + 88.9)} \quad \dots \dots \dots \quad (11)$$

ここで、 T は耐圧試験時の金属温度（°C）， RT_{NDT} は関連温度（°C）である。 RT_{NDT} は、今考えている $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼は -30°C であり、上記のように経年劣化による遷移温度の上昇が 8.1°C と見積られるから、寿命末期の RT_{NDT} は、 $RT_{NDT} = -30^\circ\text{C} + 8.1^\circ\text{C} = 51^\circ\text{C}$ となる。

従って、

$$94.89 + 4.334 e^{0.0261(T - 51 + 88.9)} = 19.4$$

を満たす T を求めると、 $T \approx 8.6^\circ\text{C}$ となる。 8.6°C という試験温度は、実験炉圧力容器の耐圧試験に際して特に困難はないものと考えられる。更につけ加えると、以上の議論は、昭和52年に製造した低SiのNT材の経年劣化データをベースにしており、前述のようにPが100ppm程度含まれており、現在の技術レベルではその含有量を半分以下に低減する高純度化が可能であり、経年劣化が極めて小さくなり、耐圧試験温度をより十分に低くできるものと考えられる。

5. まとめ

VHTRの最も重要な耐圧構造コンポーネントである原子炉圧力容器（第1種容器）への $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼の適用に関して、設計及び運転等の条件をベースに、 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼の材料特性を考察し、圧力容器用鋼材としての選定根拠、材料仕様とその特性等を概説してきた。前節までに詳述したこれらの知見を基に、現状と課題をまとめてみると以下のようになる。

- ① 焼戻しそい化を抑えるため、従来の規格（例えばJIS, ASTM）より成分範囲、不純物含有量、熱処理条件を厳しく制限した原研仕様の高純度、低Siの $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼（NT材）の

実験炉圧力容器用 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼の規定最小降伏強さ σ_y としては、SCMV4-2（表2参照）を採用すると $\sigma_y = 32 (\text{kg/mm}^2)$ であり、肉厚の平方根 \sqrt{t} は、1.2.4であるから、JEAC4206の付録1の図A3（ M_m と t の関係）から $M_m \approx 1.2$ が得られる。従って、

$$K_{IM} = M_m \times \sigma_M = 1.2 \times 10.67 \approx 12.8 (\text{kg} \cdot \text{mm}^{-3/2}) \quad \dots \dots \dots (9)$$

$$K_{IB} = \frac{2}{3} M_m \times \sigma_b = \frac{2}{3} \times 1.2 \times 0.25 \approx 2 (\text{kg} \cdot \text{mm}^{-3/2})$$

となる。

耐圧試験時には、以下の条件を満たすことが必要である。

$$K = 1.5 K_{IM} + 1.5 K_{IB} + K_{Im} + K_{Ib} < K_{IR} \quad \dots \dots \dots (10)$$

ここで、 $K_{IB}, K_{Im} = 0$ であるから、

$$K = 1.5 \times 12.8 + 2 = 19.4 < K_{IR}$$

となる。

一方、 K_{IR} は以下の式で与えられている。

$$K_{IR} = 9.489 + 4.334 e^{0.0261(T - RT_{NDT} + 88.9)} \quad \dots \dots \dots (11)$$

ここで、 T は耐圧試験時の金属温度（°C）， RT_{NDT} は関連温度（°C）である。 RT_{NDT} は、今考えている $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼は -30°C であり、上記のように経年劣化による遷移温度の上昇が 81°C と見積られるから、寿命末期の RT_{NDT} は、 $RT_{NDT} = -30^\circ\text{C} + 81^\circ\text{C} = 51^\circ\text{C}$ となる。

従って、

$$9.489 + 4.334 e^{0.0261(T - 51 + 88.9)} = 19.4$$

を満たす T を求めると、 $T \approx 86^\circ\text{C}$ となる。 86°C という試験温度は、実験炉圧力容器の耐圧試験に際して特に因難はないものと考えられる。更につけ加えると、以上の議論は、昭和52年に製造した低SiのNT材の経年劣化データをベースにしており、前述のようにPが100ppm程度含まれておらず、現在の技術レベルではその含有量を半分以下に低減する高純度化が可能であり、経年劣化が極めて小さくなり、耐圧試験温度をより十分に低くできるものと考えられる。

5. まとめ

VHTRの最も重要な耐圧構造コンポーネントである原子炉圧力容器（第1種容器）への $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼の適用に関して、設計及び運転等の条件をベースに、 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼の材料特性を考察し、圧力容器用鋼材としての選定根拠、材料仕様とその特性等を概説してきた。前節までに詳述したこれらの知見を基に、現状と課題をまとめてみると以下のようになる。

- ① 焼戻しそい化を抑えるため、従来の規格（例えばJIS, ASTM）より成分範囲、不純物含有量、熱処理条件を厳しく制限した原研仕様の高純度、低Siの $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼（NT材）の

採用は、今までの製造実績、材料強度、延性、じん性のバランス等を考慮すると、第1種容器用材料として妥当と言える。更に、この鋼材は従来の規格材についてこれまで得られている材料強度データベースのばらつき内に包含され、従来材と等価と見なして差支えないと思われる。

② 原研仕様による上記鋼材の材料強度特性は、FBR材料強度基準におけるNT材のそれとほぼ同じで、同一母集団にあると見なせる可能性が高い。しかし、今後、確認のためには、両者の材料試験データの統計処理による比較が必要で、統計処理に対応できる程度のデータ取得が望まれる。

③ 圧力容器の健全性評価に必要な焼戻しせい化、応力時効せい化及び中性子照射せい化挙動、破壊じん性、き裂伝は等に関するデータ、更に寿命末期の健全性評価例から判断して、原研仕様の高純度、低SiのNT材(JIS SCMV4-2, ASTM A387 Grade 22 Class 2相当)の使用はほとんど問題ないと考えられるが、第1種容器としての特認取得のために、更に幾つかのヒートのデータ蓄積が急がれる。

④ 溶接施工面においては、溶接施工法、溶接後熱処理、溶接継手性能等について今後更に実機を想定した現実的な溶接施工を対象にデータの蓄積を図ることが急務である。

⑤ クリープ疲労相互作用に関しては、構造設計基準及び許容応力基準を確立するシナリオとの関連においてデータ取得を進める必要があり、今後の検討課題である。

謝　　辞

本報告書をまとめるに際し、実験炉材料ワーキンググループ(昭和58年7月～昭和59年10月)における討論が大変参考となった。近藤達男主査、宇賀丈雄副主査をはじめ委員各位に深甚なる謝意を表します。また、本報告書の内容の一部については、矢川元基教授(東京大学)、門馬義雄氏(金属材料技術研究所)、今津彰氏(動力炉・核燃料開発事業団)、桑原和夫氏(電力中央研究所)、北川正樹氏(石川島播磨重工業株式会社)、小畠清和氏(川崎重工業株式会社)、工藤昭雄氏(パブコック日立株式会社)、瀬戸口克哉氏(三菱重工業株式会社)、そして原研の動力炉開発・安全性研究管理部、多目的炉設計研究室の馬場治副主任研究員、元木保男、羽田一彦、西口磯春の研究員各位に有益な御助言を得た。ここに記して、深く感謝すると共に、高温工学部高温構造工学研究室武藤康室長には、内容全体にわたって御討論と有益なコメントを頂いたことに対し深く感謝致します。

採用は、今までの製造実績、材料強度、延性、じん性のバランス等を考慮すると、第1種容器用材料として妥当と言える。更に、この鋼材は従来の規格材についてこれまで得られている材料強度データベースのばらつき内に包含され、従来材と等価と見なして差支えないと思われる。

- ② 原研仕様による上記鋼材の材料強度特性は、F B R 材料強度基準におけるN T材のそれとほぼ同じで、同一母集団にあると見なせる可能性が高い。しかし、今後、確認のためには、両者の材料試験データの統計処理による比較が必要で、統計処理に対応できる程度のデータ取得が望まれる。
- ③ 圧力容器の健全性評価に必要な焼戻しせい化、応力時効せい化及び中性子照射せい化挙動、破壊じん性、き裂伝は等に関するデータ、更に寿命末期の健全性評価例から判断して、原研仕様の高純度、低SiのNT材（JIS SCMV4-2, ASTM A387 Grade 22 Class 2相当）の使用はほとんど問題ないと考えられるが、第1種容器としての特認取得のために、更に幾つかのヒトのデータ蓄積が急がれる。
- ④ 溶接施工面においては、溶接施工法、溶接後熱処理、溶接継手性能等について今後更に実機を想定した現実的な溶接施工を対象にデータの蓄積を図ることが急務である。
- ⑤ クリープ疲労相互作用に関しては、構造設計基準及び許容応力基準を確立するシナリオとの関連においてデータ取得を進める必要があり、今後の検討課題である。

謝　　辞

本報告書をまとめるに際し、実験炉材料ワーキンググループ（昭和58年7月～昭和59年10月）における討論が大変参考となった。近藤達男主査、宇賀丈雄副主査をはじめ委員各位に深甚なる謝意を表します。また、本報告書の内容の一部については、矢川元基教授（東京大学）、門馬義雄氏（金属材料技術研究所）、今津彰氏（動力炉・核燃料開発事業団）、桑原和夫氏（電力中央研究所）、北川正樹氏（石川島播磨重工業株式会社）、小畠清和氏（川崎重工業株式会社）、工藤昭雄氏（パブコック日立株式会社）、瀬戸口克哉氏（三菱重工業株式会社）、そして原研の動力炉開発・安全性研究管理部、多目的炉設計研究室の馬場治副主任研究員、元木保男、羽田一彦、西口磯春の研究員各位に有益な御助言を得た。ここに記して、深く感謝すると共に、高温工学部高温構造工学研究室武藤康室長には、内容全体にわたって御討論と有益なコメントを頂いたことに対し深く感謝致します。

参 考 文 献

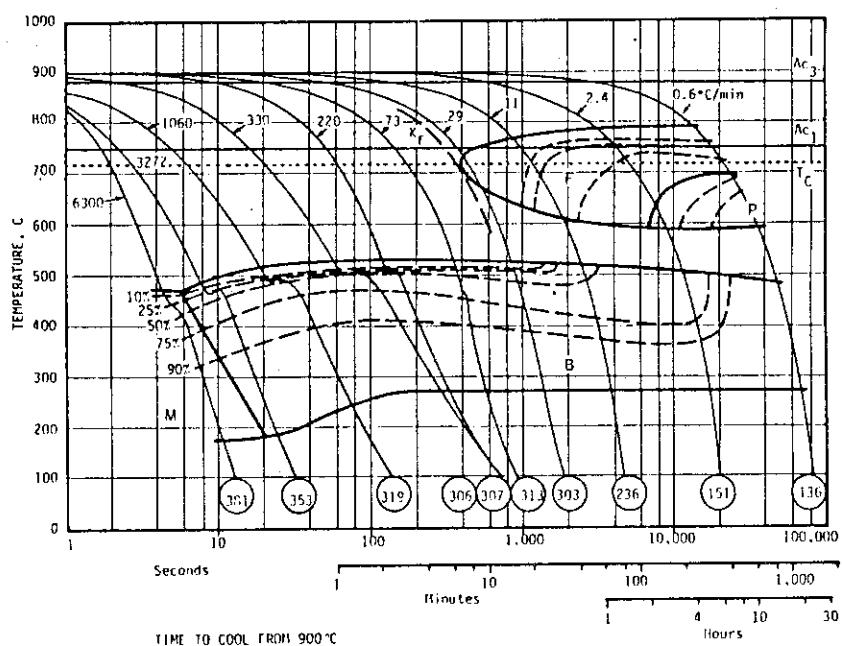
- 1) Code Cases, Nuclear Components, N-47 1983 ASME Boiler and Pressure Vessel Code, ASME.
- 2) T.Wada and G.T.Eldis, : ASTM STP 755 (1982), 343-362.
- 3) 古平 : 軽水炉圧力容器に関する最近の話題(2), 圧力容器鋼材の変遷, 原子力工業, Vol.30 (1984), №4, 81~87.
- 4) 古平 : 同上, (3)圧力容器鋼材の現状, 原子力工業, Vol.30 (1984), №5, 73~79.
- 5) M.Kohno et al, : ASTM STP 755 (1982), 208~227.
- 6) K.Aso et al, : "New Manufacturing Techniques of Large Forged Shell Rings for Pressure Vessels", 5th Int. Conf. on Pressure Vessel Tech., Vol. II, pp837-842, ASME (1984).
- 7) ASTM A20/A20M-84a, : Standard Specification for General Requirements for Steel Plates for Pressure Vessel, ASTM (1985).
- 8) 解説, 高速原型炉高温構造設計方針材料基準等」 PNC SN241 85-08 (昭和60年3月), 動力炉核燃料開発事業団.
- 9) W.E.Erwin and J.G.Kerr, : WRC Bulletin 275, Welding Research Council, (Feb., 1982).
- 10) R.L.Klueh : Nucl. Tech., 57 (1982), 114.
- 11) 門馬義雄 : 私信.
- 12) R.M.Curran and B.M.Wundt, : "Current Work on Behavior of Materials at Elevated Temperatures", ASME (1974), 1-104.
- 13) 渡辺, 村上 : 鉄と鋼, 62 (1976), S281.
- 14) 渡辺, 村上 : 石油学会誌, 18 (1975), 9, 29.
- 15) R.Bruscato : Welding Journal, (April 1970), 148-S.
- 16) Y.Murakami et al : ASTM STP 755 (1982), 383-417.
- 17) 例えは, R.Boulisset et at., : "Latest Experimental Data Regarding the Creep Properties of $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo and 3Cr-1Mo Welded Joints for Petrochemical Capacities , 5th Int. Conf. on Pressure Vessel Tech., Vol. II, pp1153-1187, ASME (1984).
- 18) T.Oku, T.Kodaira, K.Fukaya, M.Suzuki, S.Onodera, T.Iwadate, Y.Tanaka and H.Takemata : "Study on the Application of $2\frac{1}{4}$ %Cr-1%Mo Steel for Multi Purpose Very High Temperature Gas Cooled Reactor", The 3rd German-Japanese Joint Seminar on Research of Structural Strength and NDE Problems in Nuclear Engineering, August 29 and 30, 1985, MPA, Universitat Stuttgart, FRG.
- 19) 深谷, 鈴木, 奥, 古平 : 原研所内資料 (1984).
- 20) M.Suzuki, K.Fukaya, T.Kodaira and T.Oku, : "Temper and Neutron

Irradiation Embrittlement in $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo Steels for Pressure Vessels of High Temperature Gas Cooled Reactors", Nucl. Tech., 66 (Sept. 1984) 3, 619-629.

- (21) M. Suzuki, K. Fukaya, T. Kodaira and T. Oku, : Study on Toughness Degradation Caused by Temper Embrittlement and Neutron Irradiation in $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo Steel for Pressure Vessel of VHTR", 5 th Int. Conf. on Pressure Vessel Tech., Vol. II, 891-904.
- (22) 多目的高温ガス炉研究開発の現状 (1984), 原研.
- (23) JEAC4201-1980, 「原子炉構造材の監視試験方法」, 日本電気協会.
- (24) 鈴木雅秀 : " 原子炉構造材料用 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo 鋼の経時劣化特性に関する研究 " (昭和 60 年 8 月), 東京大学学位論文.
- (25) 林喬雄 : " 原子力発電プラントの構造設計 ", (昭 59) 日刊工業.

表 1 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の素材形状と関連規格

規 格 素材形状	J I S	A S T M 相当
ボイラ及び圧力容器用 クロムモリブデン鋼鋼板	S C M V 4	A 387 Grade 22, Class 1 及び 2
高温圧力容器部品用 合 金 鋼 鋳 鋼 品	S F H V 24 B	A 182 F 22
配管用合金鋼管	S T P A 24	A 335 P 22
ボイラ・熱交換器用 合 金 鋼 鋼 管	S T B A 24	A 213 T 22

図 1 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼 (0.1% C) の CCT線図²⁾

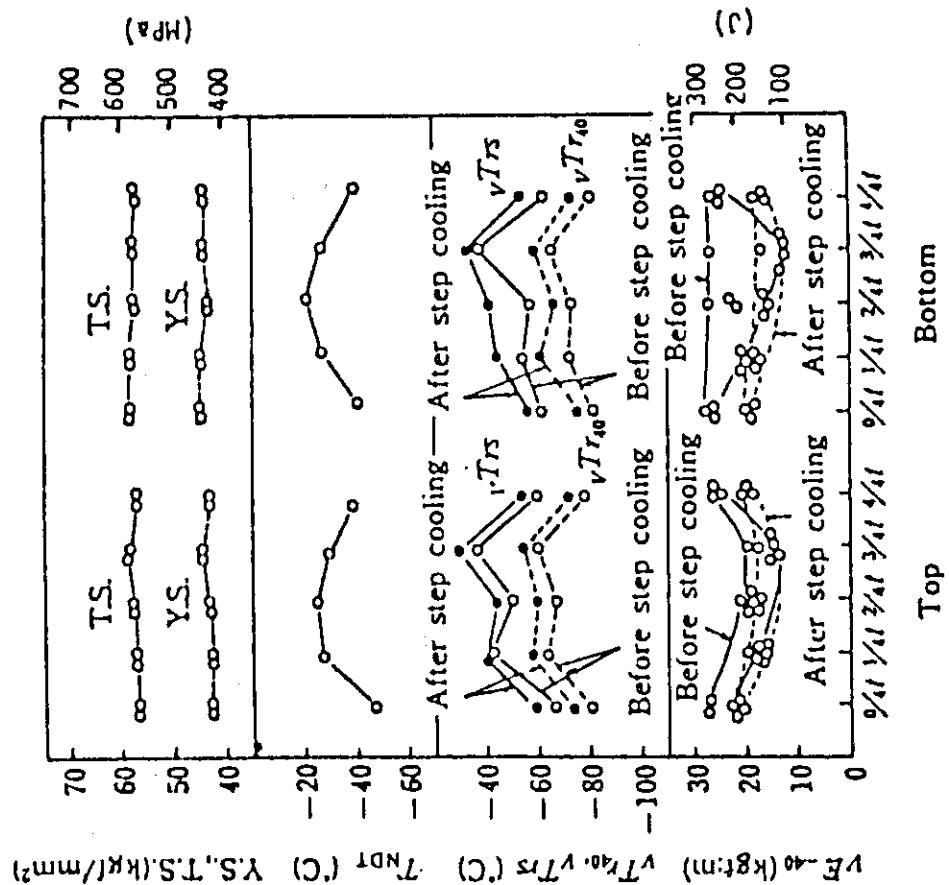


図2 2 1/4 Cr-1Mo鋼 (NT相当材) の板厚内部における引張性質の変化⁵⁾

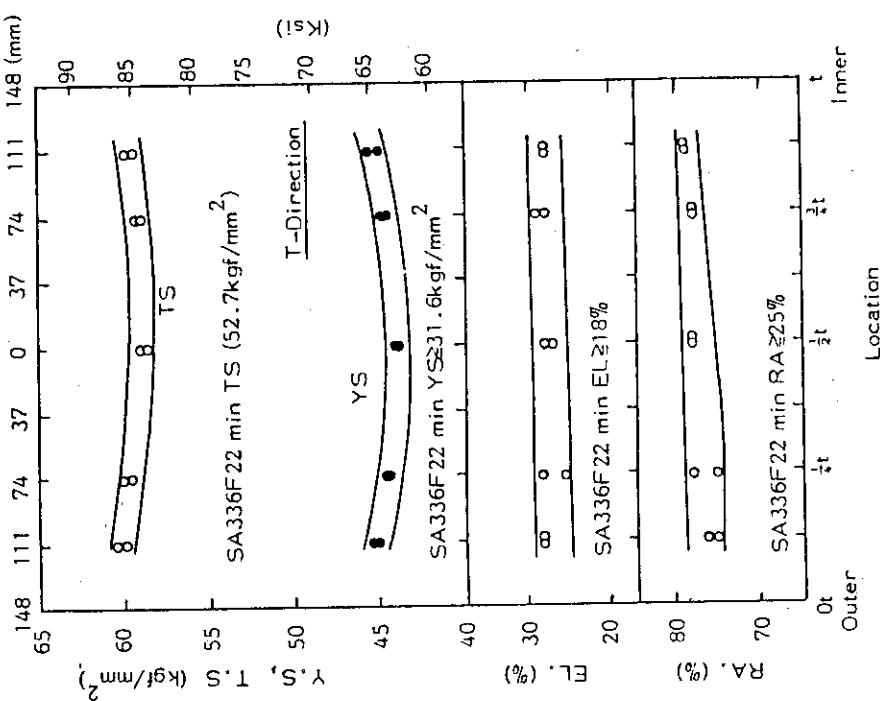


図3 2 1/4 Cr-1Mo鋼 (NT相当材) の板厚内部における強度及びじん性の変化⁶⁾

表2 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼板のJIS及びASTM規格

規 格			化 学 成 分 (製品分析) (w. t. %)							機 械 的 性 質				
種別	記 号	強度区分	熱処理	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	耐力 (MPa)	引張強さ (MPa)	伸び (%)	絞り (%)
JIS G4109 (1984)	SCMV 4	1	AN又は NT	≤ 0.17	≤ 0.5	0.27 ~0.63	≤ 0.030	≤ 0.030	1.88 ~2.62	0.85 ~1.15	≥ 206	412 ~588	≥ 18	≥ 45
	SCMV 4	2	NT	≤ 0.17	≤ 0.5	0.27 ~0.63	≤ 0.030	≤ 0.030	1.88 ~2.62	0.85 ~1.15	≥ 314	520 ~686	≥ 18	≥ 45
ASTM A387 Grade 22	A387 Grade 22	Cle. 1	AN又は NT	* ≤ 0.15	≤ 0.5	0.25 ~0.66	≤ 0.035	≤ 0.035	1.88 ~2.62	0.85 ~1.15	≥ 30 (KSI)	415 ~585	≥ 18	≥ 45
	A387 Grade 22	Cle. 2	NT	* ≤ 0.15	≤ 0.5	0.25 ~0.66	≤ 0.035	≤ 0.035	1.88 ~2.62	0.85 ~1.15	≥ 310	515 ~690	≥ 18	≥ 45
ASTM A542-84 b	A542 Type A	Cle. 1	QT	** ≤ 0.18	≤ 0.5	0.25 ~0.66	≤ 0.025	≤ 0.025	1.88 ~2.62	0.85 ~1.15	≥ 585	725 ~860	≥ 14	—
	A542 Type B			0.09 ~0.18	≤ 0.5	0.25 ~0.66	≤ 0.015	≤ 0.015	1.88 ~2.62	0.85 ~1.15				
	A542 Type A	Cle. 2	QT	** ≤ 0.18	≤ 0.5	0.25 ~0.66	≤ 0.025	≤ 0.025	1.88 ~2.62	0.85 ~1.15	≥ 690	795 ~930	≥ 13	—
	A542 Type B			0.09 ~0.18	≤ 0.5	0.25 ~0.66	≤ 0.015	≤ 0.015	1.88 ~2.62	0.85 ~1.15				
	A542 Type A	Cle. 3	QT	** ≤ 0.18	≤ 0.5	0.25 ~0.66	≤ 0.025	≤ 0.025	1.88 ~2.62	0.85 ~1.15	≥ 515	655 ~795	≥ 20	—
	A542 Type B			0.09 ~0.18	≤ 0.5	0.25 ~0.66	≤ 0.015	≤ 0.015	1.88 ~2.62	0.85 ~1.15				
	A542 Type A	Cle. 4	QT	** ≤ 0.18	≤ 0.5	0.25 ~0.66	≤ 0.025	≤ 0.025	1.88 ~2.62	0.85 ~1.15	≥ 380	585 ~760	≥ 20	—
	A542 Type B			0.09 ~0.18	≤ 0.5	0.25 ~0.66	≤ 0.015	≤ 0.015	1.88 ~2.62	0.85 ~1.15				
	A542 Type A	Cle. 4 a	QT	** ≤ 0.18	≤ 0.5	0.25 ~0.66	≤ 0.025	≤ 0.025	1.88 ~2.62	0.85 ~1.15	≥ 415	585 ~760	≥ 18	—
	A542 Type B			0.09 ~0.18	≤ 0.5	0.25 ~0.66	≤ 0.015	≤ 0.015	1.88 ~2.62	0.85 ~1.15				

注) ① Cle. は class の略。

② ANは、焼なまし (Annealed) を示す。

③ NTは、焼ならし、焼戻し (Normalized and Tempered) を示す。

④ * 板厚 12.5mmを超えるものは $\leq 0.17\%$ C。

⑤ ** 板厚 12.5mm以下のものは $\leq 0.15\%$ C。

⑥ SCMV 4-2の焼もどし温度は650°C以上であるが、A387-22-2では675°C以上となっている。

⑦ A542 Type A及びType Bについては、更に以下の成分規定がある。

$$\left\{ \begin{array}{l} \text{Type A : } \leq 0.43\% \text{Cu}, \leq 0.43\% \text{Ni}, \leq 0.04\% \text{V} \\ \text{Type B : } \leq 0.28\% \text{Cu}, \leq 0.28\% \text{Ni}, \leq 0.03\% \text{V} \end{array} \right.$$

表 3 AN材とNT材の比較表

種 別	熱 处 理	ミクロ組織	強 度 特 性	じ ん 性	備 考
AN材 (JIS (SCMV4-1)) ASTM (A387Gr.22) (C&L.1)	a) • 完全焼なまし オーステナイト化→焼冷(FCC) b) • 等温焼なまし オーステナイト化→~730°C →空冷(AC)	フェライト + ペーライト	• 短時間強度はNTより低い。 • 長時間強度は高温、長時間側でNTより高い。 • 低サイクル疲労時に若干の繰返し硬化を示し安定している。	• じん性はNTに比べ低く、遷移温度(vTrS)が室温付近にある。 • 燃戻しせい化感受性はNTに比べ小さい。	• 高温での組織安定性がよい。 • 中性子照射せい化感受性が高い。
NT材 (JIS (SCMV4-2)) ASTM (A387Gr.22) (C&L.2)	c) • 燃ならし・燃戻し オーステナイト化→空冷*(AC) →燃戻し→空冷(AC) →(溶接後熱処理) (注)*肉厚により水冷する場合もある。	燃 戻 し ペーナイト	• 短時間強度はANより高い。 • 長時間強度(例えばクリープ破断強さ)は、短時間側でANより大きい。 • 低サイクル疲労時に繰返し軟化を示す。	• じん性が良好で遷移温度は-50°C以下にある。 • 燃戻しせい化感受性はANより大きい。	• 高温での組織安定性はAN程ではない。 • 中性子照射せい化感受性が小さい。

a) $\phi 50$, 9mm t 管の例 : 930°C × 1 h → FC

b) " : 930°C × 1 h → 730°C × 1.5 h → AC

c) 60mm t 板材の例 : 920°C × 6 h → AC → 720°C × 5 h → AC → (710°C × 5 h → FC)

d) 160mm t " : 900 ~ 925°C × 5 h → 水冷(WQ) → 630°C × 5 h → AC → (680°C × 22 h → FC)

供試鋼の化学成分 (wt.%)											
C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Cu	Mo	Al	As	Sn
.14	.16	.55	.011	.008	.20	2.45	.23	.103	.008	.016	.025

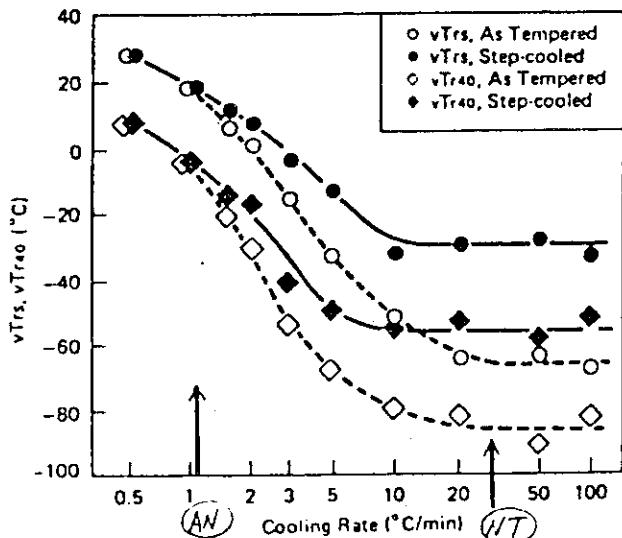


図4 ステップクーリング（焼戻しせい化促進熱処理）前後の衝撃遷移
温度に及ぼす冷却速度の影響¹³⁾

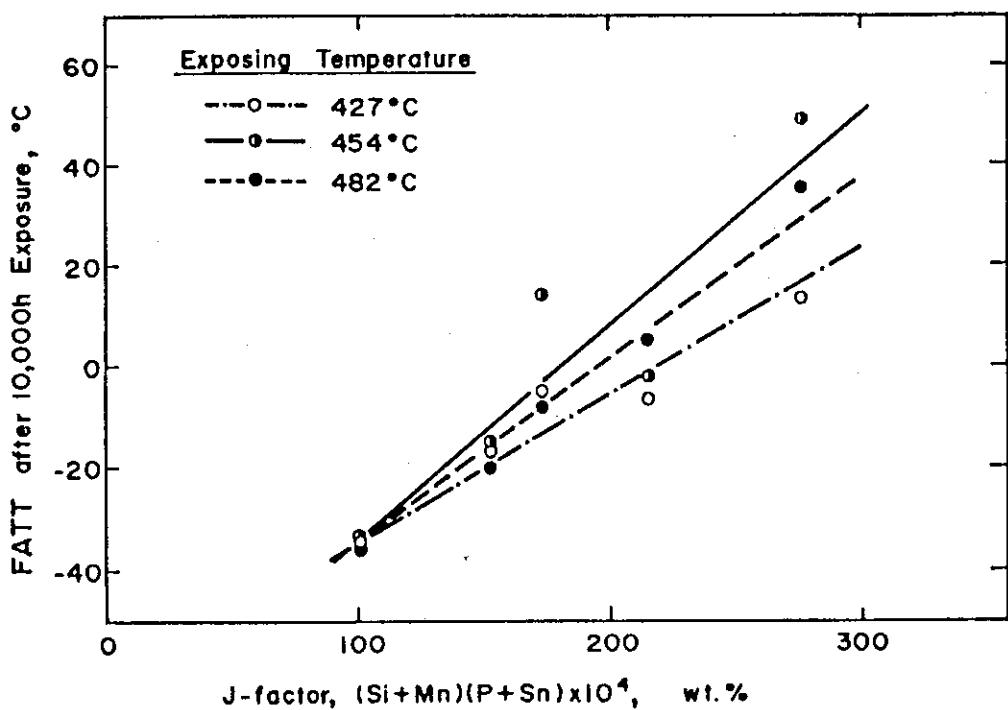


図5 10^4 h 加熱保持後の $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の破面遷移温度 (FATT)
とJファクタとの関係¹⁶⁾

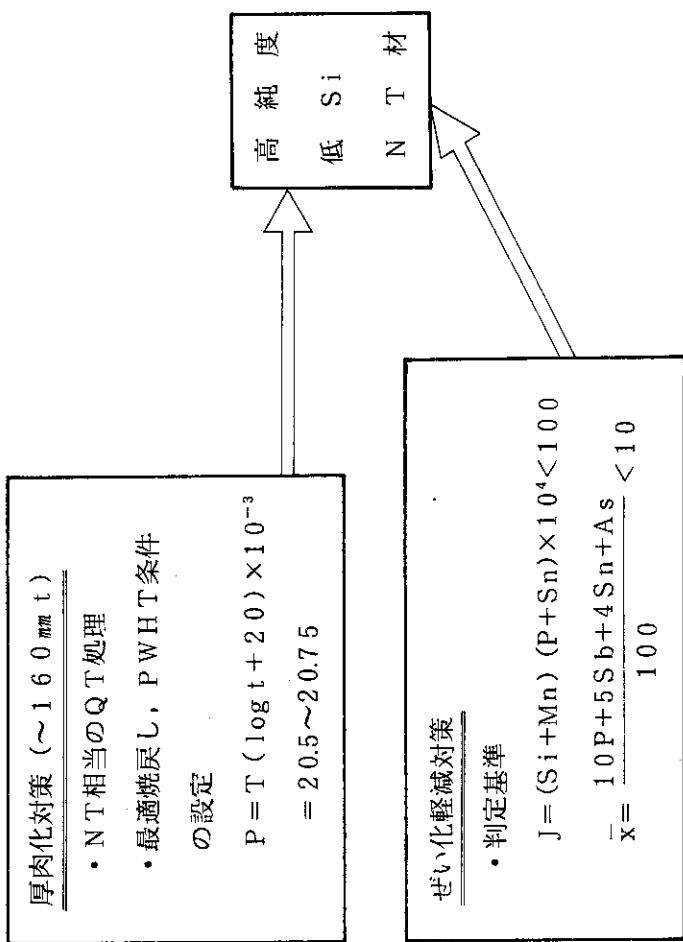
表 4 AN材とNT材の材料性能比較

ANとNTとの比較	
引張強度特性 じん性(初期) クリープ及びクリーク ブ破断	NT > AN NT ¹⁾ ≫ AN 低温短時間 高温長時間 圧力容器使用条件 (440°C × 10 ⁵ h) NT ≥ AN NT ≤ AN (NT < AN) NT ²⁾ > AN
低サイクル疲労 クリープ疲労相互作用 熱時効(焼戻し) 脆化後のじん性	NT > AN
製造実績	NT > AN
注) 1), 3) 初期 NT > AN	熱時効(焼戻し)* ぜい化の程度 NT < AN
	使用中ぜい化の程度 NT > AN

(* NTは低Si, 高純度化により大幅に軽減可能)

- 2) 高温(～540°C)ではNT < ANであるが, 実験炉の金属温度(440°C)での挙動は今後の課題。

図 6 実験炉圧力容器用2 1/4Cr-1Mo鋼の仕様(案)



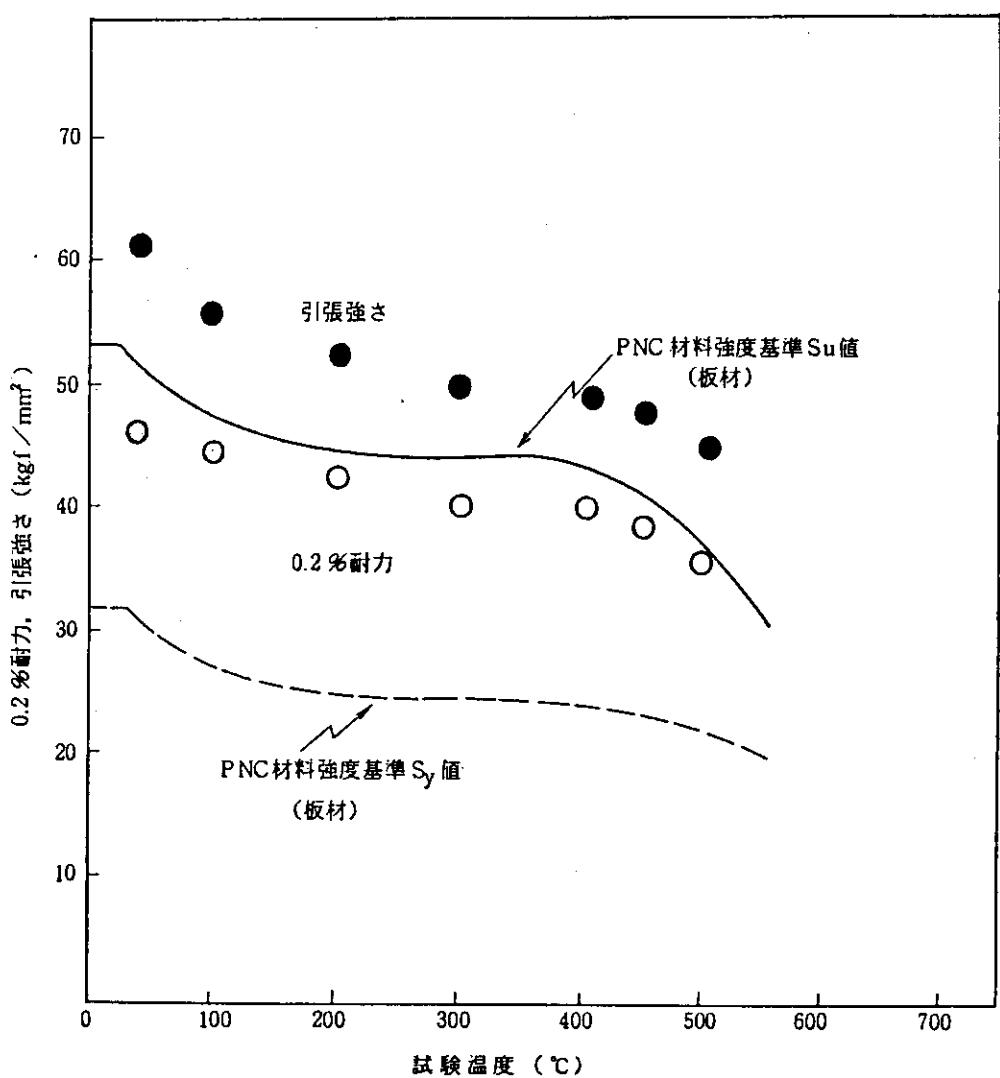
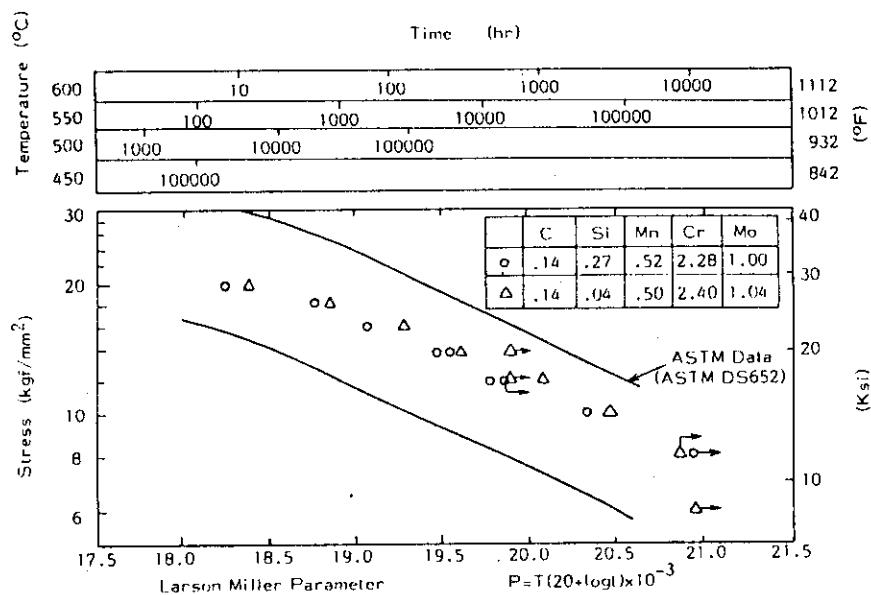
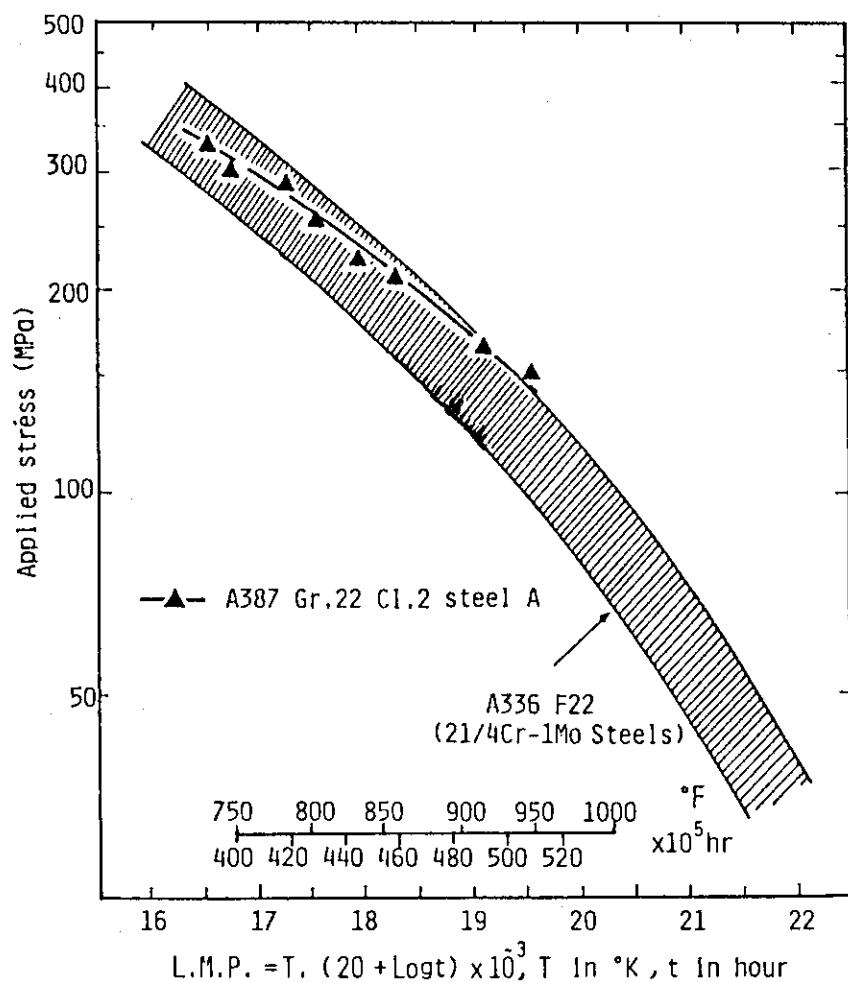


図7 低SiNT材の0.2%耐力及び引張強さ

図8 低Si, NT材のクリープ破断強さ⁵⁾図9 低Si, NT材(A387 Gr.22 Cl.2鋼)のクリープ破断強さ¹⁸⁾

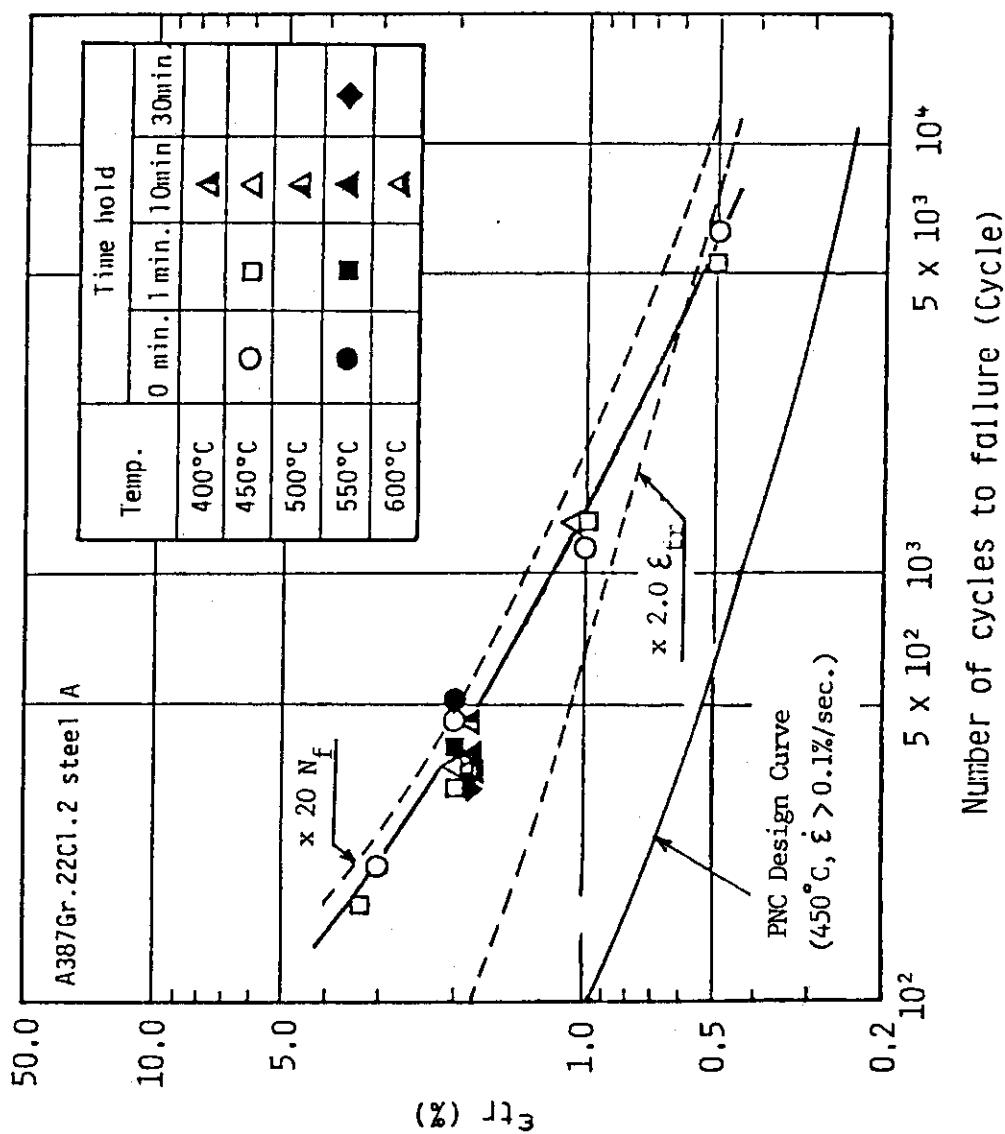


図10 低Si, NT材の低サイクル疲労特性¹⁸⁾

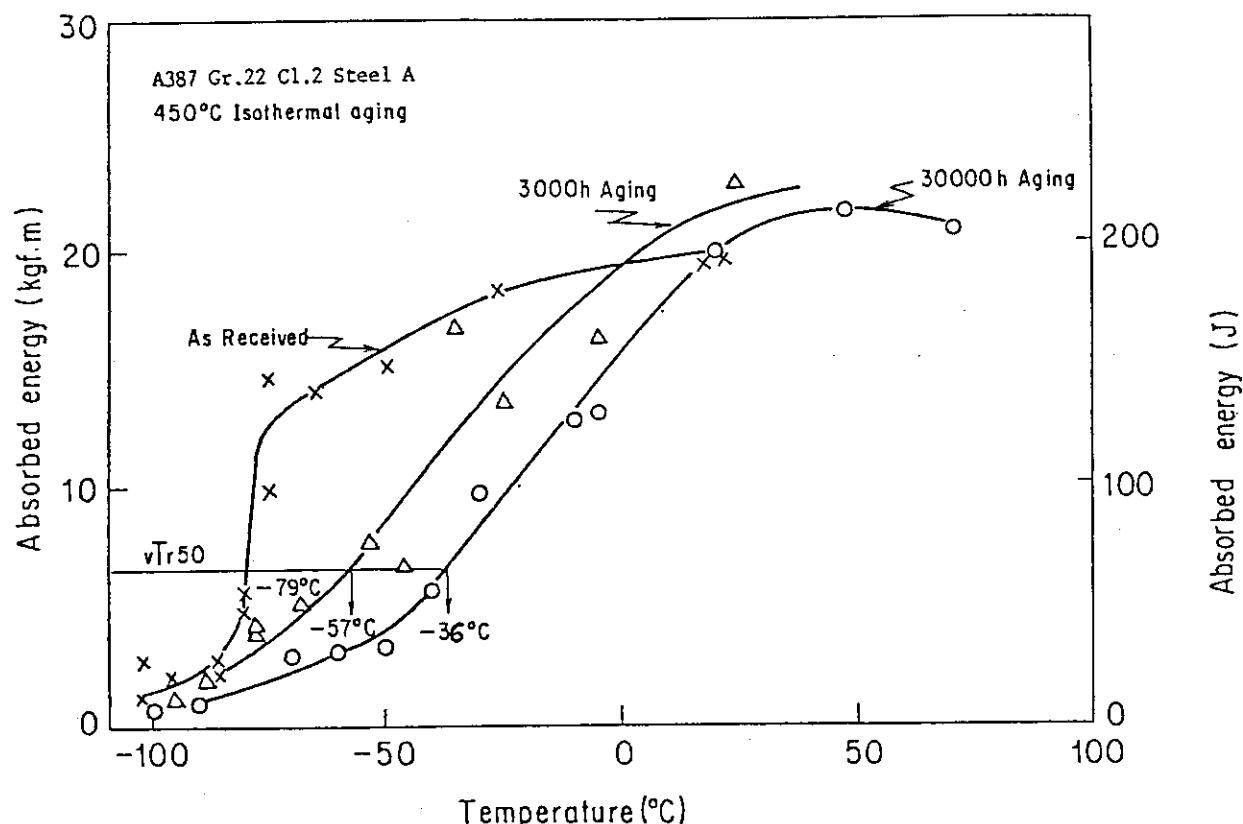


図1-1 低Si, NT材の熱時効によるシャルピー吸収エネルギー遷移曲線の変化¹⁸⁾

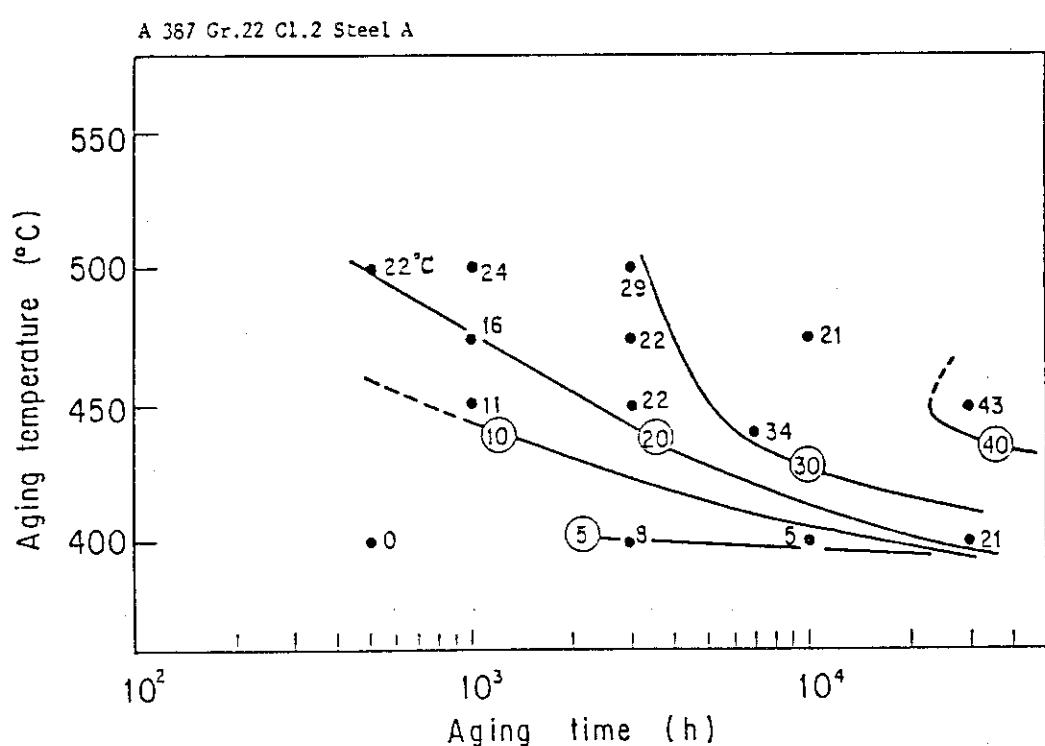
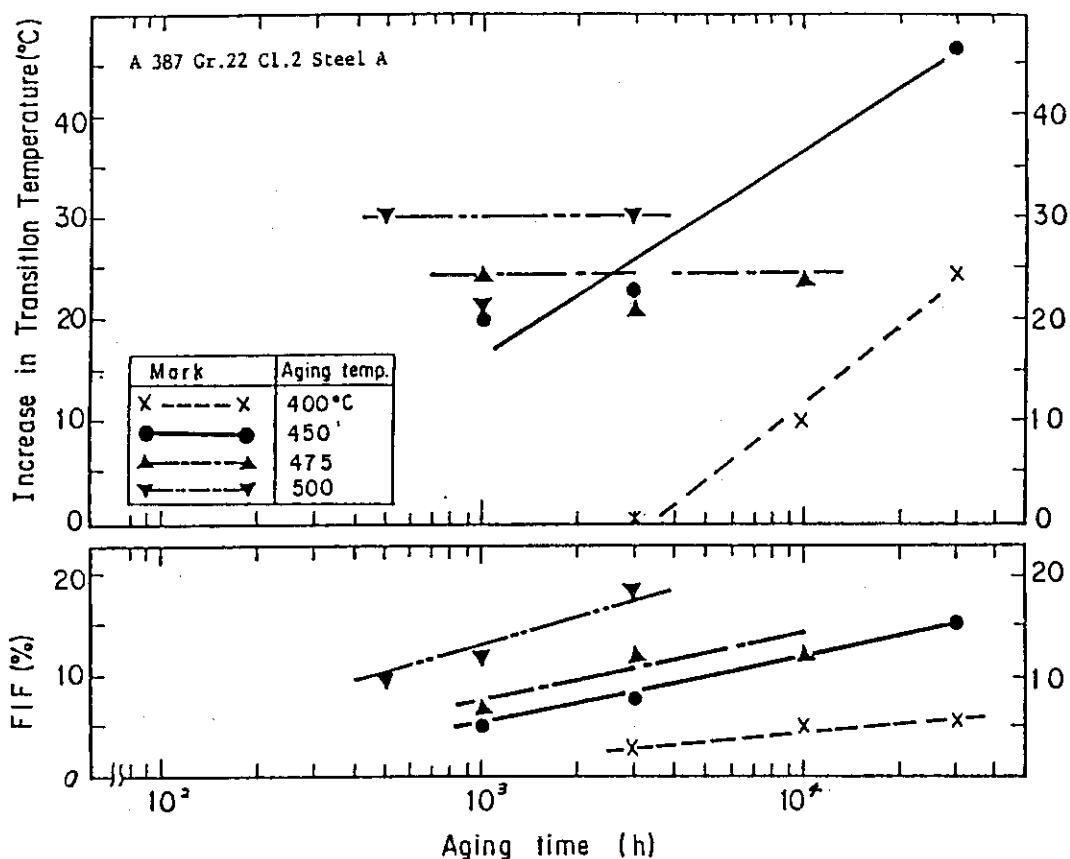
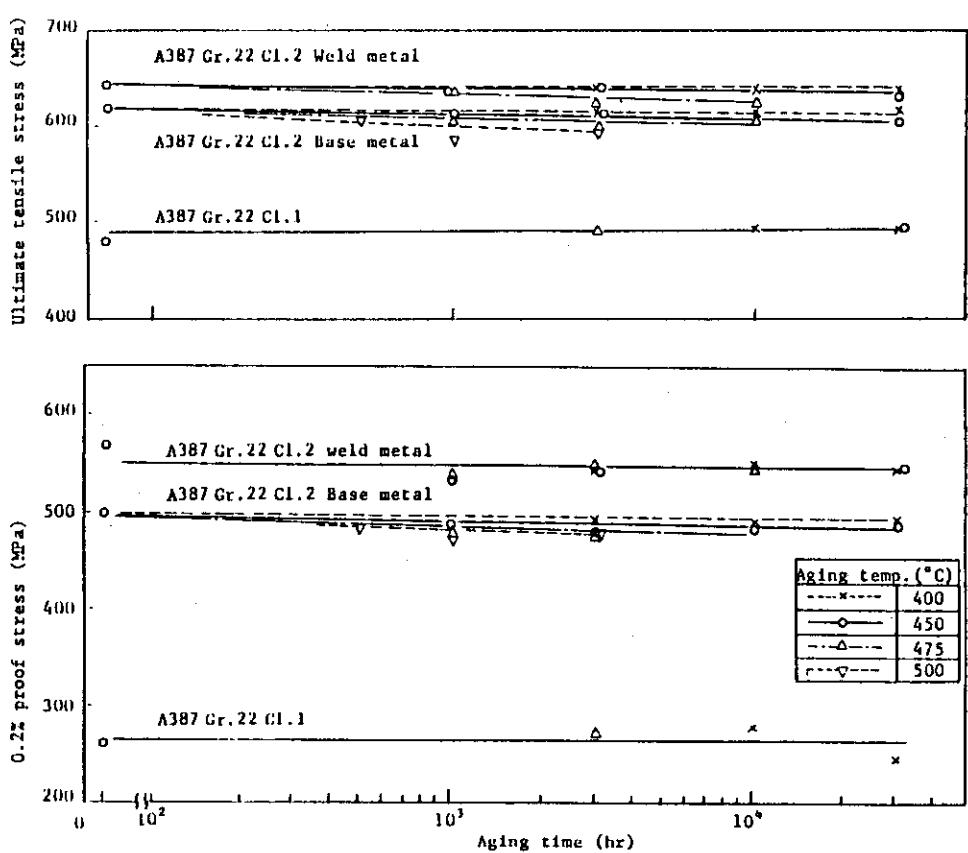


図1-2 低Si, NT材の等ぜい化曲線¹⁸⁾

図13 热時効による遷移温度と粒界破面率の変化¹⁸⁾図14 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼の長時間热時効による引張特性の変化¹⁹⁾

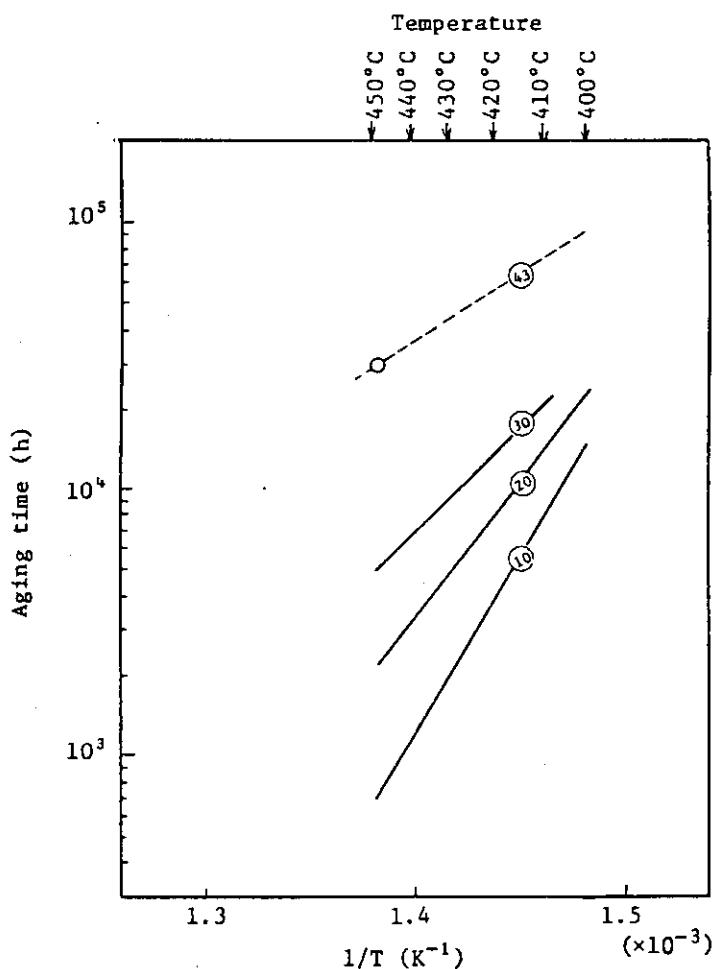


図 15 遷移温度上昇に及ぼす時効温度及び時間の影響¹⁹⁾
(○内の数字は遷移温度の上昇量を示す。)

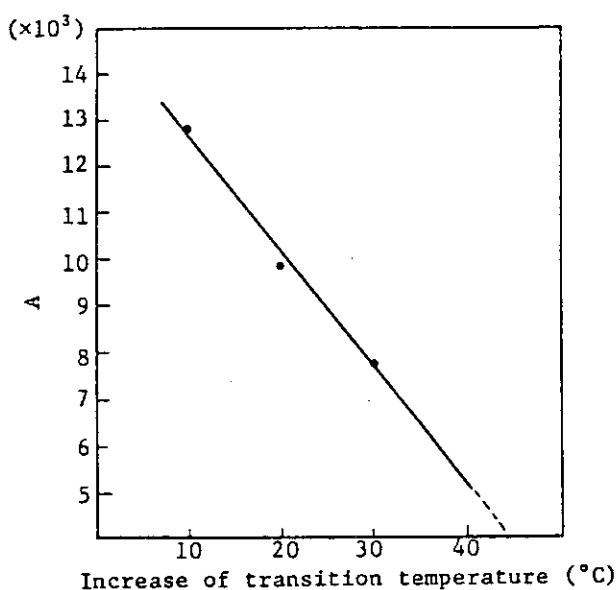


図 16 係数 A と遷移温度の増加との関係¹⁹⁾

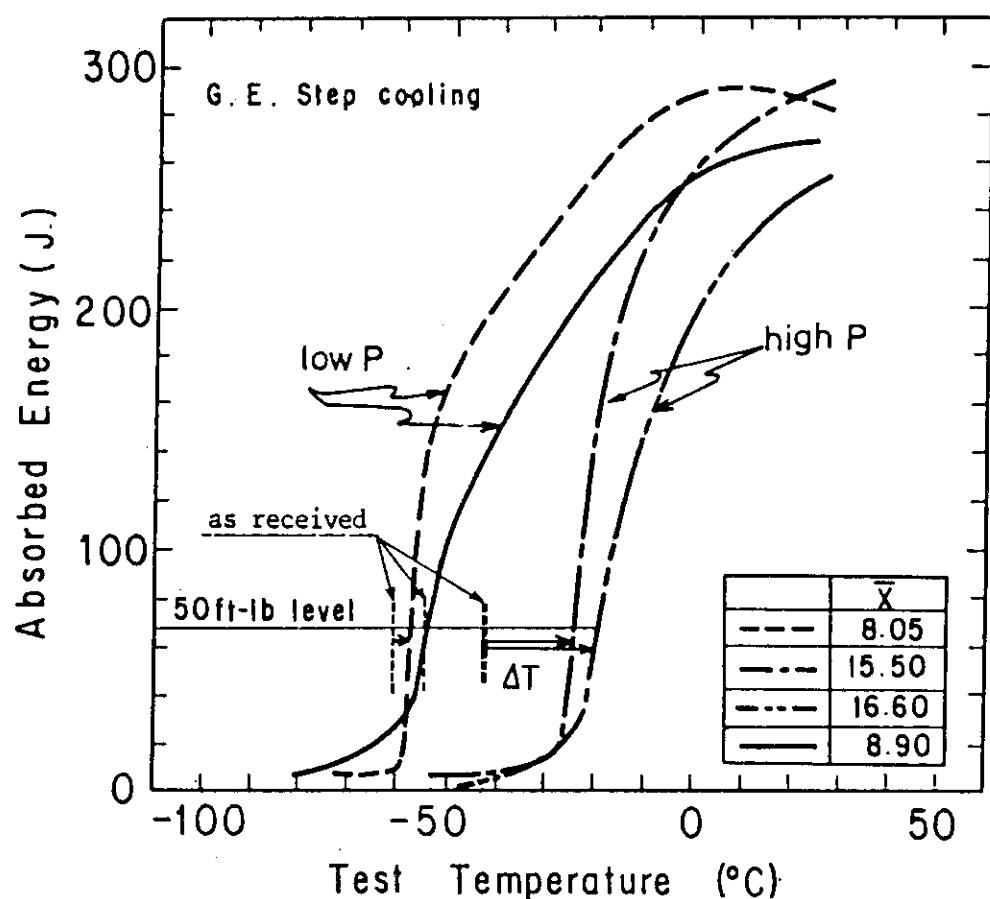
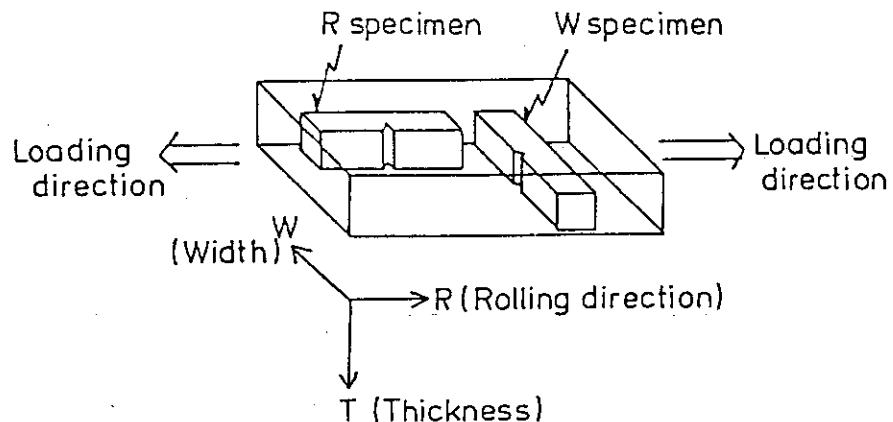


図 17 焼戻しせい化挙動に及ぼす P の影響²¹⁾



Tests	Specimen orientation
Isothermal aging	W
Stress aging	R & W

図18 応力時効試験における試験片採取要領¹⁸⁾

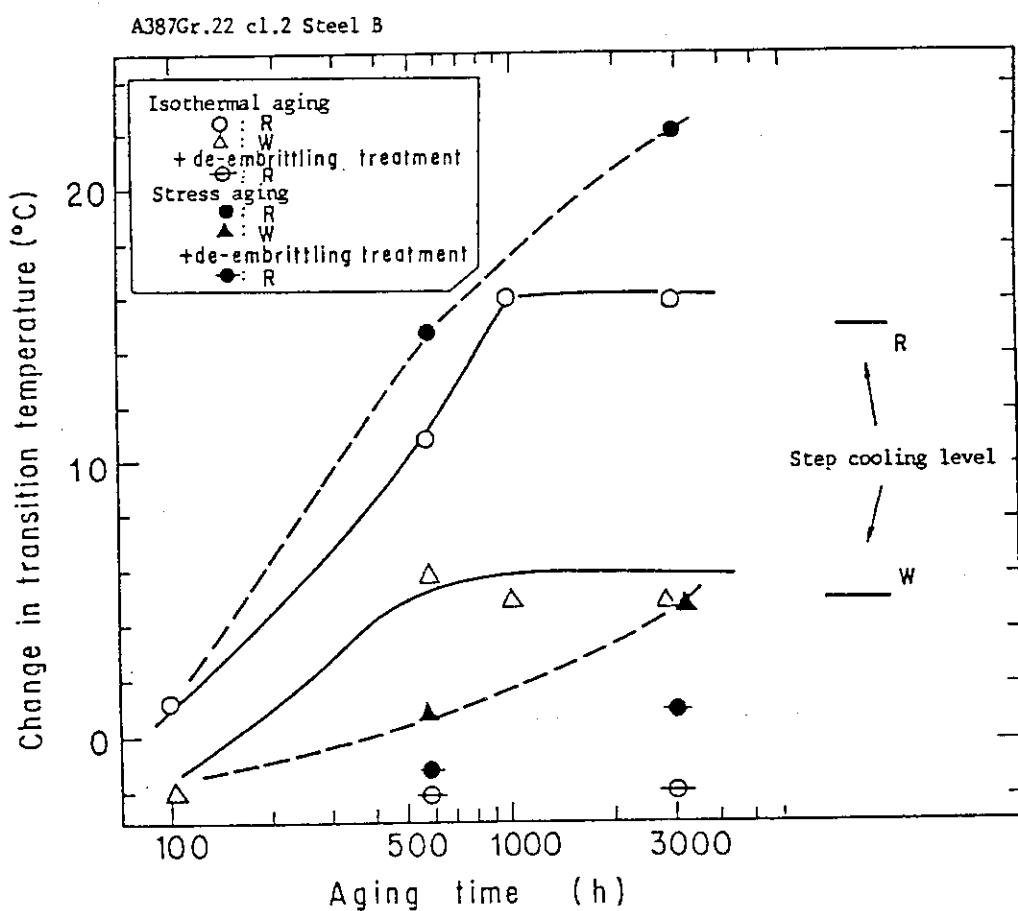


図19 低Si, NT材の応力時効及び熱時効による遷移温度の変化¹⁸⁾

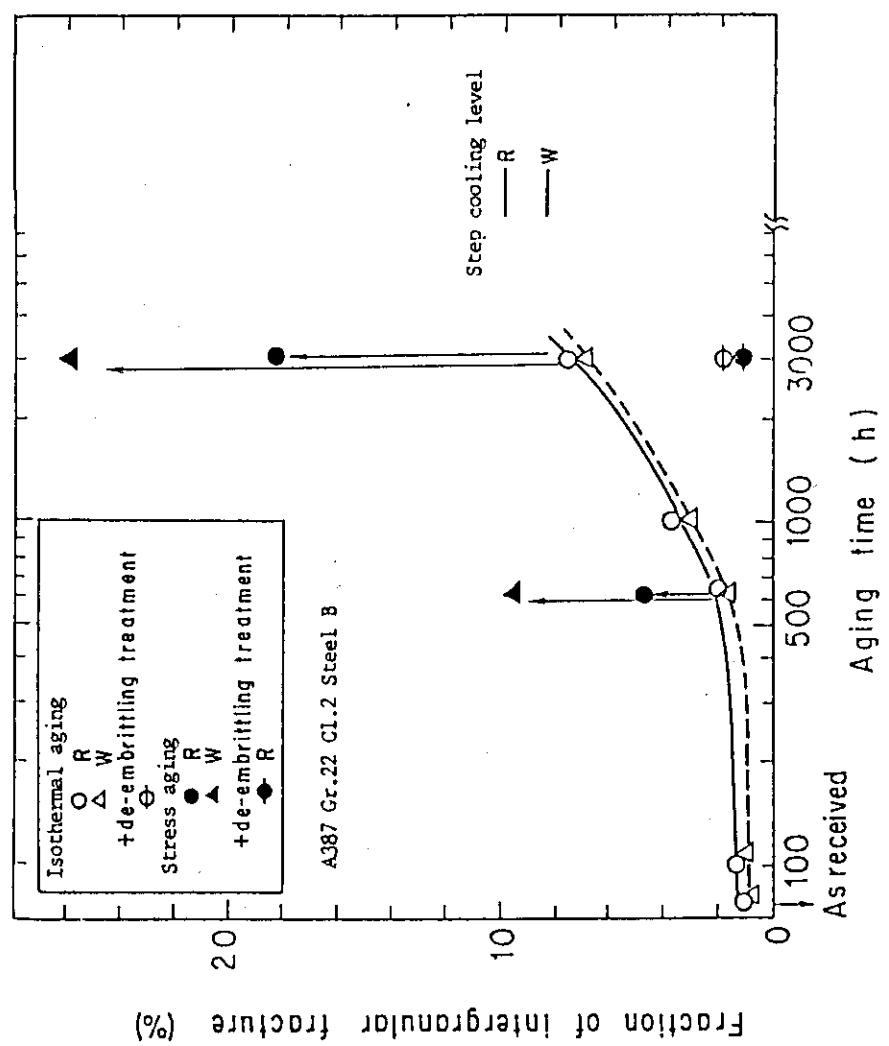
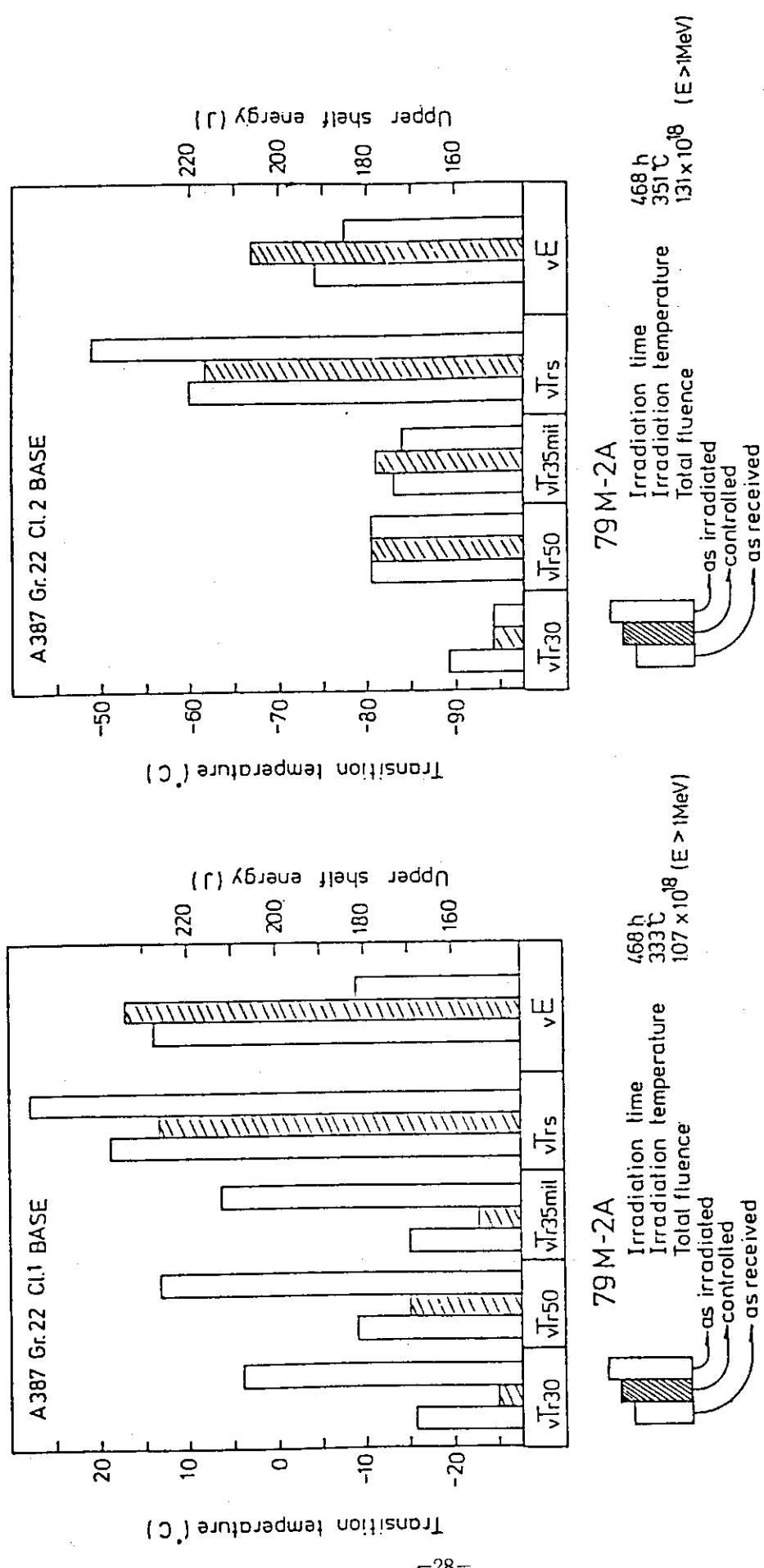


図20 応力時効及び熱時効材の粒界破面率と時効時間の関係¹⁸⁾

図 2 1 AN材及びNT材の中性子照射せい化挙動の比較¹⁸⁾

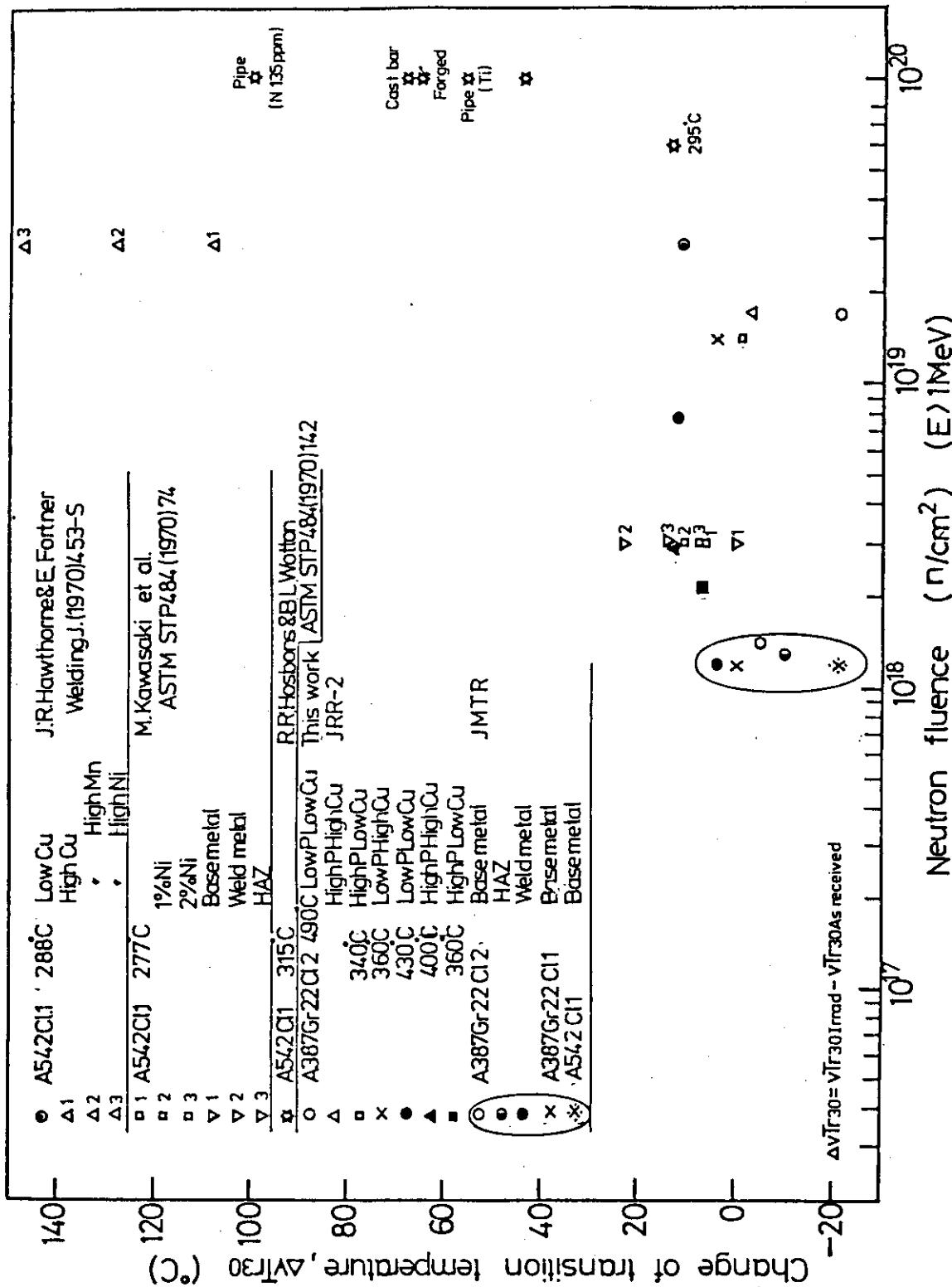
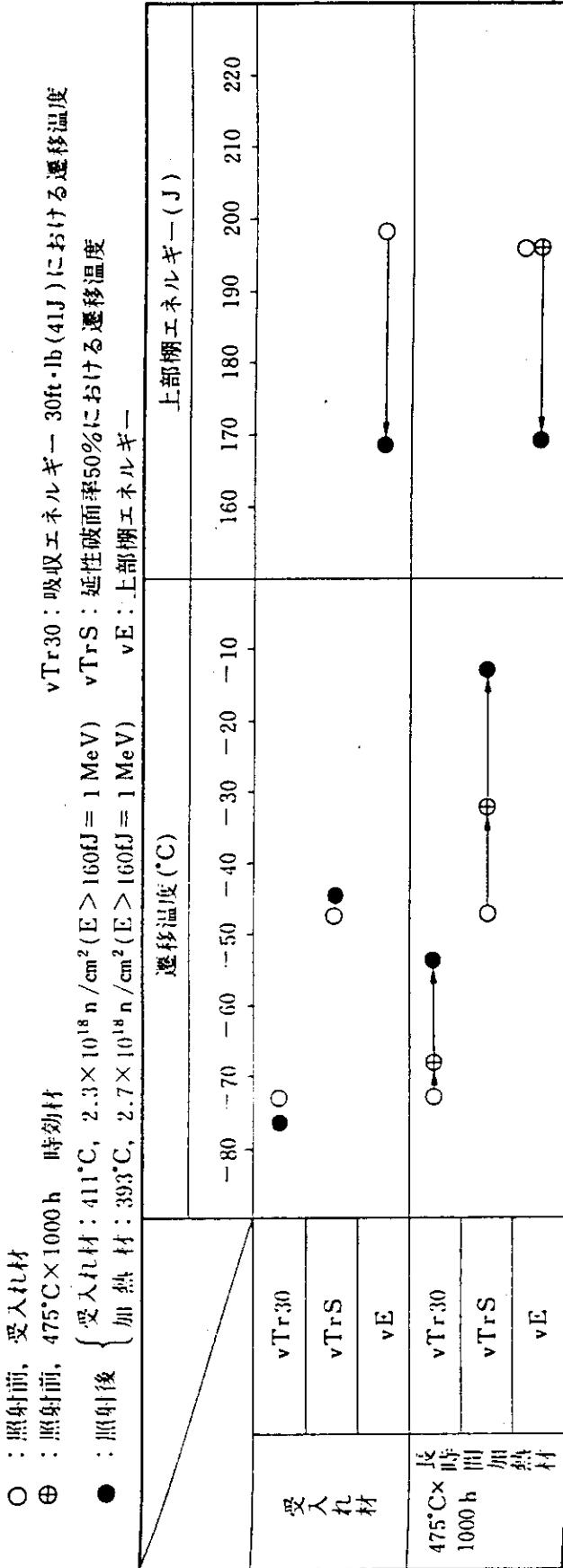


図22 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の中性子照射せい化挙動²⁰⁾

図 2.3 $^{24}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼 (A 387 Gr. 2 C L.2) における中性子照射せい化挙動²²⁾

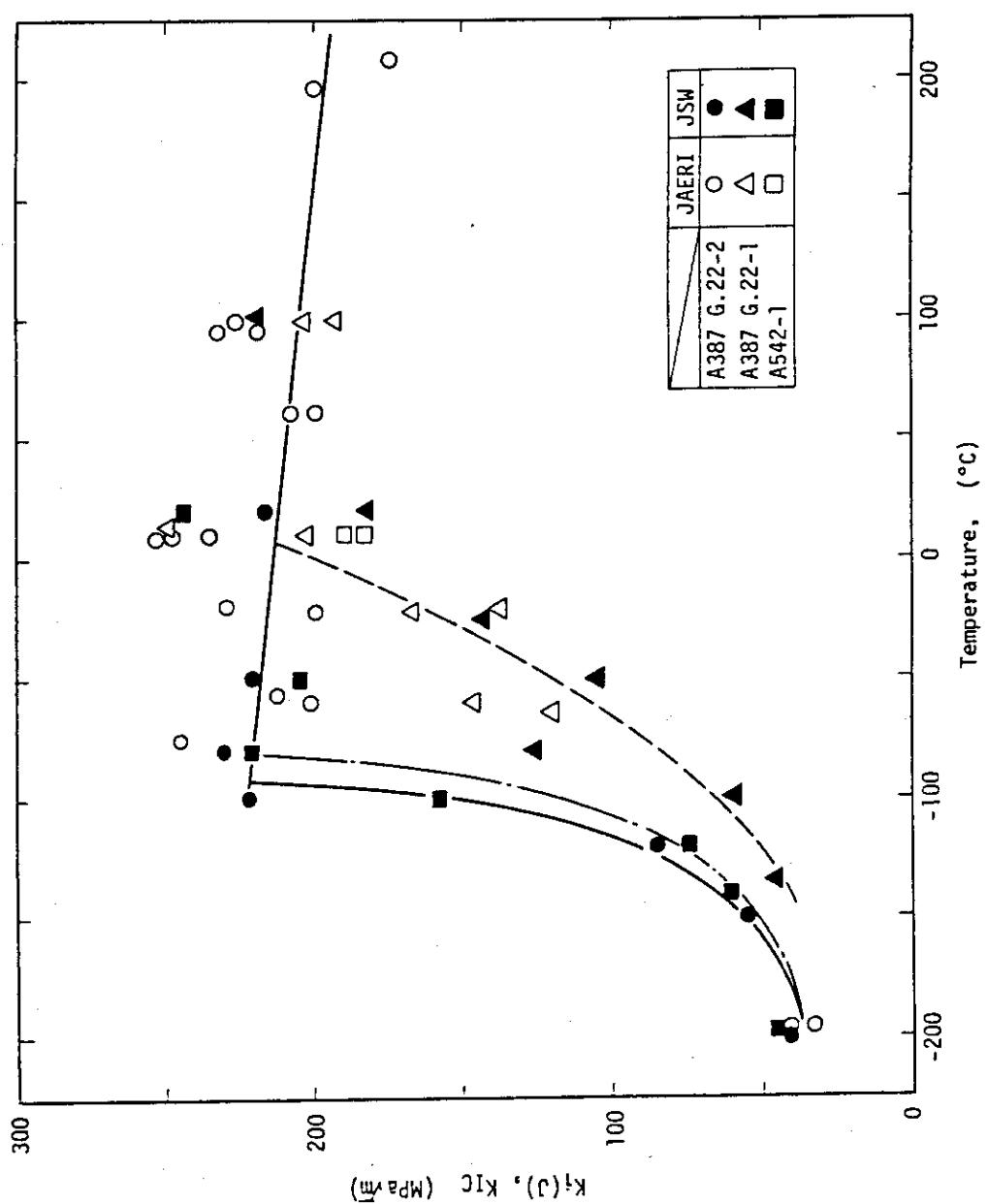
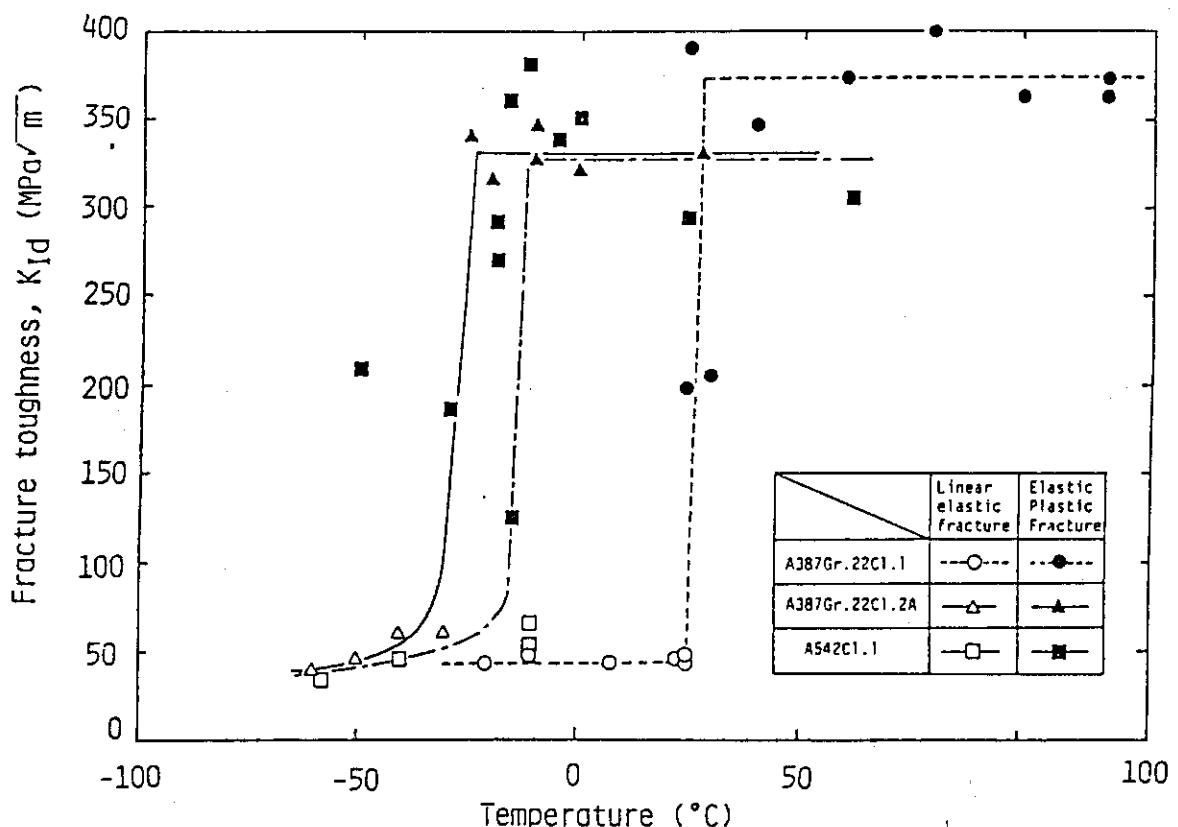
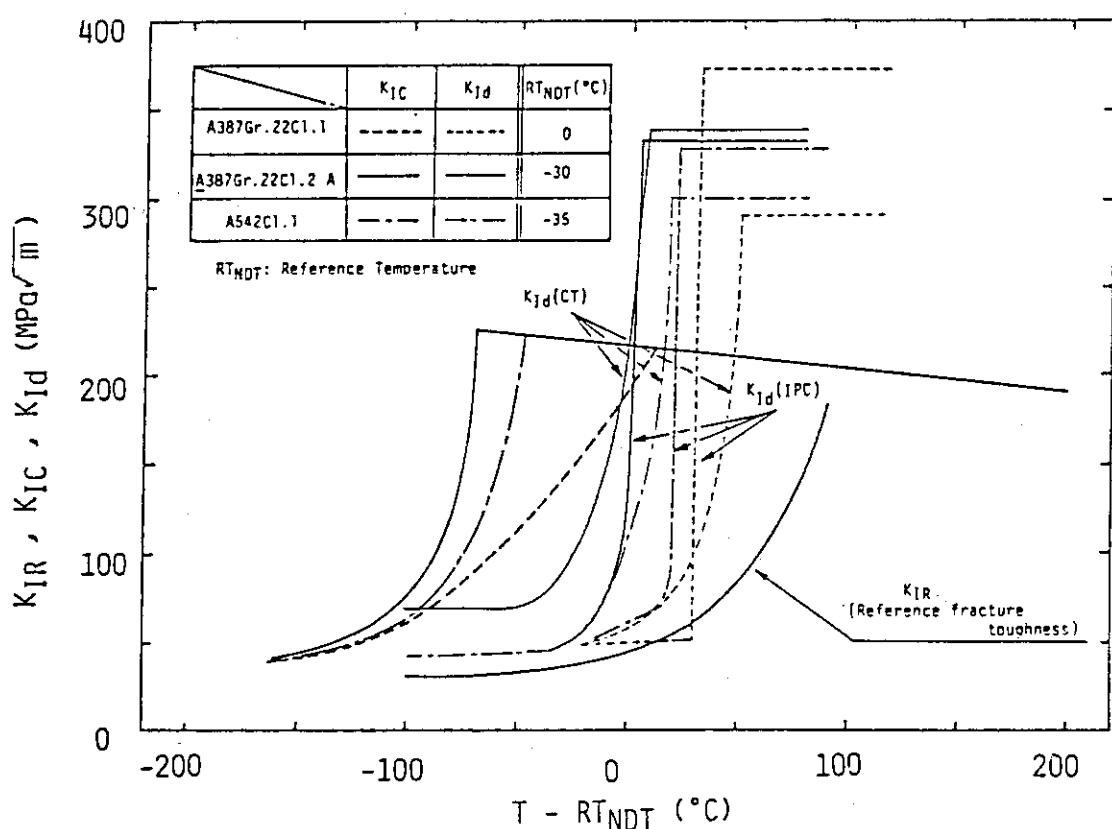
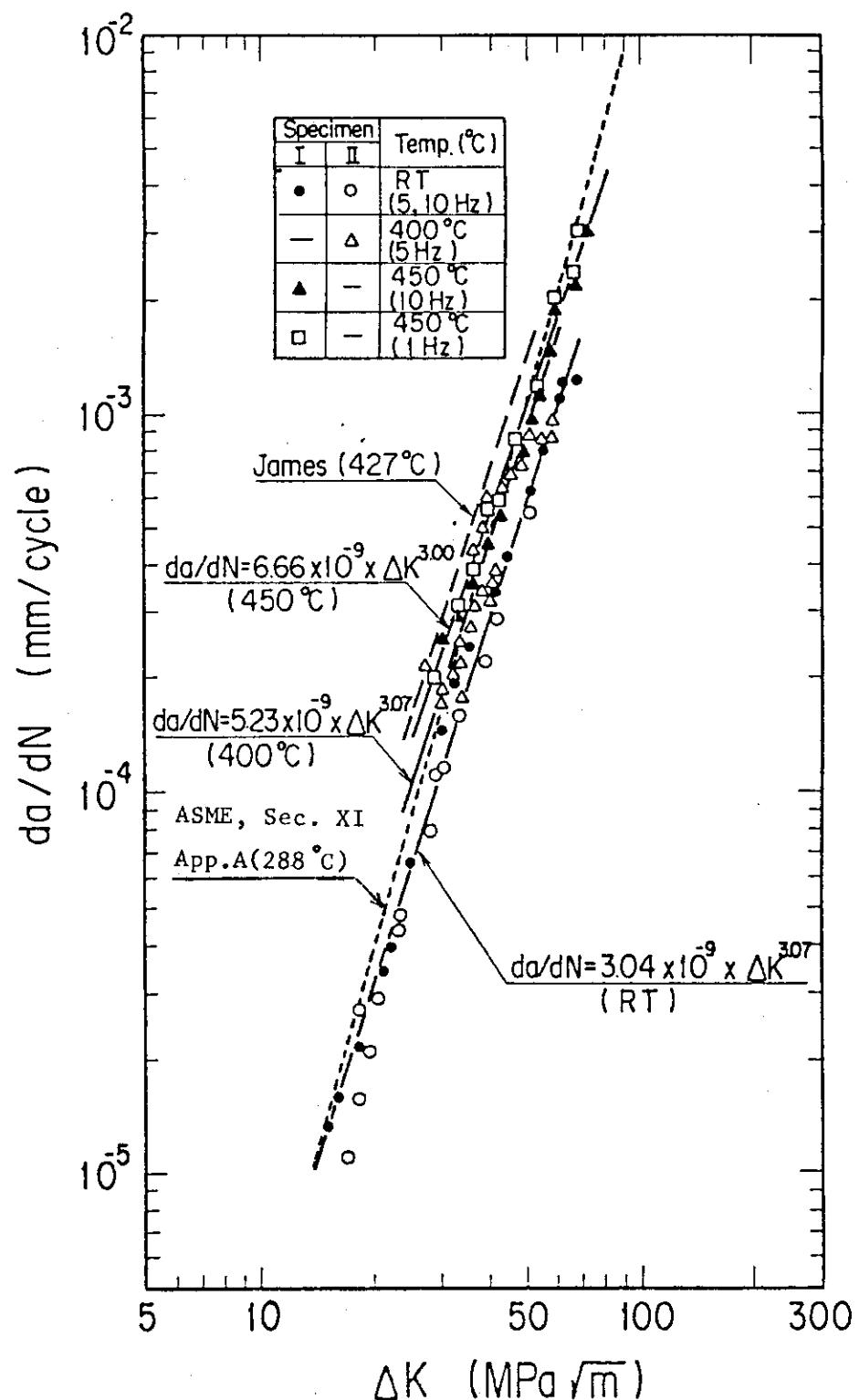


図 24 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の静的破壊じん性の温度依存性
¹⁸⁾

図 2 5 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼の動的破壊じん性の温度依存性¹⁸⁾図 2 6 A N, N T 及び Q T 材の破壊じん性特性の比較¹⁸⁾

図 27 低 Si, NT 材の疲労き裂伝ば挙動¹⁸⁾

付 錄

“JEAC4206-1980「原子力発電所用機器の最低使用温度の確認試験方法」，〔付録1〕：非延性破壊防止のための解析法”の概要

1. 一般的要求

1) 室温での規定最小降伏点 (S_y) が 35 kg/mm^2 以下の材料について，参照破壊じん性値 K_{IR} が図A1のように与えられている。この曲線は，次の式で近似される。

$$K_{IR} = 94.89 + 4.334e^{-\frac{0.0261(T-RT_{NDT}+88.9)}{}} \quad (\text{kg} \cdot \text{mm}^{-3/2}) \quad (\text{A } 1)$$

2) 本付録で用いる仮想欠陥は，最大応力に直角な鋭い半楕円形の表面欠陥とする。(図A2参照)

- ① $102 \text{ mm} \leq t \leq 305 \text{ mm}$ では，深さ×長さ = $t/4 \times 1.5t$
- ② $> 305 \text{ mm}$ の場合は， $t = 305 \text{ mm}$ 断面に対する欠陥を用いること。
- ③ $t < 102 \text{ mm}$ の場合は， $t = 102 \text{ mm}$ 断面に対する欠陥を用いること。

3) 応力拡大係数の計算法を次のように示し，係数の図が与えられている。

- ① 膜応力が作用するときの応力拡大係数は，

$$K_{IM} = M_m \times (\text{膜応力}) \quad (\text{A } 2)$$

M_m は図A3に示す。

- ② 曲げ応力が作用するときは，

$$K_{IB} = M_b \times (\text{曲げ応力}) \quad (\text{A } 3)$$

M_b は図A3の $M_m \times 2/3$ とする。なお，図A3においては，M，Bは一次応力，m，bは二次応力を示す。

- ③ 径方向の温度勾配による熱応力に対しては，

$$K_{It} = M_t \times (\text{温度差}) \quad (\text{A } 4)$$

M_t は図A4で与えられている。

2. 運転状態 I 及び II における評価基準

1) 不連続部から離れた胴及び鏡

$$2K_{IM} + 2K_{IB} + K_{Im} + K_{ Ib} < K_{IR} \quad (\text{A } 5)$$

2) ノズル，フランジ及び不連続部に近い胴

$$2K_{IM} + 2K_{IB} + K_{Im} + K_{Ib} < K_{IR}$$

3) ノズル

正確に解析する方法は確立されていない。

4) 水圧試験等

$$1.5 K_{IM} + 1.5 K_{IB} + K_{Im} + K_{Ib} < K_{IR} \quad \dots \dots \dots \quad (A\ 6)$$

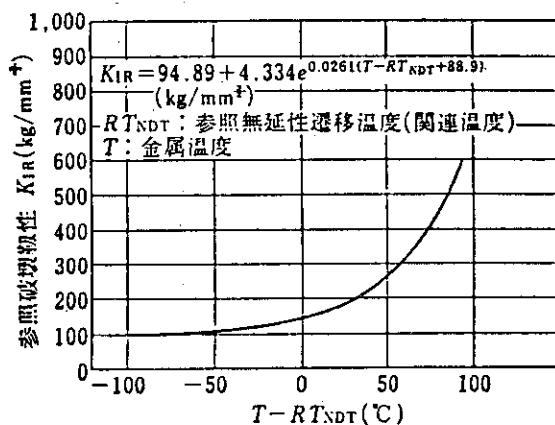


図 A1 参照破壊革性値 K_{IR} と
($T-RT_{NDT}$) との関係

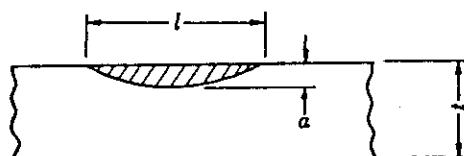


図 A2 最大欠陥の想定

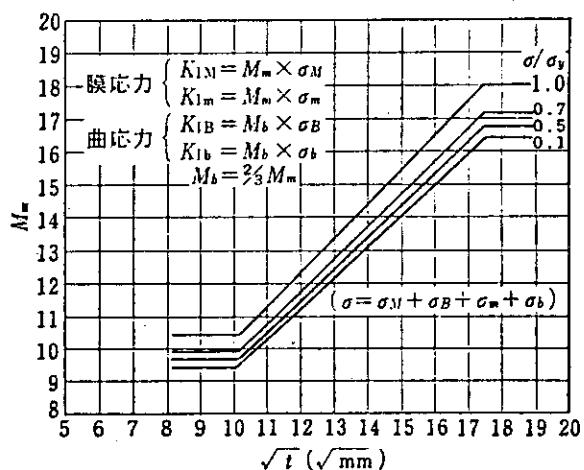
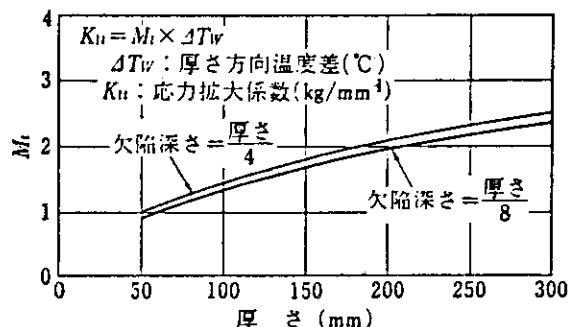


図 A3 M_m と厚さ t の関係



上記の曲線は $\alpha = 0.7 \times 10^{-3}$, $E = 2.05 \times 10^4 \text{ kg/mm}^2$,
 $\nu = 0.3$ に対するものである

図 A4 M_t と厚さ t との関係