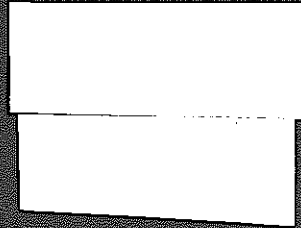


BN241 70-40

開示制限

区分変更	
原簿印番	〃
変更年月日	平成13年11月30日

海外出張報告



昭和45年9月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
S	N241 70-40
<p>この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です</p> <p>動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室</p>	

動力炉・核燃料開発事業団



本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

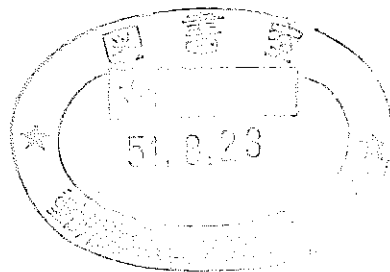
Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

海外出張報告

概要

ASTM の照射効果に関する国際会議に出席し、その後米国のBMI, INC, BNWLを訪問し主としてステンレス鋼の照射効果に関する討議をおこなったので、その内容を報告する。



報告者 岡 林 邦 夫

(高速増殖炉開発本部)

目 次

1. A S T M 第 5 回構造材料の照射効果に関する	1
国際会議の概要	
2. 損傷機構およびスウェリングについて	9
3. 照射後の疲れ強さについて	15
4. 照射後のクリープ強さについて	23
5. 一 付 録 一	38
ジルコニウム合金関係の講演概要	

海 外 出 張 報 告

1. ASTM 第5回構造材料の照射効果に関する 国際会議の概要

1970年6月29, 30, 7月1日(3日間)

於 Niagara Falls (カナダ)

本国際会議は隔年に開かれており、前回(第4回、於サンフランシスコ)は樫原氏(FBR燃料Gr.)が出席した。

今回は米国の研究所(ANL, ORNL, BMI, BNWL, NRL, INC等)の研究者を中心に約150名が参加した。日本からは井形助教授(東大)、川崎理事、鈴木氏(原研)、岡林の他神戸製鋼、東北電力等から5~6名の出席者があつた。

会議は、当日配布のAbstract(岡林保管)とスライドを用いて進められた。講演は討論を含めて1人30分(いくつかの論文に関しては20分)であつた。発表された論文は次のとおりである。

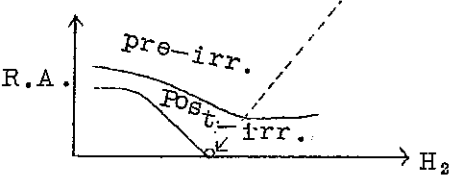
9:00 a.m. Monday, 29 June

Introductory Remarks - A.L.Bement

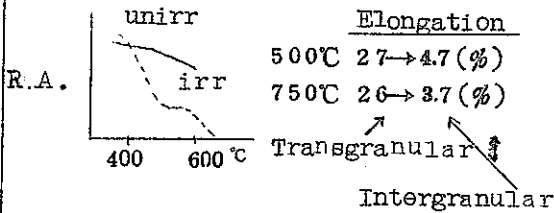
PRESSURE VESSEL STEELS- Fracture Behavior - Session 1 太字講演者

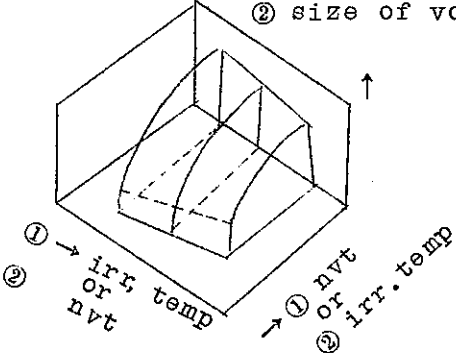
Chairman: L.J.CHOCKIE, General Electric Company

論 文	Abstract 有 無	会 議 メ モ
Neutron Dosimetry and Neutron Energy Considerations of Radiation Damage for Pressure Vessel Applications C.Z. Serpan, Jr., Naval Research Laboratory; G.R.Odette and T.O.Ziebold, Massachusetts Institute of Technology	有	<ul style="list-style-type: none"> ○ ²³⁸Pu (n.f) monitor <li style="padding-left: 2em;">90% Sensitivity Range 10⁻⁶~3 × 10⁰ MeV ○ Big Rock Point Reactor の flux 解析

論 文	Abstract 有 無	会 議 名 義															
Influence of Neutron Embrittlement on Fracture Processes and Properties of Pressure Vessel Steels—C.W.Hunter and J.A.Williams, Battelle-Northwest Laboratory	有	Heavy Section P.V.Steel Development Program Sponsored by AEC の一部 . ASTM 533B (12 in 厚) Cv, 破面観察															
Radiation Embrittlement of ASTM A-533, Grade B Steel Plate—R. G.Berggren, Oak Ridge National Laboratory	無	$\Delta DBTT = Acv (\phi / 10^{18})^{1/2}$ Acv, - Table <table border="1" data-bbox="874 600 1423 741"> <thead> <tr> <th>Radiation Temp(°F)</th> <th>150</th> <th>450</th> <th>550</th> <th>650</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Base Metal</td> <td>76</td> <td>66</td> <td>32</td> <td>17</td> </tr> <tr> <td>Submerge Weld</td> <td>76</td> <td>95</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> Weld 照射効果大	Radiation Temp(°F)	150	450	550	650	Base Metal	76	66	32	17	Submerge Weld	76	95		
Radiation Temp(°F)	150	450	550	650													
Base Metal	76	66	32	17													
Submerge Weld	76	95															
Radiation Effects on the Metallurgical Fracture Parameters and Fracture Toughness of Pressure Vessel Steels—R.A.Wullaert and D.R.Ireland, Battelle Memorial Institute; A.S.Tetelman, UCLA	有	照射後の破壊靱性 (K_{Ic}^*) と引張特性 (σ_f^* , σ_y^*) の関係 \longleftrightarrow 破壊応力論 $K_{Ic}^* = 0.13 \sigma_y^* \left[\exp\left(\frac{\sigma_f^*}{\sigma_y^*} - 1\right) - 1 \right]^{1/2}$															
Effects of Hydrogen on the Mechanical Properties of Irradiated Pressure Vessel Steels—C.R.Brinkman and J.M.Beeston, Idaho Nuclear Corporation	有	材料: A302, A542, HY80 H ₂ : Cathod Charge 照射前 } H ₂ による遅れ破壊なし (H ₂ : 1~2ppm) 照射後 } Nilductility Hydrogen Concentration after Irradiation = 4~5 PPM 															
Evaluation on the Embrittlement of Pressure Vessel Steels Irradiated in JPDR — Results of Surveillance and Reference Test —M. Kawasaki, T.Fujimura, K.Suzuki, and H.Namatame, Japan Atomic Energy Research Institute	有	[Full-paper Available] JPDR材料; Cv, Ni の効果. (A302B Modified) Upper Shelf Energy の Limit Value 40ft-lb は Tentative なものであるとの comment あり,															

論 文	Abstract 有 無	会 議 メ モ
<p>2:00p.m. Monday, 29 June PRESSURE VESSEL STEELS Structural and Impurity Effects Session 11 Chairman: D.R.HARRIES, United Kingdom Atomic Research Establishment</p>		
<p>Influence of Some Metallurgical Variables on the Radiation Damage Sensitivity of Pressure Vessel Steels - M.Br- umovsky, Skoda Works, Plzen, Czechosl- ovakia .</p>	無	
<p>Demonstration of Improved Radiation Embrittlement Resistance of A533-B Steel through Control of Selected Residual Elements- J.R.Hawthorne Naval Research Laboratory .</p>	有	<p>照射後 焦点: Cu量, Cv, DT(dynamic tear)エ ネルギーに関して, A533, 0.03% Cu ...good, 0.13%Cu ... not so good</p>
<p>Neutron Irradiation Effects on Iron Containing Al and N - N.Igata and R. R.Hasiguiti, University of Tokyo ; E. Yagi, Institute for Physical and Chemical Research ; U.Nishiiki, University of Tokyo;and K.Watanabe, Japan Atomic Research Institute.</p>	有	<p>鉄, 鉄合金に Aluminum nitride を添加した場合の, 照射脆化抑制効果に関する冶金的な研究</p>
<p>The Effect of Fast Neutron Irradiation on the Mechanical Properties of Some Quenched and Tempered Steels - R.R. Hosbons and B.L.Wotton, Atomic Energy of Canada, Ltd.</p>	有	<p>Impurity Concentration (AISI403) と照射脆化(△T)の関係</p>

論 文	Abstract 有 無	会 議 メ モ									
<p>AGENDA DISCUSSION SESSION Chairman: MILON BRUMOVSKY, Skoda Works Rapporteur: L. E. STEELE, Naval Research Laboratory Title: Structure and Composition Effect on Irradiation Sensitivity of Pressure Vessel Steels</p>	無	<p>議題: Composition; Cu, N, Ni, Structure; 結晶粒度, HAZ Of Cf Cf...Hawthorne, N...Igata, Ni...Kawasaki.</p>									
<p>9:00a.m. Tuesday, 30 June THERMAL REACTOR MATERIALS Session III Chairman: W. R. THOMAS, Atomic Energy of Canada, Ltd.</p>											
<p>Neutron Dosimetry for Thermal Reactor Radiation Effects to Metal Applications - J. Moteff, University of Cincinnati; K. M. Barry and J. A. Corbett, Westinghouse Electric Corporation.</p>	無	<p>照射損傷機構の概論 例として; Hastelloy: 照射後クリーブ破断のび急減, 再結晶タングステン: 最小クリーブ速度 照射後減少</p>									
<p>Effects of Irradiation in a ^{Reactor}Thermal Non the Tensile Properties of Zircaloy-2 Zircaloy-4, and Borated Stainless Steel - C. J. Baroch, A. V. Minim, and E. N. Harbinson, Babcock and Wilcox Company</p>	有	<p>Zircaloy-2; Indian Point Reactor の Channel 材, (525 °F, 3×10^{21} nvt) 一様のび 1% 以下</p>									
<p>Influence of Neutron Spectrum and Irradiation Temperature on the Elevated Temperature Embrittlement of Austenitic Stainless Steel - M. Kangilaski, J. S. Perrin, and R. A. Wullaert, Battelle Memorial Institute.</p>	有	<p>材料: 主として 347 タイプ (+348) ($E > 1.0$ Mev) 照射: ETR fluence 5×10^{21} n/cm² 照射温度 50, 400, 650 °C 照射による高温脆化は照射温度と無関係かつ 980 °C × 1hr の annealing では回復しない 脆性遷移温度は照射温度に依存 (750 °C)</p>  <table border="1" data-bbox="848 1809 1397 2022"> <thead> <tr> <th>Temp (°C)</th> <th>unirr Elongation (%)</th> <th>irr Elongation (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>500</td> <td>27</td> <td>4.7</td> </tr> <tr> <td>750</td> <td>26</td> <td>3.7</td> </tr> </tbody> </table>	Temp (°C)	unirr Elongation (%)	irr Elongation (%)	500	27	4.7	750	26	3.7
Temp (°C)	unirr Elongation (%)	irr Elongation (%)									
500	27	4.7									
750	26	3.7									

論 文	Abstract 有 無	会 議 メ モ
Void Formation in Metals during Accelerator Irradiation - D. J. Mazey, J.A. Hudson, and R.S. Nelson, United Kingdom Atomic Energy Authority	無	Ion Accelerator used for Void Simulation Experiment: Ions Heavy Ion Linear Accelerator $H^+, C^+, N^+, Fe^{3+}, Ni,$ Cockcroft - walton $N^+, Fe^+, Ni,$ Van - de - Graaff H^+, He^+ V. E. Cyclotron C^{++}
Void Formation in Stainless steel by Proton Irradiation - D. W. Keefer, H. H. Neely, J. C. Robinson, and D. Kramer, Atomics International	有	1Mev proton irradiation \longrightarrow neutron fluence $10^{28} n/cm^2$ at $500^\circ C$ 材料: 316 ss foil 板厚変化に着目 With 2 appm He
Irradiation Induced Swelling in Austenitic Stainless Steels- J.L. Straalsund, H. R. Brager, and J. J. Holmes, Battelle- Northwest Laboratory	有	$\frac{dr}{dt} \sim \Omega K \phi E/r (S_e + S_w + S_a)$ <p>① no density size or ② size of void d }</p> 
A Model for Void Formation in Fast Neutron Irradiated Metals - S.D. Har-kness and Che - Yu - Li, Argonne National Laboratory	無	2 項参照
Some Observations on the Structure and Tensile Properties of AISI Type 316 Steel as a Function of Fast Reactor Irradiation Temperature - P.J. Barton and P. R. B. Higgins, United Kingdom Atomic Energy Authority	無	Solution treated AISI316 (0.039% C) Temp \nearrow void no \nearrow void dia \searrow max density - decrease at $500 \sim 513^\circ C$

論 文	Abstract 有 無	会 議 メ モ
<p>8:00P.m. Tuesday 30 June</p> <p>FAST REACTOR MATERIALS</p> <p>Swelling Behavior</p> <p>Session V</p> <p>Chairman : J. MOTEFF, University of Cincinnati</p>		
<p>Neutron Dosimetry for Fast Reactor Applications - W. N. McElroy and R. E. Dahl, Jr, Battelle - Northwest Laboratory</p>	有	—
<p>Swelling of Austenitic Stainless Steels in Fast Reactors- Experimental Evidence and Design Considerations Rapporteur : J. R. WEIR, Oak Ridge National Laboratory</p>	無	2項参照
<p>AGENDA DISCUSSION SESSION</p> <p>Chairman: K. Zwilski, U. S. Atomic Energy Commission Rapporteur : T.T. Claudson, Battelle Northwest Laboratory TITLE: HOW DO WE SOLVE THE VOID PROBLEM ?</p>	無	2項参照
<p>9:00 a.m. Wednesday, 1 July</p> <p>FAST REACTOR MATERIALS</p> <p>Properties</p> <p>Session VI</p> <p>Chairman : H. BÖHM, Gesellschaft für Kernforschung</p>		
<p>Neutron Fluence Limit Determinations for FFTF Components - R.A. Moen (BNWL), J.C. Tobin (BNWL), and K.C. Thomas (WAPD)</p>	有	発表されず

論 文	Abstract 有 無	会 議 メ モ
Axial Fatigue of Irradiated Austenitic Steels at 500 and 600°C - J. M. Beeston and C.R. Brinkman, Idaho Nuclear Corporation	有	[Full Paper - Available] 3 項参照
The Effect of Fast Neutron Irradiation on the Structure and Properties of Type 304 Stainless Steel - E.E. Bloom and J. O. Stiegler, Oak Ridge National Laboratory	無	4 項参照
Uniaxial and Biaxial Creep-Rupture of 316 Stainless Steel after Fast Reactor Irradiation - A.J. Lovell, and R. W. Barker, Battelle- Northwest Laboratory	有	4 項参照
Effect of Irradiation on the Mechanical Properties of 19-9DL Alloy - A. L. Lowe, Jr, and O. J. Baroch, The Babcock and Wilcox Company	有	Modified 18-8 SS, (1200~1400F) のクリープ強度良好, 照射後高温脆化に関して 304 SS よりはよい。(Fluence $\rightarrow 1 \times 10^{21}$ nvt)
Influence of Neutron Irradiation on the Creep-Rupture Properties of a 16/13 CrNi-Steel - K. Ehrlich, H. Böhm, and C. Wassilew, Gesellschaft für Kernforschung	有	4 項参照
The Effects of Helium on the High-Temperature Ductility of Two New Stainless Steels - D. Kramer, K.R. Garr C.G. Rhodes, and A.G. Pard, Atomics International (Rhodes - North American Rockwell)	有	Sandvik 12R 72 HV (0.1C), IN-744X (0.06C), $1 \times 10^{-6} \sim 2.5 \times 10^{-5}$ atom fraction He, 12R72 HV ; 等量 He に関して 304SS より伸び良好 (at 700°C) Ferritic grain \rightarrow voids ... 転位少 austenitic grain \rightarrow no void ... 転位ループ大

2. 損傷機構およびスウェリングについて

The Mechanism and Kinetics of Void Growth

During Neutron Irradiation

中性子照射下のボイド生長の機構と運動論

R. Birllough & R.C. Perrin (A.E.R.E.)

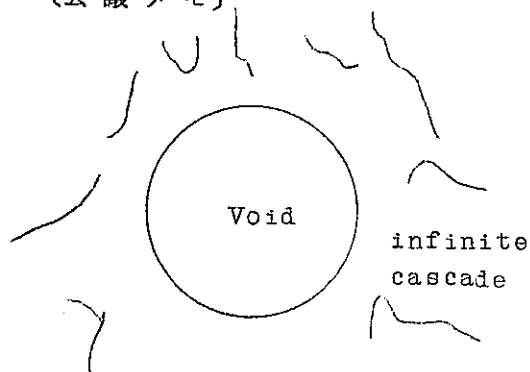
[ABSTRACT]

A theoretical model is presented which enables the swelling due to void growth to be calculated. The model is particularly appropriate to the study of the high swelling regime and the approach to saturation. The basic reason for the void growth is attributed to the significant drift interaction between the intrinsic interstitials and the dislocation sinks. This interaction has been included in either an explicit spatial sense appropriate to the situation when the voids are small. In this case the flow process is dominated by the cylindrical geometry defined by the neighbourhood of each dislocation and the next point defect loss to the voids must be much less than the loss to the dislocations. Alternatively at relatively high doses when the voids are large and the point defect loss to the voids is considerable we have assumed the flow to be dominated by the spherical geometry defined by the neighbourhood of an individual growing void. In this situation the dislocations have been "smeared out" into a continuous distribution of appropriate point sinks and the preferential drift interaction between the interstitials and the dislocations has been included by associating an appropriately larger capture cross-section between an interstitial and dislocation sink than between a vacancy and dislocation sink.

The governing kinetic equations for both these models have been solved with appropriate allowance for both recombination effects at relatively low temperatures and thermal equilibrium effects at high temperatures.

The temperature dependence of the swelling and its dependence on dose rate, dislocation density and the recombination parameter will be discussed. Analytic results for the kinetics of swelling at the peak swelling temperatures have been obtained and these, together with the corresponding numerical results at other temperatures will be presented. The dependence of these kinetics on both static and transient variations of the dislocation density and void density will be discussed and related to current experimental work on Nickel and Stainless steel.

(会議メモ)



Void Growth :

- ① Void を a gas in solid として考える。
- ② Dislocation density を point defect distribution に置き換える。

[Governing Equations]

$$\left\{ \begin{array}{l} D_v \left[\frac{d^2 G_v}{dr^2} + \frac{2}{r} \cdot \frac{dG_v}{dr} \right] + K - a_R C_v C_i - D_v Z_v \rho_d C_v = 0 \\ D_i \left[\frac{d^2 C_i}{dr^2} + \frac{2}{r} \cdot \frac{dC_i}{dr} \right] + K - a_R C_v C_i - D_i Z_i \rho_d C_i = 0 \end{array} \right.$$

ここに

C_v : concentration of vacancy

C_i : concentration of interstitial

$$\frac{d\phi_v}{dt} = (K_v C_v - K_i C_i) - K_v C_v^2 \exp\left\{ \frac{Fmb^3}{kT} \right\}$$

$\frac{d\phi_v}{dt}$: analytic function of $\frac{dV}{V}$

これらの式によつて $\frac{dV}{V}$ を照射量の関数として表わす。

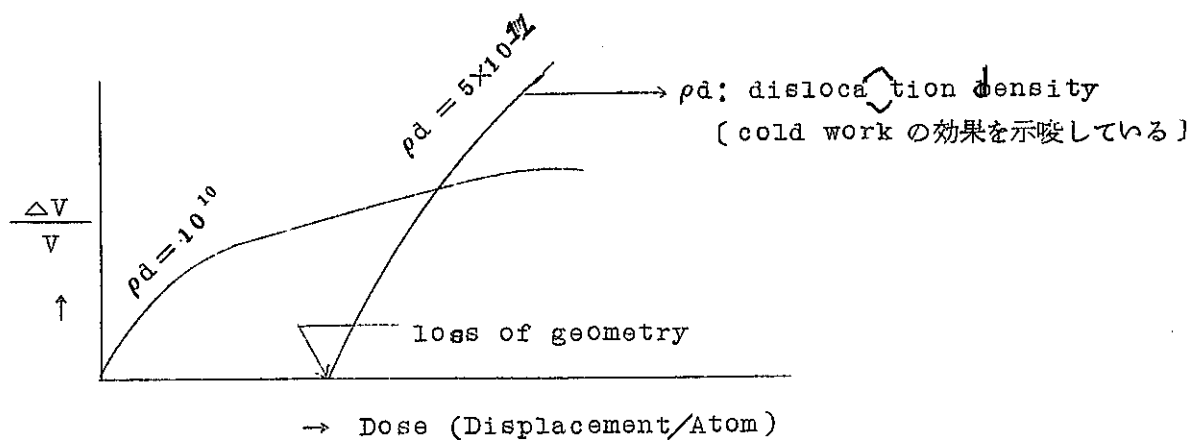


Fig 2-1

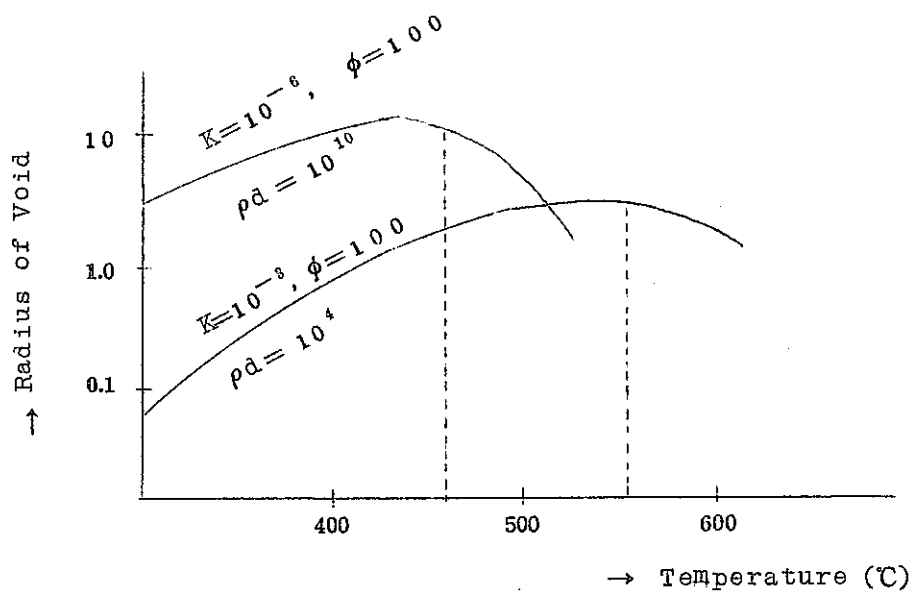


Fig 2-2

Che - Yu-Li (ANL) の Comment :

「 Time dependency を考えるべきである。」

A Model for Void Formation in Fast
Neutron Irradiated Metals

S.D.Harkness & Che-Yu-Li(A^NL)

高速中性子照射による金属中のボイド形成のモデル

[会議メモ]

Governing Equations;

$$\frac{dv}{dt} = G - Q_v \text{ sink} - R$$

$$\frac{di}{dt} = G - Q_i \text{ sink} - R$$

Mechanism;

- | | |
|--------------------------|--------------|
| Dislocation- dislocation | annihilation |
| Dislocation- barrier | interaction |
| Dislocation- void | annihilation |

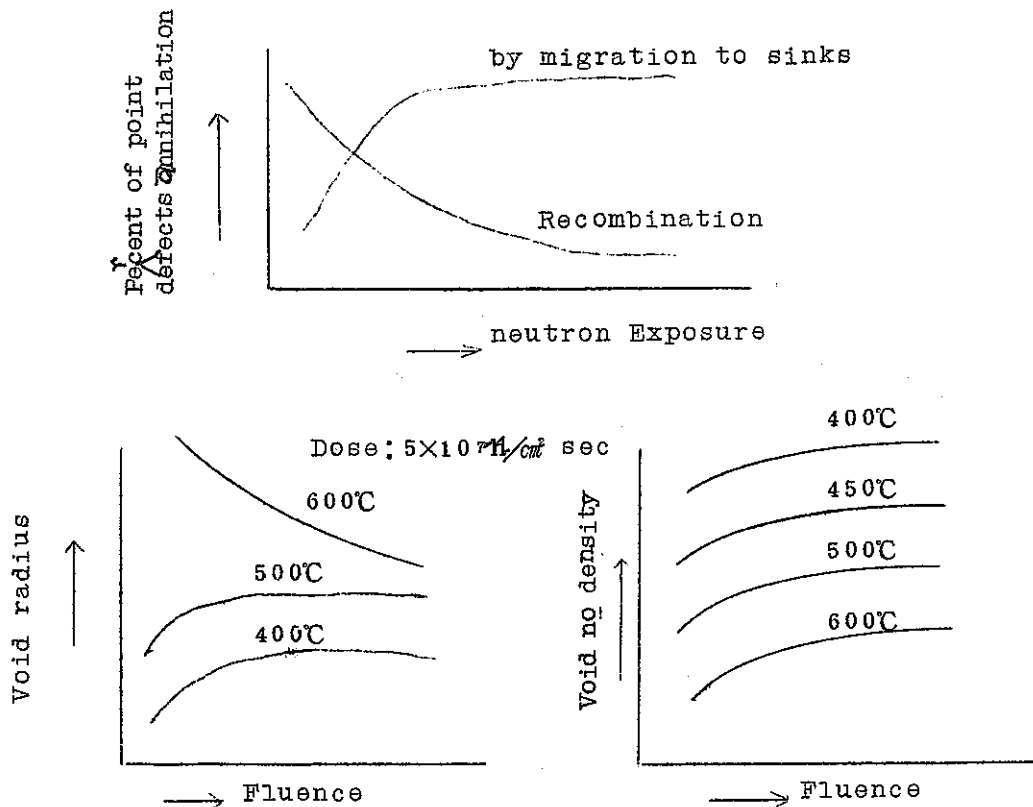


Fig 2 - 3

Swelling of Austenitic Stainless Steels
in Fast Reactors — Experimental Evidence
and Design Considerations

J.R.Weir(ORNL)

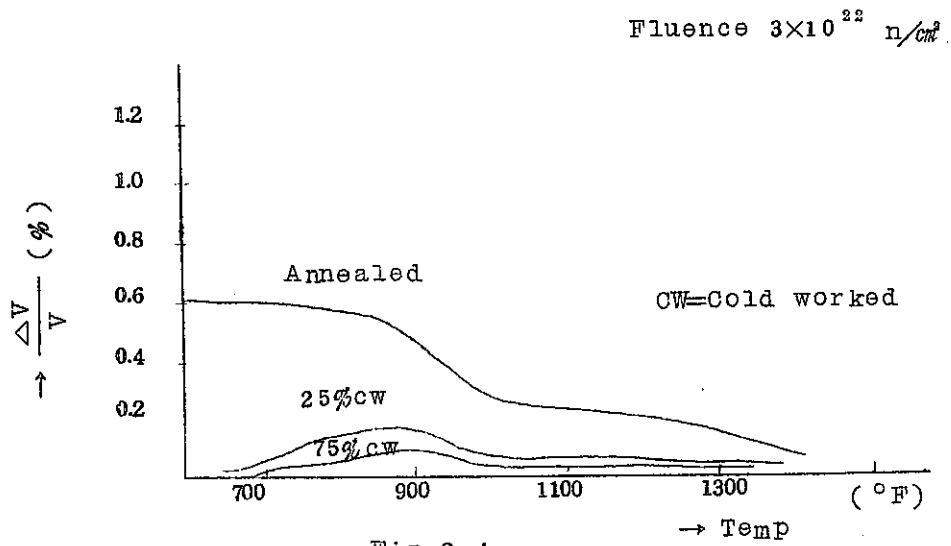
[会議メモ]

Temperature (°C)	n(T) for $\frac{\Delta V}{V} \propto (\phi t)^{n(T)}$			n(T) for $\rho x(\phi d)^{n(T)}$ ρ :Void no Density		n(T) for $d\alpha(\phi t)^{n(T)}$ d:Void Diameter	
	PNL	OR	ANL	PNL	OR	PNL	OR
370	1.1	0.8	—	0.8	0.7	0.12	—
400	—	—	1.2	—	—	0.16	//
470	1.8	1.6	—	1.4	1.7	0.18	//
550	1.9	—	—	1.5	—	0.18	//

AGENDA DISCUSSION SESSION

" How to Solve the Void problem ? "

① 316 タイプステンレス鋼のスウェリングに及ぼす冷間加工の影響



② 合金元素がスウェリングに及ぼす影響

(i) Cold workの影響を含めて図2.7(ステンレス鋼文献調査ⅡノP 14) が引用された。

(ii) Effect of Alloy Addition on Duffusion

Element	ΔQ_0
C	-
V	-
Si	-
Nb	+
Ti	+
Mo	+
Mn	+

3. 照射後の疲れ強さについて

Axial Fatigue of Irradiated Austenitic Stainless Steels

Tested at Elevated Temperature.

オーステナイトステンレス鋼照射材の高温引張圧縮疲れ試験

J.M. Beeston

(Idaho N.C.)

C.R. Brinkman

[Abstract of Full Paper]

Fluence $0.03 \sim 9.3 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2 (E > 0.1 \text{ MeV})$

照射温度 450°C (=ナトリウム中) および 750°C (アルゴン中, いずれも EBR-II)
で照射した。

タイプ 304, 304 (Ti Modified), 316

のステンレス鋼に関して

400°C, 500°C, 600°C, 700°C

の試験温度で単軸疲れ試験をおこない, その試験結果を温度履歴監視材と比較した。

試験材の熱処理は

Annealed, CW (Cold-Worked), CST (Chilled-Swagged-Tempered)

の3種類であり, 温度履歴監視材は試験前に

Anneal of 1500hr at 750°C

の熱処理をした。

400, 500, 600°Cの試験結果を(ASME Code Interpretation 1331-5の)
design curve (for 18-8 steels)と比較した。

照射による微細構造の変化に関していくつかのデータが得られた。

焼なまし (annealed) 材料の照射損傷による疲れ寿命の減少は Factor 2.5 以下であつた。

450°C および 750°C で 2550 hr 照射した場合に, CST 熱処理が疲れ寿命を向上させる点
で, 有効であることが見出された。

[Idaho Nuclear Corporationにおける討議]

Mr. Beeston, Dr. Brinkman

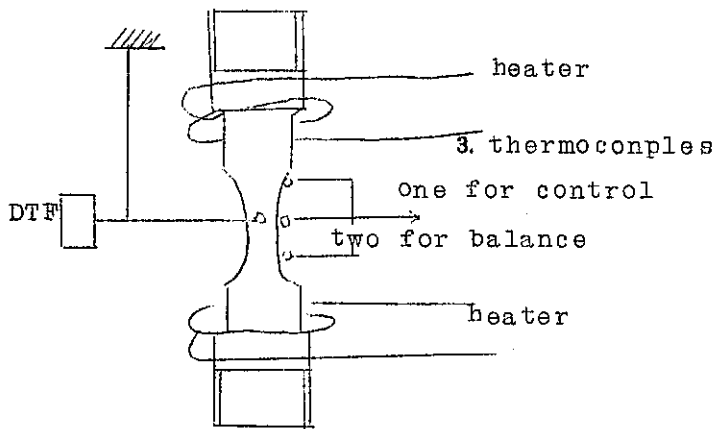
1. 試験装置

(i) 引張圧縮疲れ試験機 (油圧サーボ, $\pm 10 \text{ ton}$ 程度) 2 台

(ii) セル……………グローブボックス風, 鉛レンガ重, マニプレータなし

(iii) 試験片形状…………… FIG 1 参照

(iv) 温度制御：下図



(v) ひずみ制御：Extensometerによる半径方向ひずみ制御

DTF lever ratio 3 : 1

Calibration : Calibrated against NBS Standard

(vi) 試験片つかみ：下の3方法が候補にあがったが3が選ばれた。

Alignment :

1. Die Set
2. Metal Melt Joint
- ③ Alignomatic Grip (MTS Co.)

つかみ方法

Set → Tensile Load → Hydraulic Sock

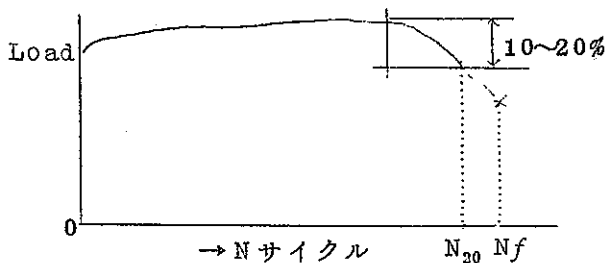
(vii) 設備費

試験機 約50,000ドル

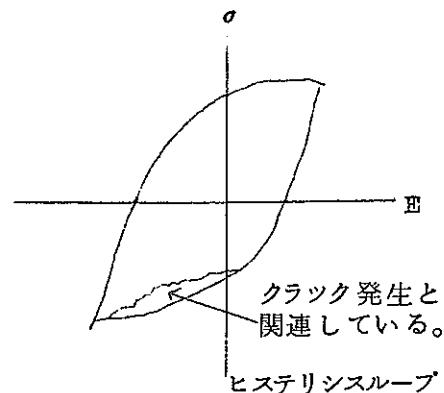
セル 約10,000ドル

2. 試験方法

(i) 疲れ寿命 N_f



$N_f \approx N_{20}$



N_{20} : Electrohydraulic Feed-back, 試験ストップ

- (ii) 座 屈 : 700℃試験では座屈荷重が S_{evere} になり, 試験の歩どまりが 50%程度になつている。

Buckling → Kink of Specimen → Check out by Extensometer

3. 試験結果

Fig 9 : 316タイプが Factor 2.5 の疲れ寿命低下を示している。

Fig13 : CST 処理の効果

Fig17 : 316タイプの設計基準との比較

Fig16 : 304, 304Lタイプの設計基準との比較

4. 討 論

- (i) 450℃+ナトリウム中照射について:

EBRII, ナトリウム純度 $O_2 < 10$ ppm

'70. 2. 20 現在 H_2 1.5 ppm

'70. 3. 26 現在 O_2 1.7 ppm C 1.1 ppm

- (ii) 国際会議において Prof Moteff が自らの試験結果では疲れ寿命減小係数 (Factor) が 3 であつたと指摘した点について,

Moteff の試験は Oak Ridge Reactor (thermal) 10^{19} n/cm² (low fluence) の照射である。この相違はおそらく neutron spectrum の違いによるものであろう。
(Beeston's Comment)

- (iii) 国際会議における Dr. Bement のコメントについて:

" CW → α phase (Ferrite) grown-up → Dislocation trap → 比較的 high cycle ^d領域での疲れ強度上昇" という考え方

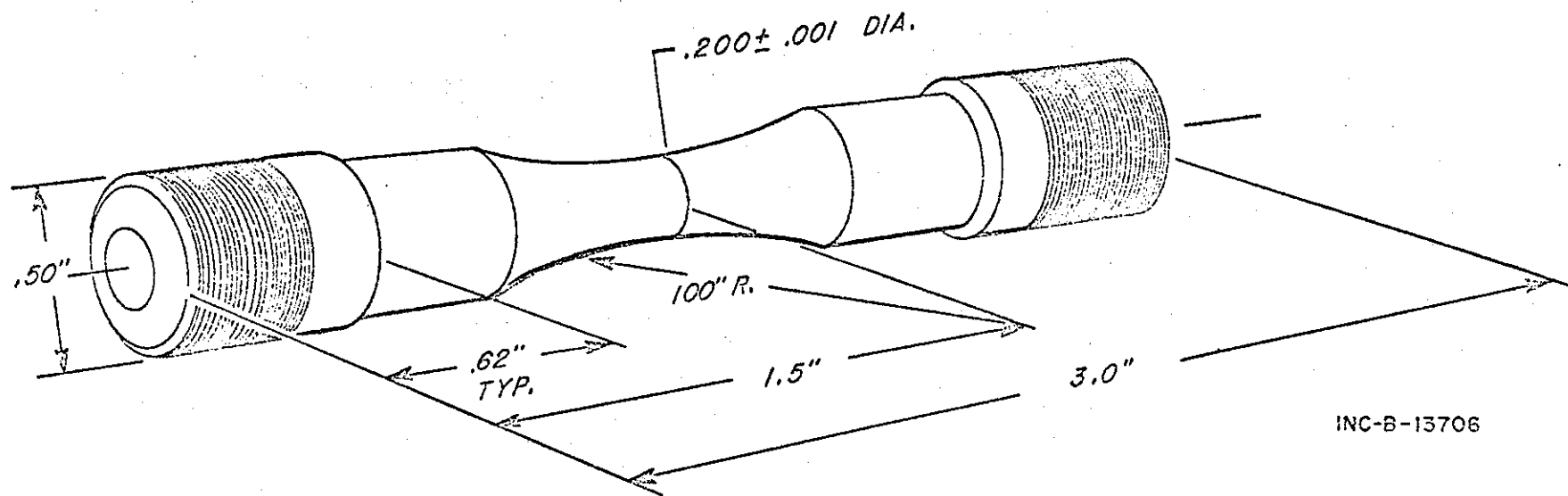
Beeston : 同意である。この点に関しては Full Paper の参考文献 16. 18 参照のこと。

- (iv) 設計上の安全率について

$$\frac{N_{unirr}}{N_{code}} \approx 20 \quad \& \quad \frac{N_{irr}}{N_{unirr}} \approx \frac{1}{2.5} \rightarrow \frac{N_{irr}}{N_{code}} \approx 8$$

と考えるとよいか?

[Mr. Beeston] Yes しかし, 実際の供試材 (非照射コントロール材) は ASME Code の基準になつている最適曲線を上廻る疲れ寿命 (Nf) を示しているので, 本試験では $\frac{N_{irr}}{N_{code}} \gtrsim 20$ となつている。



INC-B-13706

FIG. 3-1

Fatigue Hourglass Shaped Specimen Details

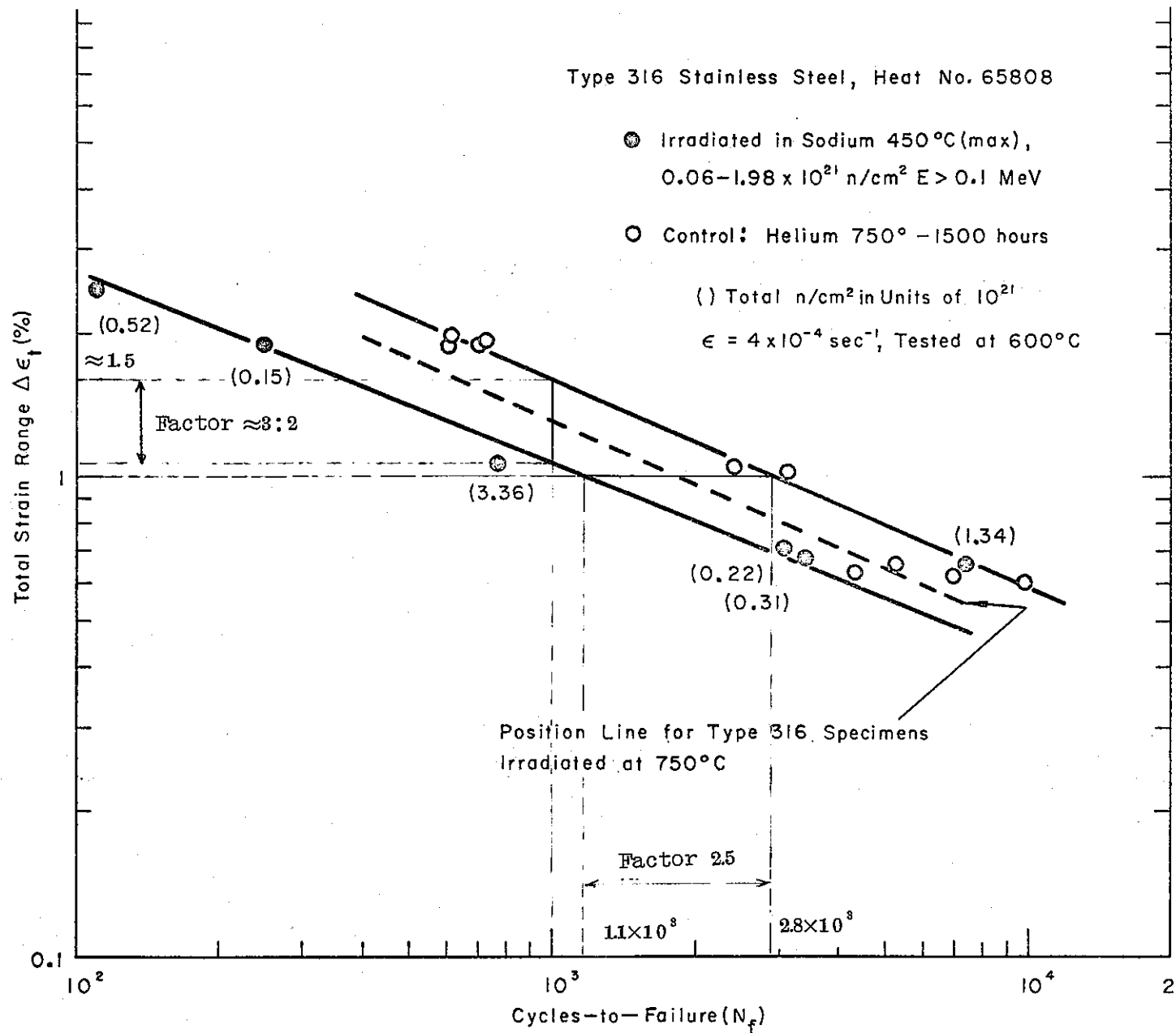


Figure 3-9: Effect of Irradiation at 450°C on the Fatigue Life of Type 316 Stainless Steel Tested at 600°C

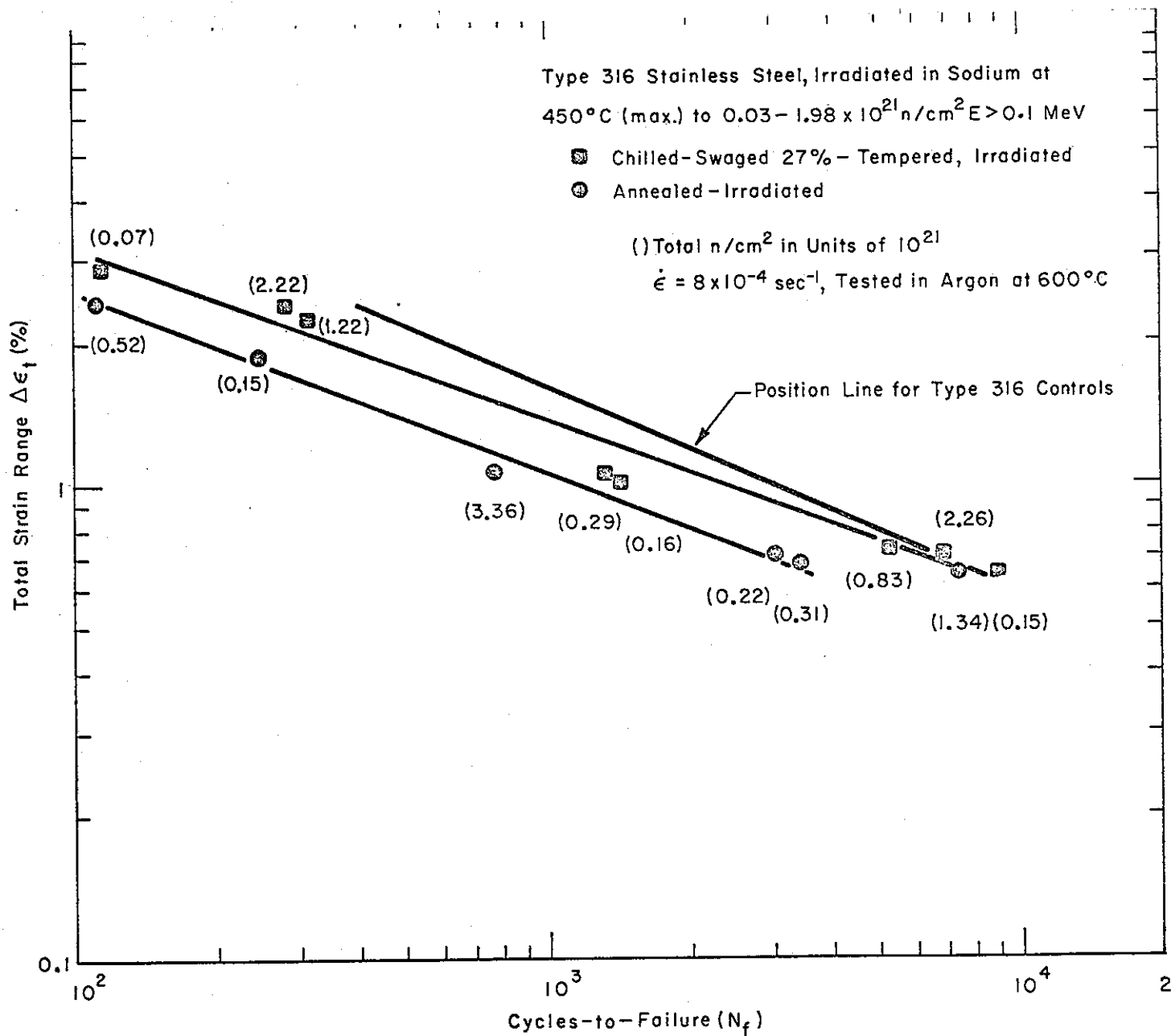


Figure 8-13 : Effect of Pre-treatment on the Fatigue Life of Irradiated Type 316 Stainless Steel Tested at 600°C

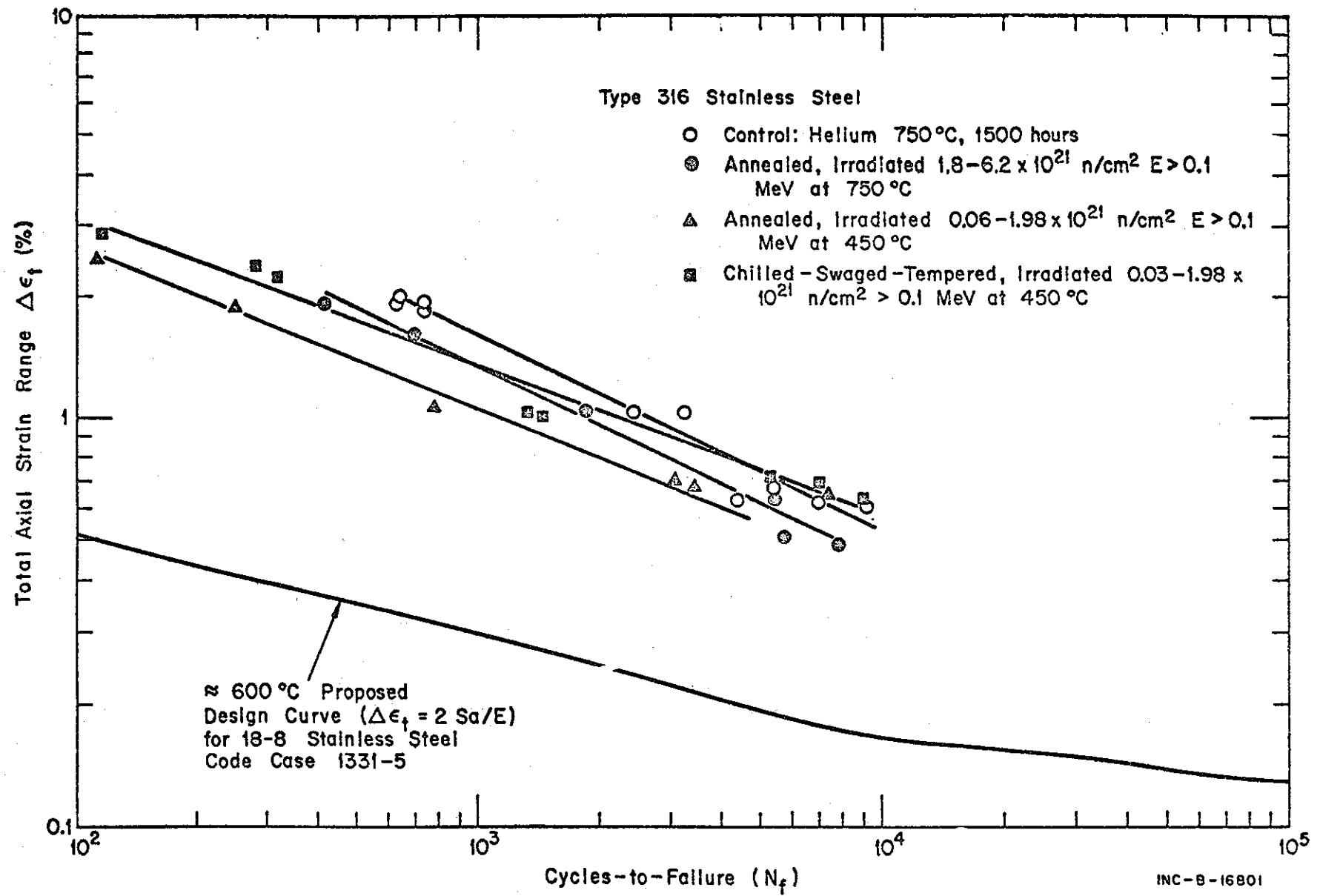


Figure 3-17 Summary of Fatigue Data Compared with Proposed Design Curve for 18-8 Stainless Steel for 600 °C

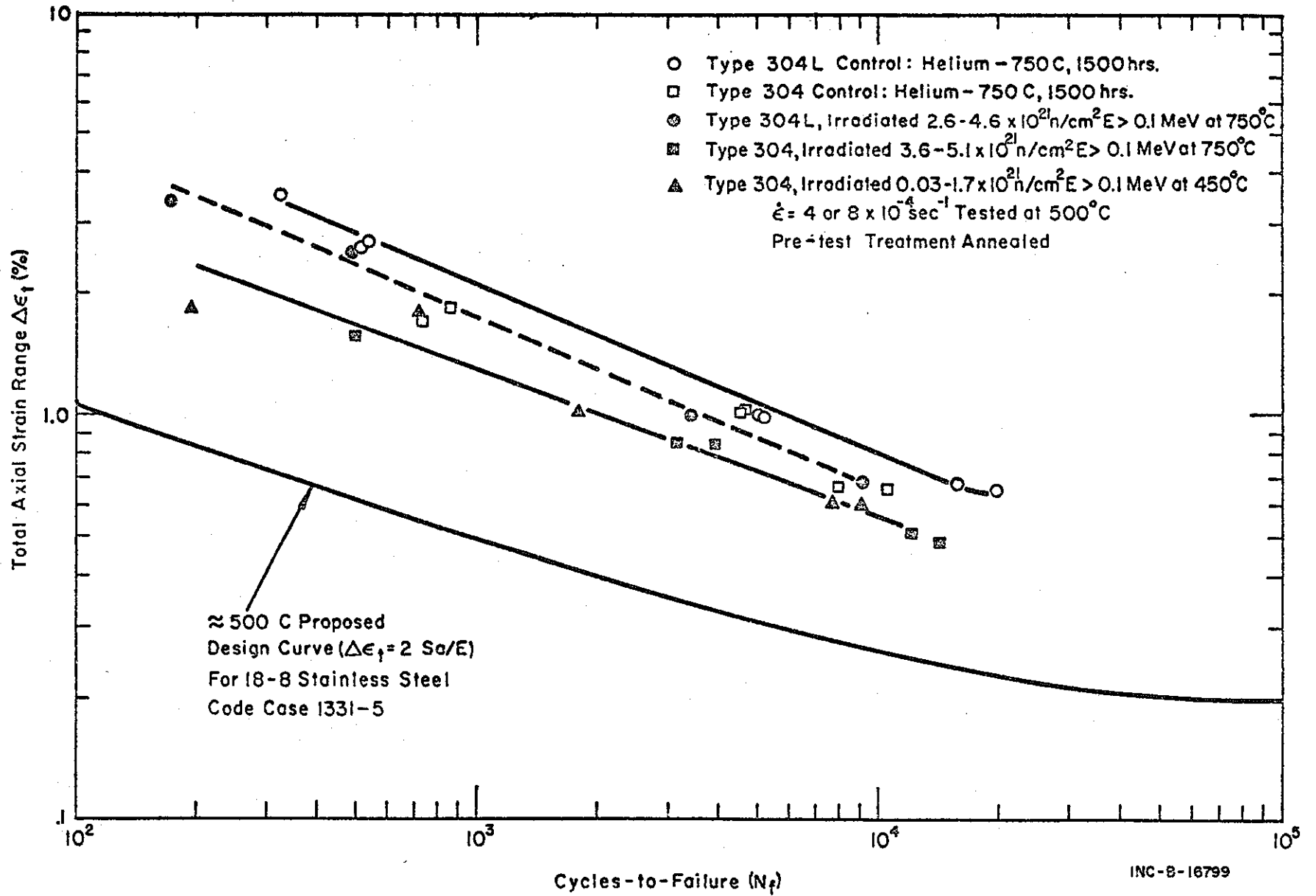


Figure 8-16 Summary of Fatigue Data Compared With Proposed Design Curve for 18-8 Stainless Steel for 500°C

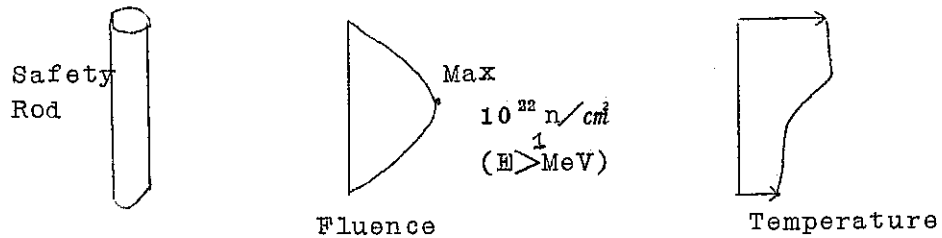
4. 照射後のクリープ強さについて

The Effect of fast Neutron Irradiation on the Structure and Properties of Type 304 Stainless Steel.

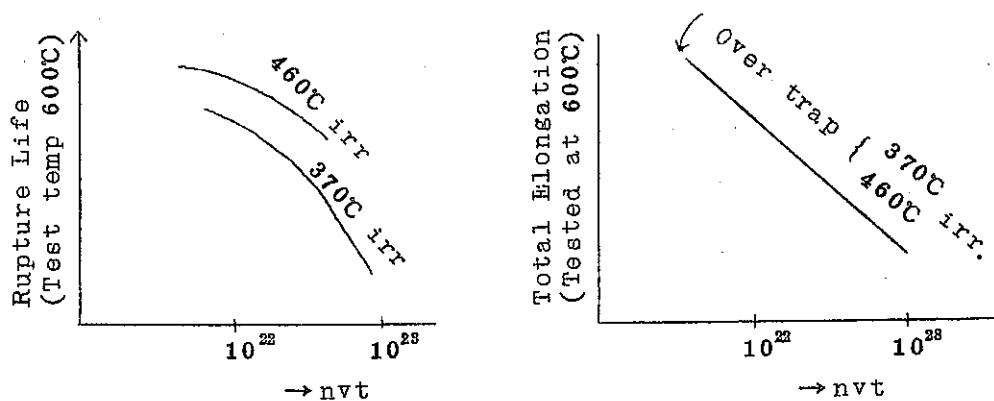
E.E. Bloom and J.O. Stiegler(ORNL)

[会議メモ]

- ① EBR II の Safety rod から Thimble Specimen を採取 (304 タイプ)



- ② Creep Rupture について (EBR Safety rod)



- ③ Summary A. Post-irradiation

Creep rate 減少
Fracture Strain 減少

- B. Post-irradiation

Hardenings \rightarrow { grain boundary crackings } rapid propagation of crack
intergranular crackings

高速炉照射後の 316 ステンレス鋼の単軸
および二軸クリープ

A.J. Lovell, R.W. Barker

WADCO. Richland

〔アブストラクト〕 高速炉照射後の 316 タイプステンレス鋼のクリープ破断特性の劣化を単軸および二軸荷重条件のもとで求めた。単軸試験片（丸棒）および二軸試験片（管）を EBR-II の 7 C 4 の位置で $\sim 900^{\circ}\text{F}$ (480°C) の温度で全フルーエンス $1.2 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ ($1 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2 \text{ E} > 0.1 \text{ Mev}$) の照射を施した。照射後試験は $1000 \sim 1400^{\circ}\text{F}$ ($538 \sim 760^{\circ}\text{C}$) の温度領域に渡つておこなつた。

初期真応力を基準にして比較するとき、 1000°F (538°C) における単軸および二軸試験の結果は非照射試験片と較べて、著しい破断寿命の減少を示している。破断寿命は単軸の場合でファクター ~ 20 、二軸試験の場合でファクター ~ 40 、にまで減少している。 1100°F (593°C) における単軸試験の結界では高応力の場合にファクター 5 の破断寿命減少がみられるが、低応力ではわずかな減少がみられるだけである。 1200°F (649°C) における単軸および二軸試験ではいずれも照射後の破断寿命の減少はファクター 2 にすぎない。 1400°F (760°C) ではふたたび減少が相当な大ききになり、両方の試験でファクター 7 の減少になる。

照射後試験における二軸および単軸試験片の破断ひずみは著しく低下している。計測された最低のひずみは二軸試験片で約 1%，単軸試験片で約 5% である。

単軸試験中のひずみ計測から照射によつてクリープ挙動が変化することが明らかになった。 1000°F (538°C) における照射後クリープ速度は照射前に較べて、一桁大きくなつた。 1100°F (593°C) ではクリープ速度の変化はなかつた。しかし、 1200°F (649°C) および 1400°F (760°C) では照射後クリープ速度はやや減少している。二軸（管）試験片の試験後の計測から推定した平均クリープ速度の値は、 1000°F (538°C) で増加しており、 1200°F (649°C) または 1400°F (760°C) ではあまり違つていないので、単軸試験の結果とかなりよく合つている。

単軸および二軸試験の結果は、いずれも高速中性子照射後のクリープ破断特性が著しく劣化することを示している。ふたつの試験タイプでは照射によるクリープ速度および破断寿命の変化が全体的にみて同じ程度にでている。

〔会議メモ〕

① 供試材および試験片形状

	単軸クリープ試験片 (棒)		二軸クリープ試験片 (管)
化学成分	0057C	← (表 1 参照) →	0081C
熱処理	Solution Annealing (1065°C)		annealing and strengthening
結晶粒度	ASTM 5~6		ASTM 7~8
試験片形状	3.18mm DIA x 26.5mm Length		53mm DIA x 0.2mm t

② 初期真応力の算定

単軸試験片 $\sigma = \sigma_0 (1 + EL)$

σ_0 : Engineering Stress, EL: Engineering strain

二軸試験片 $\sigma = \sigma_0 (1 + E)^2$

E: Engineering Diametral strain

③ Fig 7: 二軸クリープ試験の1400 Fにおける平均クリープ速度のデータ(二点)は不確かさを含んでいる。

④ 低温照射では Precipitation が抑えられて、最小クリープ速度が大きくなるとみられる。

⑤ 試験の狙いは $\sim 10^4$ hr のクリープ破断特性を求めることであるが、会議で発表されたデータは 3000 hr 台までのものである。

[WADCOにおける討議]

Mr. Claudson, Mr. Barker et al

(1) WADCOのクリープ試験計画 ^{***}

試験方法	材料	熱処理	試験温度 (F)	照射温度 (F)	$\phi f(nvt)$
二軸(管) 試験 ^{**}	316	anneal	1000~1400	800~1200	0.1~1×10 ²³
		C.W.*	1000~1400	800~1200	0.1~1×10 ²³
単軸試験 ^{**}	304	anneal	1000, 1100	700~1100	0.01~0.3×10 ²³
	316	anneal	1000~1400	700~1100	0.01~0.3×10 ²³
		C.W.*	—	—	—

* いまのところデータなし

** { 単軸試験片(棒) 1950F anneal
 二軸試験片(管) as received

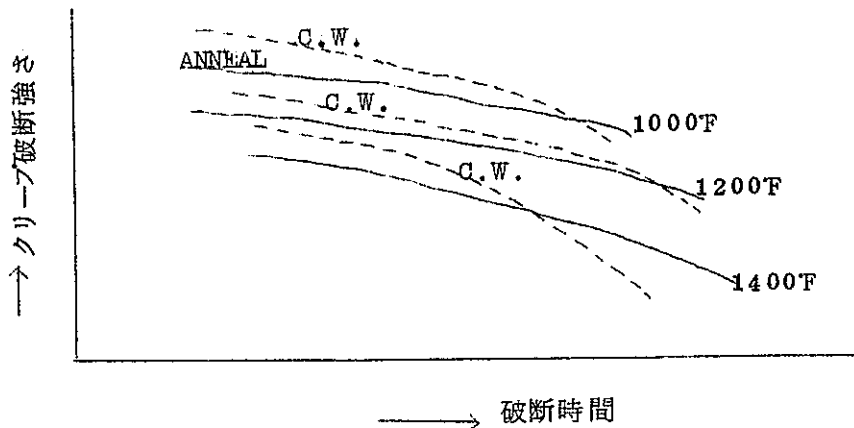
*** この外に In-pile creep test を計画している。

(2) 現在までの試験結果

添付図面 参照

(3) Cold work の効果について (Mr. Black burn)

現在のところ短寿命(高応力)領域で Cold work が照射後クリープ強さを上昇させるというデータが出ているが、長時間クリープ破断に関しては、Cold work 材の方が弱くなるのではないかという意見であつた。



(4) Anneal 材の照射後長時間クリープ破断強さについて (Mr. Black burn) 10^4 hr クリープ破断強さは $\frac{2}{3}$ 程度に低下すると推定している。

(5) ホットラボ内クリープ試験装置

単軸試験装置

名称: Ministress (or Miniaxis) 10台

A.N.S Meeting (Washington, Nov. 1970) で装置仕様発表の予定

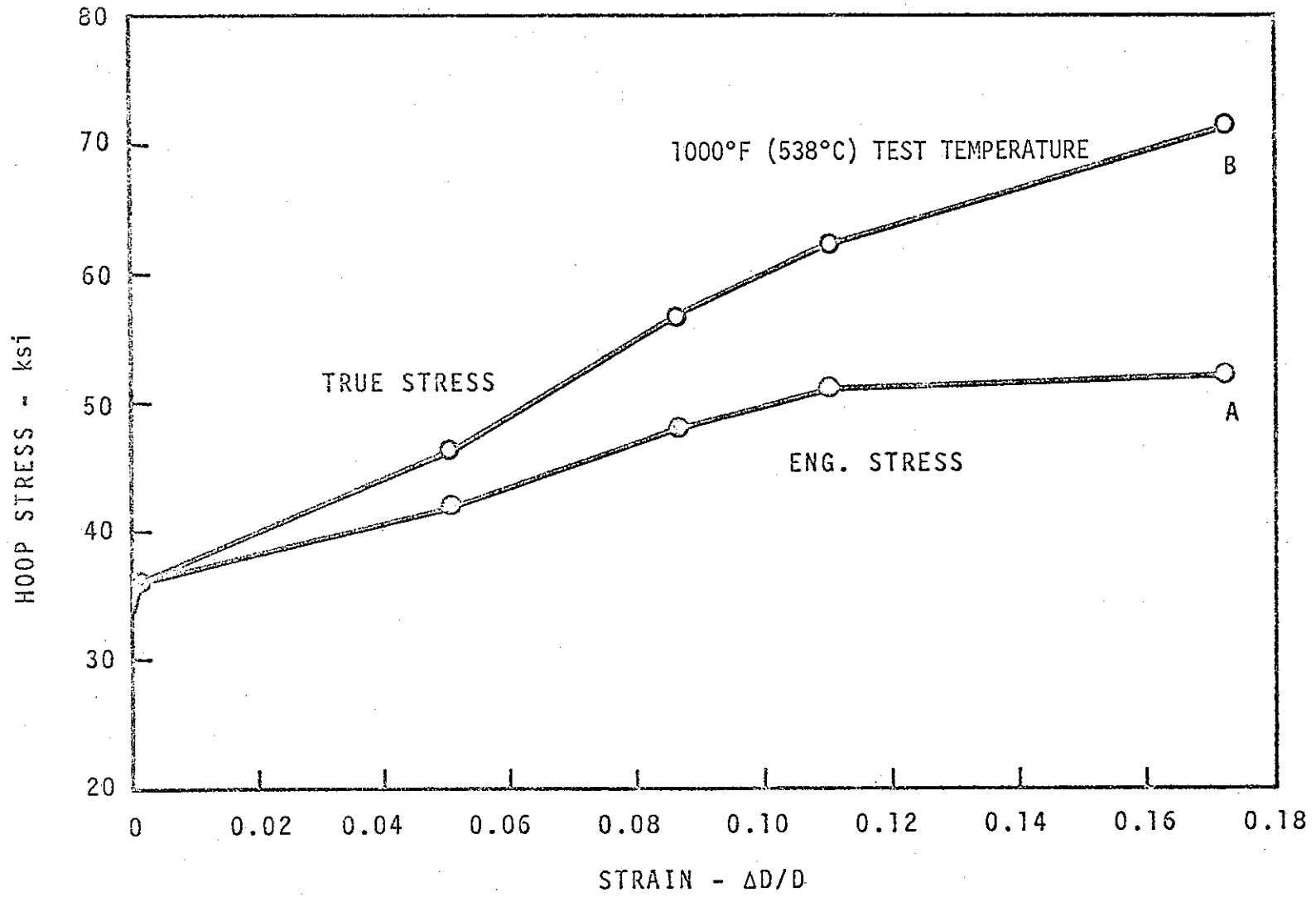


FIGURE 4-1. HOOP STRESS-STRAIN CURVE FOR 5.3 MM DIAMETER X 0.2 MM WALL AISI TYPE 316 STAINLESS STEEL TUBING SUBJECTED TO INTERNAL PRESSURE

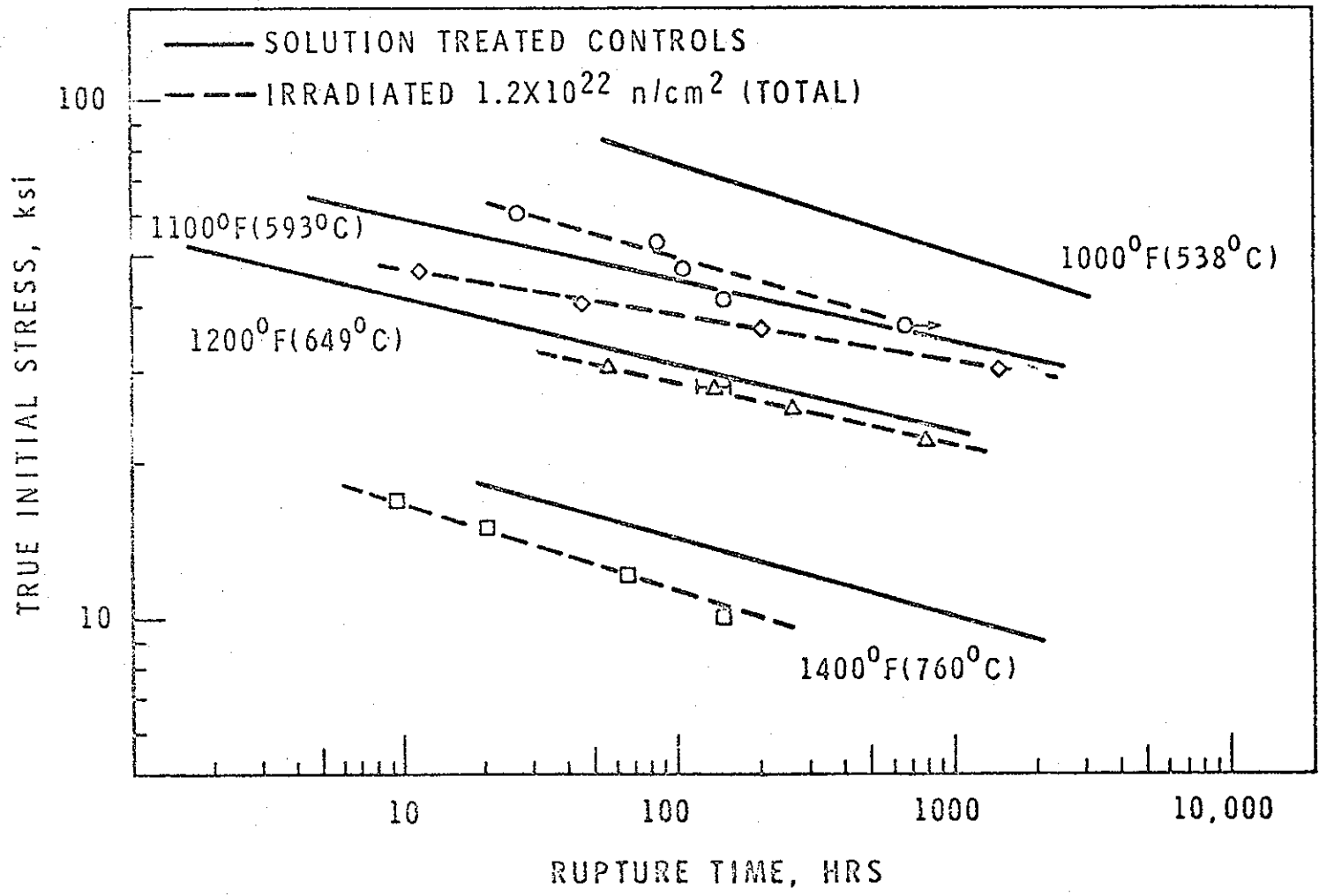


FIGURE 4-2. EFFECT OF EBR-II IRRADIATION ON THE RUPTURE LIFE OF AISI TYPE 316 STAINLESS STEEL DETERMINED IN UNIAXIAL TESTS

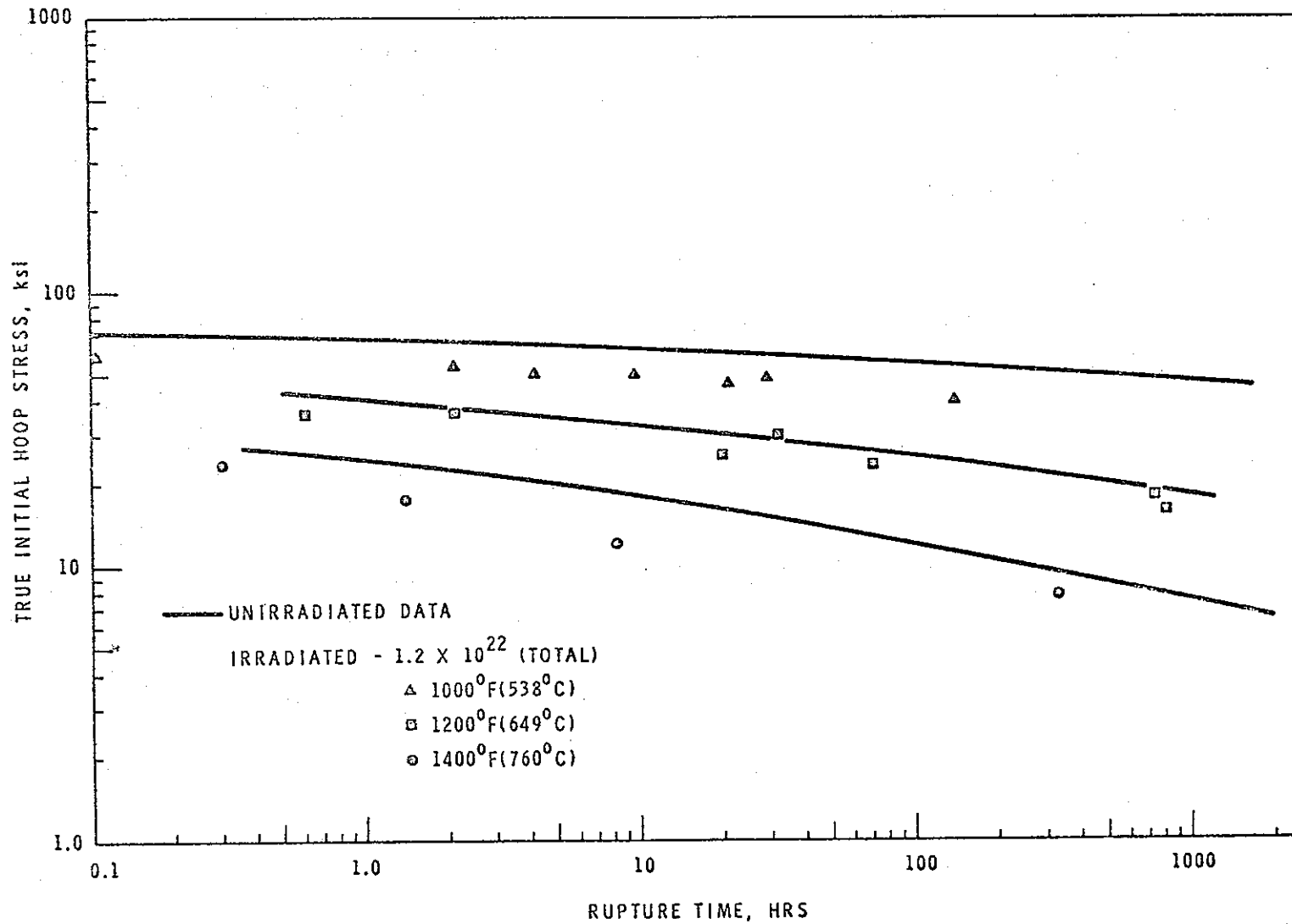


FIGURE 4-3. THE EFFECT OF EBR-II IRRADIATION ON THE RUPTURE LIFE OF AISI TYPE 316 STAINLESS STEEL DETERMINED IN BIAxIAL TESTS

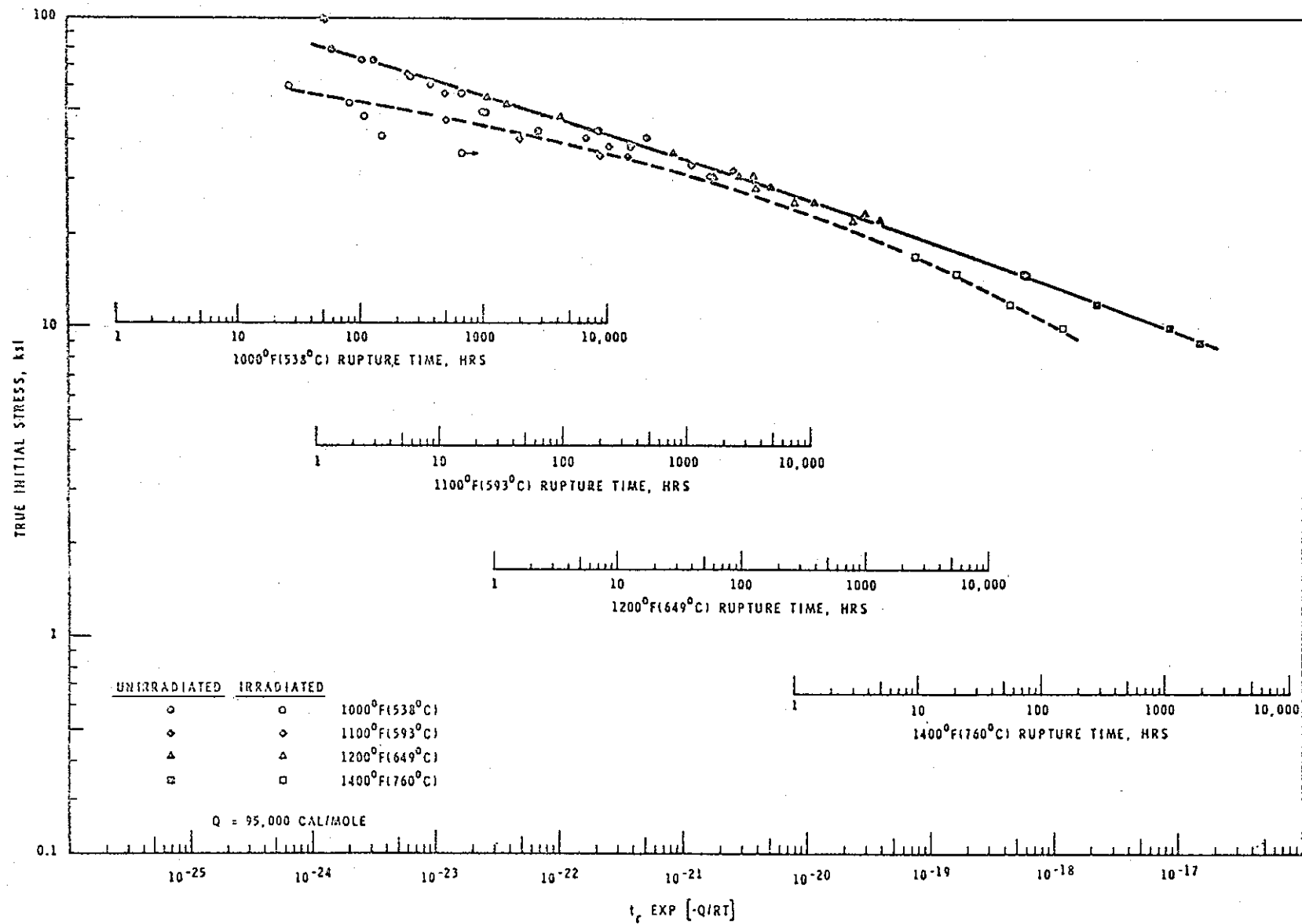


FIGURE 4-4. EFFECT OF EBR-II IRRADIATION ON THE THETA CORRELATION OF UNIAXIAL TEST RESULTS ON AISI TYPE 316 STAINLESS STEEL

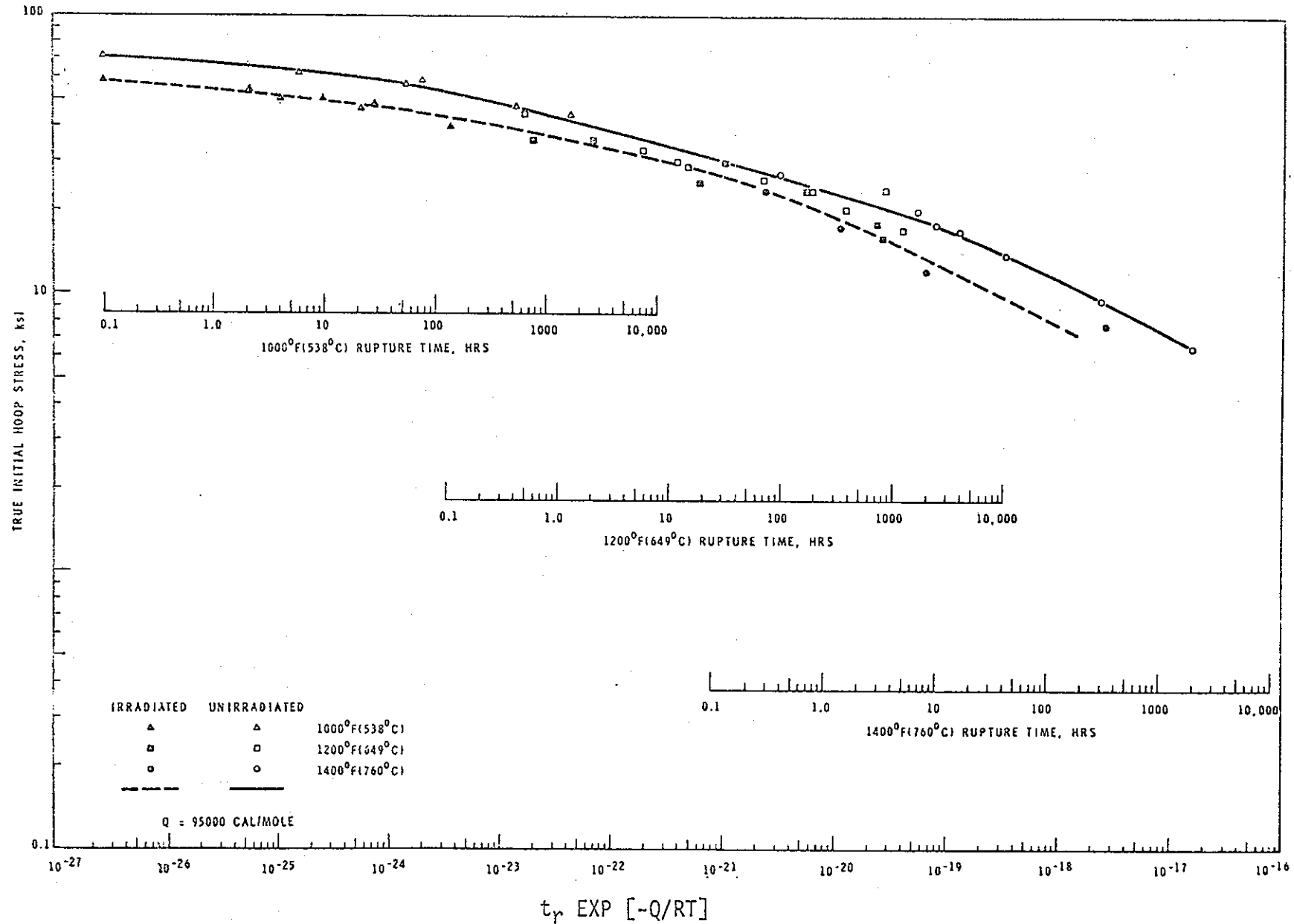


FIGURE 4-5. EFFECT OF EBR-II IRRADIATION ON THE THETA CORRELATION OF BIAXIAL TEST RESULTS ON AISI TYPE 316 STAINLESS STEEL

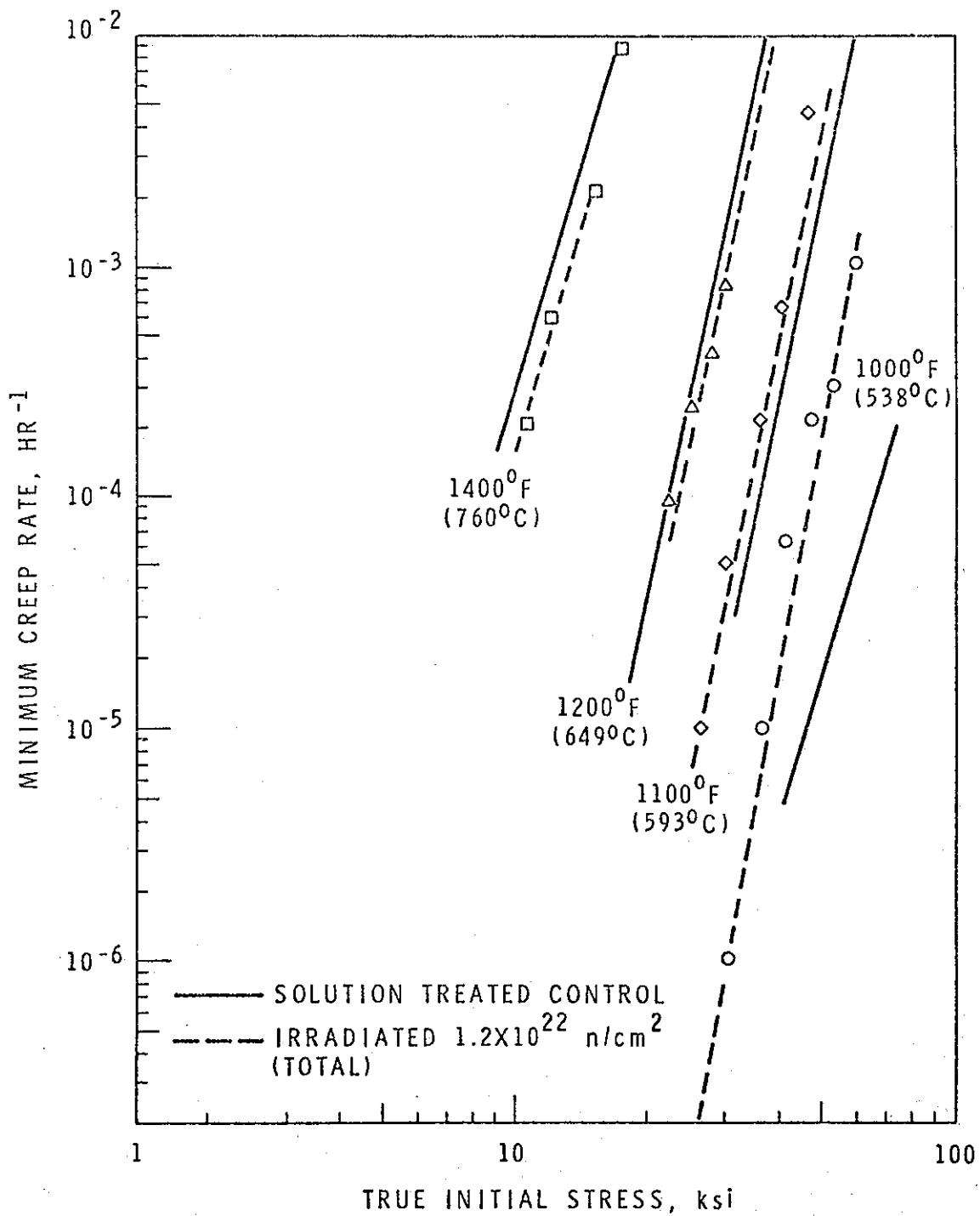


FIGURE 4-6. EFFECT OF EBR-II IRRADIATION ON THE MINIMUM CREEP RATE OF AISI TYPE 316 STAINLESS STEEL DETERMINED IN UNIAXIAL TESTS

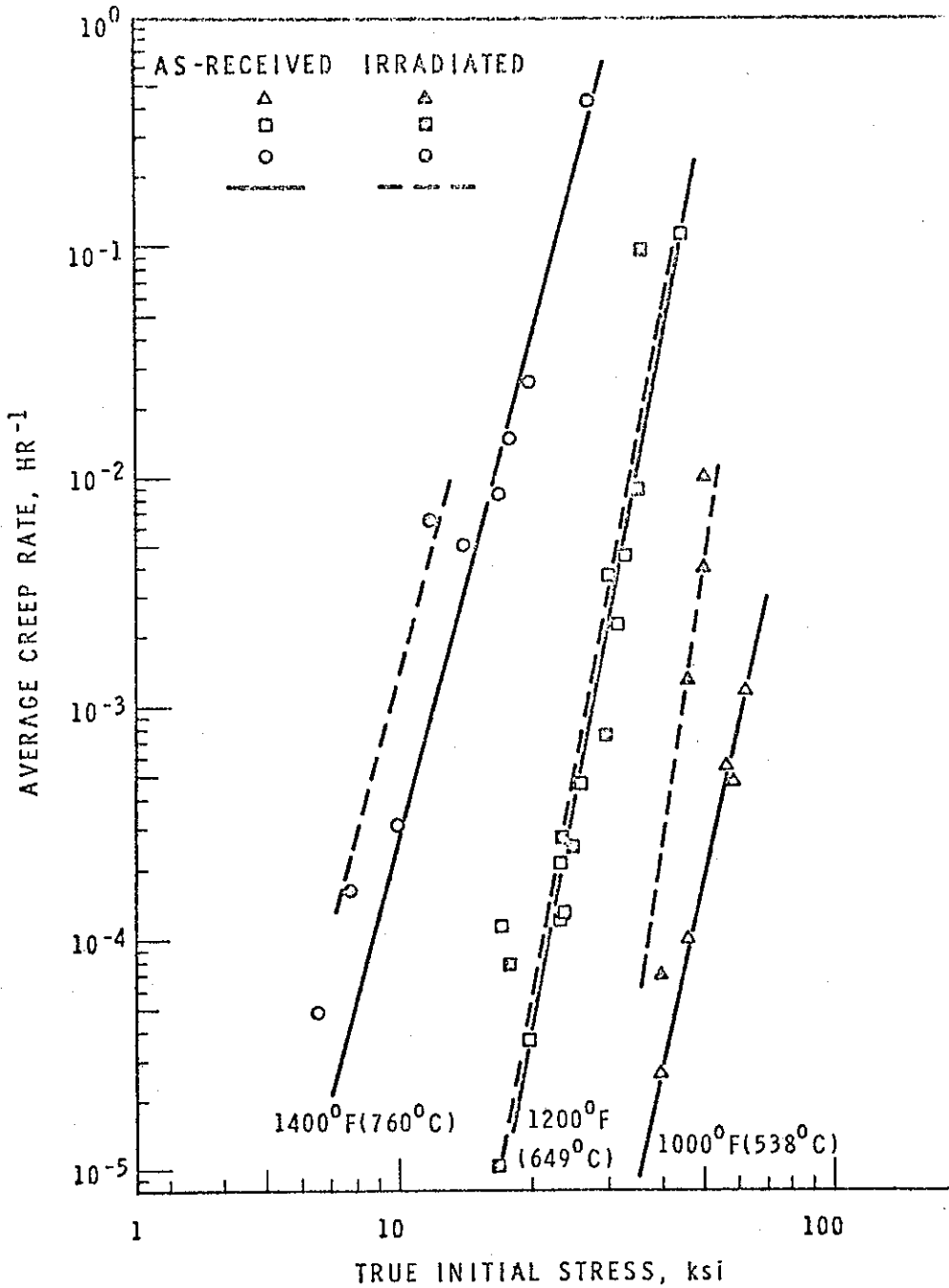


FIGURE 4-7. EFFECT OF EBR-II IRRADIATION ON AVERAGE CREEP RATE OF AISI TYPE 316 STAINLESS STEEL TUBE DETERMINED IN BIAXIAL TESTS

TABLE 4-I

CHEMICAL COMPOSITION OF AISI TYPE 316 STAINLESS STEELS
USED IN UNIAXIAL AND BIAXIAL CREEP-RUPTURE STUDIES

Element	Specimen Type		
	Uniaxial		Biaxial
	(a)	(b)	
C	0.057	0.052	0.081
Mn	1.80	1.72	1.51
P	0.024	0.012	
S	0.014	0.020	
Si	0.36	0.38	0.50
Ni	13.39	13.55	13.25
Cr	17.71	17.80	17.84
Mo	2.26	2.33	2.32
Cu	0.18	0.20	0.05
Co	0.13	0.14	
N ₂		0.041	0.039
V		0.04	
Ti		0.003	
Al		0.026	
B		0.005	
O ₂		0.0178	

(a) = Vendor Analysis

(b) = Independent Analysis

TABLE 4-II

UNIAXIAL CREEP-RUPTURE DATA FOR 316 STAINLESS STEEL IRRADIATED IN EBR-II^(a)
TO 1.2×10^{22} n/cm² (TOTAL) AT $\sim 900^\circ\text{F}$ (482°C)

Test Temp °C	Eng. Stress ksi	True Init. Stress, ksi		Minimum Creep Rate $\times 10^5$ (in/in/hr)		Rupture Time, Hrs		Total % Elongation	
		Irrad.	Control	Irrad.	Control	Irrad.	Control	Irrad.	Control
538	55	60.2	64.2	107.0	9.3	26.7	263	17.6	38.9
538	50	53.0	56.5	31.9	3.3	85.2	433	12.3	18.2
538	45	47.1	49.5	24.2	1.4/2.7	107.8	1032	5.8	15.4
538	40	41.1	43.1	6.3	0.8	149.6	2795	3.7 ^(b)	14
538	36	36.7	38.1	1.0	~ 0.27	>673.5 ^(c)			
538	30	30.5	30.6	~ 0.1	~ 0.06 ^(d)	On Test			
593	45	46.8	50.0	489.0	250.0	11.5	23	14.1	~ 25.1
593	40	40.6	43.3	68.6	4.4/34.2	45.5	~ 200	7.9	25
593	36	36.6	38.4	23.2	~ 26.7	202.8	236	8.0	20.9
593	30	30.2	31.3	4.7	~ 5.2 ^(d)	>1489 ^(c)			
593	26	26.1	26.7	0.9	~ 1.5 ^(d)	On Test			
649	30	30.3	31.1	~ 84.5	212.0	56.8	95		~ 50
649	28	28.1	28.8	~ 42.8	94.4	~ 130	168	~ 13 ^(b)	51
649	25	25.1	25.5	~ 25.0	63.8	262	375		66
649	22	22.1	22.2	10.1	15.9	~ 800	1295	~ 19 ^(b)	35
760	17	17	17.1	948	878	9.3	28	~ 8.8 ^(b)	72
760	15	15	15	~ 222.0	460/412	20.1	72	7.2	70
760	12	12	12	66	90.4	55.1	246	~ 4.5 ^(b)	64
760	10	10	10	23.2	28.5	146.5	1050	5.3	59

- (a) All tests in inert gas.
 (b) Estimated from creep curve.
 (c) Test stopped before rupture.
 (d) Extrapolated value.

TABLE 4-III

BIAXIAL STRESS-RUPTURE DATA FOR AISI TYPE 316 STAINLESS STEEL

Test Temp °C	Hoop Stress, ksi		Rupture Time, Hrs	Ductility ($\Delta D/D$ %)	Average Creep Rate $\times 10^5$ in/in/hr
	Eng.	Tr. Init.			
538	52.0	71.0	0.1	N.A.	N.A.
538	51.0	62.0	6.0	17.0	117.
538	49.0	58.7	79.	21.0	46.8
538	48.0	56.7	55.	14.0	54.6
538	42.0	46.7	545.	13.0	10.1
538	38.0	44.8	1681.	8.7	2.56
649	38.5	44.0	0.5	16.5	1120.
649	31.5	33.0	5:8	6.2	450.
649	30.0	31.4	12.	5.8	225.
649	29.0	30.0	15.	8.6	370.
649	25.5	26.0	70.	4.8	46.
649	23.5	24.0	875.	13.0	127.
649	20.0	20.0	385.	1.9	3.6
649	18.0	18.0	3470.	6.7	1.93
649	17.0	17.0	1230.	14.3	115.
760	26.0	27.0	0.4	24.0	4350.
760	19.8	20.0	6.8	19.2	2000.
760	18.0	18.0	10.0	15.0	1400.
760	17.0	17.0	16.	13.9	800.
760	13.9	13.9	42.	21.5	512.
760	9.6	9.6	300.	9.1	31.
760	6.5	6.5	1981.	9.6	4.8

TABLE 4—IV

BIAXIAL STRESS-RUPTURE DATA FOR AISI TYPE 316 STAINLESS STEEL
IRRADIATED IN EBR-II TO 1.2×10^{22} n/cm² (TOTAL) AT $\sim 900^\circ\text{F}$ (482°C)

Test Temp °C	Eng. Hoop* Stress, ksi	Rupture Time, Hrs	Ductility ($\Delta D/D$, %)	Average Creep Rate $\times 10^5$ in/in/hr
538	58.3	0.1	3.3	--
538	54.0	2.2	N.A.	N.A.
538	50.0	4.1	4.3	1000.
538	50.0	9.6	3.8	397.
538	49.0	29.	N.A.	N.A.
538	46.0	22.	2.9	132.
538	40.0	140.	1.0	10.
649	36.0	0.6	9.7	9744.
649	36.0	2.1	1.9	905.
649	30.0	32.	2.4	75.
649	25.2	20.	0.5	25.
649	23.5	70.	1.9	27.
649	18.0	739.	5.7	7.7
649	16.0	820.	0.9	1.0
760	23.5	0.3	N.A.	N.A.
760	17.5	1.4	N.A.	N.A.
760	12.0	8.2	5.3	646.
760	7.8	330.	5.3	16.

* Engineering and true stress assumed to be the same for irradiated tubes.

5. - 付 録 -

ジルコニウム合金関係の講演概要

CANDU-PHW 動力炉の条件で照射した冷間加工

ZIRCALOY-2 圧力管の治金的性質

W.J. Langford, Atomic Energy of Canada, Ltd

[会議ノート]

1. 照射条件

	EFPD	HOOP STRESS (ksi)	Temp	nvt
(1) NPD	1240	10.5	252 ~273C	1.2×10^{21}
(2) NPD	1240	10.5		
(3) Douglas Pt Tube	458	14.0		
(4) Pickering	148	13.5~16.9		
(5) NPU (Loop 1~5)	50	17.2		

2. 照射後試験

(1) 試験方法

Burst Test with slit [UKAEA(Nichols) Method]

(2) 試験結果

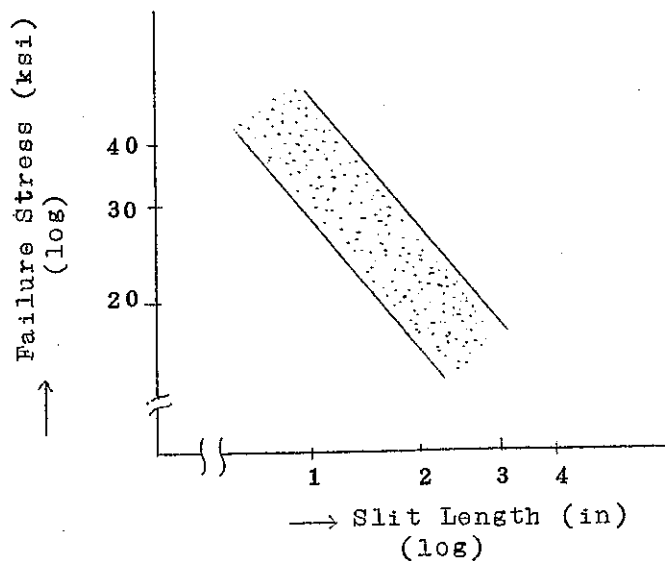


Fig 5-1 Post-irradiation Fracture Toughness

3. Oxidation

Oxidation Thickness in Experiment \approx 14 microns
↓
Estimated Oxidation Thickness \approx 200 microns
under CANDU-PHW Condition (H₂ : 200ppm)
(Extrapolation)

4. ま と め

- 実用の圧力管の外面に実際に $\frac{1}{2}$ インチのクラックが存在していたが、propagateしなかつた。
- 照射効果を考慮して、設計基準としての限界クラック長さを3インチとしている。

ジルコニウム合金被覆管の単軸および二軸試験における機械的性質
に及ぼす中性子照射の効果

D.G. Hardy, Atomic Energy of Canada Ltd

[会議ノート]

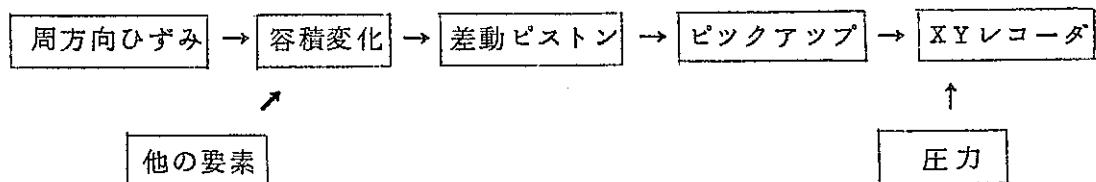
1. Burst Testについて

(1) 試験方法

Hydraulic burst test

試験温度：20℃および300℃

ひずみ測定法：



(2) 試験結果：下図のように低強度領域での一様伸びの照射による減少が著しいようである。

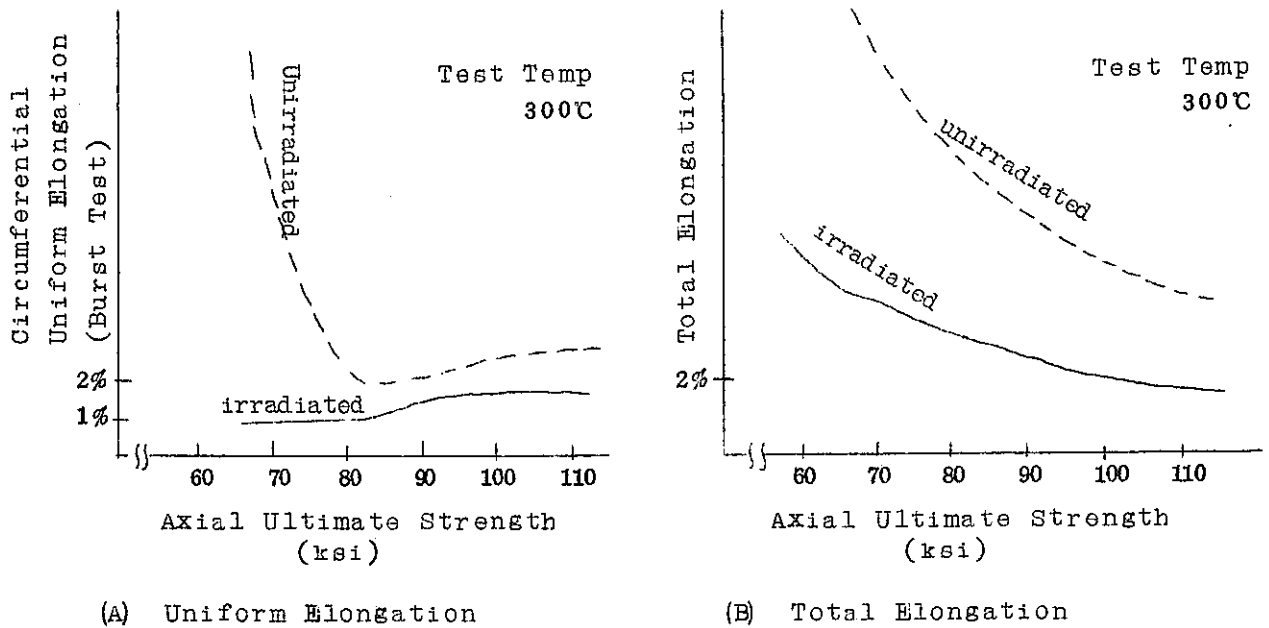


Fig 5-2 Sketch of the Slides Shown at the conference
Indicating the Effect of Irradiation on the Elongation
of Zirconium Alloy.

2. Ring Test について

破断のモードは Shear mode であつた。



3. 結晶粒度について

- (1) 照射による一様伸びの減少に及ぼす結晶粒度の影響はあまり大きくない。
- (2) 下図に示すように照射後の 0.2% offset stress と 結晶粒度の関係は、試験方法によつて異なる。

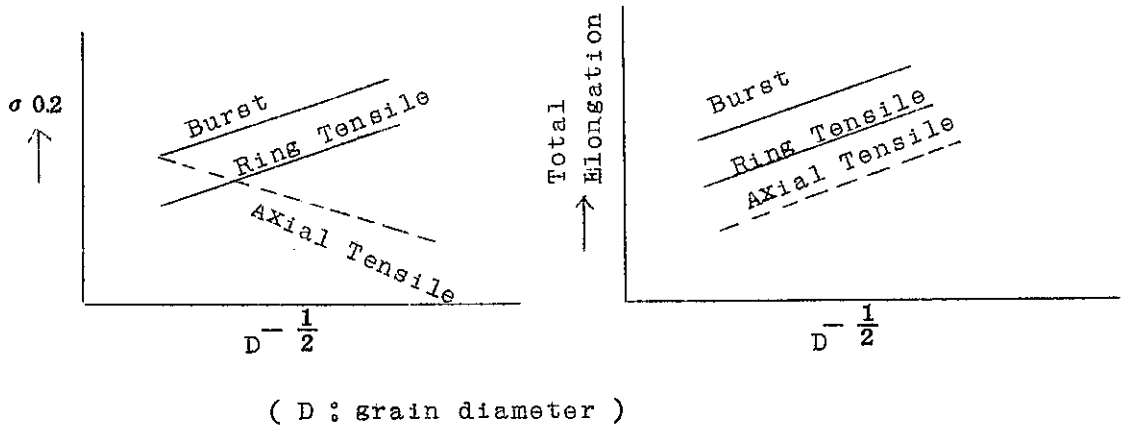


Fig 5-3 Post Irradiation Yield Stress and Total Elongation vs. Grain Size.

The Influence of Neutron Irradiation on the Dimensional Stability of Zircaloy-2, Stainless Steel and Nickel.

(Abstract not available)

J.E. Harbottle, Berkeley Nuclear Lab.

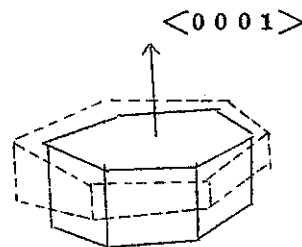
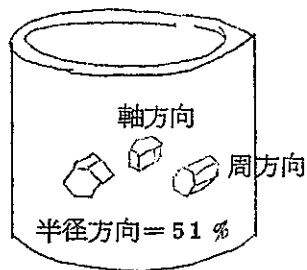
ZIRCALLOY-2, ステンレス鋼およびニッケルの寸法安定性に及ぼす中性子照射の影響

Harbottle 欠席

代講 _____ (UKAEA)

[会議ノート]

- ① 本講演の対象が表題に反し, ZIRCALLOY-2 のみであることが述べられた。
- ② ZIRCALLOY-2 Tube の Texture Distribution は下図のとおり。



③ Instantaneous Grow Rate G :

$$G = \frac{1}{QT} \cdot \frac{dE}{d(\phi t)} = \frac{2}{\sqrt{3}} \cdot \frac{1}{\frac{Q}{T}\phi} [(\dot{E}_i - \dot{E}_s)^2]^{1/2}$$

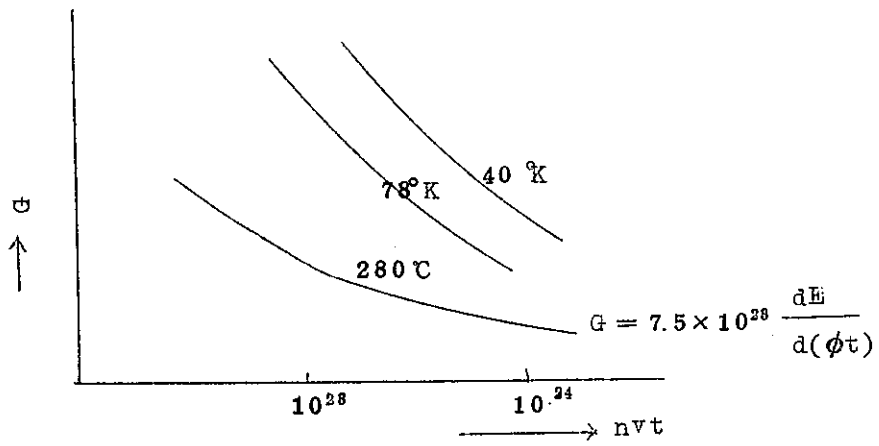


Fig 5 - 4

— 以 上 —