

原子炉容器及び炉内構造物の照射損傷の調査

SUS304母材及び溶接部並びにインコネル718の
引張, クリープ, 疲れ及びクリープ-疲れ特性

区 分 変 更	
変更後資料番号	PNC TN 942 79-04
決議年月日	平成 10 年 3 月 26 日

1979年7月

動力炉・核燃料開発事業団

・この資料は動燃事業団の開発業務を進めるため限られた関係者だけに配布するものです。
したがってその取扱いには充分注意を払って下さい。なお、この資料の供覧、複製、転載
引用等には事業団の承認が必要です。

原子炉容器及び炉内構造物の照射損傷の調査

SUS304母材及び溶接部並びにインコネル718の
引張, クリープ, 疲れ及びクリープ-疲れ特性

鈴木和久* 谷 賢*
佐々木澄男* 新谷聖法*
蟹川昌也*

要 旨

高速原型炉「もんじゅ」用原子炉容器及び炉内構造物の設計にあたって、構造材料の機械的性質に及ぼす中性子照射の影響を考慮する必要がある。本報は原型炉準備室の依頼に基づき、SUS304母材及び溶接部（溶接金属、溶接継手）並びにインコネル718の中性子照射による機械的性質の変化に関する調査結果をまとめたものである。

調査項目は引張試験、クリープ試験、疲れ試験及びクリープ-疲れ試験とした。原子炉容器及び炉内構造物は使用中照射効果のほか、長時間高温にさらされることによる熱履歴効果も受けるので、これについても調査した。SUS304についての主な結果は次の通りである。

- (1) 照射材、熱履歴材ともに全般にデータがきわめて不足しており、現状では照射効果、熱履歴効果を正確に把握することは不可能である。
- (2) 溶接部の引張特性に及ぼす照射効果は母材の場合に比べて小さいようである。
- (3) 母材のクリープ破断強度は照射により低下するが、溶接部では照射の影響をあまり受けない。
- (4) 溶接部の疲れ特性に及ぼす照射効果はそれほど顕著でないようである。
- (5) 母材及び溶接部のクリープ-疲れ寿命は照射により低下する。
- (6) 熱履歴効果により引張試験における伸びは低下する。その傾向は母材より溶接部で顕著である。
- (7) 母材、溶接部とも熱履歴によりクリープ破断寿命が低下する場合が多い。
- (8) 母材の疲れ寿命は熱履歴により増加する。

* 大洗工学センター，燃料材料試験部，照射材料試験室

Literature Survey of Radiation Damage
on Reactor Vessel and Internal Structures

Tensile, Creep, Fatigue and Creep-Fatigue Properties
of Type 304 Base Metal and Weld Materials
and of Inconel 718

Kazuhisa Suzuki*, Satoshi Tani*,
Sumio Sasaki*, Kiyonori Alatani*,
and Masaya Kanikawa*

Abstract

To design the reactor vessel and the internal structures for proto-type fast reactor "MONJU", it is necessary to regard the radiation effects on mechanical properties of structural materials. So, radiation effects on mechanical properties of Type 304 stainless steel base metal and weld materials (weld metal or welded joints) and those of Inconel 718 were compiled.

Tensile, creep, fatigue and creep-fatigue properties were surveyed. Except radiation effects, aging effects were also included in this survey, because structural materials are exposed to high temperature during operation. The results on Type 304 stainless steel are summarized as follows.

- (1) Generally, as data on irradiated or aged materials are extremely limited, it is impossible to recognize radiation or aging effects correctly.
- (2) Radiation effects on tensile properties of weld materials seem to be smaller than those of base metal.

* Material Monitoring Section, Fuel and Material Division, O-arai Engineering Center, PNC.

- (3) Creep rupture strengths of base metal decrease after irradiation, but those of weld materials are not remarkably affected .
- (4) Radiation effects on fatigue properties of weld materials seem not to be so significant .
- (5) Creep-fatigue lives of base metal and weld materials decrease after irradiation .
- (6) Tensile elongation decreases after aging . This tendency is enhanced in weld materials .
- (7) Creep rupture lives of base metal and weld materials sometimes decrease after aging .
- (8) Fatigue life of base metal increases after aging .

目 次

1. まえがき	1
2. 文献調査	2
2.1 調査の目的と範囲	2
2.2 調査の方法	3
3. 調査結果	4
3.1 SUS304 照射材の引張試験データ	4
3.1.1 母材	4
3.1.2 溶接部	4
3.2 SUS304 照射材のクリープ試験データ	6
3.2.1 照射後クリープ試験データ	6
3.2.2 インパイルクリープ試験データ	10
3.3 SUS304 照射材の疲れ試験データ	12
3.3.1 母材	12
3.3.2 溶接部	12
3.4 SUS304 照射材のクリープ-疲れ試験データ	13
3.4.1 母材	13
3.4.2 溶接部	14
3.5 SUS304 熱履歴材の引張試験データ	15
3.6 SUS304 熱履歴材のクリープ試験データ	19
3.7 SUS304 熱履歴材の疲れ試験データ	20
3.8 インコネル718 照射材及び熱履歴材の試験データ	20
4. あとがき	23
5. 参考文献	24

List of Tables

Table 1 Number of Data Points (Tensile Properties,
 Weld Metal or Welded Joint) 27

List of Figures

Fig. 1 Tensile Properties as a Function of Test
 Temperature (Welding Process : SMA) 28

Fig. 2 Tensile Properties as a Function of Test
 Temperature (Welding Process : SA) 33

Fig. 3 Tensile Properties as a Function of Fluence
 (350°C, Total) 38

Fig. 4 Tensile Properties as a Function of Fluence
 (450°C, Total) 43

Fig. 5 Tensile Properties as a Function of Fluence
 (500°C, Total) 48

Fig. 6 Tensile Properties as a Function of Fluence
 (500°C, > 0.1 MeV) 53

Fig. 7 Tensile Properties as a Function of Fluence
 (550°C, > 0.1 MeV) 58

Fig. 8 Post-Irradiation Creep Rupture Strength of
 Type 304 Stainless Steel at 538°C 63

Fig. 9 Post-Irradiation Creep Rupture Strength of
 Type 304 Stainless Steel at 593°C 65

Fig. 10 Post-Irradiation Minimum Creep Rate of
 Type 304 Stainless Steel at 538°C 67

Fig. 11 Post-Irradiation Minimum Creep Rate of
Type 304 Stainless Steel at 593°C 69

Fig. 12 Post-Irradiation Creep Rupture Elongation
of Type 304 Stainless Steel at 538°C 71

Fig. 13 Post-Irradiation Creep Rupture Elongation
of Type 304 Stainless Steel at 593°C 73

Fig. 14 Post-Irradiation Creep Rupture Strength
of Type 304 Stainless Steel (Heat A, B, C) 75

Fig. 15 Post-Irradiation Creep Rupture Elongation
of Type 304 Stainless Steel (Heat A, B, C) 78

Fig. 16 Post-Irradiation Creep Rupture Strength of
Weld Metal at 593°C 81

Fig. 17 Post-Irradiation Creep Rupture Strength of
Weld Metal at 538°C 82

Fig. 18 Post-Irradiation Creep Rupture Strength of
Welded Joint at 538°C 83

Fig. 19 Post-Irradiation Minimum Creep Rate of
Weld Metal at 593°C 84

Fig. 20 Post-Irradiation Minimum Creep Rate of
Weld Metal at 538°C 85

Fig. 21 Post-Irradiation Minimum Creep Rate of
Welded Joint at 538°C 86

Fig. 22 Post-Irradiation Creep Rupture Elongation
of Weld Metal at 593°C 87

Fig. 23 Post-Irradiation Creep Rupture Elongation
of Weld Metal at 538°C 88

Fig. 24 Post-Irradiation Creep Rupture Elongation
of Welded Joint at 538°C 89

Fig. 25	Post-Irradiation Creep Rupture Strength of DIN 1.4948 Base Metal at 550°C	9 0
Fig. 26	Post-Irradiation Creep Rupture Strength of DIN 1.4948 Welded Joint at 550°C	9 0
Fig. 27	Post-Irradiation Minimum Creep Rate of DIN 1.4948 Base Metal at 550°C	9 1
Fig. 28	Post-Irradiation Minimum Creep Rate of DIN 1.4948 Welded Joint at 550°C	9 1
Fig. 29	Post-Irradiation Creep Rupture Elongation of DIN 1.4948 Base Metal at 550°C	9 2
Fig. 30	Post-Irradiation Creep Rupture Elongation of DIN 1.4948 Welded Joint at 550°C	9 2
Fig. 31	Post-Irradiation Creep Rupture Strength Ratio of Type 304 Stainless Steel as a Function of Fluence	9 3
Fig. 32	Post-Irradiation Creep Rupture Strength Ratio of Weld Metal or Welded Joint as a Function of Fluence	9 4
Fig. 33	Post-Irradiation Creep Rupture Strength Ratio of DIN 1.4948 Stainless Steel as a Function of Fluence	9 5
Fig. 34	Post-Irradiation Minimum Creep Rate Ratio of Type 304 Stainless Steel as a Function of Fluence	9 6
Fig. 35	Post-Irradiation Minimum Creep Rate Ratio of Weld Metal or Welded Joint as a Function of Fluence	9 7

Fig. 36	Multiaxial Stress-Rupture Properties of Unirradiated and Irradiated 16Cr-13Ni Stainless Steel Tubes at 600 and 700°C	98
Fig. 37	Multiaxial Stress-Rupture Properties of Unirradiated and Irradiated 20Cr-25Ni Stainless Steel Tubes at 600 and 700°C	99
Fig. 38	In-Pile Stress Rupture Strength of 5 Percent and 20 Percent Cold-Worked 16Cr-13Ni-Cb Steel at 720°C	100
Fig. 39	In-Pile Stress Rupture Strength of 5 Percent Cold-Worked 16Cr-16Ni-Cb Steel at 615 and 720°C	101
Fig. 40	In-Pile Stress Rupture Strength of 15 Percent Cold-Worked 15Cr-15Ni-Ti-B Steel at 615 and 720°C	102
Fig. 41	In-Pile and Post-Irradiation Creep Rupture Strength of DIN 1.4988 Stainless Steel	103
Fig. 42	In-Pile Creep Rupture Strength and Elongation of DIN 1.4988 Stainless Steel	104
Fig. 43	In-Reactor and Post-Irradiation Creep Rupture Strength of 20% Cold-Worked AISI316 Stainless Steel	105
Fig. 44	Irradiation Effects on the Fatigue Life of Type 308 Stainless Steel Weldment Material at 482°C	106
Fig. 45	Irradiation Effects on the Fatigue Life of Type 308 Stainless Steel Weldment Material at 593°C	107

Fig. 46 Effect of Fluence on the Fatigue Life of
Welded Joints at 482°C 1 0 8

Fig. 47 Effect of Fluence on the Fatigue Life of
Welded Joints at 593°C 1 0 9

Fig. 48 Irradiation Effects on the Fatigue Life of
Type 304 Welded Joints at 550°C 1 1 0

Fig. 49 Effect of Fluence on the Fatigue Life of
Welded Joints at 550°C 1 1 1

Fig. 50 Total Time to Failure vs Cycles to Failure
for Irradiated and Unirradiated Types 304
and 316 Stainless Steel Tested at 393°C 1 1 2

Fig. 51 Comparison of Creep and Fatigue Damage
Values Based on Actual Failure Data (t_r , N_f)
and ASME Code Case 1331-5 Allowable Values
of t_d and N_d with Code Allowable Damage
Sums "D" for Types 304 and 316 Stainless
Steel at 593°C (1100°F), in the Irradiated and
Unirradiated Condition 1 1 3

Fig. 52 Fatigue Behavior with Tensile Hold Times of
Irradiated and Unirradiated Type 304 Stainless
Steel in the Annealed, 11% Cold-Work and
Chilled-Swaged-Tempered (CST) Conditions 1 1 4

Fig. 53 Time to Fail versus Cycles to Fail Plot for
Irradiated and Unirradiated Type 308 Weld Metal
Tested at 593°C at a Total Strain Range of 1.0
Percent 1 1 5

Fig. 54	Effect of Aging Time on Tensile Properties of Reference Heat of Type 304 Stainless Steel, Aged and Tensile Tested at 593°C	1 1 6
Fig. 55	Comparison between Aging with and without Stress on Reduction of Area of the Reference Heat of Type 304 Stainless Steel	1 1 7
Fig. 56	Effect of Aging Temperature on Uniform Elongation of As-Received and Reannealed Type 304 Stainless Steel Aged for 10,000 hr and Tested at 593°C	1 1 8
Fig. 57	Effect of Aging Temperature on Uniform Elongation of As-Received and Reannealed Type 316 Stainless Steel Aged for 10,000 hr and Tested at 593°C	1 1 9
Fig. 58	Influence of Aging Temperature on Total Elongation of As-Received and Reannealed Type 304 Stainless Steel Aged for 10,000 hr and Tested at 593°C	1 2 0
Fig. 59	Effect of Aging Temperature on Total Elongation of As-Received and Reannealed Type 316 Stainless Steel Aged for 10,000 hr and Tested at 593°C	1 2 1
Fig. 60	Effect of Strain Rate on the Strength of Type 304 Stainless Steel-Aged and Tested at 800°F (427°C)	1 2 2
Fig. 61	Effect of Strain Rate on the Ductility of Type 304 Stainless Steel-Aged and Tested at 800°F (427°C)	1 2 3
Fig. 62	Effect of Strain Rate on the Strength of Type 304 Stainless Steel-Aged and Tested at 1000°F (538°C)	1 2 4
Fig. 63	Effect of Strain Rate on the Ductility of Type 304 Stainless Steel-Aged and Tested at 1000°F (538°C)	1 2 5
Fig. 64	Effect of Strain Rate on the Strength of Type 304 Stainless Steel-Aged and Tested at 1200°F (649°C)	1 2 6

Fig. 65	Effect of Strain Rate on the Ductility of Type 304 Stainless Steel-Aged and Tested at 1200°F (649°C)	1 2 7
Fig. 66	Effect of Stress on Tensile Properties of Aged Stainless Steels at Room Temperature	1 2 8
Fig. 67	Strength of Aged CRE Type 308 Weld Metal at 960°F	1 2 9
Fig. 68	Tensile Ductility of Aged CRE Type 308 Weld Metal at 960°F	1 3 0
Fig. 69	Influence of Thermal Aging at 1000°F (538°C) on the Strength of Type 308 Weld Metal	1 3 1
Fig. 70	Influence of Thermal Aging at 1000°F (538°C) on the Ductility of Type 308 Weld Metal	1 3 1
Fig. 71	Effect of Aging on Yield Strength of Type 304 Stainless Steel at 550°C ± 50°C	1 3 2
Fig. 72	Effect of Aging on Ultimate Tensile Strength Type 304 Stainless Steel at 550°C ± 50°C	1 3 3
Fig. 73	Effect of Aging on Uniform Elongation Type 304 Stainless Steel at 550°C ± 50°C	1 3 4
Fig. 74	Effect of Aging on Ruptured Elongation Type 304 Stainless Steel at 550°C ± 50°C	1 3 5
Fig. 75	Effect of Aging on Reduction of Area Type 304 Stainless Steel at 550°C ± 50°C	1 3 6
Fig. 76	Effect of Aging on Creep Rupture Life of Type 304 Stainless Steel	1 3 7
Fig. 77	Effect of Aging on Creep Rupture Life of Type 308 CRE Stainless Steel Weld Metal	1 4 0
Fig. 78	Effect of Aging on Creep Rupture Life of Type 304 Stainless Steel (Base Metal)	1 4 1

Fig. 79	Effect of Aging on Creep Rupture Life of Type 304 Stainless Steel (Weld Metal or Welded Joints)	1 4 2
Fig. 80	Effect of Aging on Fatigue Life of Type 304 Stainless Steel (Base Metal)	1 4 3
Fig. 81	Effect of Aging on Fatigue Life Type 304 Stainless Steel (Weld Metal)	1 4 4
Fig. 82	Pre-and Postirradiation Yield Strength of INC-718	1 4 5
Fig. 83	Pre-and Postirradiation Tensile Strength of INC-718	1 4 6
Fig. 84	Pre-and Postirradiation Elongation of INC-718	1 4 7
Fig. 85	Pre-and Postirradiation Reduction-of-Area of INC-718	1 4 8
Fig. 86	Tensile Properties of INC-718 as a Function of Total Neutron Fluence at 390 ~ 426°C	1 4 9
Fig. 87	Tensile Properties of INC-718 as a Function of Total Neutron Fluence at 593°C	1 5 0
Fig. 88	Tensile Properties of INC-718 as a Function of Total Neutron Fluence at 649°C	1 5 1
Fig. 89	Effects of Irradiation, Specimen Orientation and Test Temperature on the Strength of Weld Deposited INC-718	1 5 2
Fig. 90	Effects of Irradiation, Specimen Orientation and Test Temperature on the Ductility of Weld Deposited INC-718	1 5 3

Fig. 91 Effects of Irradiation, Specimen Orientation
and Test Temperature on the Reduction-of-Area
for Weld-Deposited INC-718 1 5 4

Fig. 92 Combined Effects of Thermal Aging and Neutron
Irradiation on the Strength of INC-718 1 5 5

Fig. 93 Combined Effects of Thermal Aging and Neutron
Irradiation on the Ductility of INC-718 1 5 6

Fig. 94 Combined Effects of Thermal Aging and Neutron
Irradiation on the Reduction-of-Area of INC-718 1 5 7

1. ま え が き

高速原型炉「もんじゅ」用原子炉容器及び炉内構造物の設計にあたっては、構造材料の機械的性質に及ぼす中性子照射の影響を考慮する必要がある。前報¹⁾では炉心支持板に着目し、SUS304及びSUS316ステンレス鋼母材の引張試験データ及び疲れ試験データを調査した。本報はこれに引き続いて、原型炉準備室の依頼に基づき、「もんじゅ」原子炉容器及び炉内構造物として考えられるSUS304及びインコネル718の中性子照射による機械的性質の変化に関する調査結果をまとめたものである。

調査対象材料としてはSUS304母材のほか溶接部（溶接金属、溶接継手）も含め、一部インコネル718についても調査した。調査試験項目は引張試験、クリープ試験、疲れ試験及びクリープ-疲れ試験とした。また、原子炉容器及び炉内構造物は使用中照射効果のほか、長時間高温にさらされることによる熱履歴効果も受けるので、熱履歴材についても調査した。以上の調査結果は「もんじゅ」設計に反映できるのみならず、一般的にSUS304母材及び溶接部の照射効果及び熱履歴効果を調査した資料としても活用できるものである。

2. 文献調査

2.1 調査の目的と範囲

高速原型炉「もんじゅ」用原子炉容器及び炉内構造物の設計にあたって必要なデータを調査することを目的とした。原子炉容器及び炉内構造物には主としてSUS304ステンレス鋼が用いられるが、炉心上部機構の一部にインコネル718が使われる可能性がありこれも調査対象に含めた。調査項目は設計上重要な引張試験データ、クリープ試験データ、疲れ試験データ、クリープ-疲れ試験データとした。また、構造材料は長時間にわたって高温で使用されるため、照射効果のほかに熱履歴効果も受けるので、これも調査範囲に含めた。SUS304母材の照射後引張試験データ及び照射後疲れ試験データは前報で調査済なので必要により引用するのに止めた。データとりまとめにあたっては「もんじゅ」設計以外にも、一般的に原子炉容器及び炉内構造物の設計、安全性の評価、照射後試験結果の解析、照射試験計画の立案などに幅広く利用できるよう配慮した。

調査範囲は下記の通りである。

1) 対象材料

SUS304ステンレス鋼母材及び溶接部（溶接金属、溶接継手）並びにそれに類するもの。（溶体化処理材）……………照射材及び熱履歴材
 インコネル718 …………… 照射材及び熱履歴材

2) 調査項目

引張試験データ	:	耐力, 引張強さ, 一様伸び, 破断伸び, 絞り
クリープ試験データ	:	応力-破断時間曲線
疲れ試験データ	:	破断繰返数
クリープ-疲れ試験データ	:	破断繰返数に及ぼす保持時間の影響

3) 照射条件

高速炉照射データを主体とするが、熱中性子炉照射データについても調べる。

4) 試験温度

原子炉容器及び炉内構造物の設計温度、使用温度を考慮して、400~550℃の

データを主体とするが、それ以外のデータも調べる。

2.2 調査の方法

照射材料試験室で実施した照射後試験データ、熱履歴試験データをすべて収録したほか、前報で調査した際入手しておいた文献を通読し、今回の調査対象とするものを選択した。文献調査に際しては、必ず原論文に立ち返って調べるようにし、レビューペーパー等から直接データを拾い出すことは避けた。同じデータが複数の文献に出ていることもあるので、データのダブリにも十分注意した。特殊な化学成分のもの（例えばTi添加材）特殊な試験片形状のもの、特殊な試験方法を採用しているものなどは除外した。前回調査したSUS304母材の引張試験データを除いて、照射材、熱履歴材のデータは少ないので、今回は電算機によるデータ処理は行わなかった。

3. 調査結果

3.1 SUS304 照射材の引張試験データ

3.1.1 母材

前報で述べたので省略する。

3.1.2 溶接部

1) 文献

米国における EBR-II 照射データは HEDL-TME 74-25²⁾ に収録されている。照射材料試験室で実施した JMTR 照射データ^{3) 4)} も重要である。

2) 整理の方針

原子炉容器及び炉内構造物で採用される溶接法は主としてサブマージアーク溶接（以下 SA と略記）と被覆アーク溶接（以下 SMA と略記）であるので、これらについての引張試験データを選び出した。溶接部の試験片採取方法、引張試験方法はまだ十分確立されておらず、試験機関によりまちまちであるが、溶接金属と溶接継手の 2 種類に大別して整理した。Table 1 に溶接部の引張試験データの数を示す。照射温度と試験温度の差が大きいと照射効果を正確に把握することができないので、原則として照射温度と試験温度の差が 50℃ 以内のデータを採用することとしたが、照射材のデータが非常に少ないため、それ以外のデータも参考とした。

3) 試験温度の影響

試験温度が引張特性に及ぼす影響を明らかにするために、HEDL-TME 74-25 に収録されている EBR-II 照射データのうち、前述の方針に沿うものを選んでグラフにプロットした。Fig. 1 に被覆アーク溶接（SMA）のデータ、Fig. 2 にサブマージアーク溶接（SA）のデータを示す。照射温度と試験温度の差が 50℃ 以内のデータを図中に Reliable Range として示した。

データが少ない上、バラツキが大きく、はっきりしたことは言えないが、350～550℃ の範囲では引張強さを除いて試験温度の影響はそれほど顕著で

はなく、むしろ照射量の影響が大きいようである。照射量が増加するとともに耐力、引張強さは増加し、一様伸び、破断伸びは減少する。絞りに関してははっきりした傾向がつかめなかった。

4) 照射量の影響

照射量が引張特性に及ぼす影響を明らかにするために、各試験温度におけるグラフを作成した。溶接部のデータは少ないので、前報でまとめた母材についてのグラフにオーバープロットすることにした。照射温度と試験温度の差が50℃以内のデータのみを採用した。

Fig. 3～5に350℃、450℃、500℃における照射データを全中性子照射量で整理して示す。これらはすべてEBR-II照射データであり、母材、被覆アーク溶接部及びサブマージアーク溶接部についてのデータが含まれる。

Fig. 6とFig. 7に500℃と550℃における照射データを $> 0.1 \text{ MeV}$ で整理して示す。これらにはEBR-IIとJMTRで照射したデータが含まれる。なお、溶接部のEBR-II照射データには $> 0.1 \text{ MeV}$ の照射量が明記されていないので、他の文献を参考にして全中性子照射量の70%を $> 0.1 \text{ MeV}$ の照射量とした。

データが少ないのではっきりしたことは分らないが、大体の傾向として下記のことを言える。

- (1) 受入材、照射材とも溶接部の耐力は母材の耐力に比べて高いが、照射による耐力の増加率は母材の場合に比べて小さい。
- (2) 溶接部の引張強さは受入材、照射材ともに母材の引張強さと大差がない。
- (3) 受入材、照射材とも溶接部の延性（一様伸び、破断伸び、絞り）は母材の延性に比べて低い。照射による延性の低下率は母材の場合に比べて若干小さい。

3.2 SUS304 照射材のクリーブ試験データ

3.2.1 照射後クリーブ試験データ

1) 文 献

SUS304の照射後クリーブ試験データはかなり少なく、かつ試験条件にも若干問題がある場合が多い。米国におけるEBR-II照射データはBNWL-1279⁵⁾に収録されている。これは高速炉照射データとして貴重なものであるが、照射温度より100℃以上高い温度で試験している場合がほとんどであり、データの信頼性に疑問がある。照射材料試験室で実施したJMTR 照射データ⁶⁾も熱中性子炉照射データであるという意味で高速炉にそのまま適用することはできない。ECNのデータ⁷⁾は照射温度と試験温度が一致しているという利点があるが、熱中性子炉照射データであること、DIN規格であること、TIG溶接を採用していることという欠点がある。溶接部についてはEBR-II照射データがHEDL-TME 74-25²⁾にまとまっており、上記のような欠点は少ない。

以上のように、高速炉用構造材料に適用する場合、従来の文献データは照射後クリーブ試験としても問題がある場合が多い上、後述するようにインパイルクリーブ試験結果と照射後クリーブ試験結果が一致するかどうかにはかなり疑問があり、これらの文献データの信頼性には問題があることを十分承知しておく必要がある。

2) 整理の方針

データが少ないので、まず各文献毎に調査目的に適合するデータを拾い出し整理した。照射温度と試験温度の差が50℃以内のデータはむしろ少なく、それ以外のデータも参考とせざるを得なかった。溶接部についてはサブマージアーク溶接と被覆アーク溶接による溶接金属と溶接継手を対象とした。

最後に採用した全てのデータを照射量を横軸、クリーブ破断強度の変化率又は最小クリーブ速度の変化率を縦軸とするグラフに整理した。

3) BNWL-1279

SUS304母材についてのEBR-II照射データがまとまっている。特徴としては高速炉照射データとして貴重であるが、照射温度が427℃、482℃と低く

これを538℃, 593℃で試験している点に問題がある。照射量は(0.24~1.15)×10²² n/cm² (Total)である。

Fig. 8~9にクリープ破断強度, Fig. 10~11に最小クリープ速度, Fig. 12~13に破断伸びを示す。結果をまとめると下記の通りである。

- (1) クリープ破断強度は照射によりかなり低下する。照射量が増加するに従って強度が低下する場合とほとんど変わらない場合とがある。
- (2) 最小クリープ速度は照射により増加する場合と減少する場合とがあり複雑な挙動を示す。
- (3) 破断伸びは照射量の増加とともにかなり低下する。

4) SN941 79-21

SUS304母材及び溶接継手をJMTRで照射したもので、国産材についてのデータとして貴重であるが、熱中性子炉照射データである点に注意が必要である。照射量は(1.6~2.4)×10²¹ n/cm² (>0.1MeV), 照射温度は580℃, 照射時間は約2200hrであり、これを主に500℃と550℃で試験している。

Fig. 14にクリープ破断強度, Fig. 15に破断伸びを示す。主な結果は次の通りである。

- (1) 母材のクリープ破断強度は照射により10%~20%低下する。溶接継手のクリープ破断強度の照射による低下は10%以下である。
- (2) 母材の破断伸びは照射により低下するが、溶接継手の破断伸びは全体的に低いため、照射による影響ははっきりしなかった。

5) HEDL-TME 74-25

SUS304溶接金属及び溶接継手についてのEBR-II照射データがまとまっている。高速炉照射データであること、多種溶接要領についてのデータがあること、照射温度と試験温度の差が比較的小さいことから、貴重なデータと言える。照射量は(0.2~0.8)×10²² n/cm² (Total), 照射温度は482℃と593℃, 試験温度は538℃と593℃である。そのうちサブマージアーク溶接

金属、被覆アーク溶接金属及び被覆アーク溶接継手についてのデータを収録した。

Fig.16～18にクリープ破断強度，Fig.19～21に最小クリープ速度，Fig.22～24に破断伸びを示す。主な結果は次の通りである。

- (1) 溶接金属のクリープ破断強度は照射によってほとんど変化しない場合と若干増加する場合がある。溶接継手のクリープ破断強度は長時間側で低下する。
- (2) 照射量が $0.6 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ (Total) 以上では，溶接金属及び溶接継手の最小クリープ速度はかなり低下する。
- (3) 溶接金属及び溶接継手の破断伸びは照射量の増加とともにかなり低下する。

6) EON-78-001

DIN1.4948 母材及び溶接継手をHFRで照射したもので，SUS304相当材であるがDIN規格であること，熱中性子炉照射データであることに注意する必要がある。照射量は 10^{19} n/cm^2 ($>0.1 \text{ MeV}$)と $5 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ ($>0.1 \text{ MeV}$)，照射温度と試験温度はともに 550°C である。溶接継手はTIG溶接継手である。

Fig.25～26にクリープ破断強度，Fig.27～28に最小クリープ速度，Fig.29～30に破断伸びを示す。結果をまとめると下記の通りである。

- (1) 母材及び溶接継手のクリープ破断強度は照射によりかなり低下する。低下率は母材のほうが大きい，照射量依存性はほとんど認められない。
- (2) 母材の最小クリープ速度は照射によりかなり増加する。照射量依存性はほとんど認められない。溶接継手の最小クリープ速度は照射により増加する場合と減少する場合とがあり複雑な挙動を示す。
- (3) 母材及び溶接継手の破断伸びは照射によりかなり低下する。

7) まとめ

上記文献データを照射量を横軸とするグラフに整理した。異なるクリープ特性を有する材料の照射効果を比較するためには，クリープ破断強度，最小

クリープ速度の絶対値ではなく、これらの変化率で整理する必要がある。そのため、クリープ破断強度比、最小クリープ速度比を下式で定義した。

$$\text{クリープ破断強度比} = \frac{\text{照射材のクリープ破断強度 (kg/mm}^2\text{)}}{\text{非照射材のクリープ破断強度 (kg/mm}^2\text{)}}$$

$$\text{最小クリープ速度比} = \frac{\text{照射材の最小クリープ速度 (\%/hr)}}{\text{非照射材の最小クリープ速度 (\%/hr)}}$$

Fig. 31 に SUS304 母材のクリープ破断強度比、Fig. 32 に SUS304 溶接金属及び溶接継手のクリープ破断強度比、Fig. 33 に DIN14948 母材のクリープ破断強度比を示す。Fig. 34 に SUS304 母材の最小クリープ速度比、Fig. 35 に SUS304 溶接金属及び溶接継手の最小クリープ速度比を示す。結果をまとめると下記の通りである。

- (1) SUS304 母材のクリープ破断強度は照射により低下する。低下率は (7~20)%程度であることが多く、照射量にはあまり依存しない。
(Fig. 31)
- (2) SUS304 溶接部のクリープ破断強度は照射により増加する場合と減少する場合がある。(Fig. 32)
- (3) DIN14948 母材のクリープ破断強度は 10^{19} n/cm^2 ($>0.1 \text{ MeV}$) の照射でも (20~30)%低下する。低下率は照射量にあまり依存しない。
(Fig. 33)
- (4) SUS304 母材の最小クリープ速度はかなり増加する場合とかなり減少する場合がある。照射量が増加すると最小クリープ速度は減少することが多い。
(Fig. 34)
- (5) SUS304 溶接部の最小クリープ速度も母材とほぼ類似した傾向を示す。
(Fig. 35)

ただし、前述のように照射後クリープとインパイルクリープとは本質的に違う。以上、照射後クリープ試験としても若干問題があるデータが多いので、上記結

果をそのまま設計に用いることは適当でない。

3.2.2 インパイルクリープ試験データ

1) インパイルクリープ試験と照射後クリープ試験

クリープ特性に及ぼす照射効果を調べる場合、通常は照射リグに試験片を組み込み、これを原子炉内で照射した後、クリープ試験を実施している。照射中は中性子が衝突することによる原子のはじき出し、 (n, α) 反応等によるヘリウム原子の生成などが起っているが、照射後クリープ試験ではこれらの動的過程は停止してしまふ。従って、厳密に言えば照射後クリープとインパイルクリープでは現象が異っており、理論的には両者の試験結果は一致しないのがむしろ当然である。

実際の構造物の使用状態を模擬するためには、勿論インパイルクリープ試験のほう望ましいが、これは技術的にも非常に難かしい上、多大な費用を要するので、現実的にはインパイルクリープと照射後クリープの関連性を調べた上で、照射後クリープ試験を中心に試験を実施せざるを得ない。

そこで今までに得られているインパイルクリープ試験結果を調査し、照射後クリープ試験結果との比較をした。

2) インパイルクリープ試験データ

SUS304溶体化処理材に対象を限定するとデータがほとんどないので、対象をオーステナイト系ステンレス鋼に拡げ、冷間加工材も対象とした。

Fig.36とFig.37に16Cr-13Ni及び20Cr-25Niステンレス鋼に関するLaueらの試験結果⁸⁾を示す。これは燃料被覆管を対象として、外径7mm、肉厚0.4mmのパイプに内圧をかけて、BR2で照射したもので、冷間加工度は10%である。その結果、照射量 $10^{20} \sim 5 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ ($>0.1 \text{ MeV}$) 破断時間100~3,000hrの範囲で600℃及び700℃におけるクリープ破断強度がかなり低下することが明らかとなった。低下率に照射量依存性はほとんど認められなかった。

Fig.38, Fig.39, Fig.40に16Cr-13Ni-Cb(5%及び20%冷間加工材)、16Cr-16Ni-Cb(5%冷間加工材)、15Cr-15Ni-Ti-B

(15%冷間加工材)ステンレス鋼に関するClossらの試験結果⁹⁾を示す。これも燃料被覆管を対象としたもので、外径6mm、肉厚0.4mmのパイプに内圧をかけて、BR2で照射したものである。その結果、照射量 $10^{20} \sim 5 \times 10^{21}$ n/cm² (>0.1MeV)、破断時間100~4,000hrの範囲で615℃及び720℃におけるクリープ破断強度がいずれも低下している。低下率は鋼種、冷間加工度、試験温度により異なる。照射量依存性は認められる場合と認められない場合もある。

Fig.41にSchaeferらがDIN14988に関するインパイルクリープ試験結果と照射後クリープ試験結果をラルソン・ミラーパラメータで整理したものを示す¹⁰⁾。Schaeferらは原子炉、照射量及び試験方法(インパイルクリープと照射後クリープ)が異っても、試験結果にはあまり影響がないとしている。

Fig.42にDIN14988に関するClossらの試験結果を示す¹¹⁾。これは外径7mm、肉厚0.4mmのパイプに内圧をかけて、BR2で照射したもので、照射量 $10^{20} \sim 5 \times 10^{21}$ n/cm² (>0.1MeV)、破断時間100~4,000hrの範囲で600℃及び700℃におけるクリープ破断強度及びクリープ破断伸びが低下することが明らかとなった。

SUS304溶体化処理材についてのデータがないこと、熱中性子炉照射データであること、試験温度が高いこと、薄肉管についての内圧クリープ試験結果であることなど問題点も多いが、以上の結果をまとめると、 $10^{20} \sim 5 \times 10^{21}$ n/cm² (>0.1MeV)程度の照射量では、インパイルクリープ試験でもクリープ破断強度はかなり低下し、その低下率は照射量にはあまり依存しないようである。

しかし、最近のアメリカにおけるAISI316ステンレス鋼(20%冷間加工材)における試験結果¹²⁾では、Fig.43に示すように照射後のクリープ破断強度は大巾に低下するのに対して、インパイルクリープ破断強度は逆にかなり上昇するという注目すべき結果が得られている。これはEBR-IIを利用して650℃において試験した結果であり、照射量は 6×10^{22} n/cm² (>0.1MeV)程度である。

従来試験結果との差が高速炉と熱中性子炉の差によるものか、照射量の差によるものなのか、他の原因によるものなのかは明確ではないが、今後

SUS304溶体化処理材についてのインパイクリーブ試験データを取得して、照射後クリーブ試験データとの対応を明確にしていく必要がある。

3.3 SUS304照射材の疲れ試験データ

3.3.1 母材

前報で述べたので省略する。

3.3.2 溶接部

1) 文献

米国におけるEBR-II照射データはASTM STP 570¹³⁾に収録されている。照射材料試験室で実施したJMTR照射データ¹⁴⁾も重要である。SUS304のデータが少ないため、DIN14948についてのHFR照射データ¹⁵⁾も参考とした。

2) 整理の方針

データが極端に少ないため、各文献毎に調査目的に適合するデータを拾い出し整理した。

3) 照射の影響

Fig.44, Fig.45に482℃, 593℃における溶接部の疲れ試験データを示す。これらはいずれもAerojetのデータで、EBR-II照射した被覆アーク溶接金属及び溶接継手についての引張圧縮疲れ試験結果である。波型は三角波で、ひずみ速度は 4×10^{-3} /secである。Fig.46, Fig.47には482℃, 593℃における上記試験結果を非照射材に対する照射材の寿命比で整理して示す。

データが少ないのではっきりしたことは言えないが、 1×10^{21} n/cm² (>0.1 MeV) 程度の照射では、482℃における溶接部の破断寿命はほとんど低下せず、高サイクル側ではむしろ増加するようである。一方、 1×10^{22} n/cm² (>0.1 MeV) 程度の照射では、593℃における溶接部の破断寿命は1/2以下に低下するようである。いずれの場合でもCode Case

1592 の設計曲線を上回っている。

Fig. 48 に 550℃ における SUS304 溶接継手 (サブマージアーク溶接) の疲れ試験データを受入材, 熱履歴材と比較して示す。これは照射材料試験室のデータで, J M T R で照射した材料についての引張圧縮疲れ試験結果である。波型は正弦波で, 繰返し速度は 0.07 Hz である。熱履歴 (550℃, ~1800 hr) により破断寿命はかなり増加するが, $(1.0 \sim 2.2) \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ ($>0.1 \text{ MeV}$) の照射により破断寿命がかなり低下し, その結果非照射材より若干破断寿命が低下するようである。

Fig. 49 に 550℃ における DIN 1.4948 溶接継手 (TIG 溶接) の熱履歴材に対する照射材の寿命比を示す。これは ECN のデータで, HFR で照射した材料についての引張圧縮疲れ試験結果である。波型は三角形で, ひずみ速度は $3 \times 10^{-3} / \text{sec}$ である。 $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($>0.1 \text{ MeV}$) の照射では破断寿命は低下せず, $5 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ ($>0.1 \text{ MeV}$) でも平均的には大きな寿命低下は見られない。

以上のように溶接部に関する照射材の疲れ試験データはきわめて少なく, 照射量の影響を把握することは現状では不可能である。しかし, 480℃~550℃ の範囲では, $\sim 1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ ($>0.1 \text{ MeV}$) 以下の照射量で, 疲れ特性に及ぼす照射の効果はそれほど顕著ではないようである。

いずれにしても照射材の疲れ試験データは全く不足しており, まず溶接部についての試験方法を確立し, 今後系統的に試験データを蓄積していく必要がある。

3.4 SUS304 照射材のクリープ-疲れ試験データ

3.4.1 母材

SUS304 照射材のクリープ-疲れ試験データは米国の Aerojet Nuclear Company のものしかなく, 非常にデータが不足している。

Fig. 50 に SUS304 及び SUS316 を EBR-II で照射した後のクリープ-疲れ試験結果¹⁶⁾を示す。照射量は $(0.17 \sim 6) \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ ($>0.1 \text{ MeV}$), 照射温度は 450℃ であり, これを 593℃ で試験している。ひずみ速度は $4 \times 10^{-3} / \text{sec}$, 保持時間は 0.01~5 hr である。非照射材のデータがなく熱履

歴材(400℃, 8760hr又は410℃, 3096hr)と比較している。Fig.50からSUS304では保持時間を長くすると照射による寿命低下が非常に大きくなることがわかる。照射量依存性は明らかではない。なお、保持時間が長い場合には熱履歴材ではSUS304のほうがSUS316よりすぐれているが、照射材ではSUS304のほうがSUS316より寿命低下が大きく、その結果、両者の差が少なくなる。

Fig.51に以上の試験結果をクリープ損傷と疲れ損傷で整理して示す。SUS304照射材ではASME Code Case 1331-5の設計曲線(Code Case 1592でも同じ)より下にデータが分布している。

Fig.52にSUS304をEBR-IIで照射後700℃で試験した結果¹⁷⁾を示す。溶体化処理材のデータは1点のみで、しかもそれに対応する受入材のデータがないため、はっきりしたことは分らない。

以上のようにSUS304照射材のクリープ-疲れ試験データは非常に不足しており、はっきりしたことは言えないのが現状である。前述のAerojetのデータも、450℃で照射した材料を593℃で試験しており、照射後試験として適切であるとは言えない。今後は系統的な照射後クリープ-疲れ試験を実施できるような体制を作っていくとともに、インパイル試験との対応づけも十分考慮していく必要がある。

3.4.2 溶接部

SUS304溶接部についての照射後クリープ-疲れ試験データは米国のAerojet Nuclear Companyのものしかなく、非常にデータが不足している。

Fig.53にCRE308溶接金属をEBR-IIで600℃で $(0.5\sim 1.1)\times 10^{22}$ n/cm² (>0.1MeV)まで照射後、593℃で試験した結果¹⁸⁾を示す。ひずみ速度は 4×10^{-3} /sec, 保持時間は0.01~0.5hrである。採取位置の影響を調べるため、溶接線に対して平行方向と垂直方向及び板厚に対して中心と表面近傍から試験片を採取している。

その結果、溶接金属では母材より保持時間の効果が少ないこと、溶接線に対して平行に採取した試験片のほうが垂直に採取したものより破断寿命が高いこと、

保持時間が長くなると板厚中心から採取した試験片のほうが表面近傍から採取したものより破断寿命が長くなることがわかる。照射により溶接金属の破断寿命は低下するが、保持時間の効果はあまり大きくない。

以上のようにデータが少なく、はっきりしたことは言えない現状であり、母材同様今後のデータの蓄積が必要である。

3.5 SUS304 熱履歴材の引張試験データ

1) 文 献

無応力下で熱履歴付与後、引張試験を行ったものとしては、ORNLのデータ¹⁸⁾がよくまとまっている。HEDLでは高速引張試験結果に及ぼす熱履歴の影響を調査している¹⁹⁾。応力下で熱履歴付与したものとしては、前述のORNLのほか、三菱重工のデータ²⁰⁾がある。溶接部についてはCRE308溶接金属に関するHEDLのデータが2件ある^{21) 22)}。照射材料試験室では「常陽」炉容器相当材の母材及び溶接継手について、応力下、無応力下で系統的な熱履歴試験を実施しており、本報でもその結果の一部を引用している。この結果が全部まとめれば、非常に貴重なデータになるものと思われる。

2) 整理の方針

データが少ないので、まず文献毎に整理した。最後に熱履歴温度 ($T(K)$) と熱履歴時間 (t) をラルソン・ミラー・パラメータ ($L.M.P = T(20 + \log t)$) で整理して、全般的な傾向を把握するよう努めた。

3) CONF751106¹⁸⁾

Fig.54にSUS304母材を593℃で10,000hrまで熱履歴付与後、593℃で試験した結果を示す。伸び、絞りは10hr付近から減少するのに対し、耐力は1,000hr付近から増加する。引張強さにはほとんど変化が見られない。延性の減少は結晶粒界への析出、耐力の増加は粒内への析出と対応するとしている。

Fig.55に応力下熱履歴が絞りに及ぼす影響を示す。593℃におけるこの材料の耐力は103MPaであるが、耐力付近あるいはそれ以上の応力を付与すると、熱履歴効果が非常に促進されることがわかる。

Fig. 56, Fig. 57にSUS304, SUS316の一樣伸びに及ぼす熱履歴温度の影響を示す。熱履歴時間は10,000hr, 試験温度は593℃である。ヒートによる差はあるが, SUS304では482℃までは伸びがあまり低下しない。これは炭化物の析出が482℃ではみられないことと対応している。一方, SUS316では482℃でも伸びがかなり低下し, 高温側での低下率も大きい。これはSUS316ではシグマ相が生成するためであろうと推測している。Fig. 58, Fig. 59にSUS304, SUS316の破断伸びに及ぼす熱履歴温度の影響を示すが, その傾向は一樣伸びの場合とほぼ一致している。

4) HEDL-TME 74-38¹⁹⁾

Fig. 60~65にSUS304熱履歴材についての高速度引張試験結果を示す。熱履歴温度は427℃, 538℃, 649℃, 熱履歴時間は1,000hr, 3,500hr, 10,000hrである。その結果, 427℃, 10,000hrまでではほとんど熱履歴効果はみられないこと (Fig. 60, 61), 538℃では高ひずみ速度側で伸びが若干熱履歴により低下するが, 大きな変化はないこと (Fig. 62, 63) がわかる。649℃でも耐力, 引張強さにはほとんど変化はないが, 伸びは高ひずみ速度側で若干低下し, 低ひずみ速度側では逆に増加する。(Fig. 64, 65)

5) 三菱重工技報²⁰⁾

Fig. 66に18-8Ti, 16-13Mo, 18-8ステンレス鋼の室温引張特性に及ぼす応力下熱履歴の影響を示す。熱履歴温度は650℃, 応力は10kg/mm²である。熱履歴温度, 応力ともかなり高いが, SUS304の場合, 応力があると熱履歴効果が促進される傾向がみられる。

6) HEDL-TME 74-25²⁾

Fig. 67, Fig. 68にCRE308溶接金属について熱履歴試験結果を示す。熱履歴温度と試験温度はともに516℃である。引張強さはほとんど変化しないが耐力は100hrでやや増加し, 3,000hrで再び増加する。(Fig. 67)伸び, 絞りも3,000hrまでほぼ一様に減少し, 10,000hrでは逆に若干増加する。21%程度あった一樣伸びが516℃, 3,000hrの熱履歴により7%まで減少することが

注目される。(Fig.68)

7) Welding Research Supplement ²⁾

Fig.69, Fig.70にCRE308溶接金属についての熱履歴試験結果を示す。熱履歴温度と試験温度はともに538℃である。HEDL-TME 74-25と比べて材料はほとんど同じであり、熱履歴温度、試験温度も大差がないにもかかわらず、両者の傾向にはかなり差がみられる。すなわち、耐力、引張強さは1,000hrでかなり低下し、長時間で多少回復するが熱履歴付与前の強度よりは低い。(Fig.69) 伸びは1,000hrで若干減少し、10,000hrまではほぼ一定である。(Fig.70)

8) まとめ

以上の文献データ及び照射材料試験室で実施中の熱履歴試験データをまとめるため、熱履歴温度T(K)と熱履歴時間t(hr)をラルソン・ミラー・パラメータ(L.M.P. = $T(20 + \log t)$)で整理した。異なる引張特性を有する材料の熱履歴効果を比較するため、試験結果を変化率で示した。例えば耐力の変化率は下式で定義される。

$$\text{耐力の変化率} = \frac{\text{熱履歴材の耐力} - \text{受入材の耐力}}{\text{受入材の耐力}} \times 100 (\%)$$

原子炉容器及び炉内構造物の設計温度に対応することとデータが比較的多いことから、試験温度が550℃±50℃の範囲のデータのみを選択した。熱履歴温度も原則として550℃±50℃としたが、一部482℃のデータも採用した。

Fig.71~75に整理した結果を示す。図中には参考のため、「常陽」炉容器運転温度、設計温度に対応する500℃, 131,500hr及び550℃, 131,500hr並びに「もんじゅ」炉容器運転温度、設計温度に対応する529℃, 210,240hr及び550℃, 210,240hrの位置を示した。

Fig.71~75の結果をまとめると下記の通りである。

- (1) 全般にデータのバラツキが大きいことから、熱履歴効果にはヒートによる差が大きいことがわかる。

- (2) 高温長時間側で母材の耐力は増加し、引張強さと伸びは減少する場合が多い。
- (3) CRE308の溶接金属では耐力が著しく増加し、伸びが著しく減少する。
- (4) 308溶接継手では引張強さが若干減少し、伸びがかなり減少する。伸びの減少は母材より大きく、CRE308溶接金属よりは小さい。

3.6 SUS304 熱履歴材のクリープ試験データ

1) 文献

母材についてはPNC⁶⁾とORNL¹⁸⁾のデータ, 溶接継手についてはPNC⁶⁾のデータ, 溶接金属についてはORNL²⁴⁾のデータがある。

2) 整理の方針

データが少ないので, まず文献毎に整理した。最後に熱履歴温度 ($T(K)$) と熱履歴時間 (t) をラルソン・ミラー・パラメータ ($L.M.P = T(20 + \log t)$) で整理して, 全般的な傾向を把握するように努めた。

3) 熱履歴の影響

Fig. 76(a)に580℃, 2,200hr熱履歴付与後のSUS304母材のクリープ破断寿命の変化率を示す⁶⁾。熱履歴によりクリープ破断寿命は低下する場合が多い。その傾向は試験温度が低いほど顕著であり, また短時間側で低下率が大きい。これは試験温度が熱履歴温度より十分高い場合, あるいは破断時間が熱履歴時間にくらべて十分長い場合には, 熱履歴による組織変化の寄与は小さくなることで説明できる。

Fig. 76(b)に482℃, 593℃, 649℃で最大10,000hr熱履歴後のSUS304母材の593℃におけるクリープ破断寿命の変化率を示す¹⁸⁾。短時間側を除くと, 熱履歴によりクリープ破断寿命は低下する場合が多い。その傾向は熱履歴温度が高いほど顕著である。長時間側で低下率が大きくなる傾向がみられるが, その理由は明確でない。

Fig. 76(c)に580℃, 2,200hr熱履歴付与後のSUS304溶接継手のクリープ破断寿命の変化率を示す⁶⁾。試験温度が500℃の場合には熱履歴によりクリープ破断寿命が低下するが, 600℃では逆にクリープ破断寿命が増加する。

Fig. 77に482℃, 593℃, 649℃で4,000hr, 10,000hr熱履歴付与後のCRE308溶接金属のクリープ破断寿命の変化を示す²⁴⁾。試験温度は熱履歴温度にあわせている。長時間側ではクリープ破断寿命はかなり低下する。482℃でも寿命がかなり低下することが注目される。長時間側で低下率が大きくなる傾向がみられるが, その理由は明確でない。

Fig. 78とFig. 79に母材と溶接部についてのデータをまとめて示す。熱履歴温

度 (T (K)) と熱履歴時間(t)をラルソン・ミラー・パラメータ ($L.M.P = T(20 + \log t)$) でまとめている。非常にバラツキが大きくてはつきりしたことは言えないが、母材、溶接部とも熱履歴によりクリープ破断寿命が低下する場合が多い。

引張試験の場合と異なり、熱履歴付与後のクリープ試験の意義は明確でない。すなわち、実際の構造材料でははじめから高温下で応力がかっており、途中から応力がかかるわけではないので、熱履歴材のクリープ試験結果との対応がつきにくい。しかし、高温下での安定性を判断する一応の目安になるほか、照射後試験において照射効果と熱履歴効果を分離して評価する場合には必要なデータとなる。

3.7 SUS304 熱履歴材の疲れ試験データ

1) 文 献

母材についてはPNC¹⁴, ANL²⁵, HEDL²⁶, Aerojet²⁷ のデータ、溶接金属についてはPNC¹⁴, Aerojet²⁷ のデータがある。

2) 整理の方針

熱履歴温度 (T (K)) と熱履歴時間(t)をラルソン・ミラー・パラメータ ($L.M.P = T(20 + \log t)$) で整理して、全般的な傾向を把握するよう努めた。

3) 熱履歴の影響

Fig.80, Fig.81 にSUS304 母材、溶接金属についての疲れ寿命の変化率を示す。試験温度と熱履歴温度は一致しており、550~600℃ の範囲に入っている。母材では一点を除いて全て疲れ寿命は増加する。溶接金属ではバラツキが大きく、はつきりしたことは言えない。

3.8 インコネル718 照射材及び熱履歴材の試験データ

1) 文 献

インコネル718照射材及び熱履歴材の試験データとしては、HEDLのデータ²⁸ しか見当らなかつた。これにはインコネル718母材及び溶接部をEBR-IIで照射し、照射後引張試験を行った結果が収録されている。一部熱履歴材についてのデータも含まれる。クリープ試験、疲れ試験データはない。

2) 整理の方針

文献が1つしかないので、これを要約することとした。

3) 照射の影響

供試材は板厚1/2インチのインコネル718母材，溶接金属及び溶接継手である。950℃，1/2hrの溶体化処理後，二段時効処理（717℃，8hr→620℃，10hr）されている。照射はEBR-IIで行われ，母材については照射量が $(0.55\sim 3.42)\times 10^{22}$ n/cm² (Total)，照射温度は390～404℃，593℃，649℃である。溶接金属及び溶接継手については，照射量が $(3.2\sim 3.4)\times 10^{22}$ n/cm² (Total)，照射温度が649℃である。

Fig. 82～Fig. 85に母材についての引張試験結果を試験温度で整理して示す。照射量と照射温度がパラメータとなっているので，この図からは一般的な傾向は把握しにくい。Fig. 86～Fig. 88に母材についての引張試験結果を照射量を整理して示す。ここでは照射温度と試験温度がほぼ一致したデータのみをプロットしており，正確に傾向が把握できる。Fig. 89～Fig. 91に溶接金属及び溶接継手についての引張試験結果を示す。

以上の結果をまとめると次の通りとなる。

- (1) 母材の耐力，引張強さは照射により若干低下する場合が多い。
- (2) 母材の伸び，絞りは非照射材でもかなり低いが，照射量が 10^{22} n/cm² (Total) に近ずくと急激に低下する。
- (3) 溶接金属，溶接継手の649℃における耐力，引張強さは $\sim 3\times 10^{22}$ n/cm² (Total) の照射により若干低下する。
- (4) 溶接金属，溶接継手の649℃における伸び，絞りは $\sim 3\times 10^{22}$ n/cm² (Total) の照射によりほとんどゼロになる。

4) 熱履歴の影響

供試材は板厚1/2インチのインコネル718母材であり，950℃，1/2hr溶体化処理後，717℃，8hr更に620℃，10hrの二段時効処理を施されている。熱履歴温度は649℃，熱履歴時間は1,000，4,000，10,000hr，試験温度は649

℃である。

Fig. 92~94 に試験結果を示す。その結果をまとめると次の通りとなる。

- (1) 母材の耐力, 引張強さは 4,000 hr で最大となり, 10,000 hr では受入材の値とほぼ等しくなる。
- (2) 母材の破断伸びは熱履歴により急激に増加するが, 一様伸びは 1,000 hr でかなり減少し, 10,000 hr で受入材の値まで回復するという複雑な挙動を示す。
- (3) 母材の絞りばちは熱履歴により急激に増加するが, 4,000 hr で最大となり, 10,000 hr ではそれより若干減少する。

4. あとがき

前報に引き続いて、SUS304及びインコネル718の照射効果、熱履歴効果について調査結果をとりまとめた、今回は調査範囲をクリープ試験、クリープ-疲れ試験に広げ、母材のほか溶接部についても調査した。その結果、前回調査したSUS304母材の照射後引張試験データ以外は全般にデータがきわめて不足しており、現状では疲れ特性、クリープ特性、クリープ-疲れ特性に関する照射効果、熱履歴効果を正確に把握することが不可能であることがわかった。そのため、少ないデータからできるだけ正確かつ有益な情報を引き出すよう努力したが、場合によっては単なる文献の要約に止らざるを得ない場合もあった。

今回の調査結果から、照射効果、熱履歴効果にはヒートの差が大きく、ヒートにより全く逆の傾向を示す場合もあることが判明した。このことは文献調査結果あるいは一般的なSUS304ステンレス鋼の試験結果をそのまま具体的な構造材料に適用することが困難であることを示している。

以上のことから、今後SUS304母材、溶接金属、溶接継手について系統的に照射試験を行い、引張試験、クリープ試験、疲れ試験、クリープ-疲れ試験データを蓄積していく必要性が痛感される。その際、照射温度と試験温度をできるだけそろえることは勿論、長時間強度試験の場合は特にインパネル試験と照射後試験との対応づけにも十分配慮する必要がある。なお、熱履歴効果も非常に重要であり、これについても系統的に引張試験、疲れ試験を行う必要がある。

今回の調査結果は前報とあわせて「もんじゅ」用原子炉容器及び炉内構造物の設計に役立つばかりでなく、一般的にSUS304母材、溶接部についての照射効果及び熱履歴効果を調査した資料として、照射試験計画及び熱履歴試験計画の立案、試験結果の解析、安全性の評価などに幅広く利用できる。

おわりに本報告書を作成するにあたり、貴重な助言をいただいた今仲主任研究員をはじめとする原型炉準備室の方々並びに構造材料Gr.江端研究員に謝意を表す。

5. 参 考 文 献

- 1) SUS304及びSUS316ステンレス鋼の照射損傷の調査—引張特性及び疲れ特性, SN942 79-02, 1979.
- 2) A. L. Ward : Austenitic Stainless Steel Weld Materials — A Data Compilation and Review, HEDL TME 74-25, 1974.
- 3) 「常陽」サーベイランスバックアップ試験—第1報 JMTR 照射炉容器材および溶接継手の短時間強度試験, SN941 79-06, 1979.
- 4) 高速実験炉用構造材料および溶接継手の照射後試験 (JMTR-SM(1), 70M-60P) —第1報 短時間強度試験, SN941 77-139, 1977.
- 5) A. J. Lovell : Uniaxial Creep — Rupture Studies of Types 304 and 316 Stainless Steels, BNWL-1279, P495, 1970.
- 6) 高速炉用構造材料及び溶接継手の照射後試験 (JMTR-SM(1), 70M-60P) —第2報 長時間強度試験, SN941 79-21, 1979.
- 7) B. van der Schaaf et al : Influence of Irradiation on Creep and Creep — Fatigue Interaction of Type 304 Stainless Steel, ECN-78-001, 1978.
- 8) H. J. Laue et al : Multiaxial In — Reactor Stress — Rupture Strength of Stainless Steels and a Nickel Alloy, ASTM STP 457, P390, 1969.
- 9) K. D. Closs and L. Schaefer : In — Pile Stress Rupture Strength of Three Stabilized Austenitic Stainless Steels, ASTM STP 529, P460, 1973.
- 10) L. Schaefer et al : Das mechanische Verhalten von Hüllrohren aus dem austenitischen Stahl X8CrNiMoVNb 1613 in verschiedenen Bestrahlungsexperimenten, European Conference on Irradiation Behaviour of Fuel Cladding and Core Component Materials, 3-5 December, 1974.
- 11) K. D. Closs and H. J. Laue : The In — Pile Creep Rupture Behavior of Certain Austenitic Steels and Nickel Alloys under Multiaxial Stress, KFK 1152, 1969.

- 12 DOE/PNC Fuel Specialists Meeting, June 12, 1978, Tokyo, Japan, SAO14 FWG 78-04(1)
- 13 G. E. Korth and M. D. Harper : Fatigue and Creep - Fatigue Behavior of Irradiated and Unirradiated Type 308 Stainless Steel Weld Metal of Elevated Temperatures, ASTM STP 570, P172, 1975.
- 14 高速炉用構造材料及び溶接継手の照射後疲れ試験, SN941 79-10, 1979.
- 15 B. van der Schaaf : Fast Reactor Programme, Irradiation Effects on the Mechanical Properties of 18Cr-11Ni Stainless Steel (DIN 14948, Type AISI 304SS), ECN-4, 1976.
- 16 C. R. Brinkman et al : Comparison of the Fatigue and Creep-Fatigue Properties of Unirradiated and Irradiated Type 304 and 316 Stainless Steel at 593°C (1100°F), ANCR-1078, 1972.
- 17 G. E. Korth and M. D. Harper : Effects of Cold Work on the Creep-Fatigue Behavior of Irradiated Stainless Steel, HEDL-TME 75-23, P-ANC-1, 1975.
- 18 V. K. Sikka et al : Effect of Thermal Aging on Tensile and Creep Properties of Types 304 and 316 Stainless Steels, CONF751106, 1975.
- 19 J. M. Steichen : Effect of Thermal Aging on the High Strain Rate Tensile Properties of Type 304 Stainless Steel, HEDL-TME 74-38, 1974.
- 20 三菱重工技報, Vol. 5, №6, P646~653.
- 21 J. M. Steichen and A. L. Ward : High Strain Rate Tensile Properties of Type 308 SMA Weld Metal, Welding Research Supplement, Vol. 54, №4, P130, 1975.
- 22 To be published
- 23 A. J. Lovell et al : Effect of Prior Creep Deformation on the Residual Tensile Properties of Unirradiated Austenitic Stainless Steels, WHAN-FR-40 1, 1971.
- 24 P. Patriarca : Fuels and Materials Development Program Quarterly

Progress Report for Period Ending March 31, 1975, ORNL-TM-4940, P219, 1975.

- 25) C. F. Cheng and C. Y. Cheng : Bilinear Representations of the Cyclic Stress - Strain Behavior 304 and 316 Stainless Steel from 800 to 1200°F, ANL-8002, 1974.
- 26) C. F. Cheng and C. Y. Cheng : Low - Cycle Creep - Fatigue Behavior of Types 304 and 316 Stainless Steel, HEDL-TME 72-64, P ANL-17, 1972.
- 27) C. R. Brinkman and G. E. Korth : Heat-to-Heat Variations in the Fatigue and Creep-Fatigue Behavior of AISI Type 304 Stainless Steel and the Fatigue Behavior of Type 308 Stainless Steel Weld Material, ANOR-1097, 1973.
- 28) A. L. Ward et al : Thermal and Irradiation Effects on the Tensile Properties of Inconel 718 Base and Weld Metal, HEDL-TME 75-95, P HEDL-82, 1975.

Table 1 Number of Data Points (Tensile Properties, Weld Metal or Welded Joint)

Ref.	Reactor	Neutron Energy	Welding Procedure		Type of Specimen	Test Temperature ($\pm 25^{\circ}\text{C}$)							
			Process	Material		300	350	400	450	500	550	600	650
2	EBR-II	Total	SA ⁽¹⁾ (B)	308	W.M. ⁽³⁾	1 ⁽⁵⁾ (+ 1)	2	0	2	2	0	1	0
			SMA ⁽²⁾ (I)	CRE 308	W.M.	0	0	0	2	0	0	0	0 (+ 2)
			SMA (J)	CRE 308	W.M.	0 (+ 2)	0	0	3	2	2	0	0 (+ 3)
			SMA (J)	CRE 308	W.J. ⁽⁴⁾	0	0	0	1	0	0	0	0 (+ 1)
3	JMTR	> 0.1MeV	SA	308	W.J.	0	0	0 (+ 2)	0	4	2 (+ 1)	0	0
4	JMTR	> 0.1MeV	SMA	308	W.J.	0	0	0	0	0	1	1	0

(1) Submerged Arc Welding

(2) Shielded Metal Arc Welding

(3) Weld Metal

(4) Welded Joint

(5) | Irradiation Temperature - Test Temperature | > 50°C

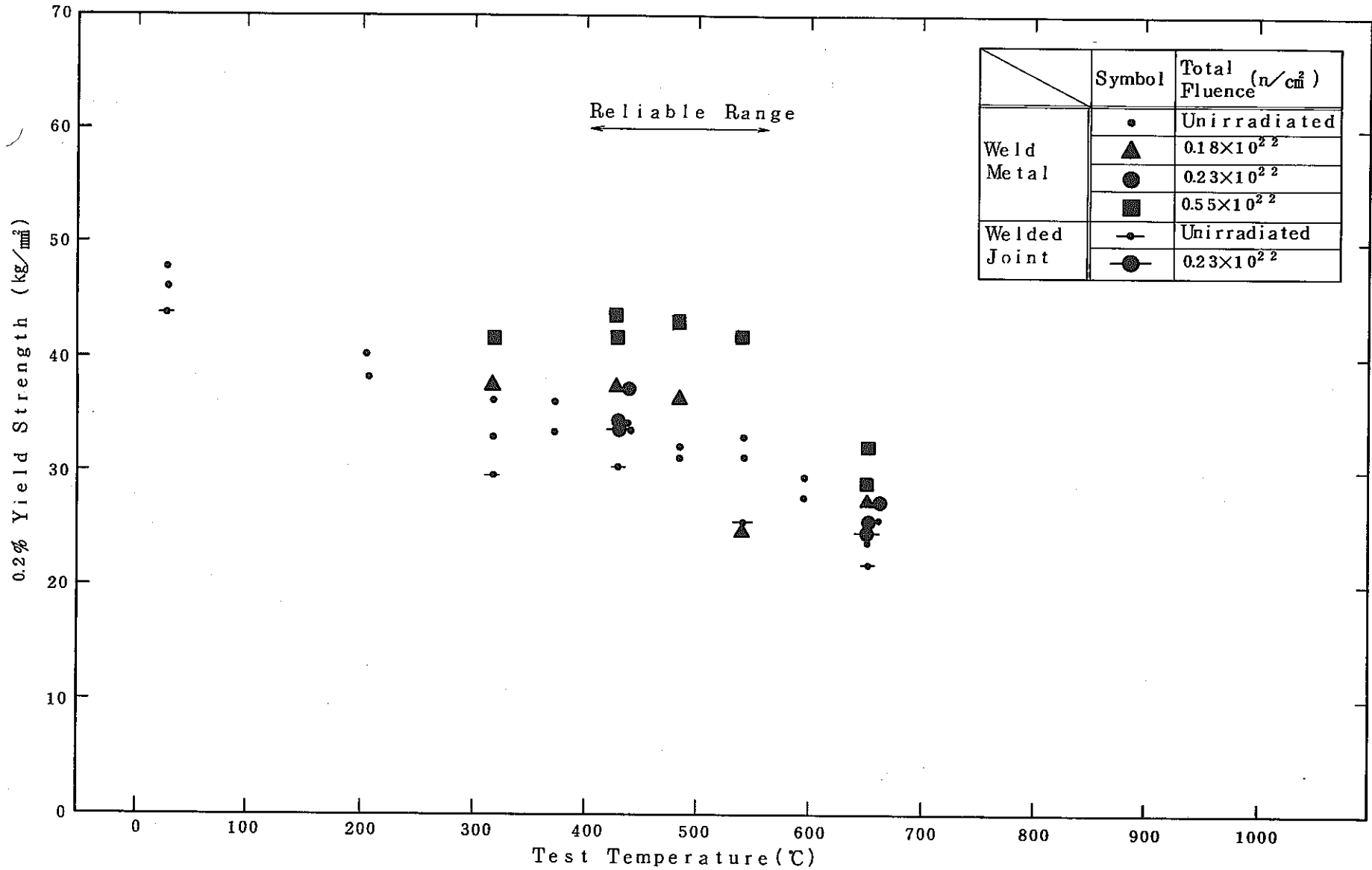


Fig.1(a) Yield Strength as a Function of Test Temperature

(Welding Process : SMA
 Reactor : EBR-II
 Ref. : HEDL-TME 74-25⁽²⁾)

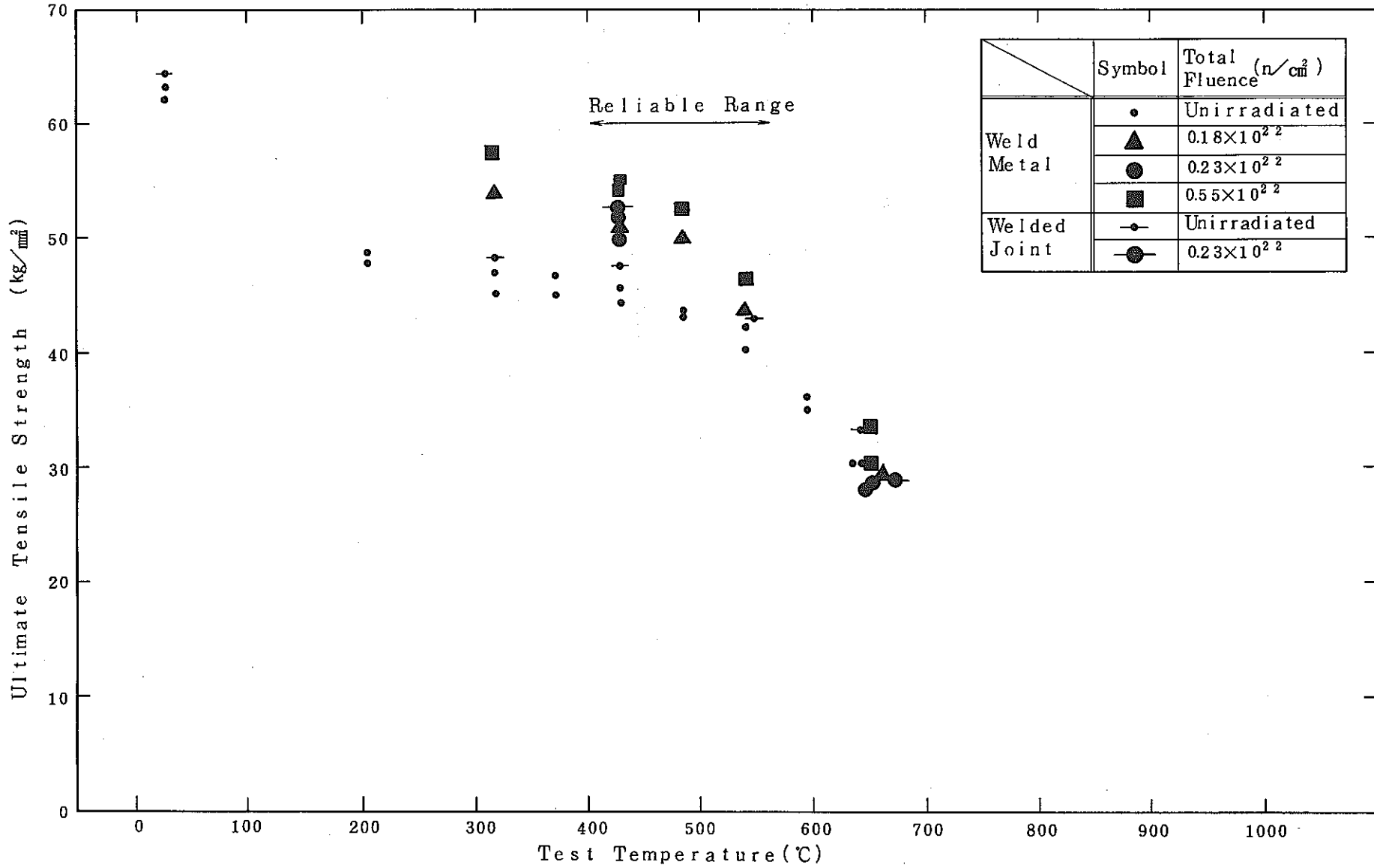


Fig.1(b) Ultimate Tensile Strength as a Function of Test Temperature

(Welding Process : SMA
 Reactor : EBR-II
 Ref. : HEDL-TME 74-25 (2))

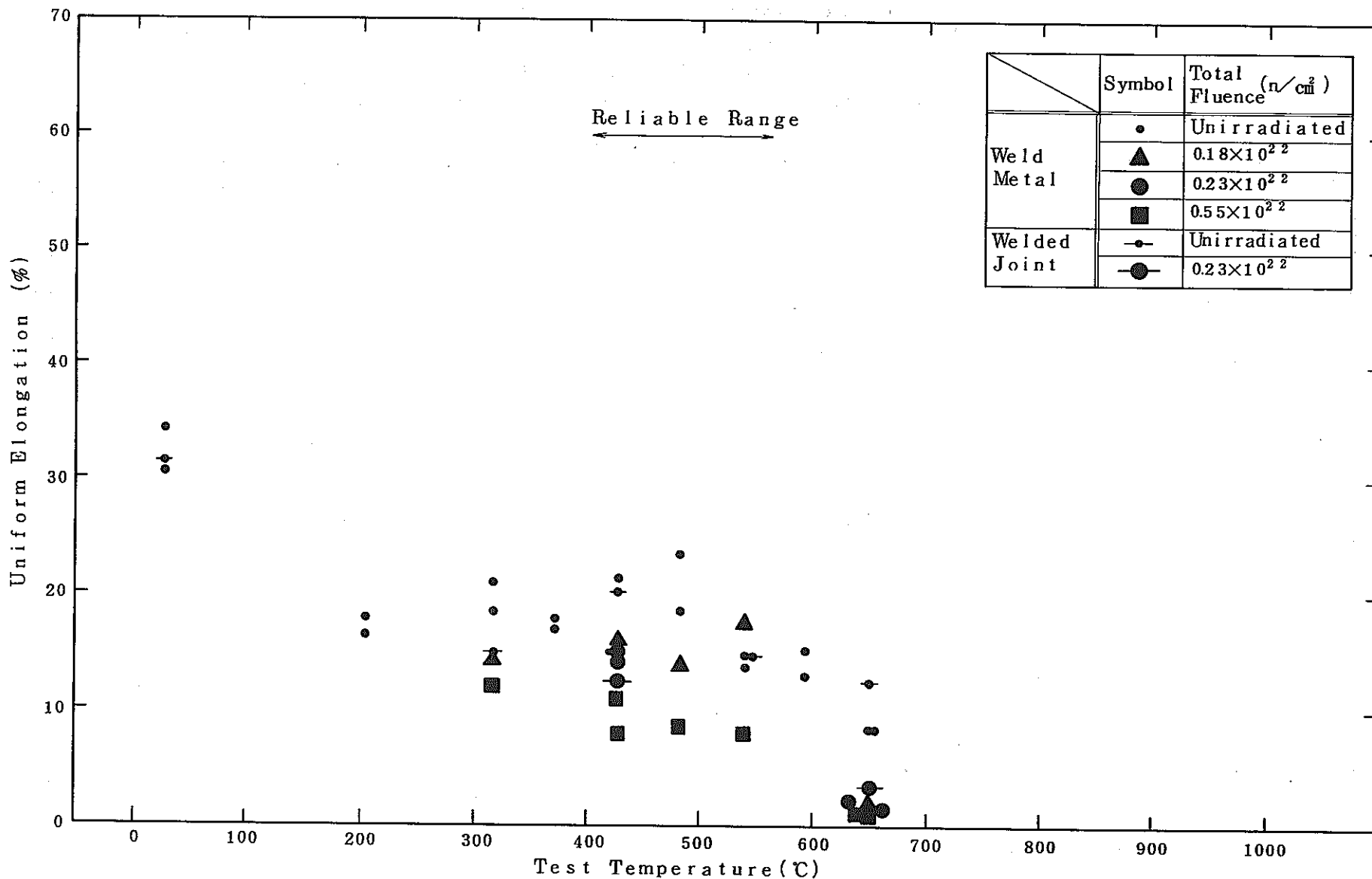


Fig.1(c) Uniform Elongation as a Function of Test Temperature

(Welding Process : SMA
 Reactor : EBR-II
 Ref. : HEDL-TME 74-25 (2))

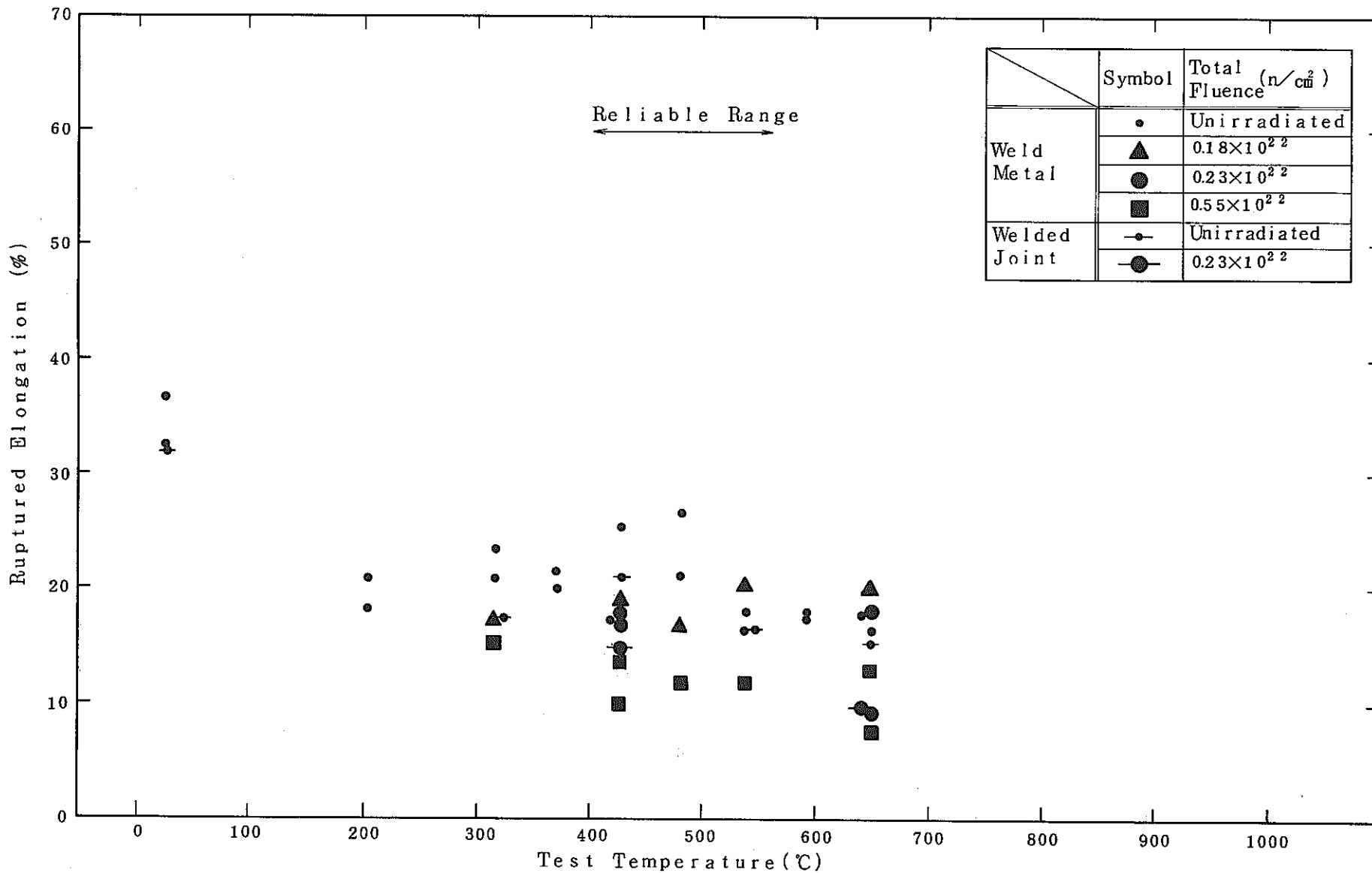


Fig.1(d) Ruptured Elongation as a Function of Test Temperature

(Welding Process : SMA
 Reactor : EBR-II
 Ref. : HEDL-TME 74-25⁽²⁾)

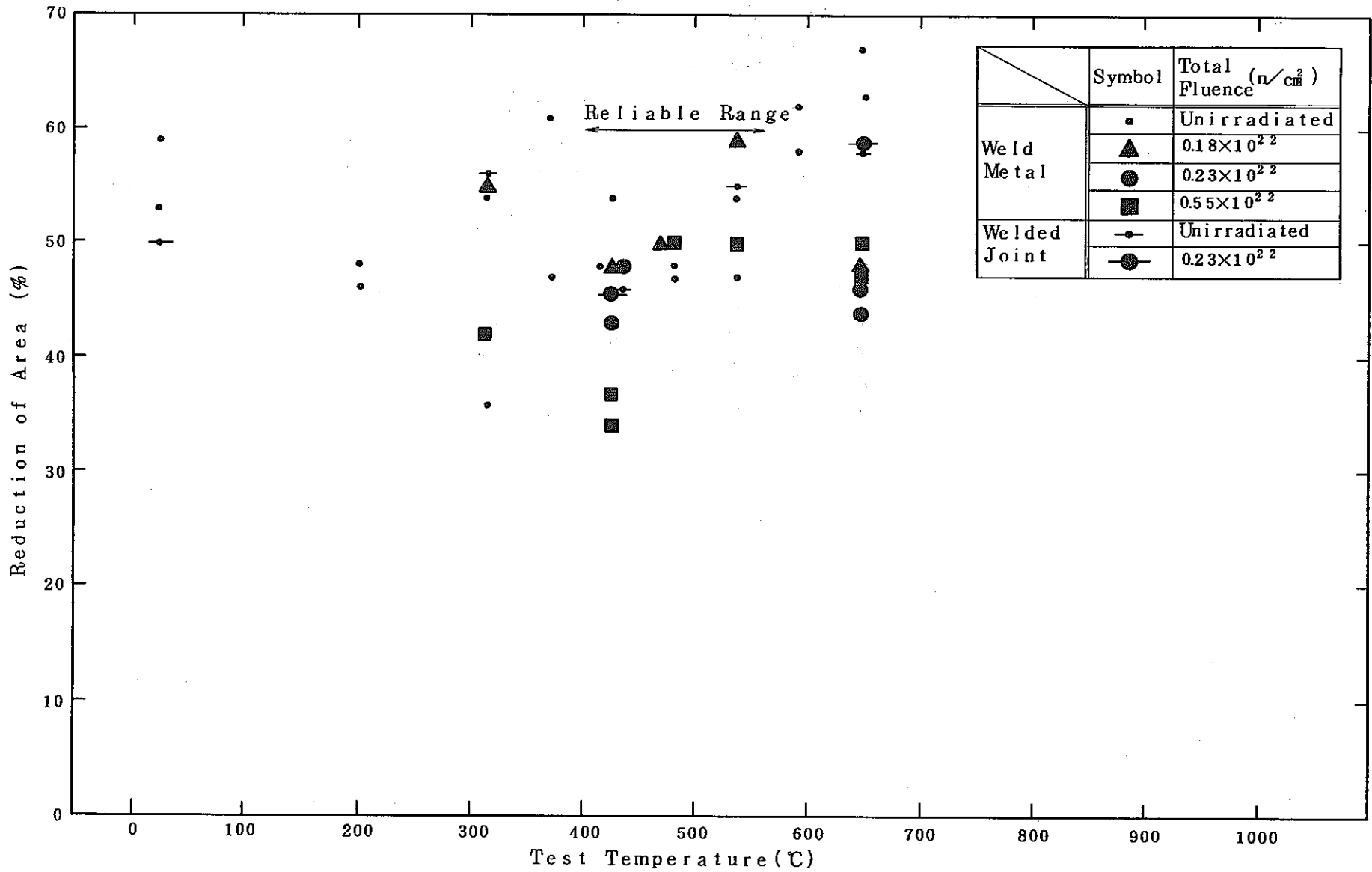


Fig.1(e) Reduction of Area as a Function of Test Temperature

(Welding Process : SMA
 Reactor : EBR-II
 Ref. : HEDL-TME 74-25⁽²⁾)

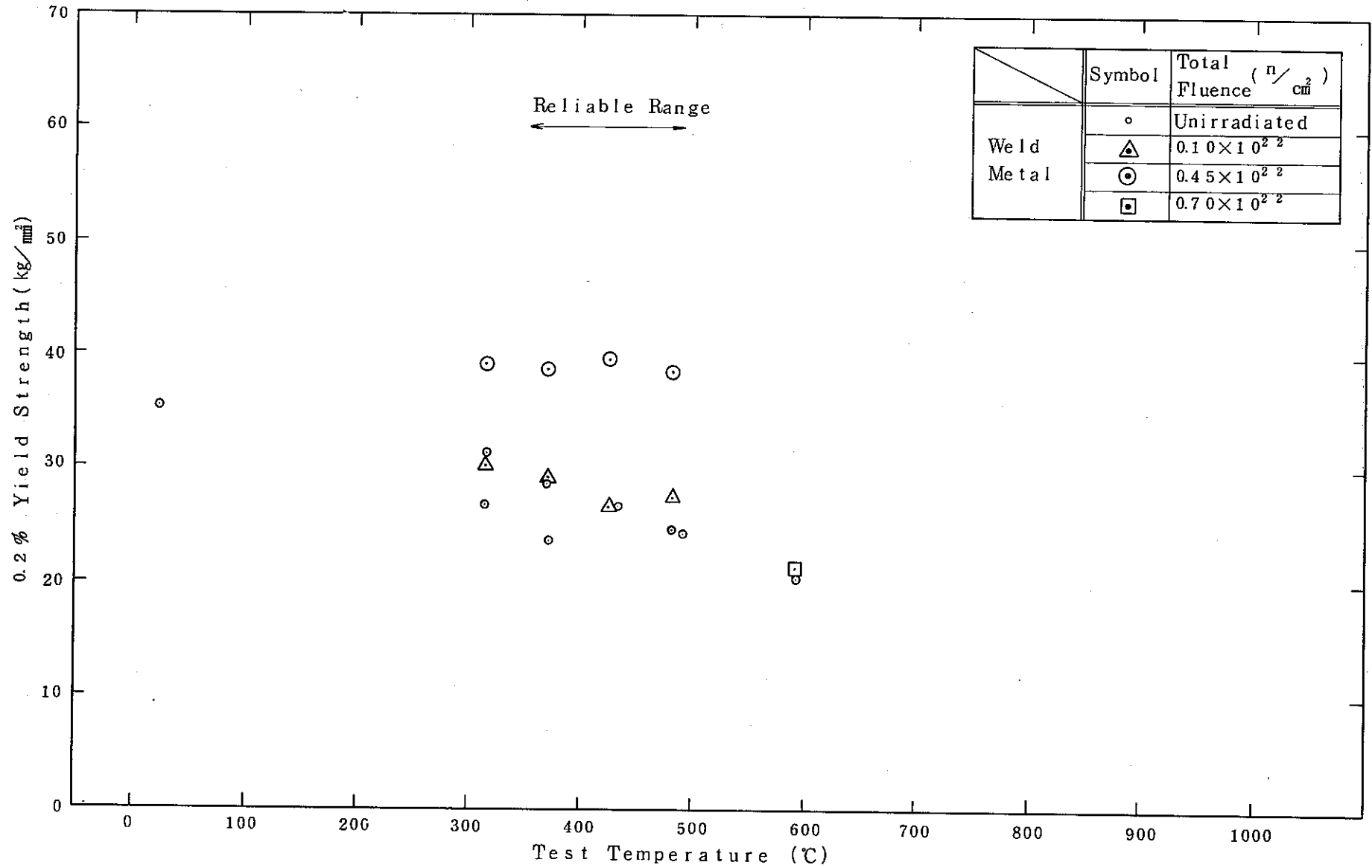


Fig.2(a) Yield Strength as a Function of Test Temperature

(Welding Process : SA
 Reactor : EBR-II
 Ref. : HEDL-TME 74-25⁽²⁾)

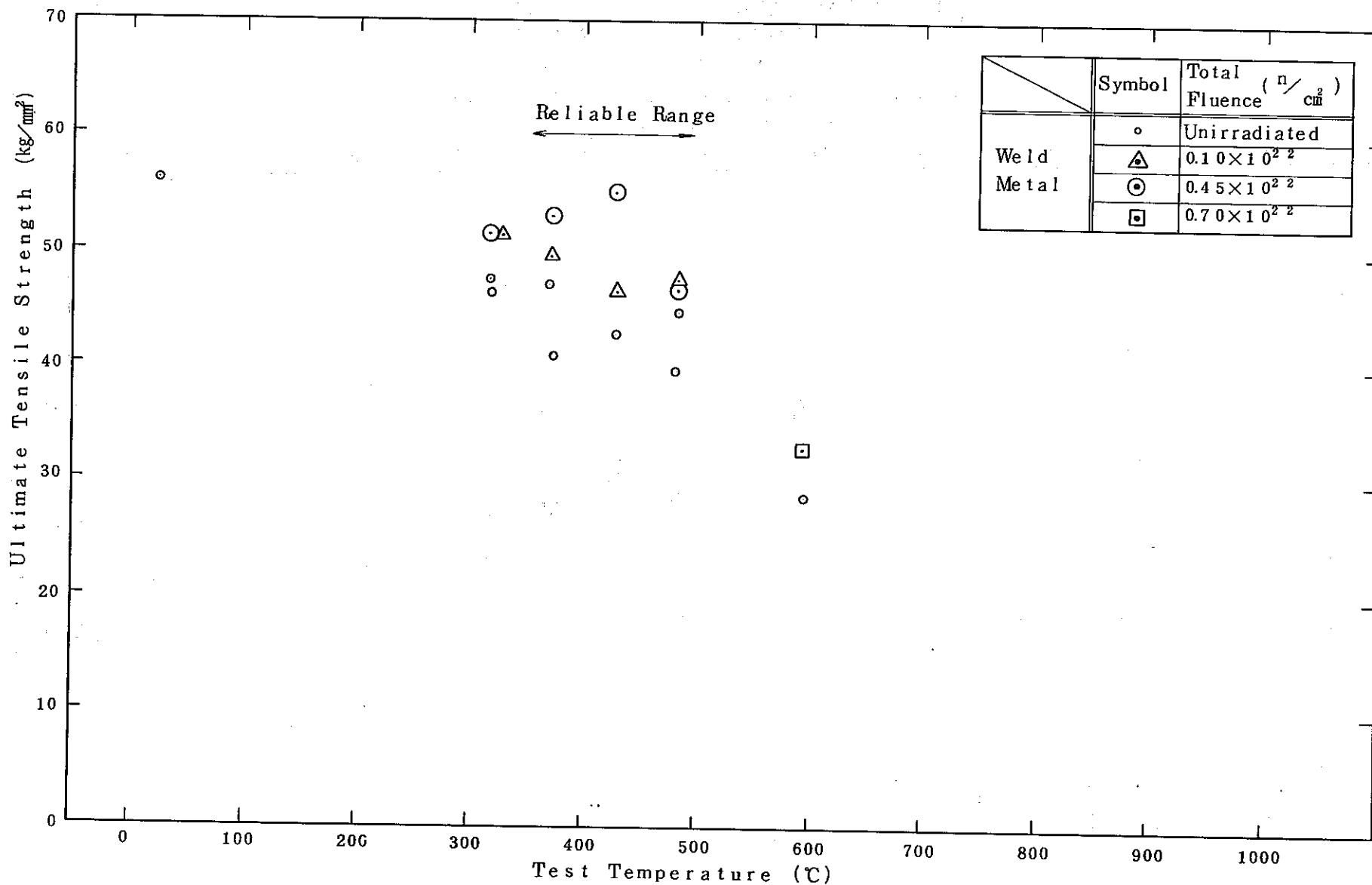


Fig. 2(b) Ultimate Tensile Strength as a Function of Test Temperature

(Welding Process : SA
 Reactor : EBR-II
 Ref. : HEDL-TME 74-25 (2))

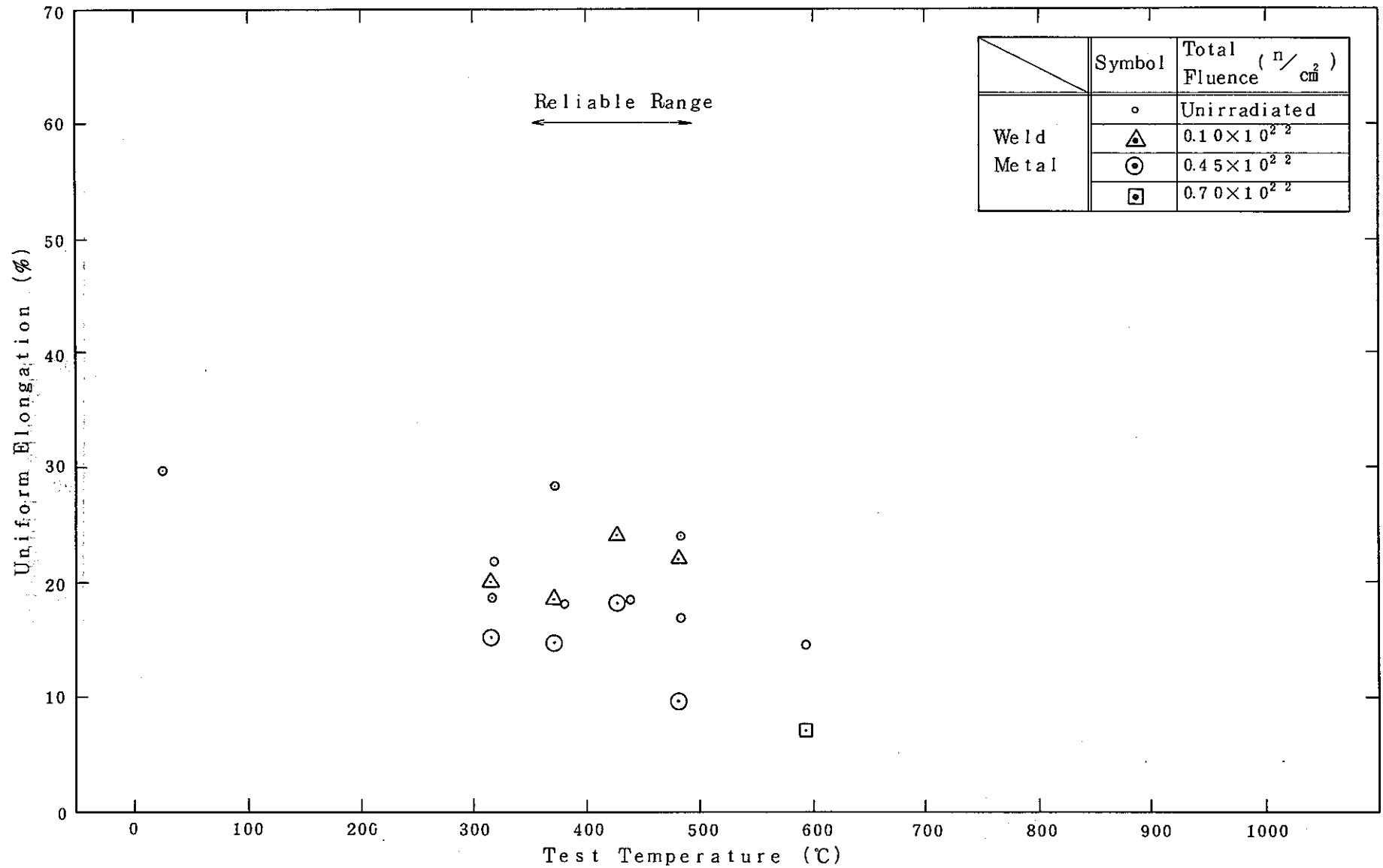


Fig.2(c) Uniform Elongation as a Function of Test Temperature

(Welding Process : SA
 Reactor : EBR-II
 Ref. : HEDL-TME 74-25⁽²⁾)

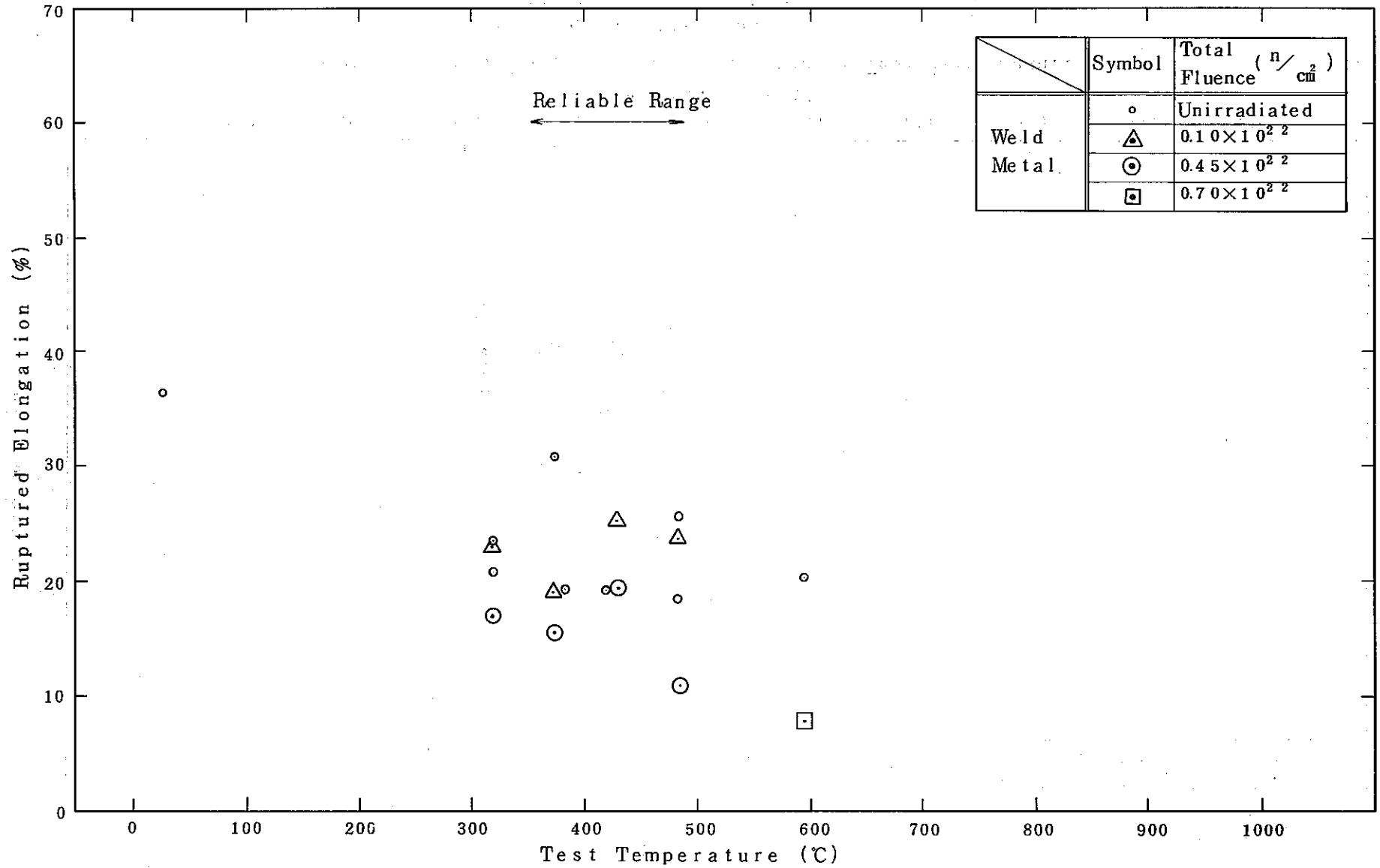


Fig.2(d) Ruptured Elongation as a Function of Test Temperature

(Welding Process : SA
 Reactor : EBR-II
 Ref. : HEDL-TME 74-25 (2))

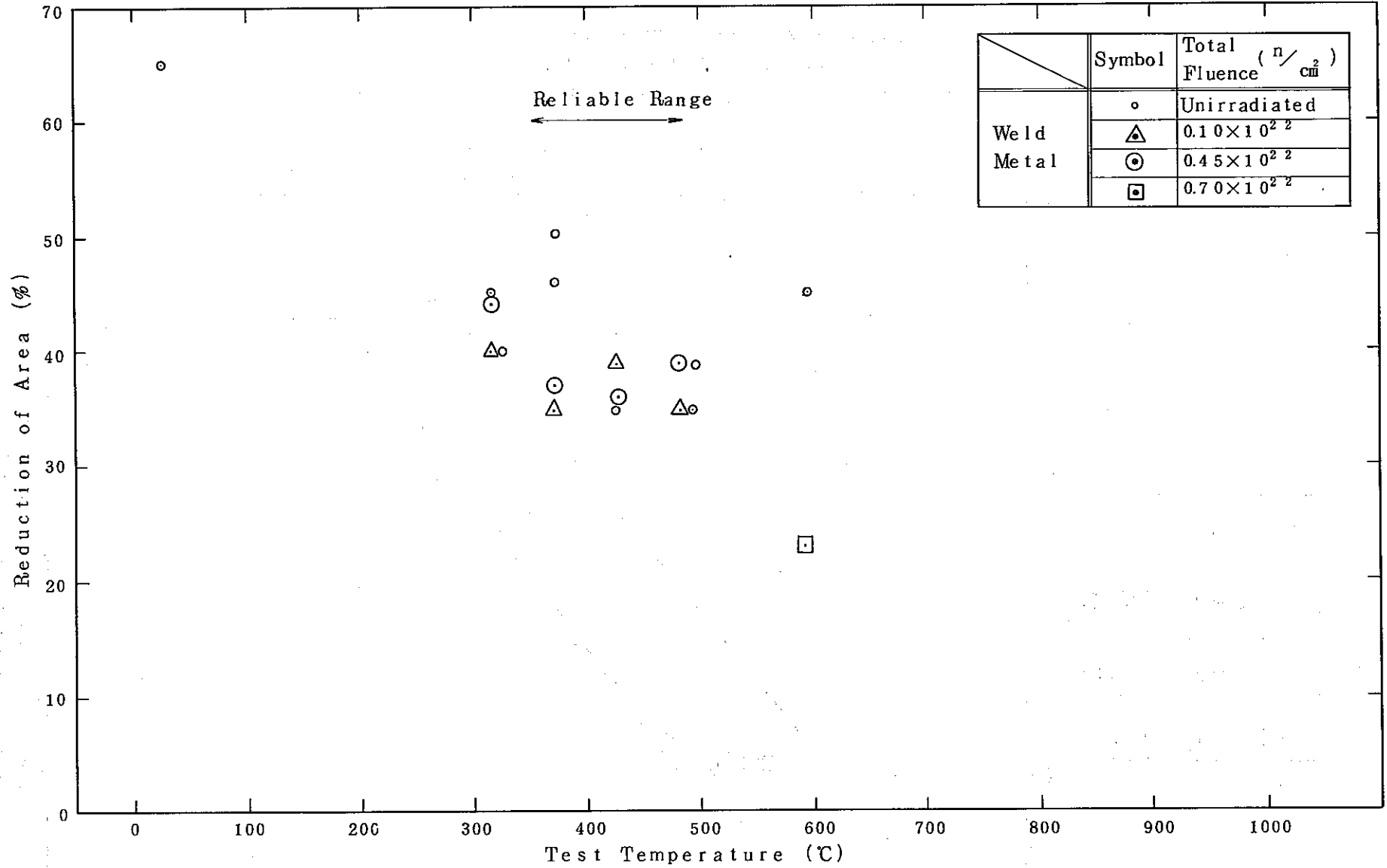
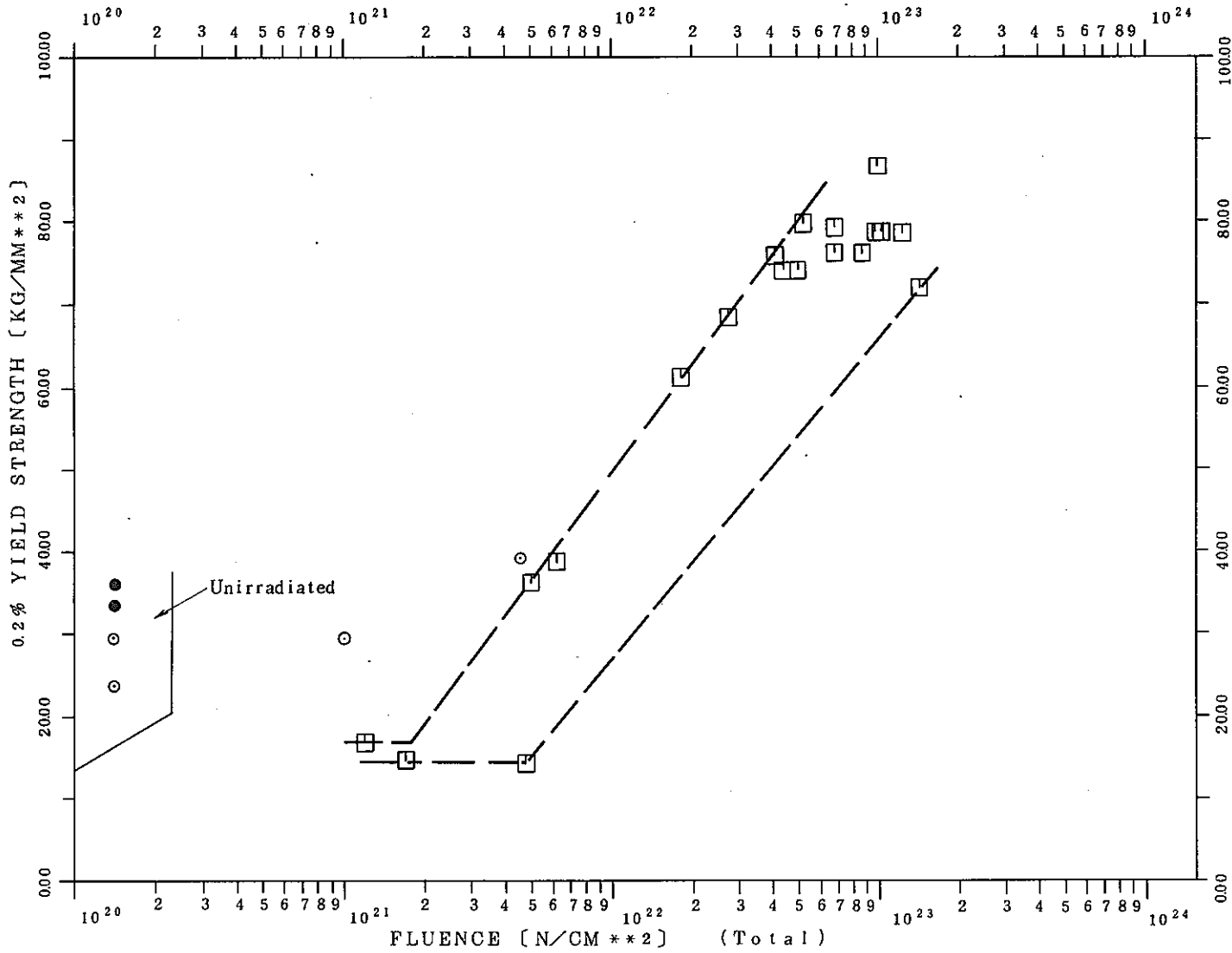


Fig.2(e) Reduction of Area as a Function of Test Temperature

(Welding Process : SA
 Reactor : EBR-II
 Ref. : HEDL-TME 74-25 (2))



	Material	Reactor	Ref.
□	Base Metal	EBR-II	(1)
●	Weld Metal (SMA)	EBR-II	(2)
○	Weld Metal (SA)	EBR-II	(2)

Fig.3(a) Yield Strength as a Function of Fluence
 (Type of Steel : 304)
 (Test Temperature : 350°C ± 30°C)

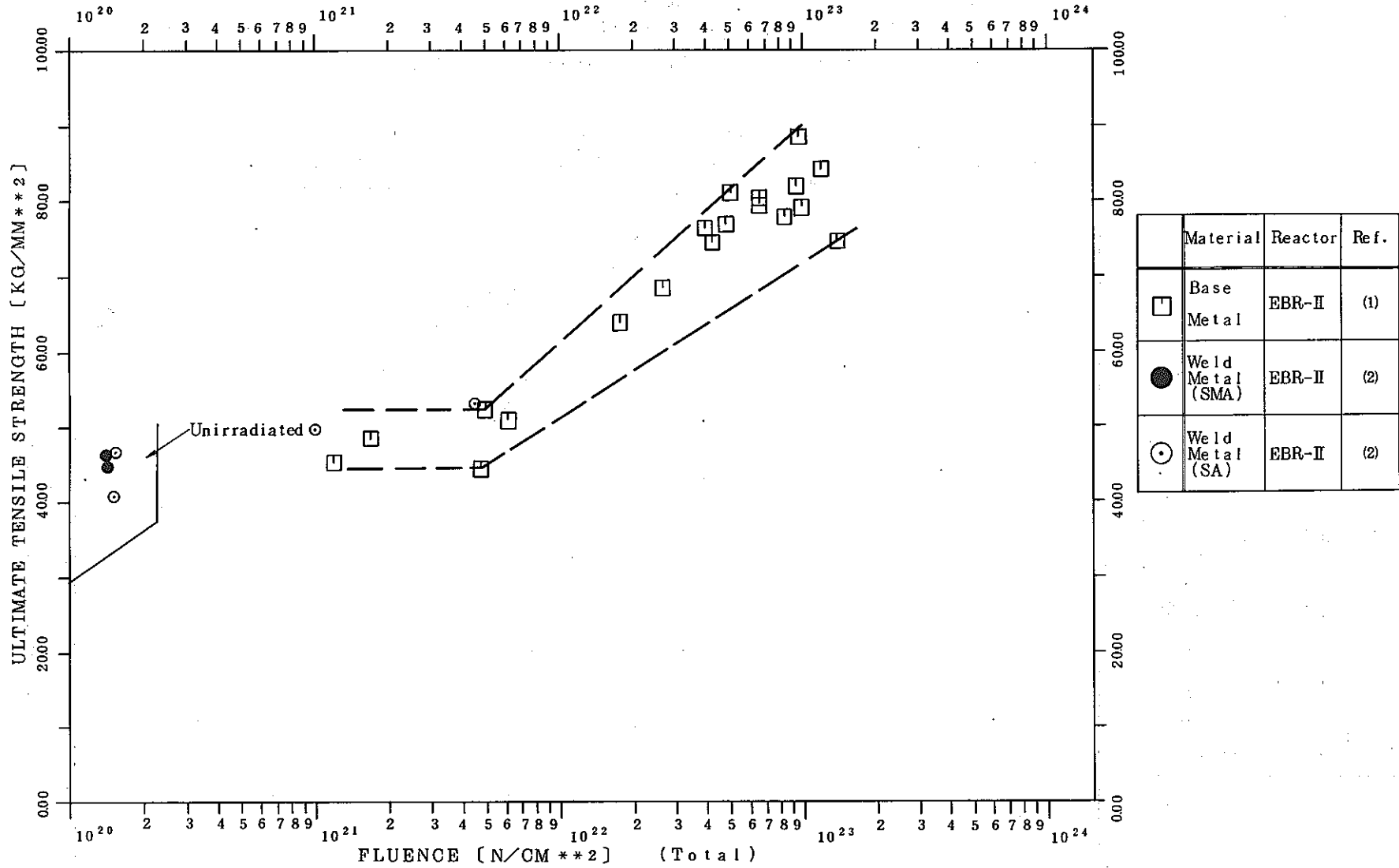


Fig.3(b) Ultimate Tensile Strength as a Function of Fluence

(Type of Steel : 304
 Test Temperature : 350°C ± 30°C)

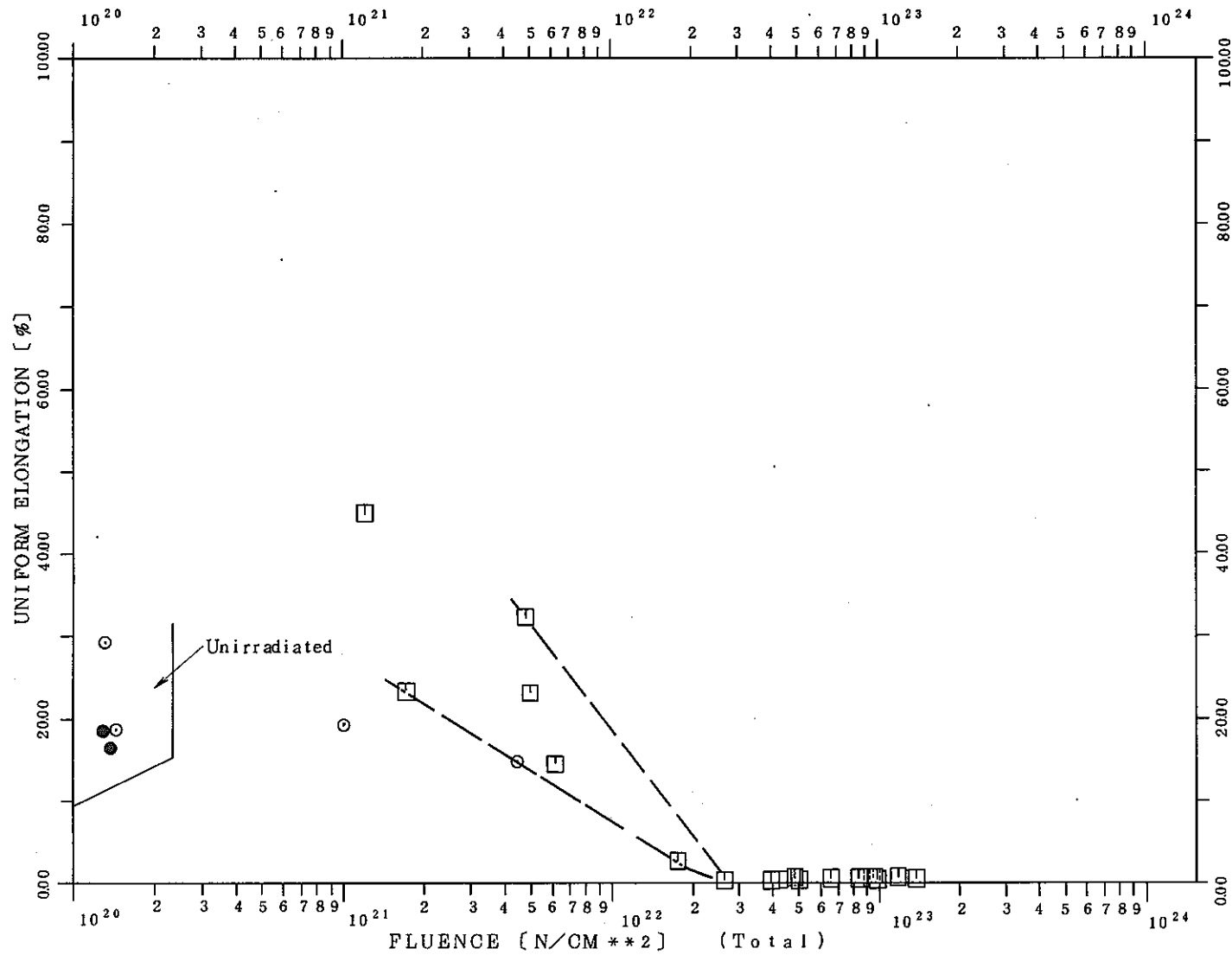
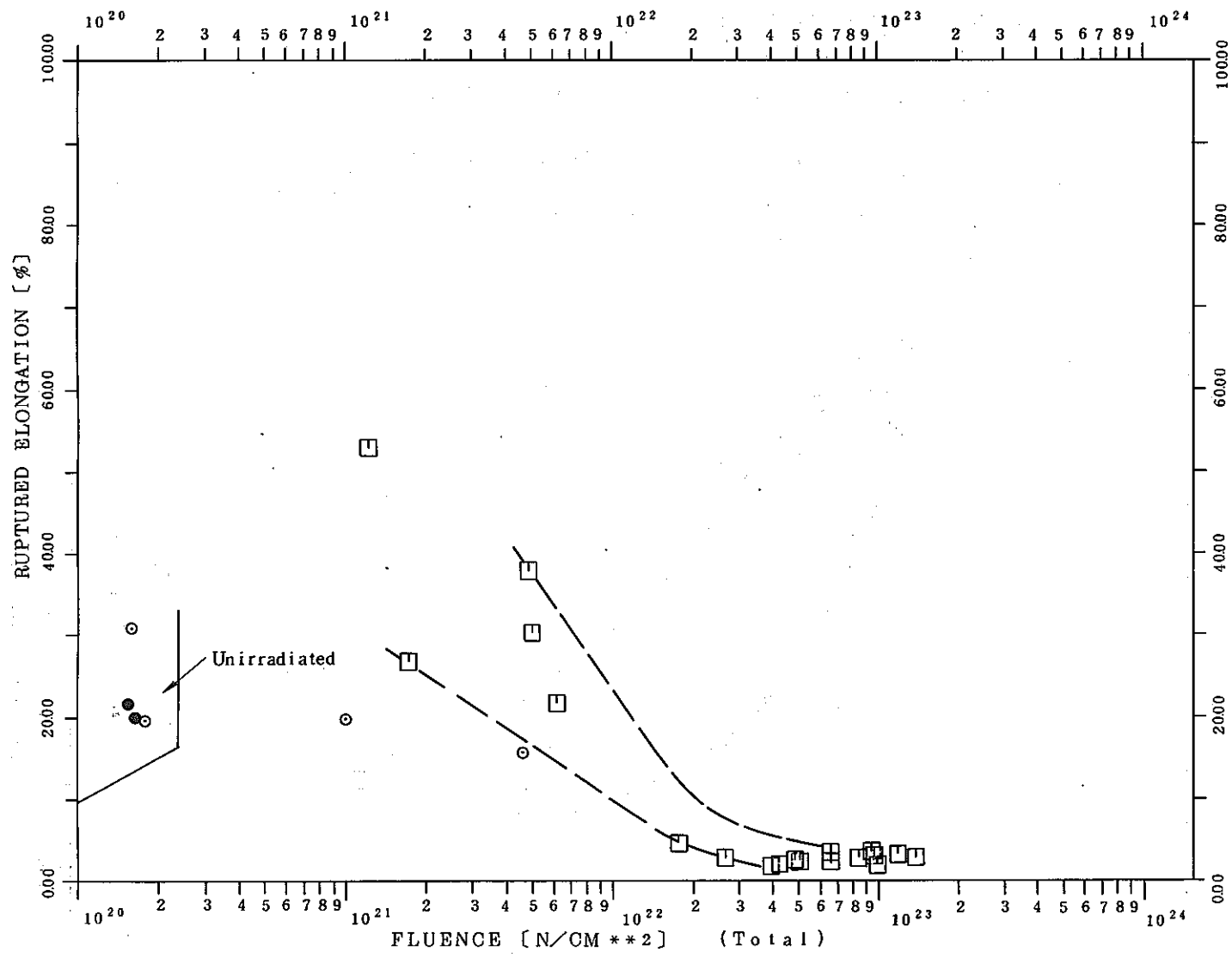
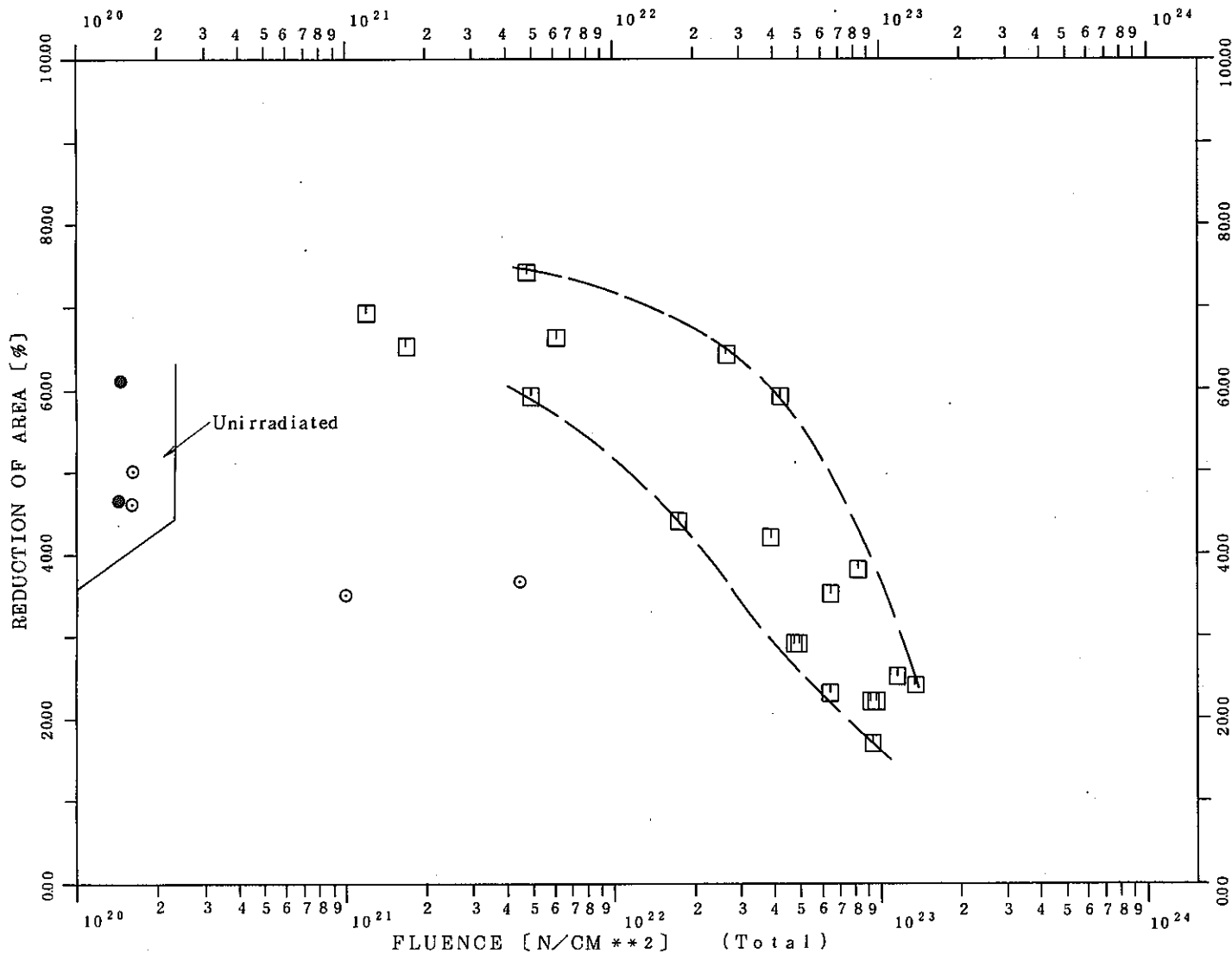


Fig.3(c) Uniform Elongation as a Function of Fluence
 (Type of Steel : 304)
 (Test Temperature : 350°C±30°C)



	Material	Reactor	Ref.
□	Base Metal	EBR-II	(1)
●	Weld Metal (SMA)	EBR-II	(2)
○	Weld Metal (SA)	EBR-II	(2)

Fig.3(d) Ruptured Elongation as a Function of Fluence
 (Type of Steel : 304)
 (Test Temperature : 350°C±30°C)



	Material	Reactor	Ref.
□	Base Metal	EBR-II	(1)
●	Weld Metal (SMA)	EBR-II	(2)
○	Weld Metal (SA)	EBR-II	(2)

Fig.3(e) Reduction of Area as a Function of Fluence

(Type of Steel : 304
 Test Temperature : 350°C ± 30°C)

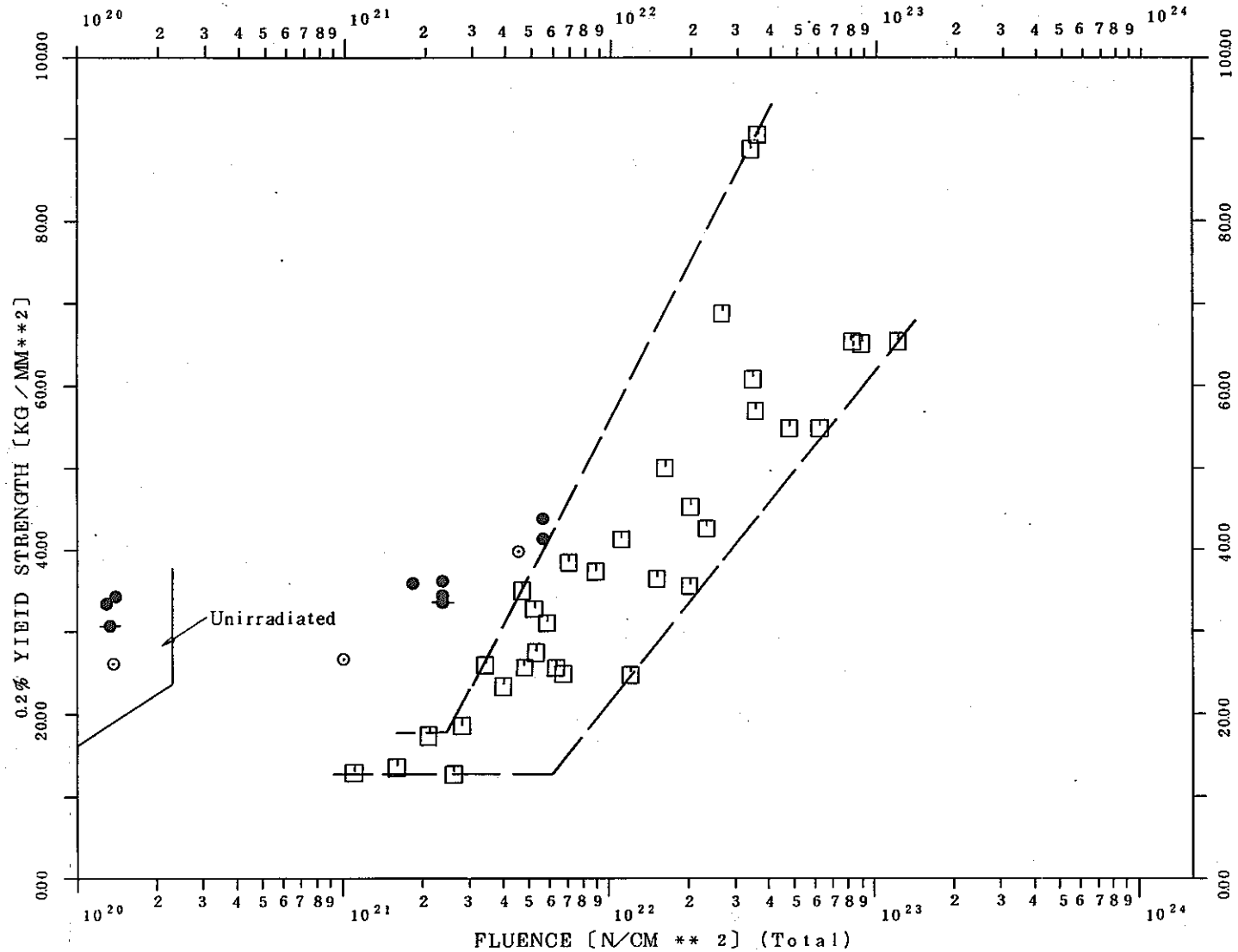


Fig.4(a) Yield Strength as a Function of Fluence
 (Type of Steel : 304)
 (Test Temperature : 450°C±30°C)

- 44 -

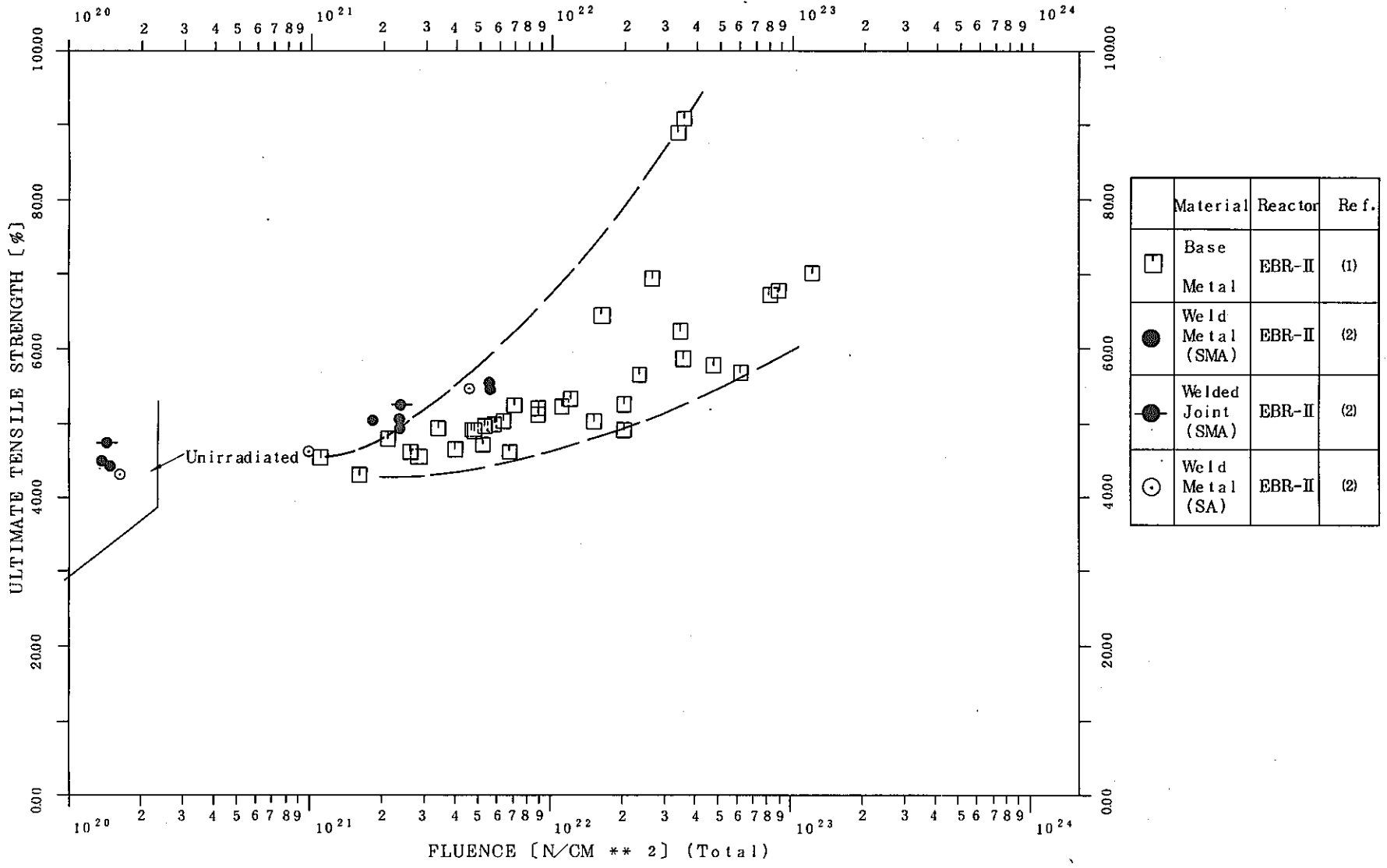


Fig.4(b) Ultimate Tensile Strength as a Function of Fluence
 (Type of Steel : 304
 Test Temperature : 450°C ± 30°C)

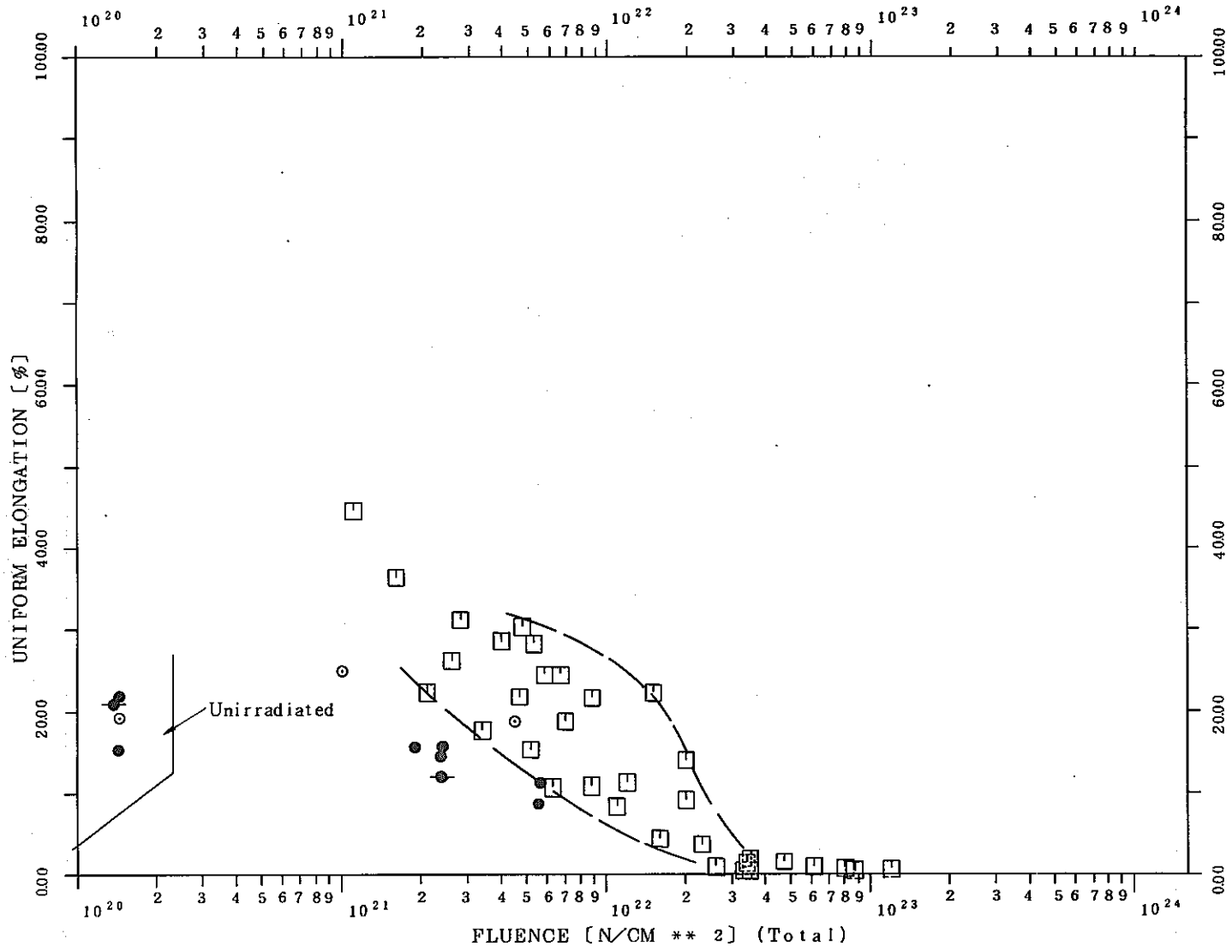
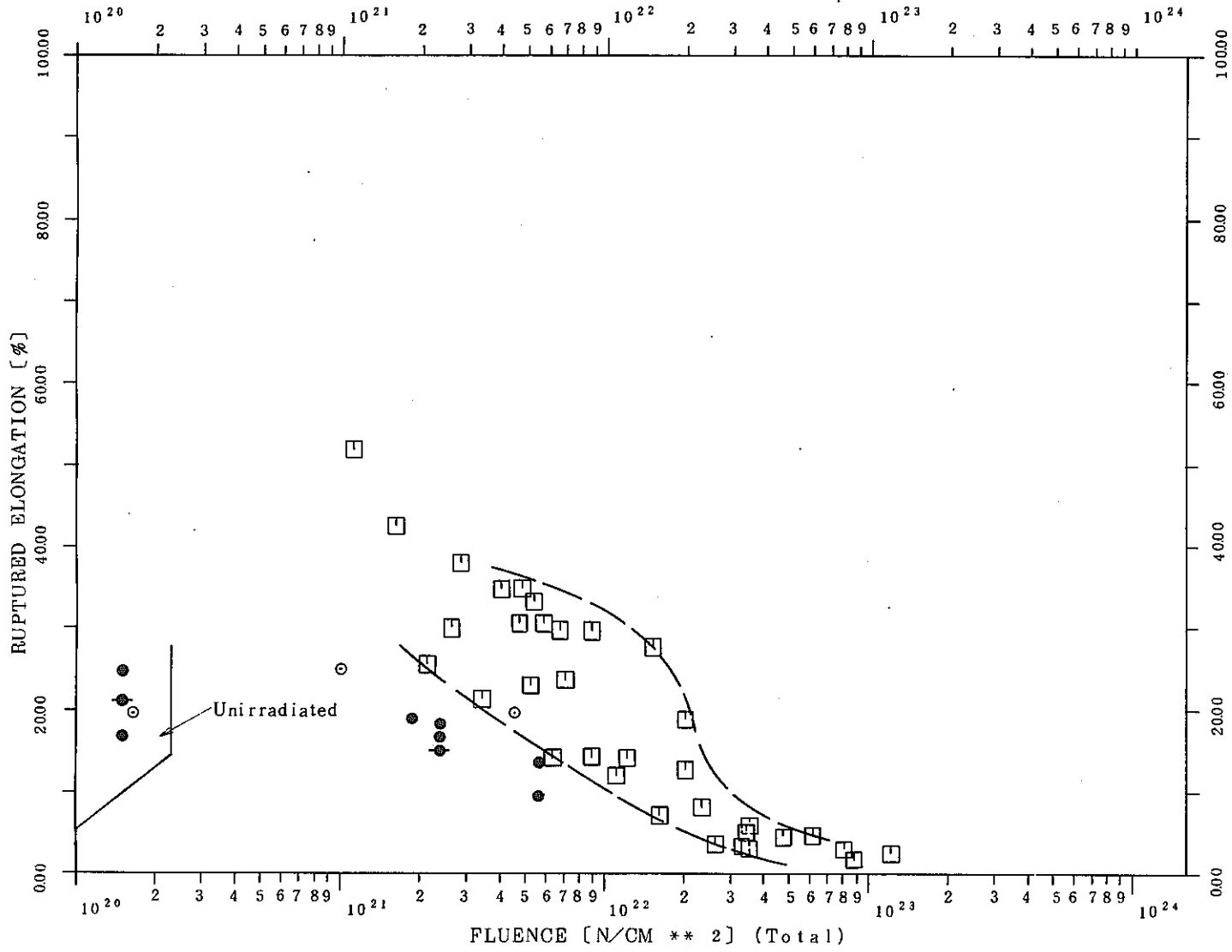


Fig.4(c) Uniform Elongation as a Function of Fluence

(Type of Steel : 304
 Test Temperature : 450°C±30°C)



	Material	Reactor	Ref.
□	Base Metal	EBR-II	(1)
●	Weld Metal (SMA)	EBR-II	(2)
●	Welded Joint (SMA)	EBR-II	(2)
○	Weld Metal (SA)	EBR-II	(2)

Fig.4(d) Ruptured Elongation as a Function of Fluence

(Type of Steel : 304
 Test Temperature : 450°C ± 30°C)

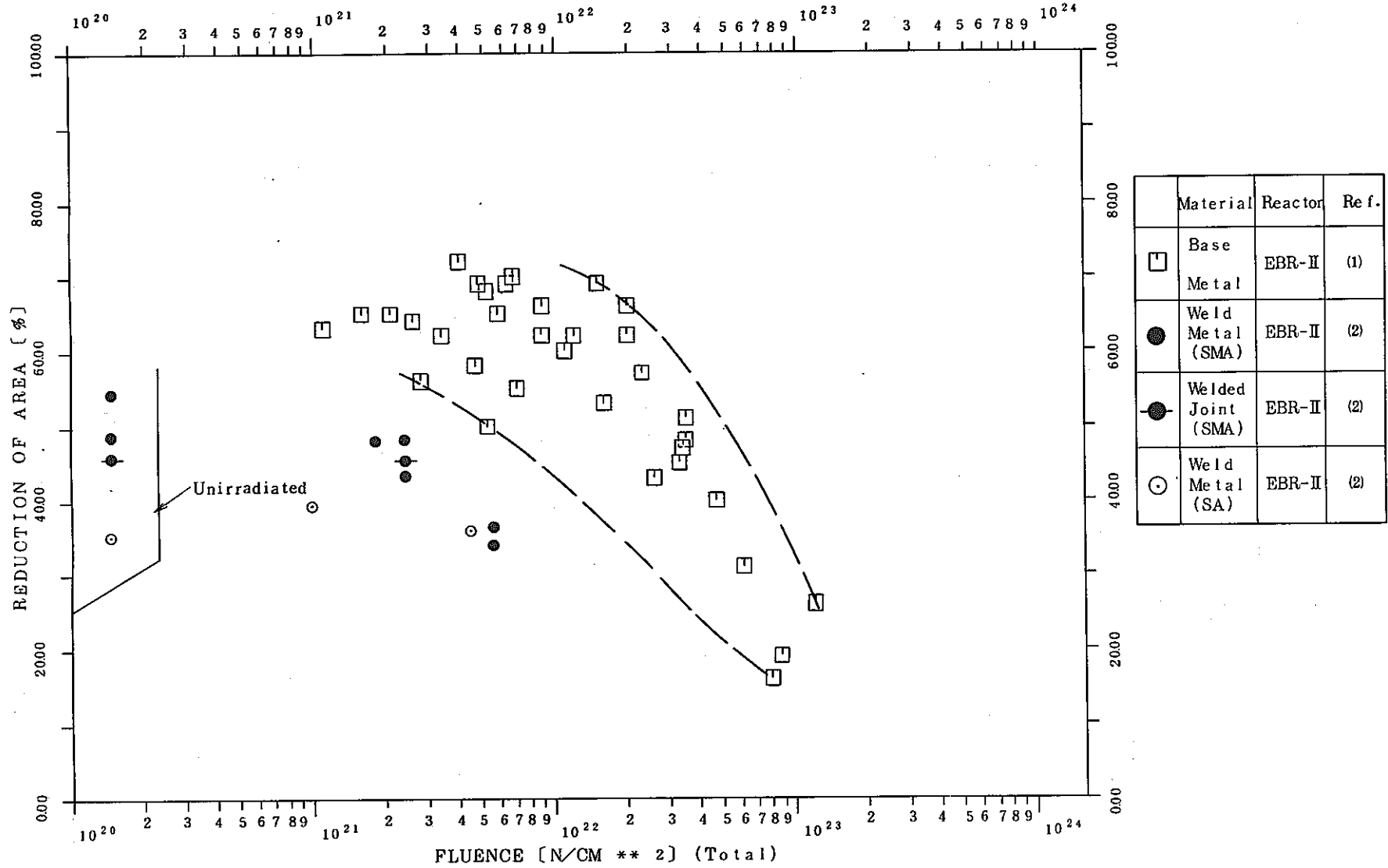


Fig.4(e) Reduction of Area as a Function of Fluence

(Type of Steel : 304
 Test Temperature : 450°C ± 30°C)

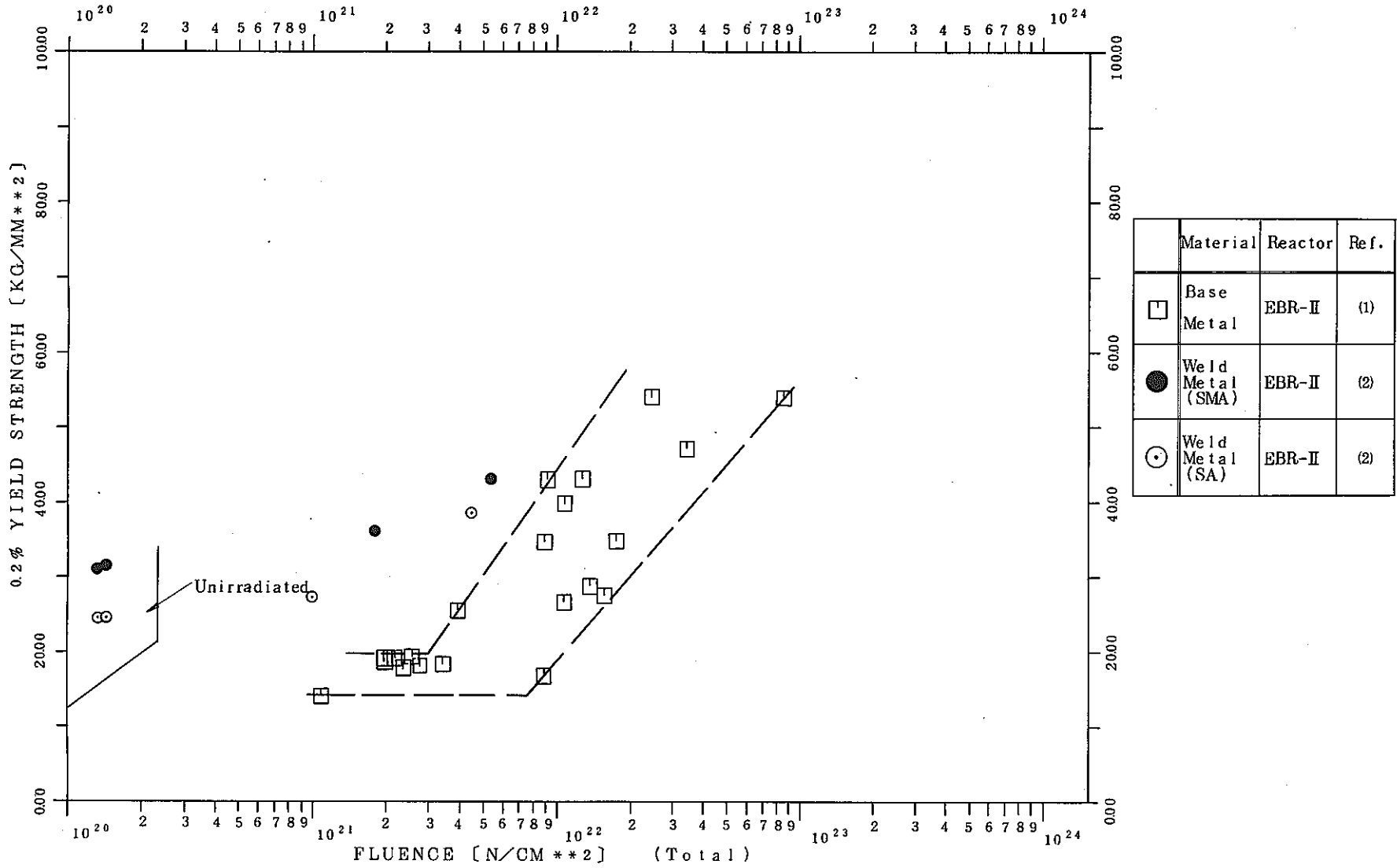


Fig.5(a) Yield Strength as a Function of Fluence

(Type of Steel : 304
 Test Temperature : 500°C±30°C)

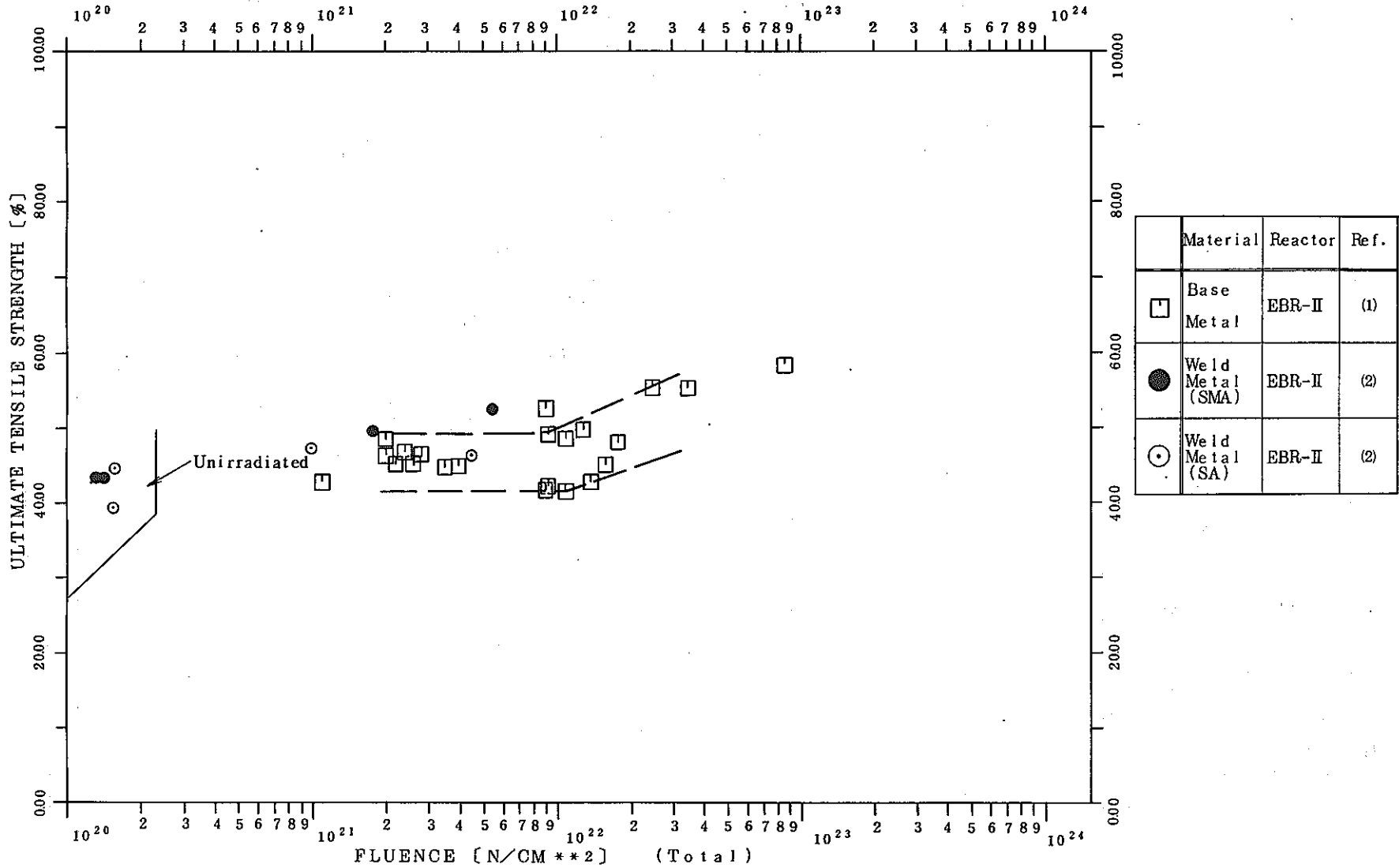


Fig.5(b) Ultimate Tensile Strength as a Function of Fluence

(Type of Steel : 304
 Test Temperature : 500°C±30°C)

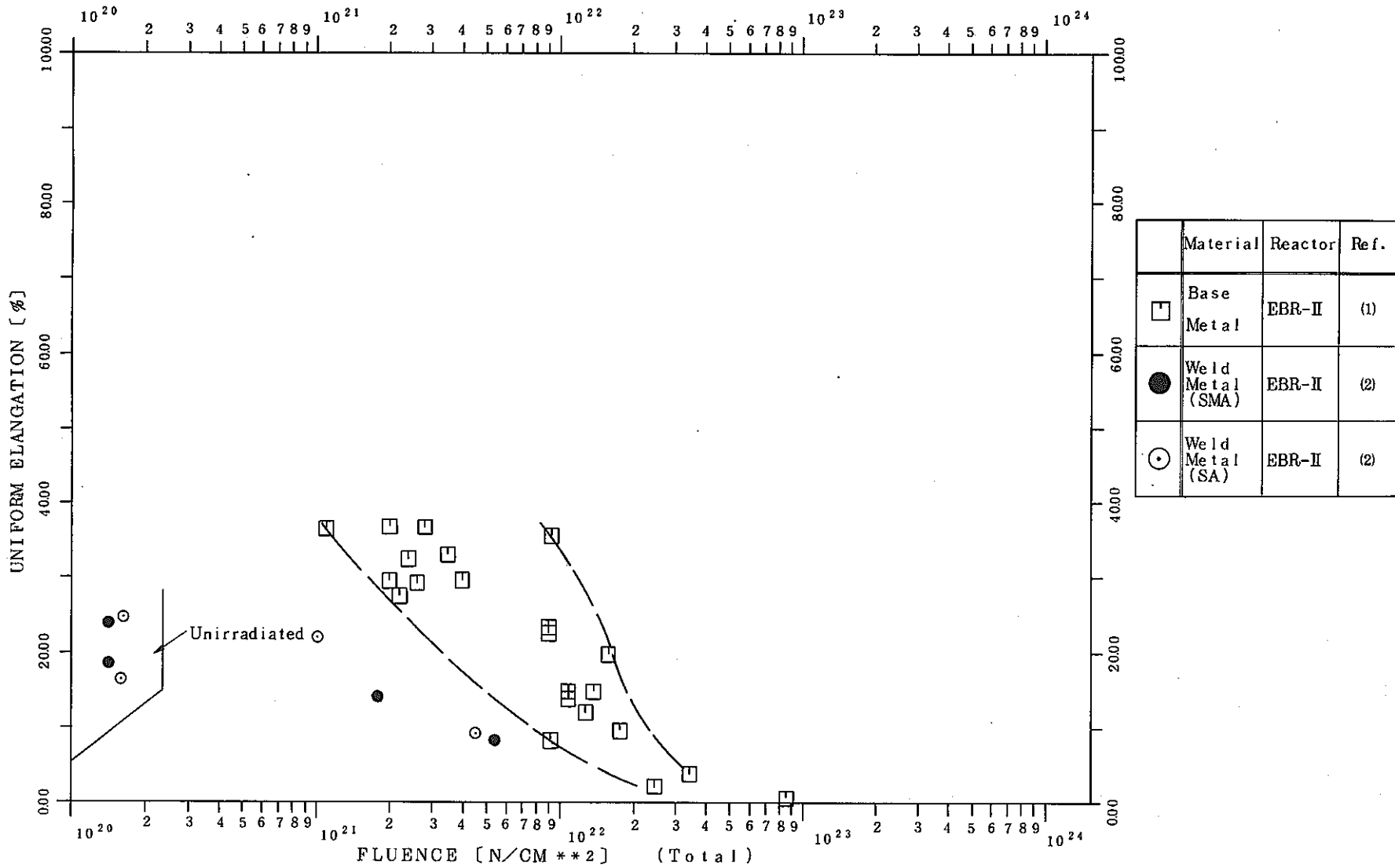


Fig.5(c) Uniform Elongation as a Function of Fluence

(Type of Steel : 304
 Test Temperature : 500°C ± 30°C)

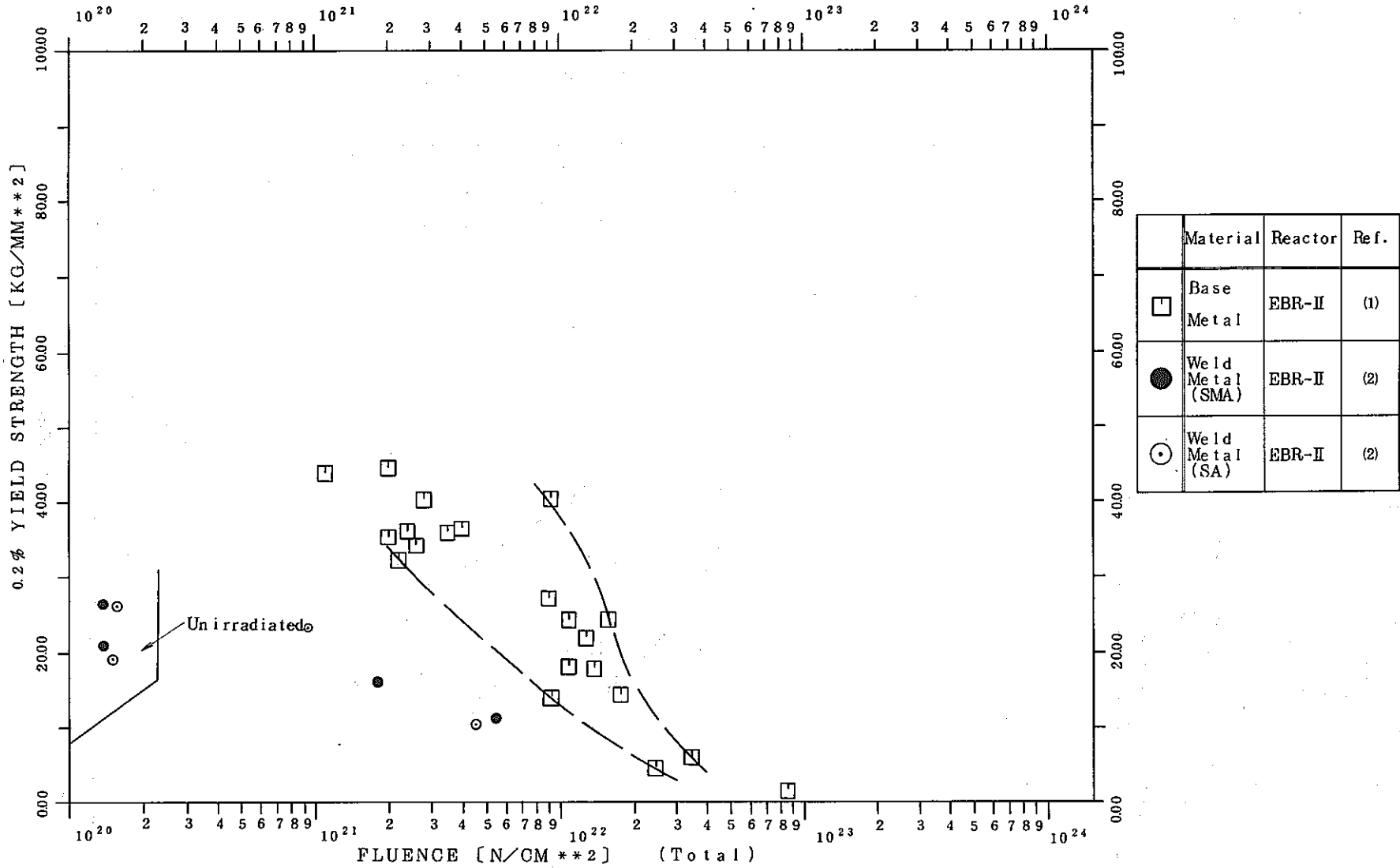
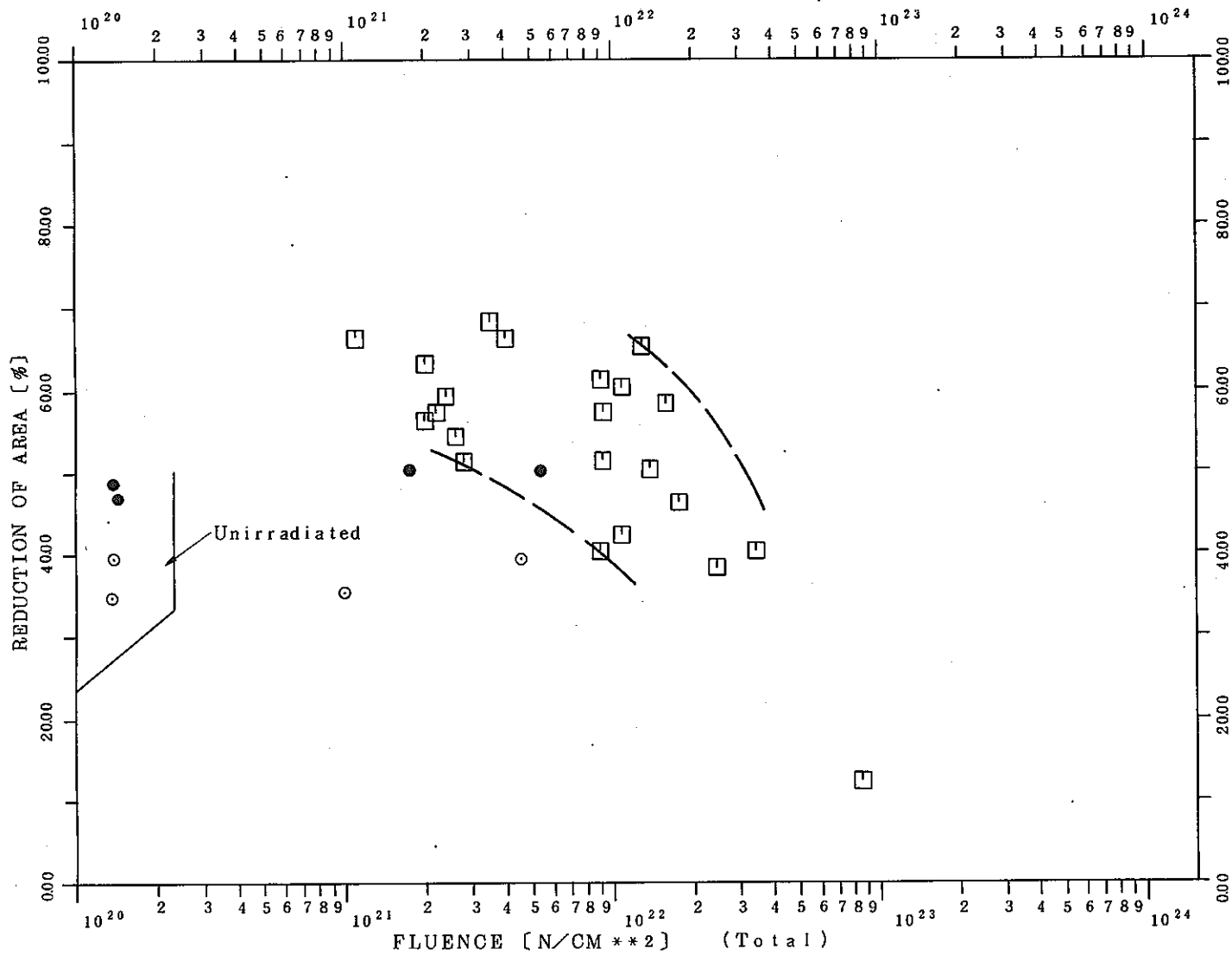


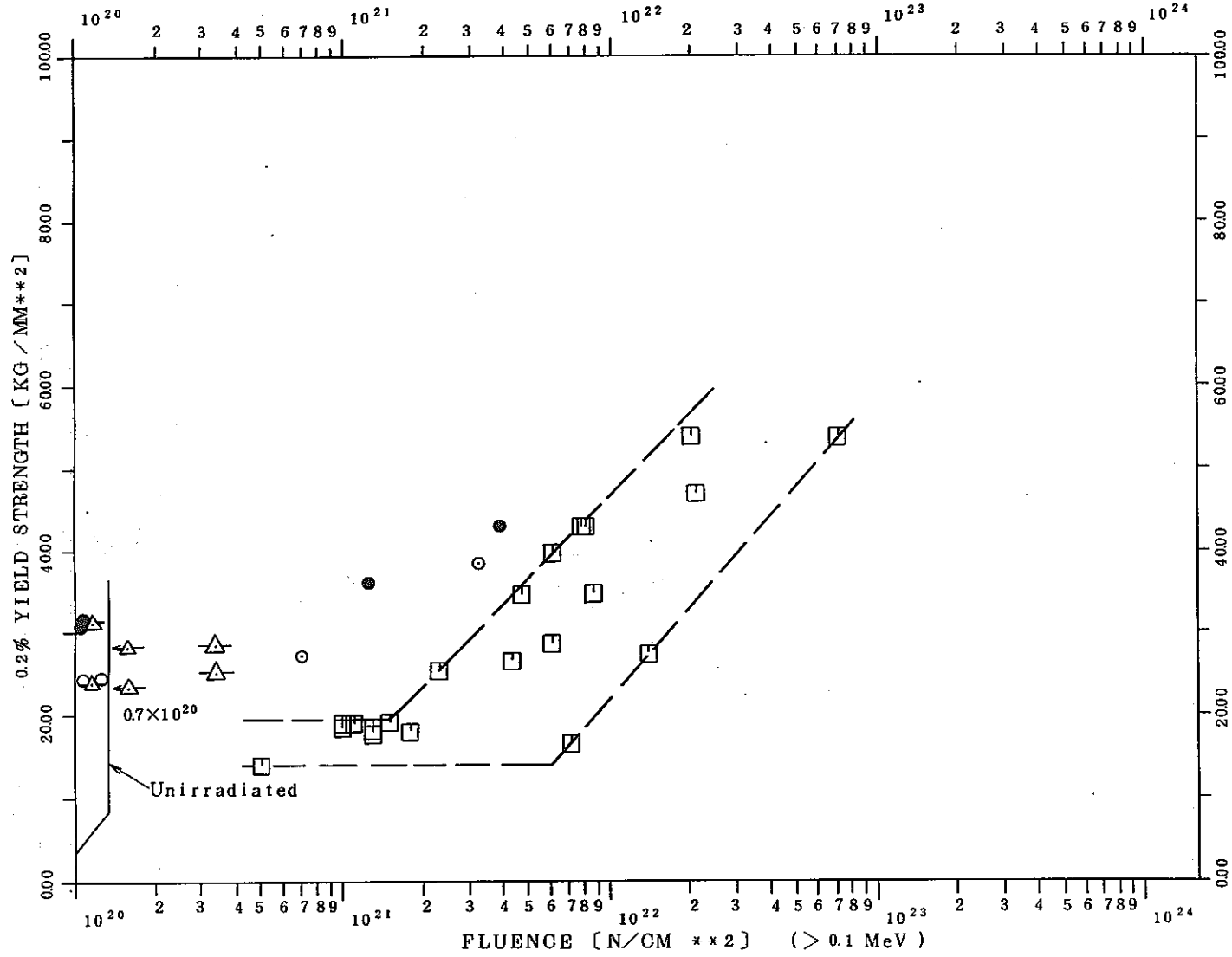
Fig.5(d) Ruptured Elongation as a Function of Fluence
 (Type of Steel : 304)
 (Test Temperature : $500^{\circ}\text{C} \pm 30^{\circ}\text{C}$)



	Material	Reactor	Ref.
□	Base Metal	EBR-II	(1)
●	Weld Metal (SMA)	EBR-II	(2)
○	Weld Metal (SA)	EBR-II	(2)

Fig.5(e) Reduction of Area as a Function of Fluence

(Type of Steel : 304
 Test Temperature : 500°C±30°C)



	Material	Reactor	Ref.
□	Base Metal	EBR-II	(1)
●	Weld Metal (SMA)	EBR-II	(2)
○	Weld Metal (SA)	EBR-II	(2)
△	Welded Joint (SA)	JMTR	(3)

Fig.6(a) Yield Strength as a Function of Fluence
 (Type of Steel : 304)
 (Test Temperature : 500°C±30°C)

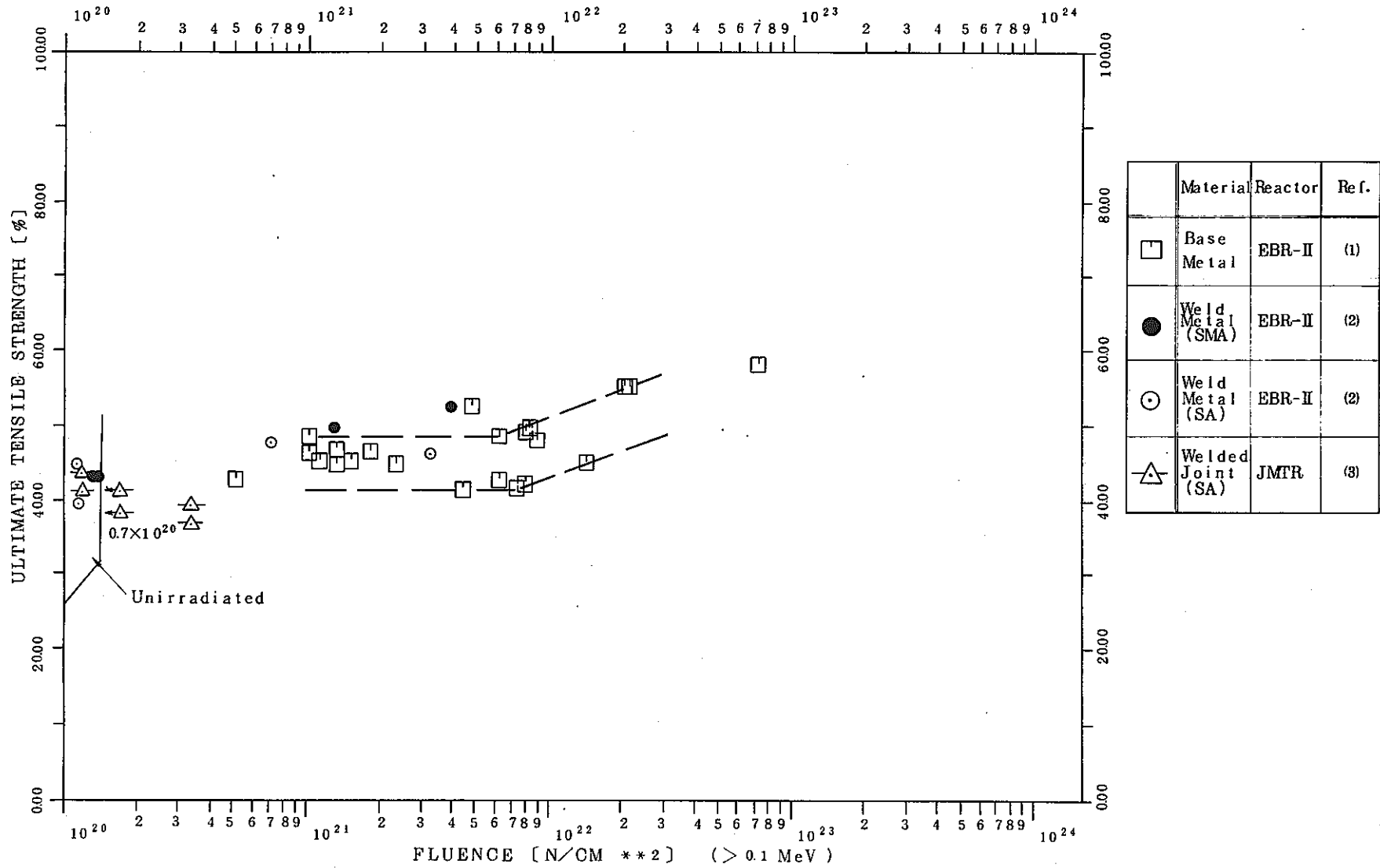
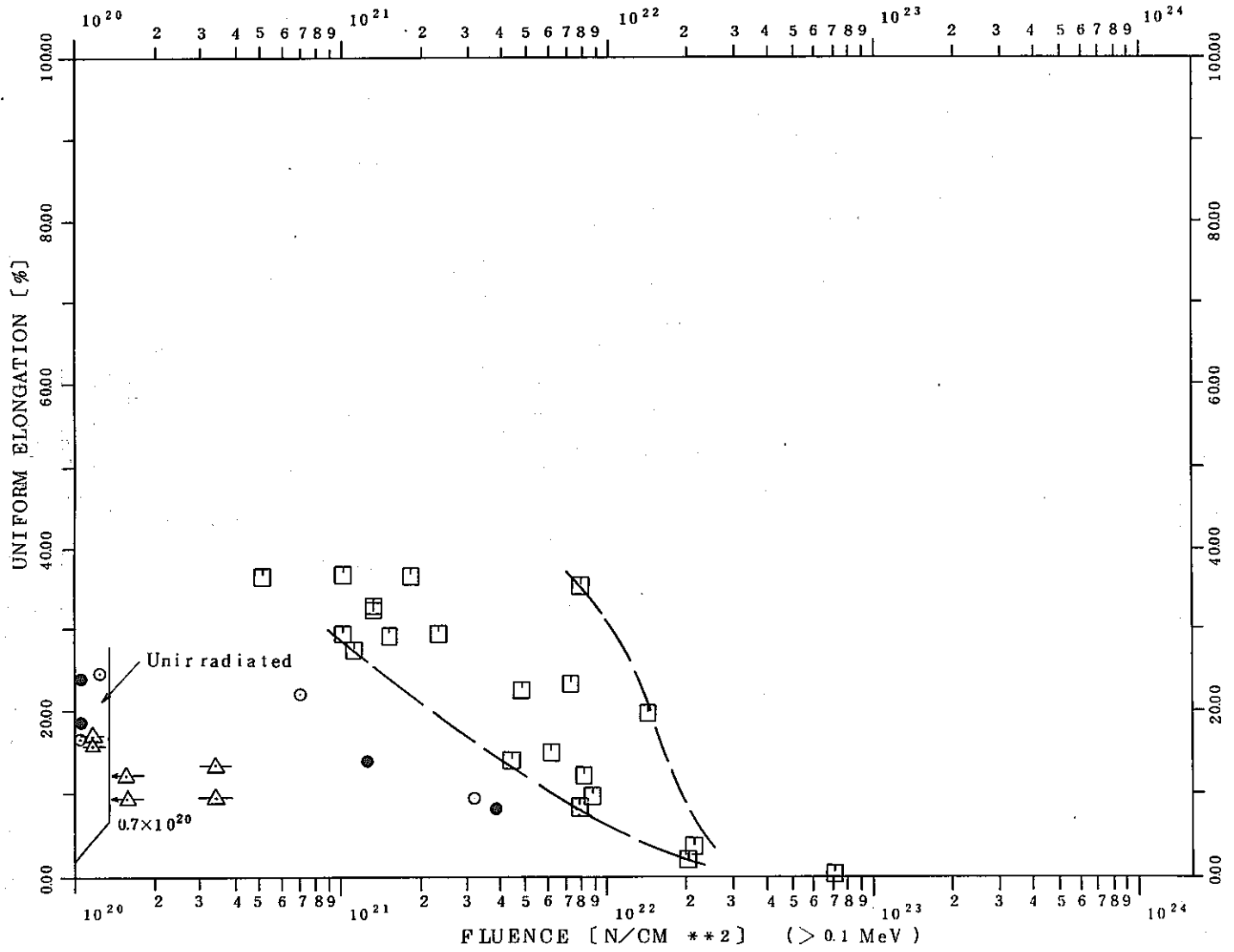


Fig.6(b) Ultimate Tensile Strength as a Function of Fluence
 (Type of Steel : 304
 Test Temperature : 500°C ± 30°C)



	Material	Reactor	Ref.
□	Base Metal	EBR-II	(1)
●	Weld Metal (SMA)	EBR-II	(2)
○	Weld Metal (SA)	EBR-II	(2)
△	Welded Joint (SA)	JMTR	(3)

Fig. 6(c) Uniform Elongation as a Function of Fluence
 (Type of Steel : 304)
 (Test Temperature : 500°C ± 30°C)

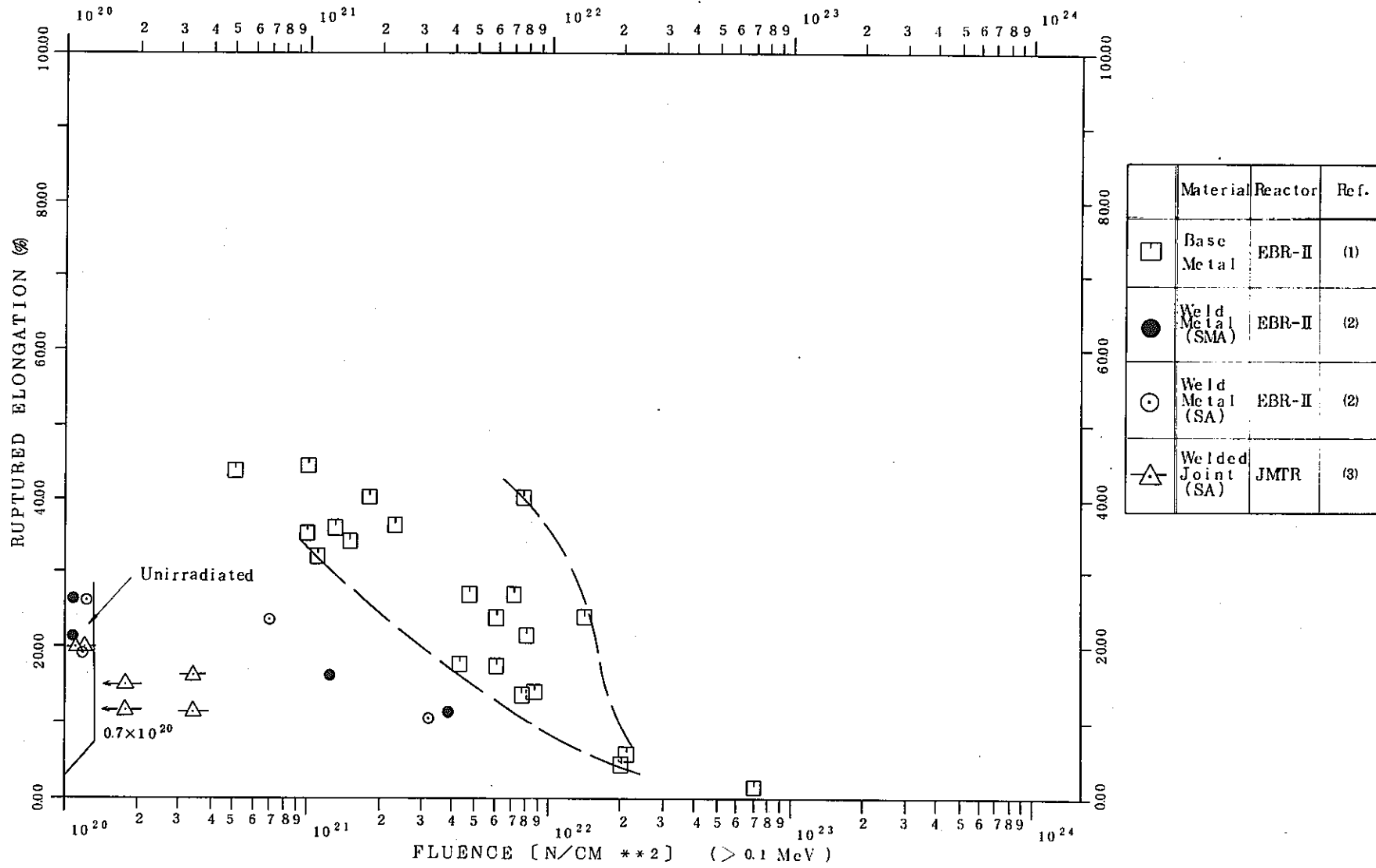
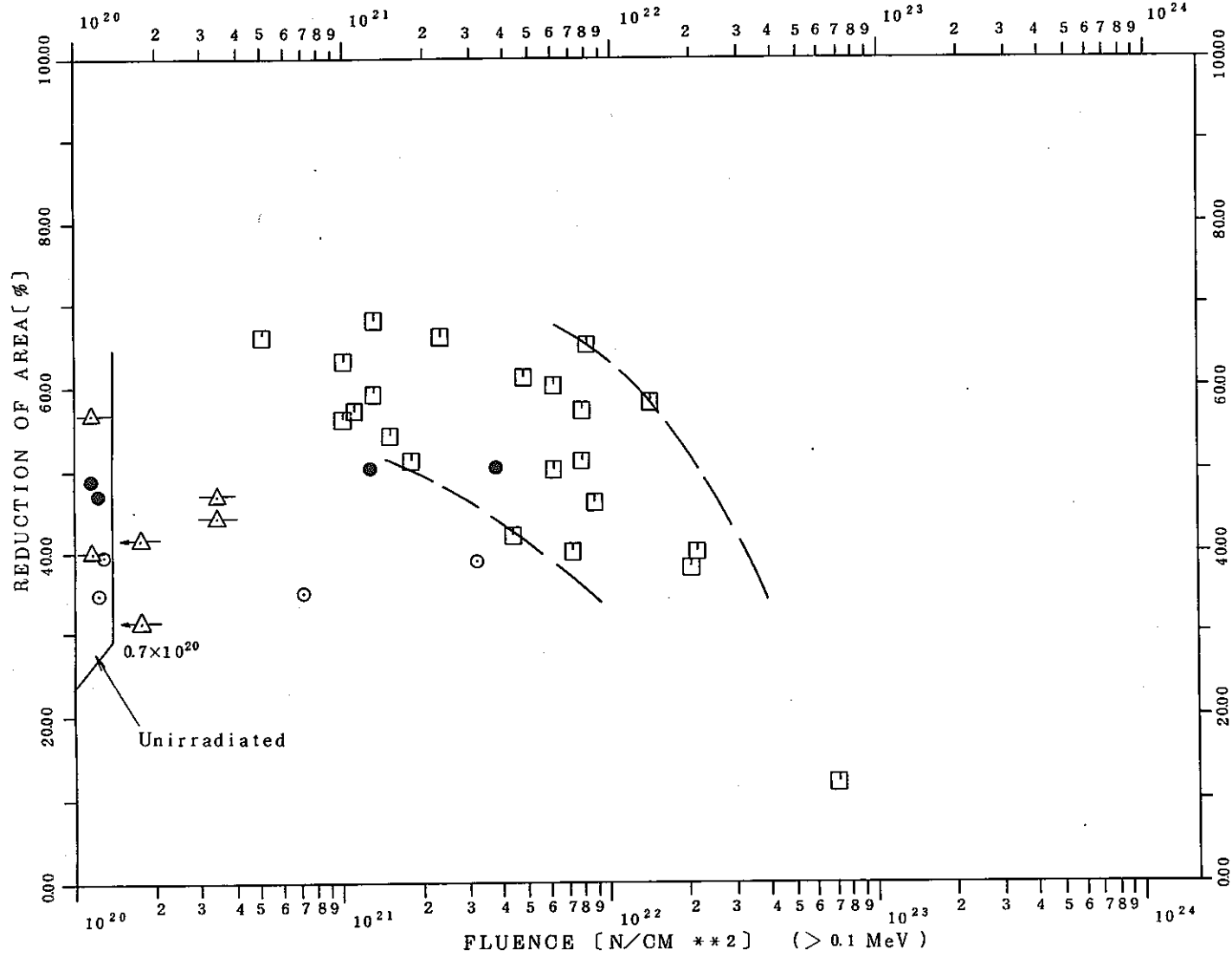


Fig. 6(d) Ruptured Elongation as a Function of Fluence

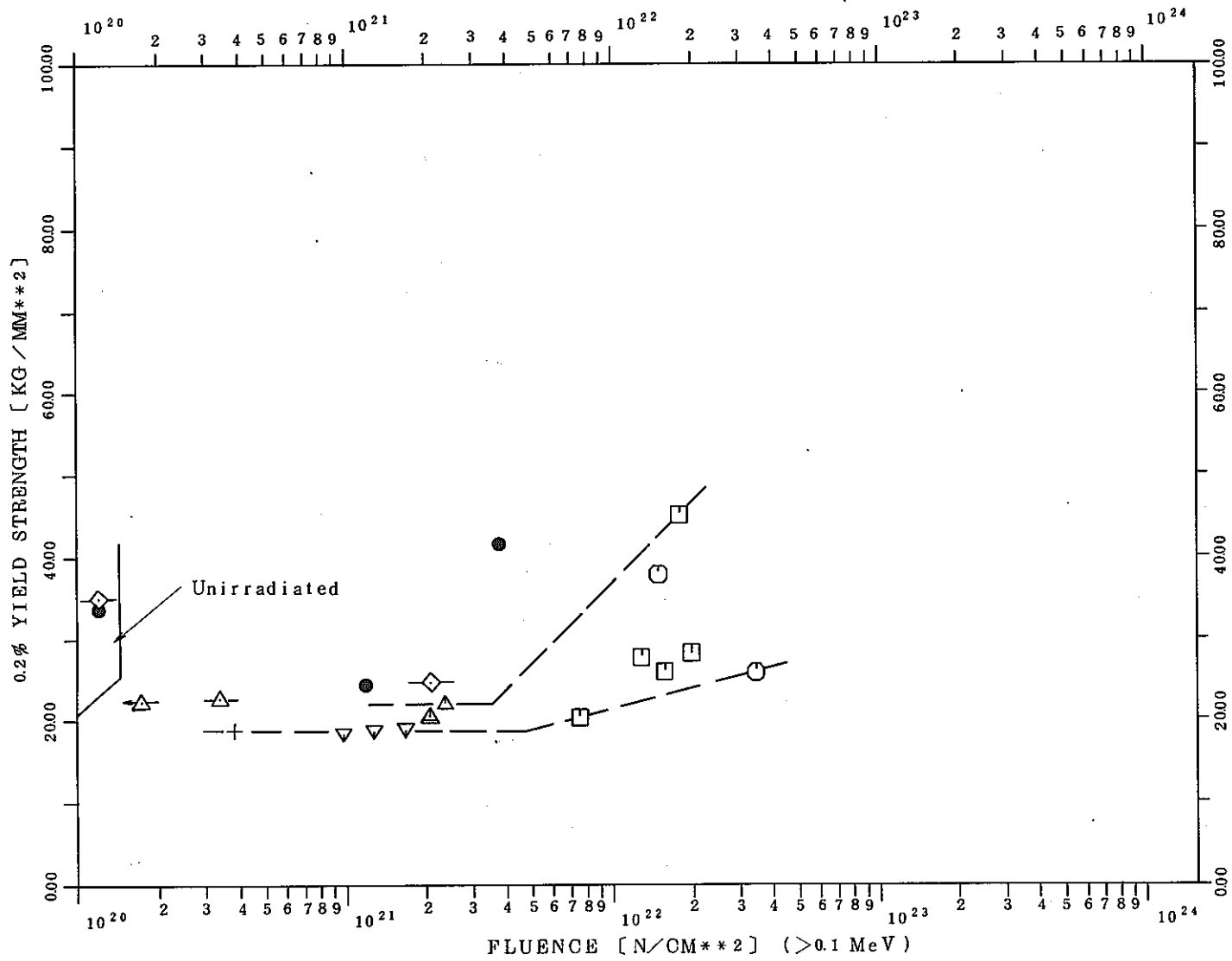
(Type of Steel : 304
 Test Temperature : 500°C ± 30°C)



	Material	Reactor	Ref.
□	Base Metal	EBR-II	(1)
●	Weld Metal (SMA)	EBR-II	(2)
○	Weld Metal (SA)	EBR-II	(2)
△	Welded Joint (SA)	JMTR	(3)

Fig. 6(e) Reduction of Area as a Function of Fluence

(Type of Steel : 304
 Test Temperature : 500°C ± 30°C)



	Material	Reactor	Ref.
□	Base Metal	EBR-II	(1)
○	Base Metal	EBR-II	(1)
△	Base Metal	JMTR	(1)
▽	Base Metal	JMTR	(1)
+	Base Metal	JMTR	(1)
●	Weld Metal (SMA)	EBR-II	(2)
△	Welded Joint (SA)	JMTR	(3)
◇	Welded Joint (SMA)	JMTR	(4)

Fig. 7(a) Yield Strength as a Function of Fluence

(Type of Steel : 304
 Test Temperature : 550°C ± 30°C)

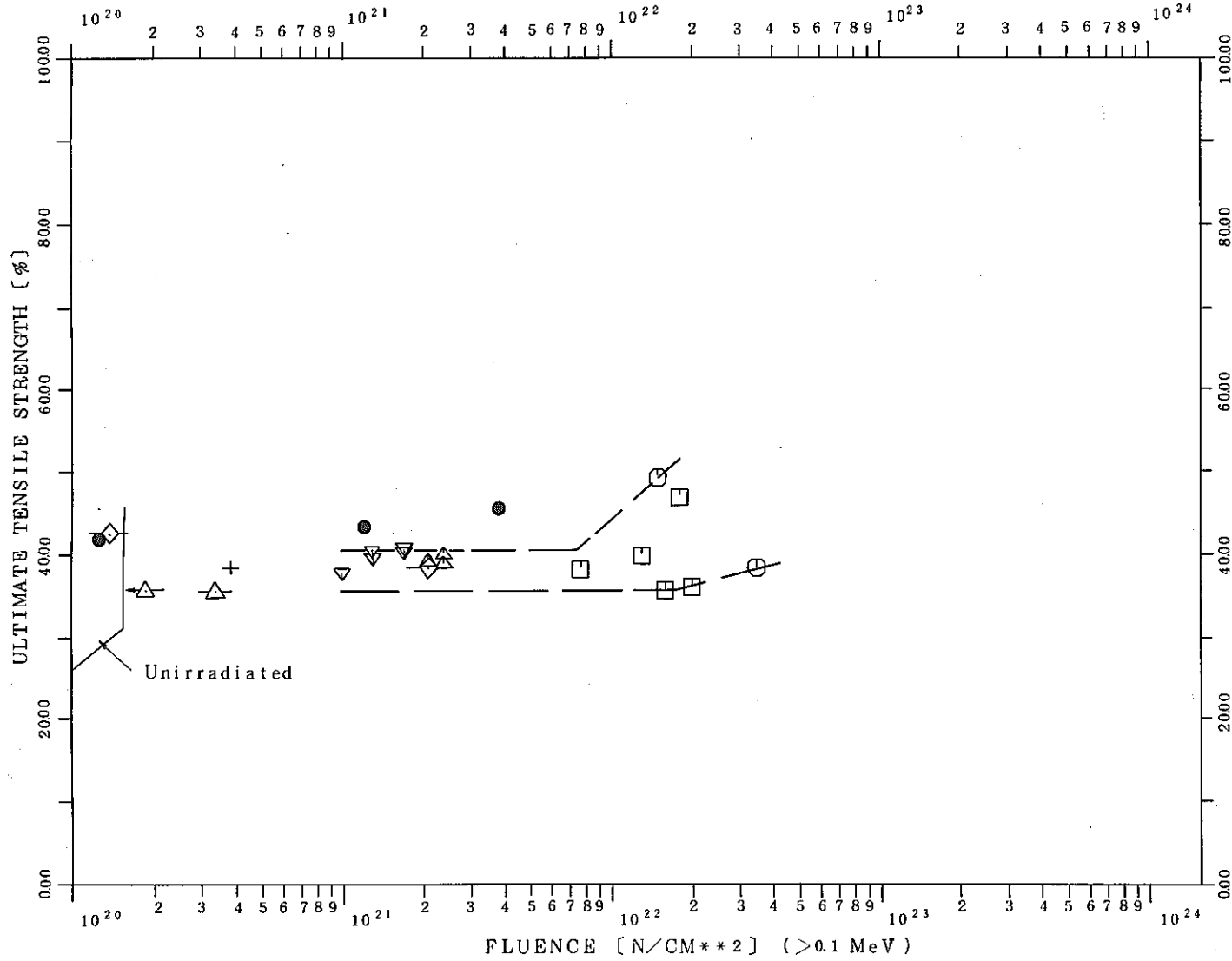
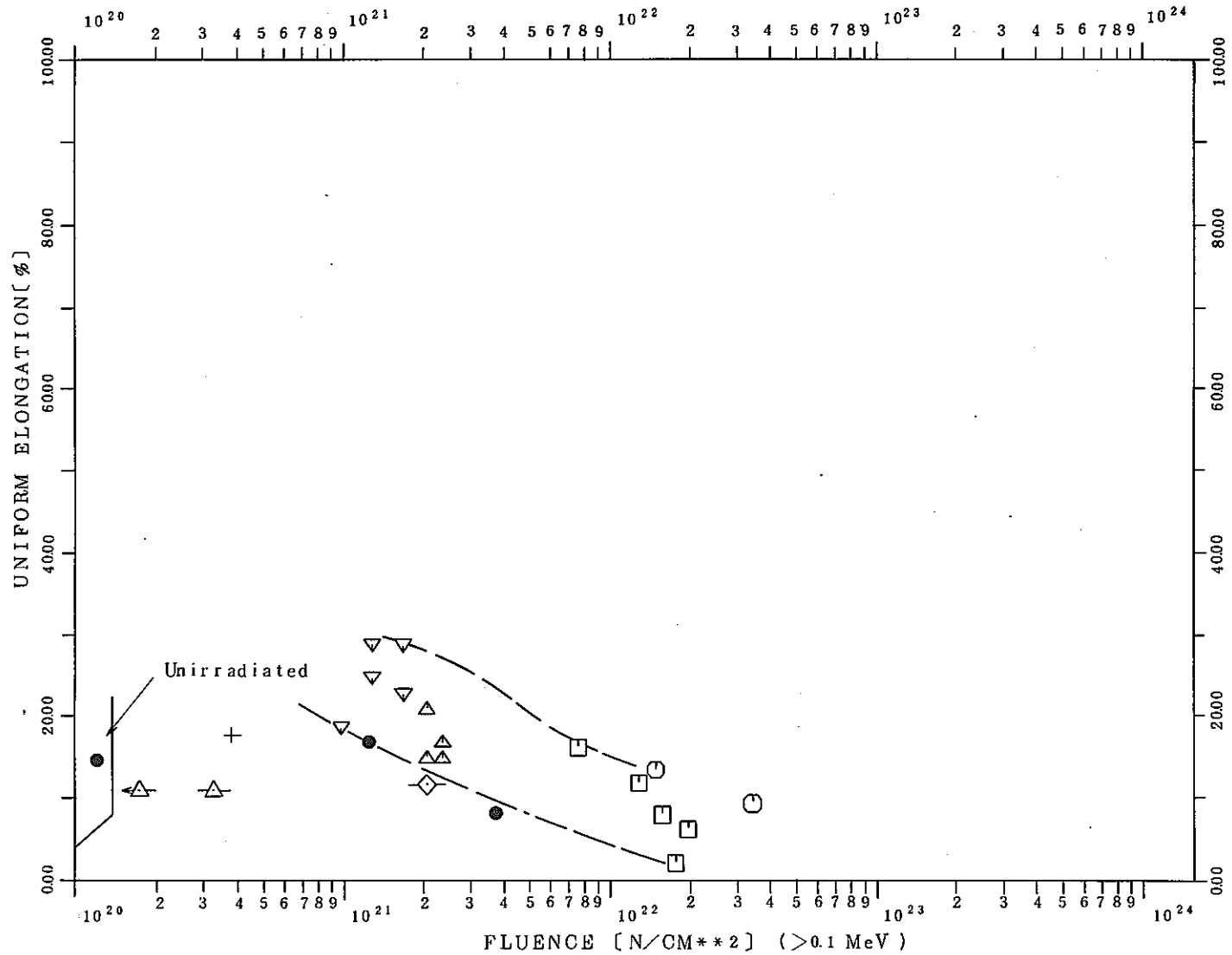


Fig. 7 (b) Ultimate Tensile Strength as a Function of Fluence

(Type of Steel : 3 0 4
 (Test Temperature : 5 5 0 °C ± 3 0 °C)

	Material	Reactor	Ref.
□	Base Metal	EBR-II	(1)
○	Base Metal	EBR-II	(1)
△	Base Metal	JMTR	(1)
▽	Base Metal	JMTR	(1)
+	Base Metal	JMTR	(1)
●	Weld Metal (SMA)	EBR-II	(2)
△	Welded Joint (SA)	JMTR	(3)
◇	Welded Joint (SMA)	JMTR	(4)



	Material	Reactor	Ref.
□	Base Metal	EBR-II	(1)
○	Base Metal	EBR-II	(1)
△	Base Metal	JMTR	(1)
▽	Base Metal	JMTR	(1)
+	Base Metal	JMTR	(1)
●	Weld Metal (SMA)	EBR-II	(2)
△	Welded Joint (SA)	JMTR	(3)
◇	Welded Joint (SMA)	JMTR	(4)

Fig. 7(c) Uniform Elongation as a Function of Fluence

(Type of Steel : 304
 Test Temperature : 550°C ± 30°C)

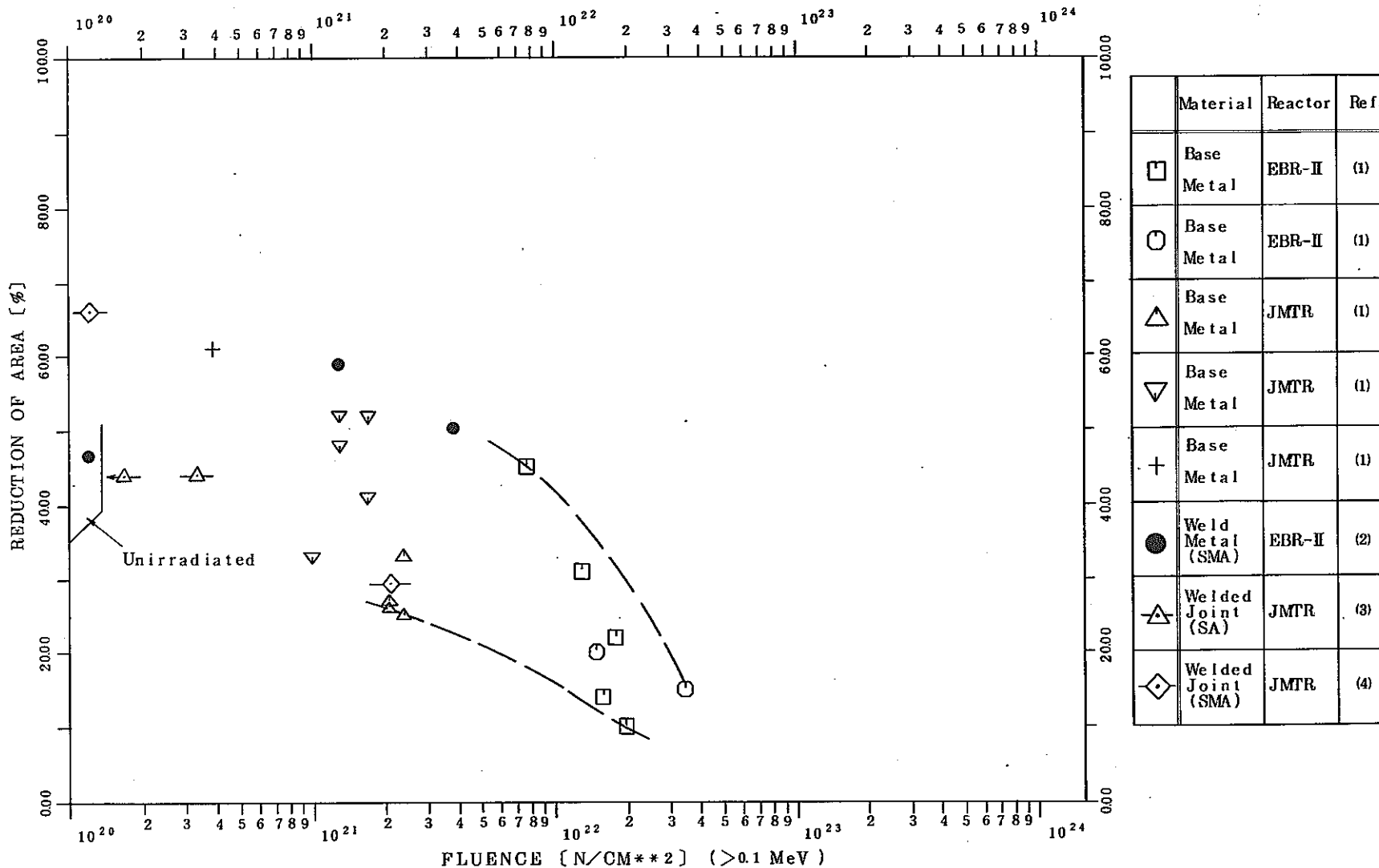


Fig. 7(e) Reduction of Area as a Function of Fluence

(Type of Steel : 304
 Test Temperature : 550°C ± 30°C)

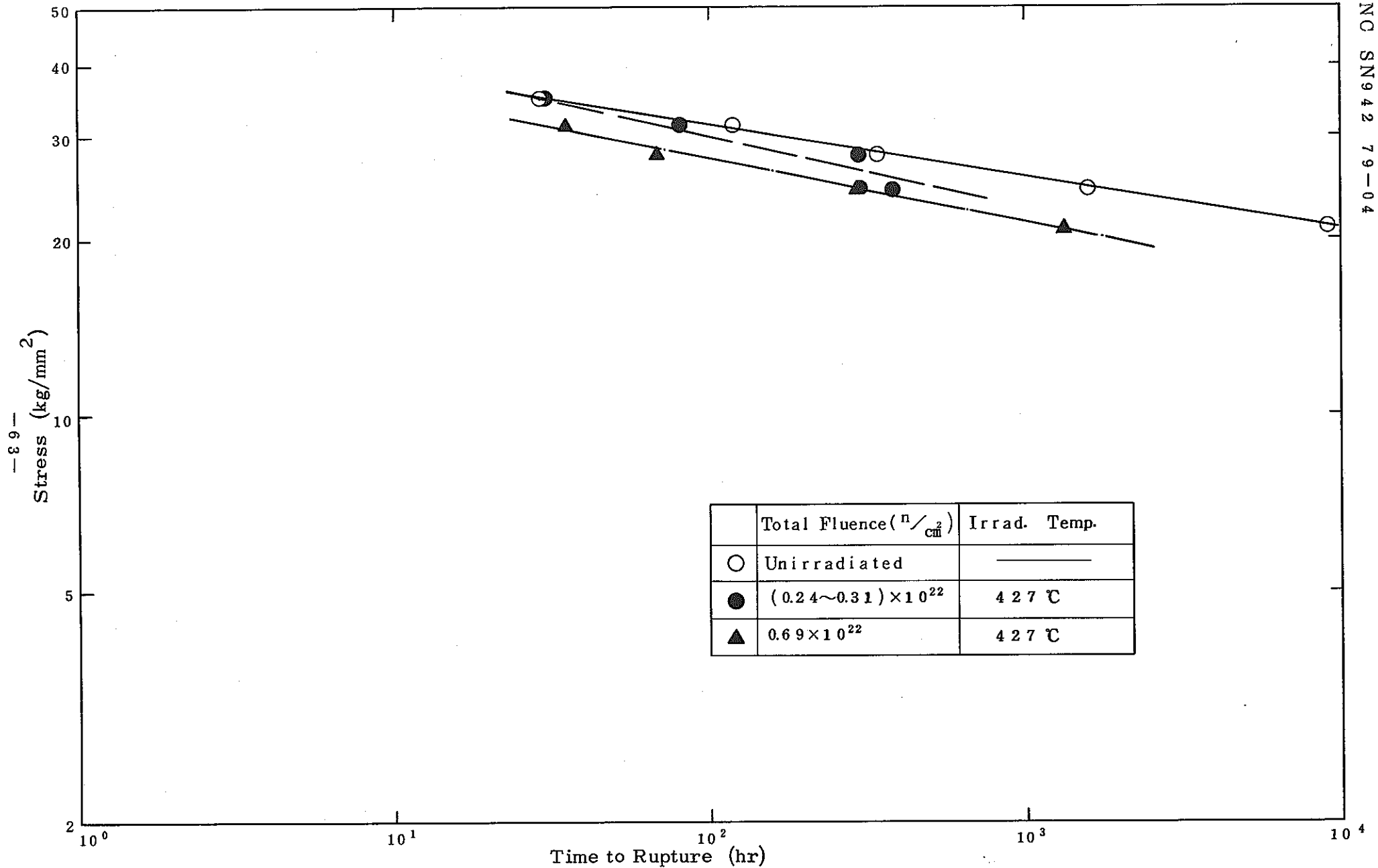


Fig. 8 (a) Post - Irradiation Creep Rupture Strength of Type 304 Stainless Steel at 538°C

(Reactor : EBR - II, Ref. : BNWL - 1279)⁽⁵⁾

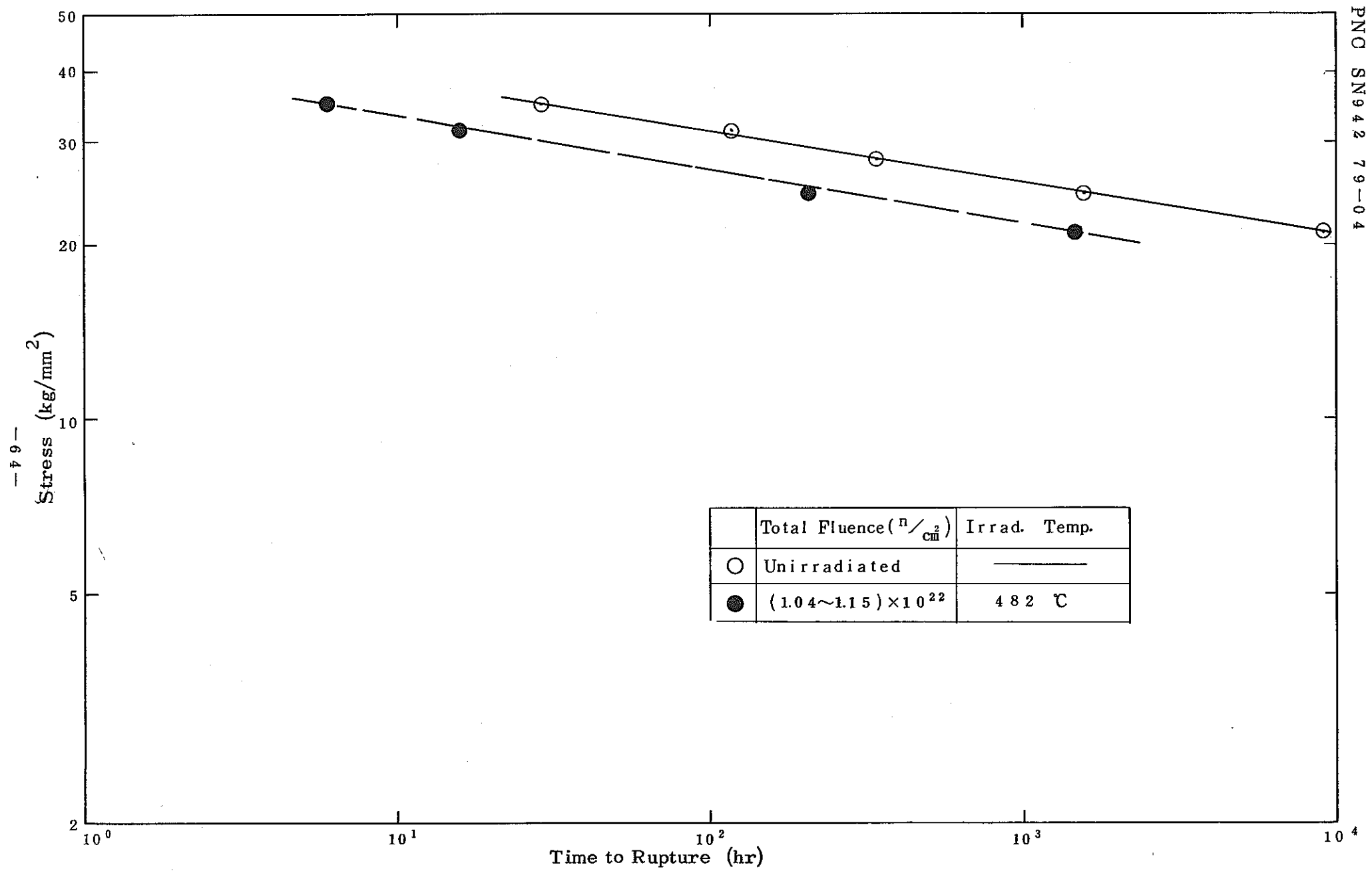


Fig. 8 (b) Post - Irradiation Creep Rupture Strength of Type 304 Stainless Steel at 538°C
 (Reactor : EBR - II, Ref. : BNWL - 127⁽⁵⁾9)

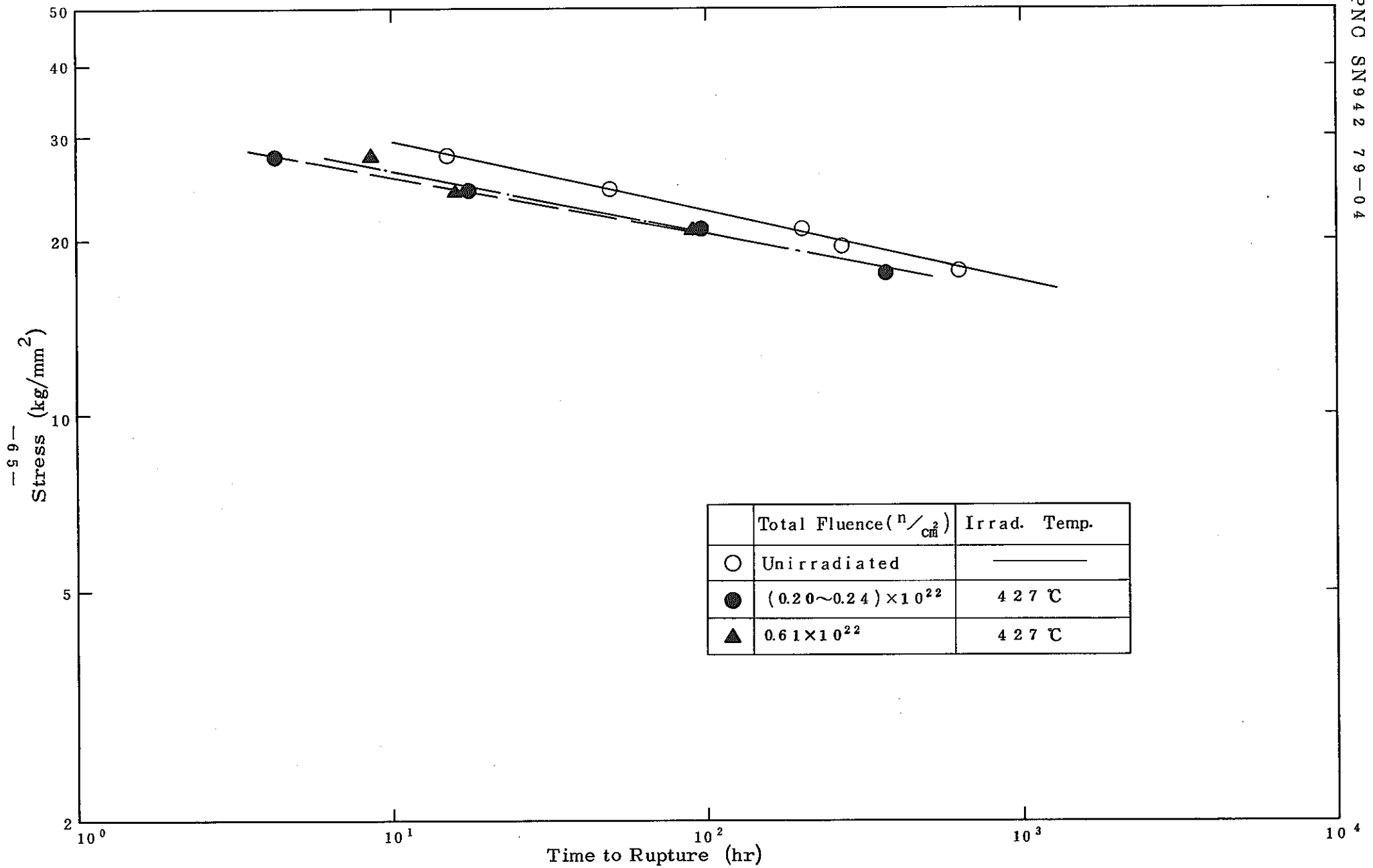


Fig. 9 (a) Post - Irradiation Creep Rupture Strength of Type 304 Stainless Steel at 593°C
 (Reactor : EBR - II, Ref. : BNWL - 1279)⁽⁵⁾

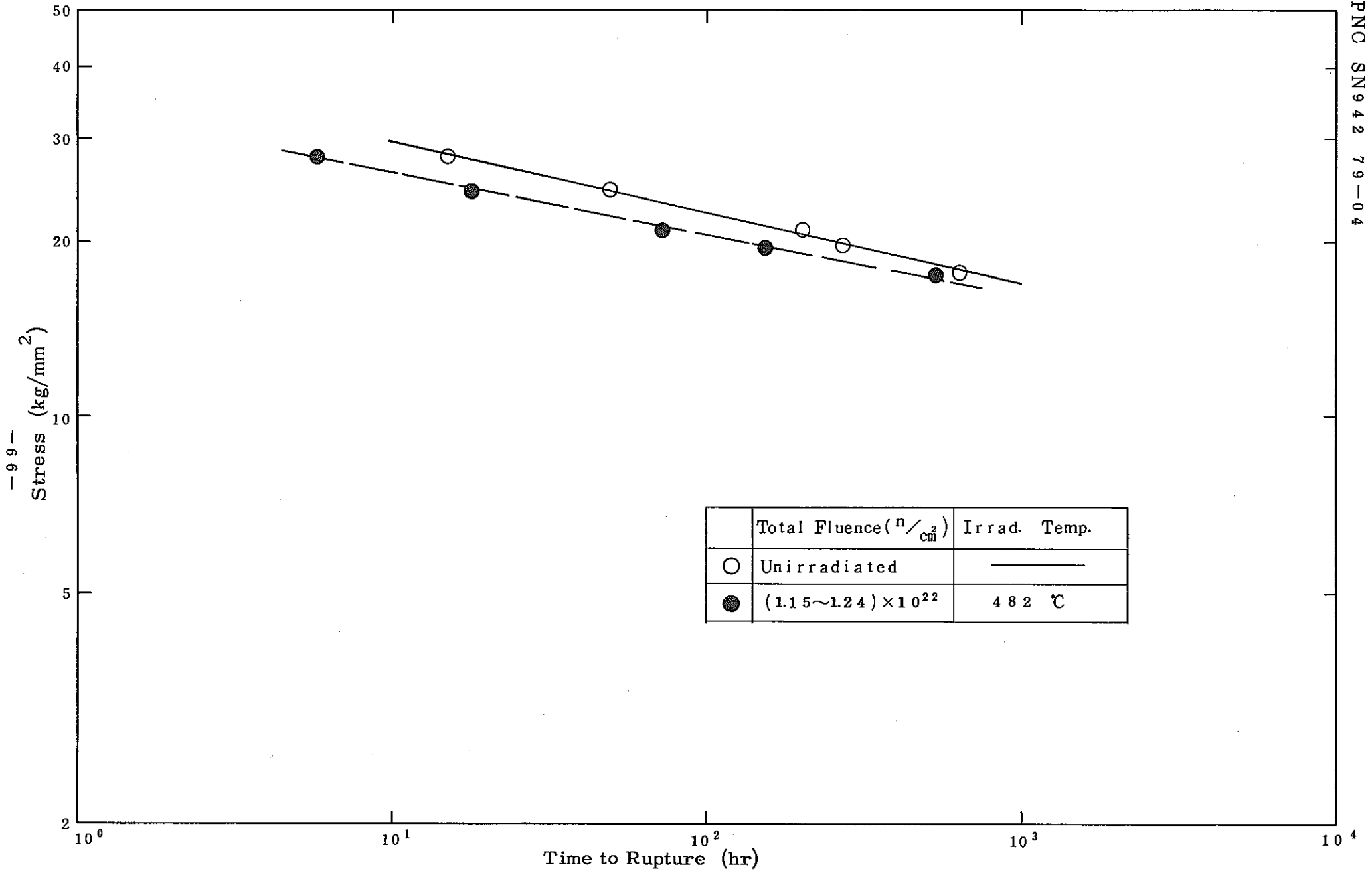


Fig. 9 (b) Post - Irradiation Creep Rupture Strength of Type 304 Stainless Steel at 593°C
 (Reactor : EBR - II, Ref. : BNWL - 1279⁽⁵⁾)

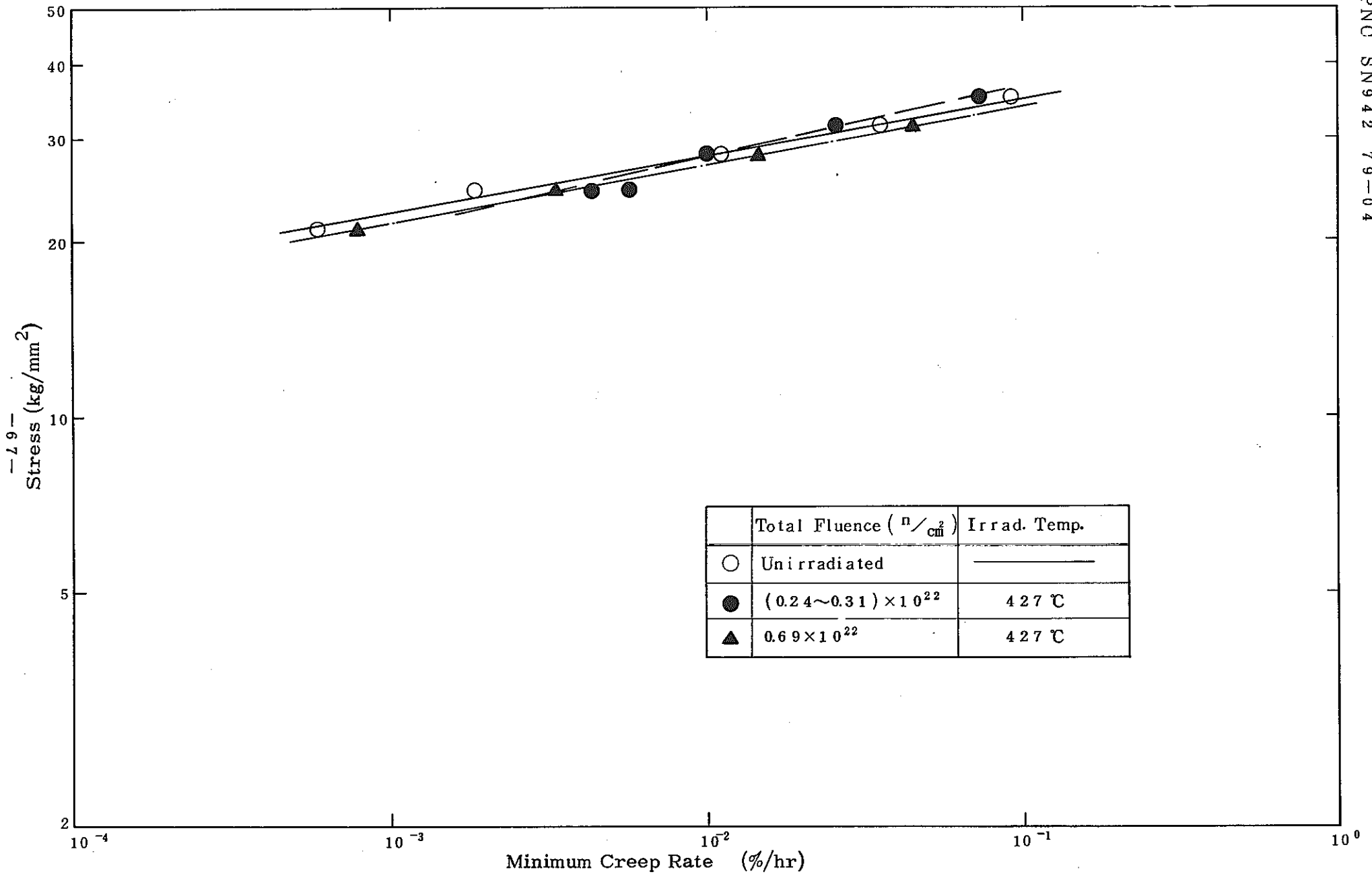


Fig. 10 (a) Post - Irradiation Minimum Creep Rate of Type 304 Stainless Steel at 538 °C
 (Reactor : EBR - II, Ref. : BNWL - 1279⁽⁵⁾)

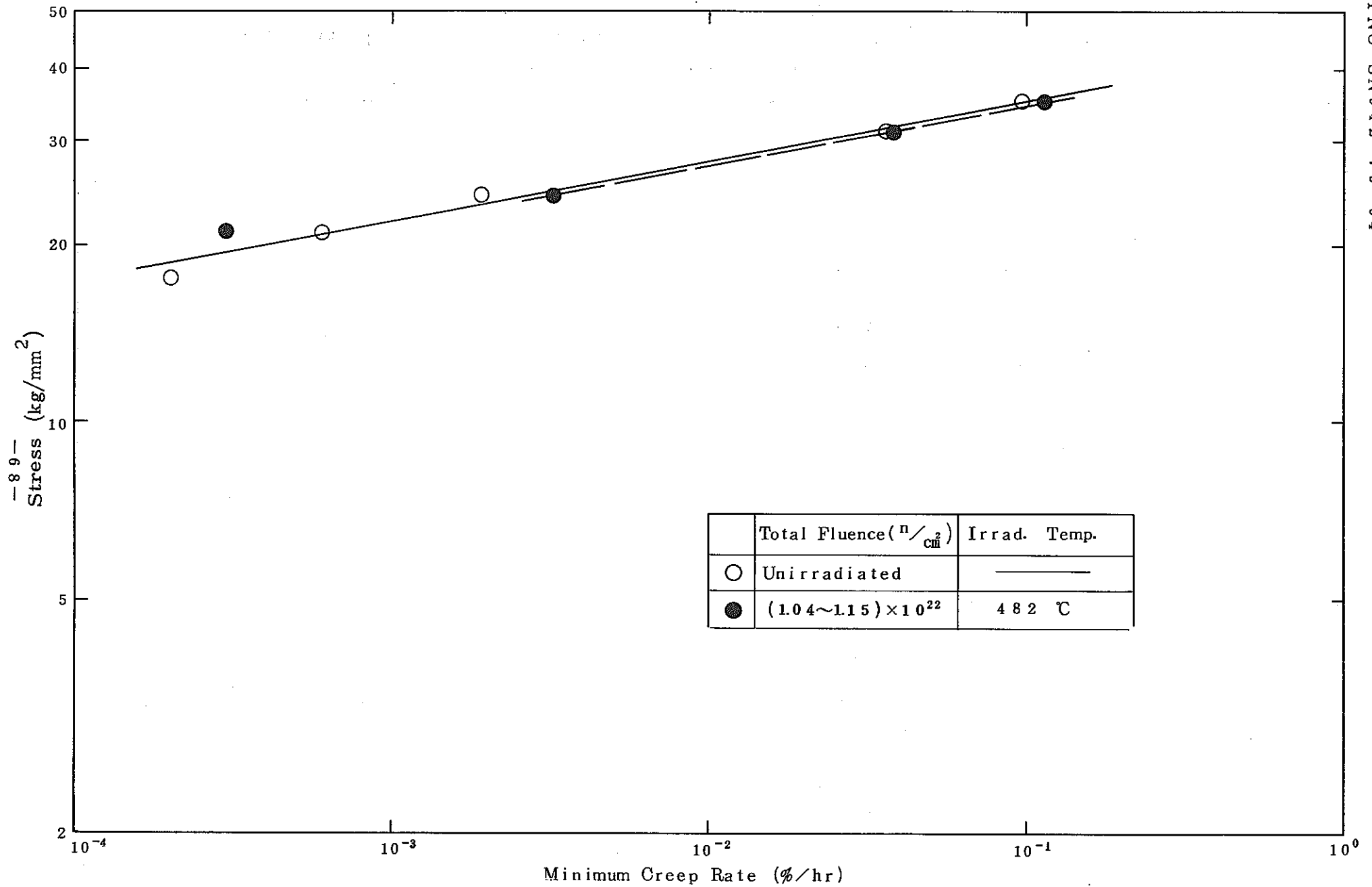


Fig. 10 (b) Post - Irradiation Minimum Creep Rate of Type 304 Stainless Steel at 538°C

(Reactor : EBR - II, Ref. : BNWL - 1279⁽⁵⁾)

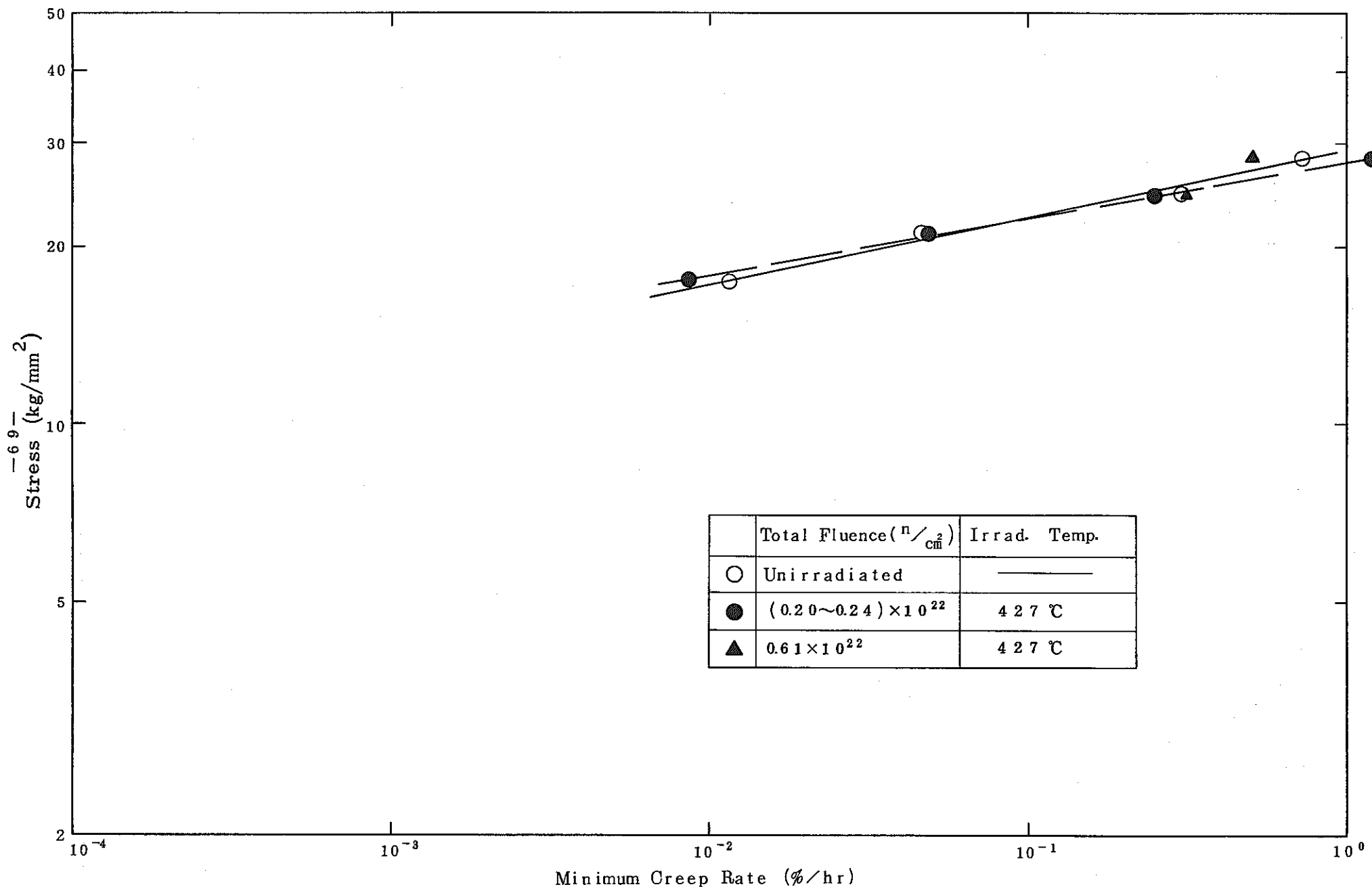


Fig. 11 (a) Post - Irradiation Minimum Creep Rate of Type 304 Stainless Steel at 593°C
 (Reactor : EBR - II, Ref. : BNWL - 1279)⁽⁵⁾

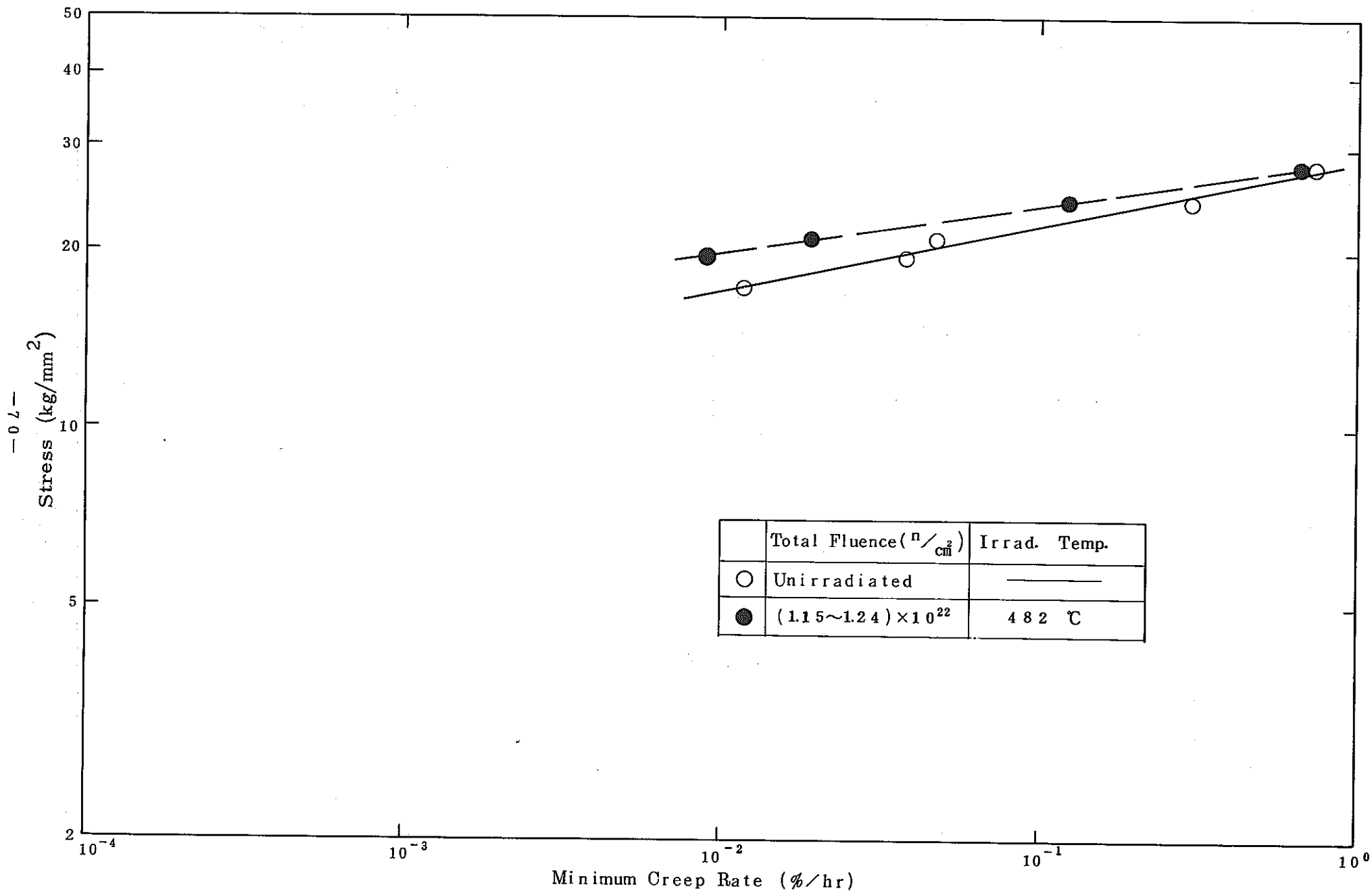


Fig. 11 (b) Post - Irradiation Minimum Creep Rate of Type 304 Stainless Steel at 593°C

(Reactor : EBR - II, Ref. : BNWL - 1279⁽⁵⁾)

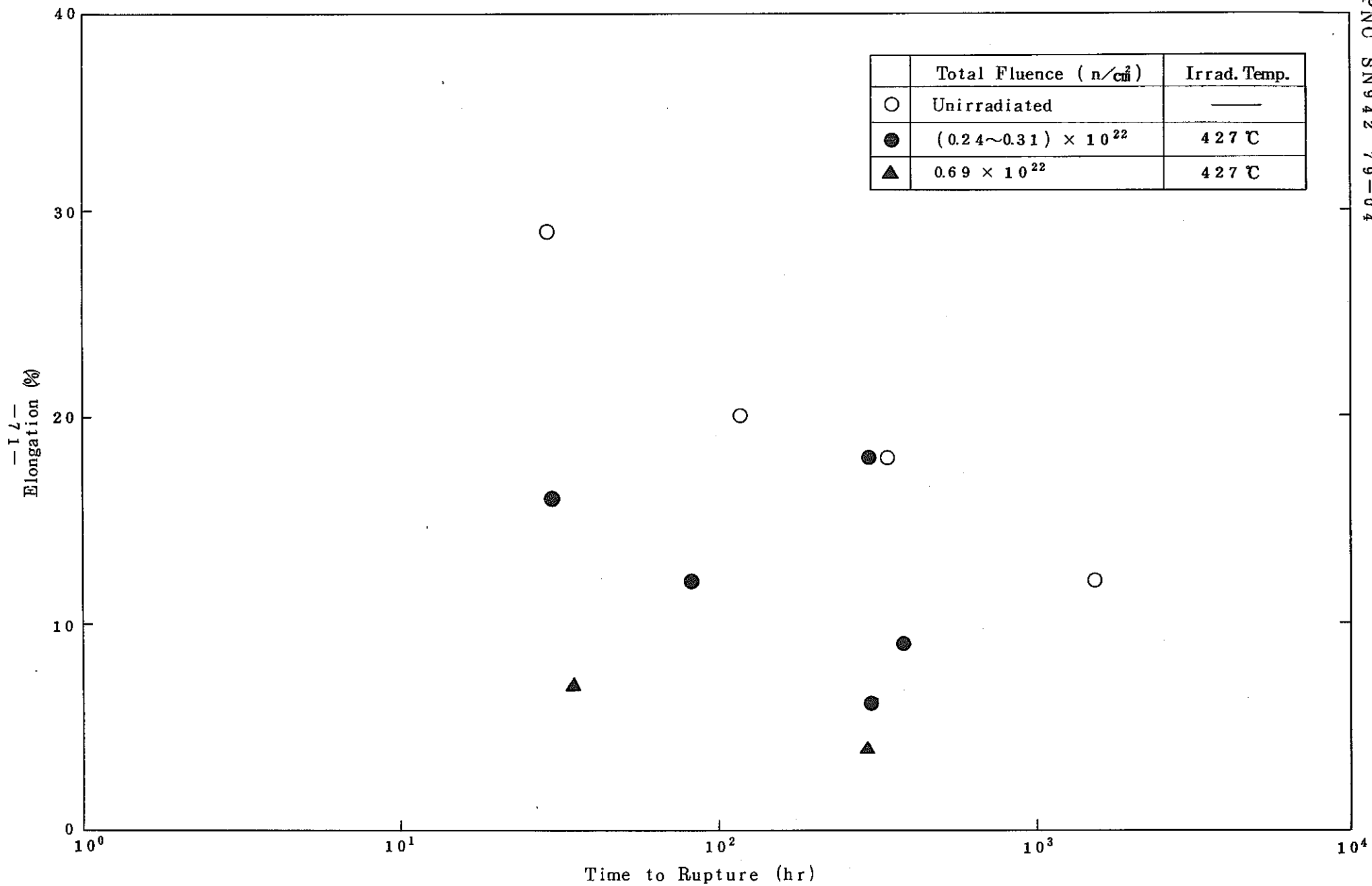


Fig. 12 (a) Post - Irradiation Creep Rupture Elongation of Type 304 Stainless Steel at 538°C
 (Reactor : EBR-II, Ref. : BNWL - 1279⁽⁵⁾)

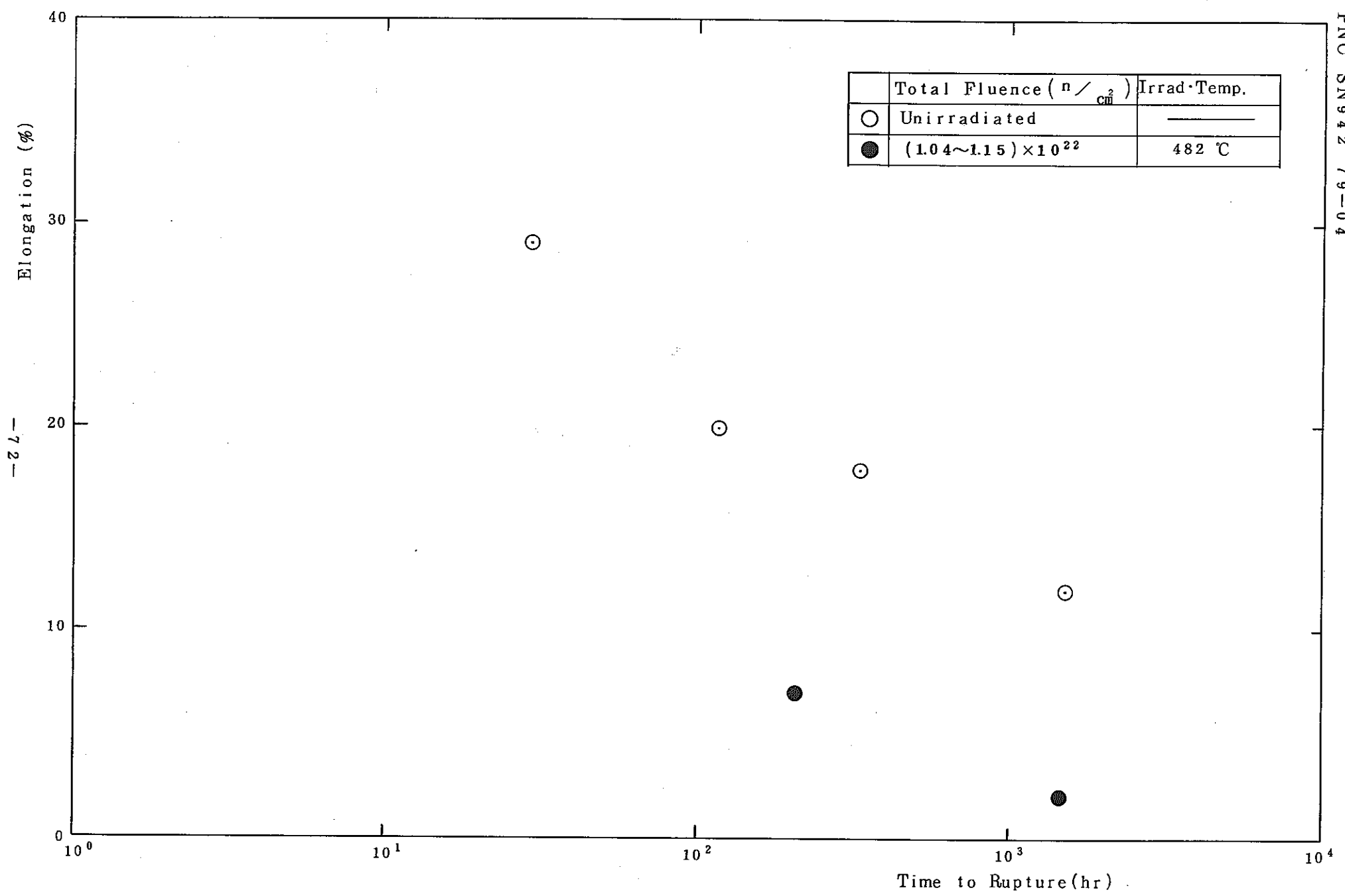


Fig. 12(b) Post-Irradiation Creep Rupture Elongation of Type 304 Stainless Steel at 538°C

(Reactor: EBR-II, Ref.: BNWL-1279⁽⁵⁾)

-72-

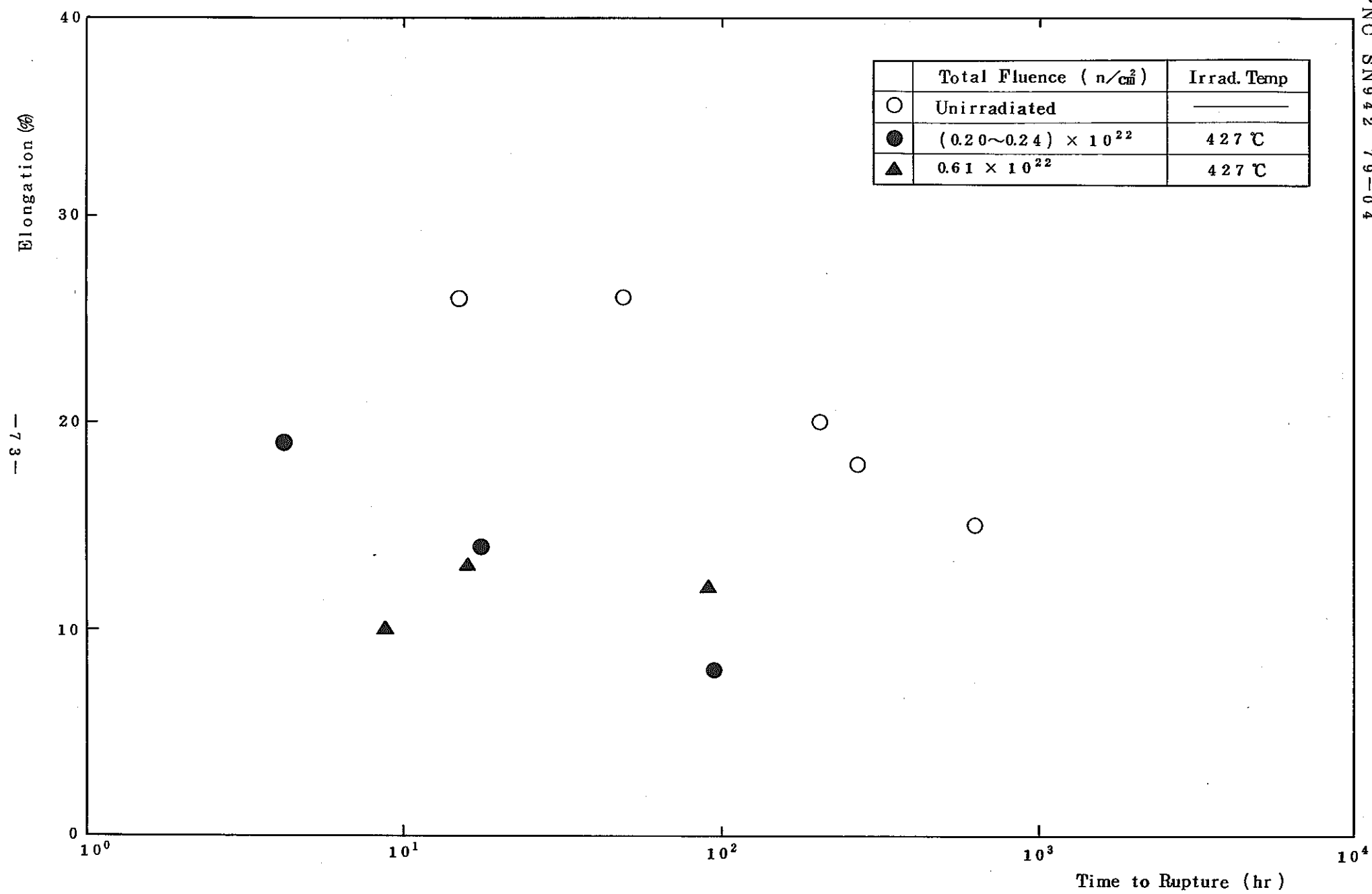
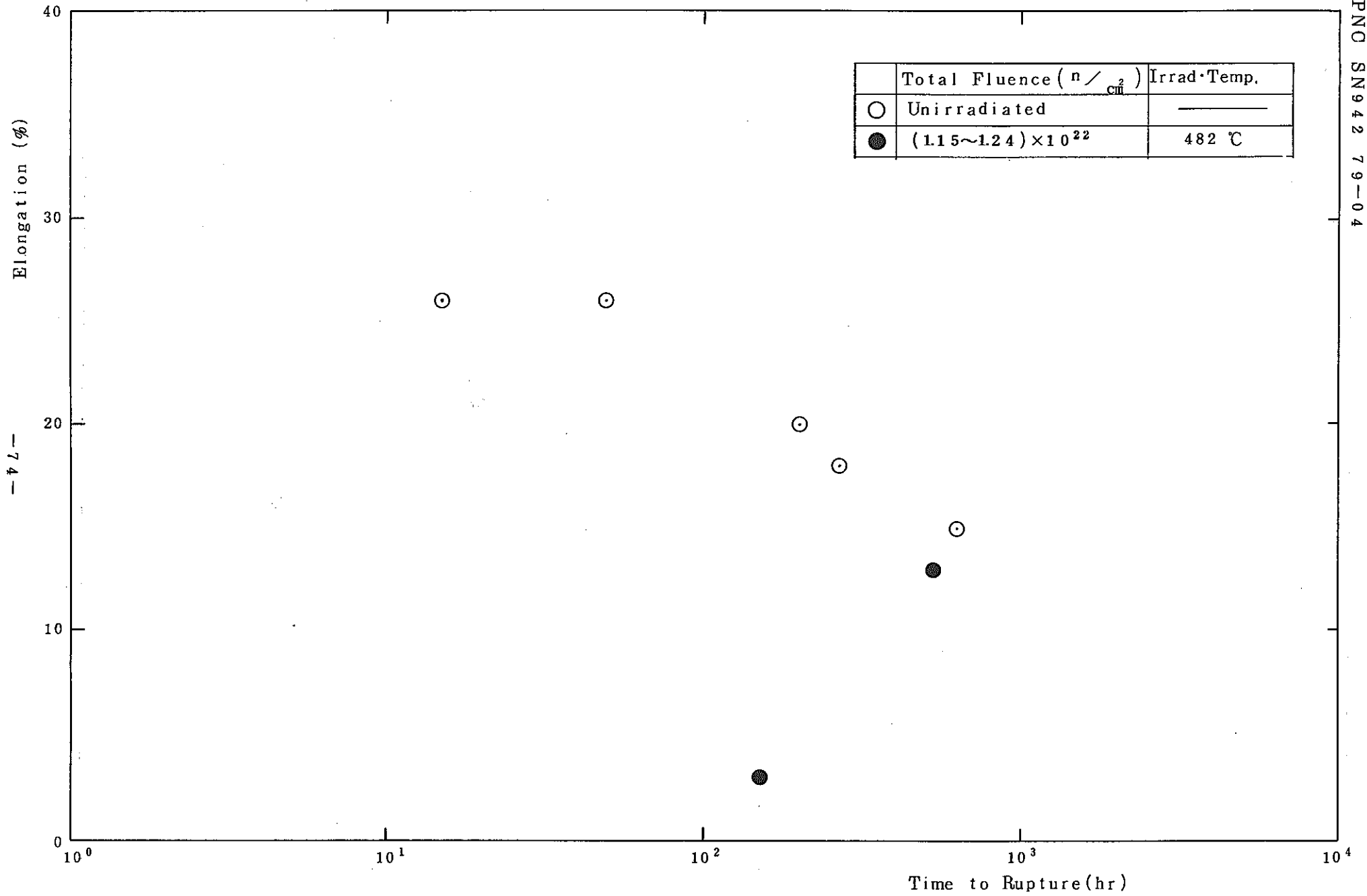


Fig. 13(a) Post - Irradiation Creep Rupture Elongation of Type 304 Stainless Steel at 593°C

(Reactor : EBR - II, Ref. : BNWL - 1279)⁽⁵⁾

- 73 -



-74-

Fig. 13(b) Post-Irradiation Creep Rupture Elongation of Type 304 Stainless Steel at 538°C
 (Reactor: EBR-II, Ref.: BNWL-1279⁽⁵⁾)

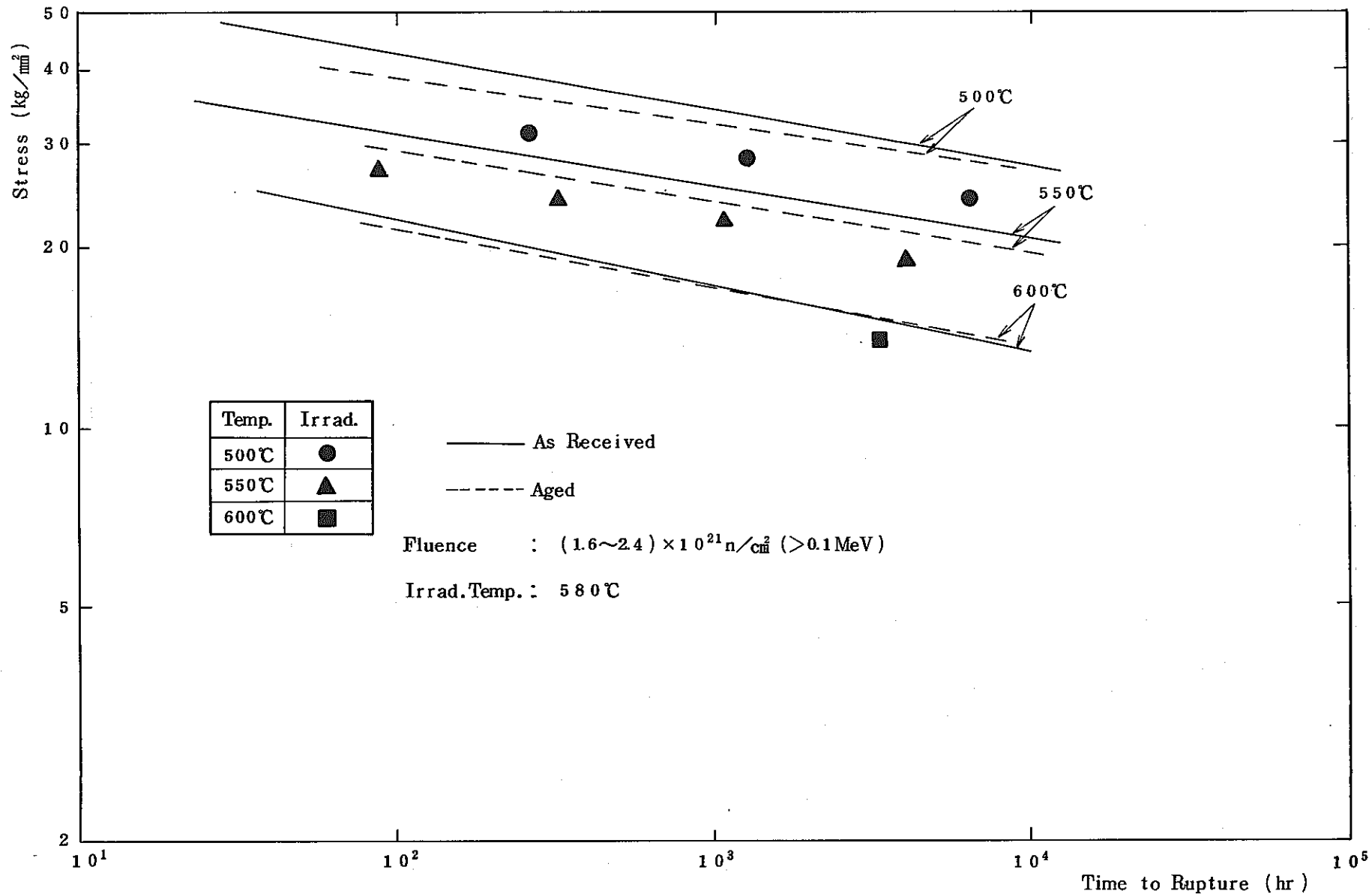


Fig. 14(a) Post-Irradiation Creep Rupture Strength of Type 304 Stainless Steel (Heat A)

(Reactor : JMTR, Ref. : SN941 79-21)⁽⁶⁾

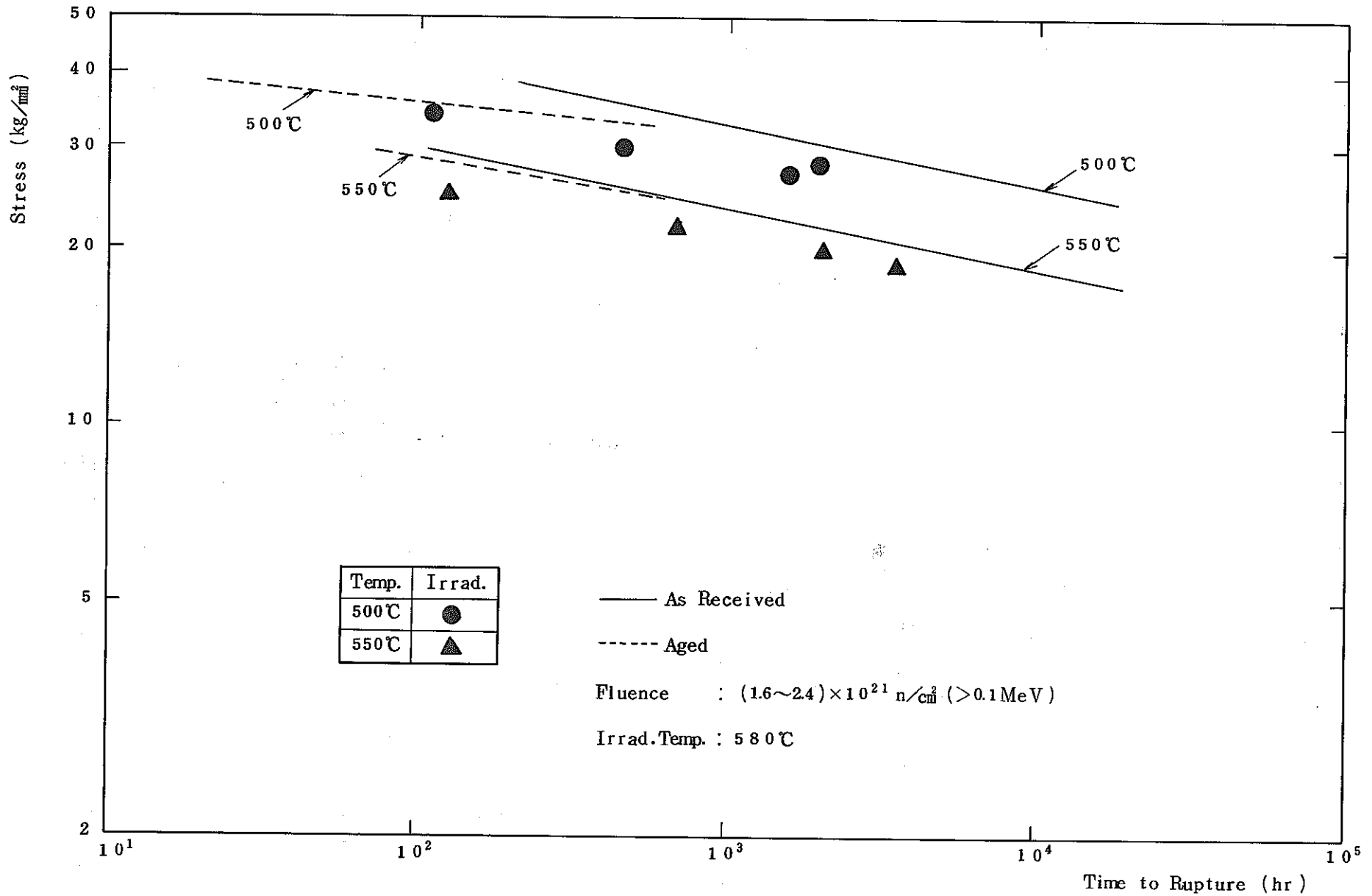


Fig. 14 (b) Post-Irradiation Creep Rupture Strength of Type 304 Stainless Steel (Heat B)

(Reactor : JMTR, Ref. : SN941 79-21)⁽⁶⁾

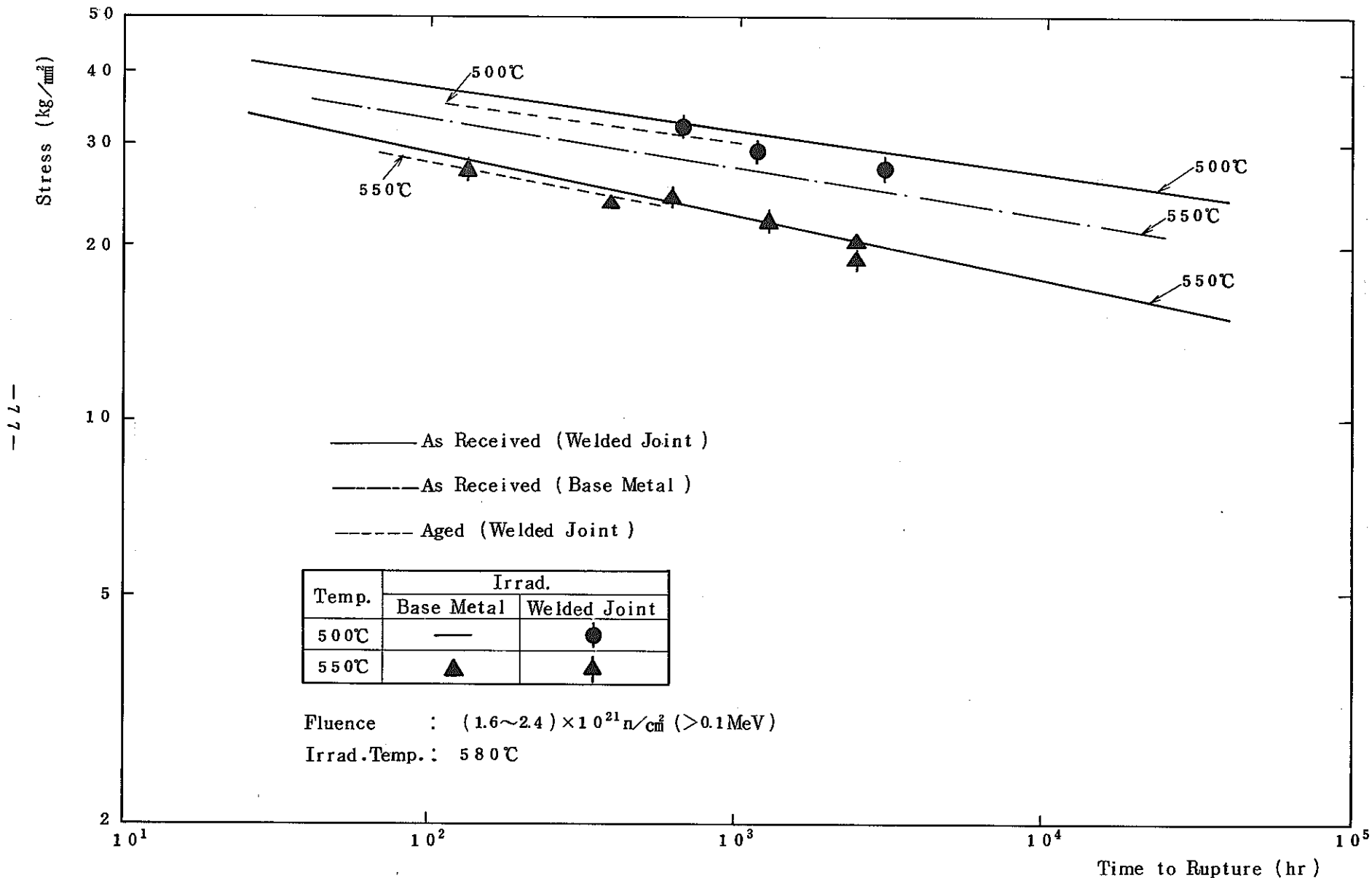
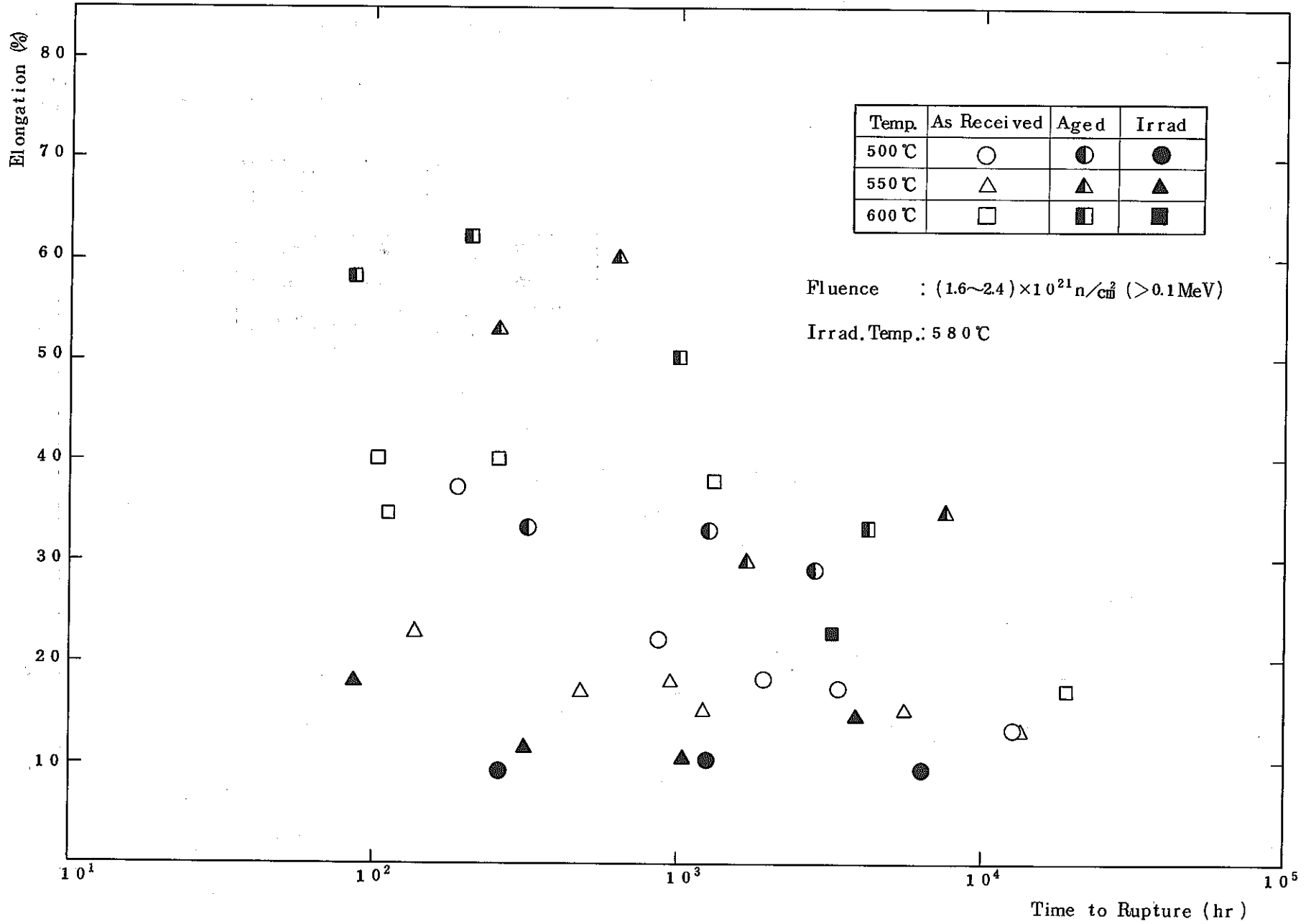


Fig. 14 (c) Post-Irradiation Creep Rupture Strength of Type 304 Stainless Steel (Heat C) and Welded Joint

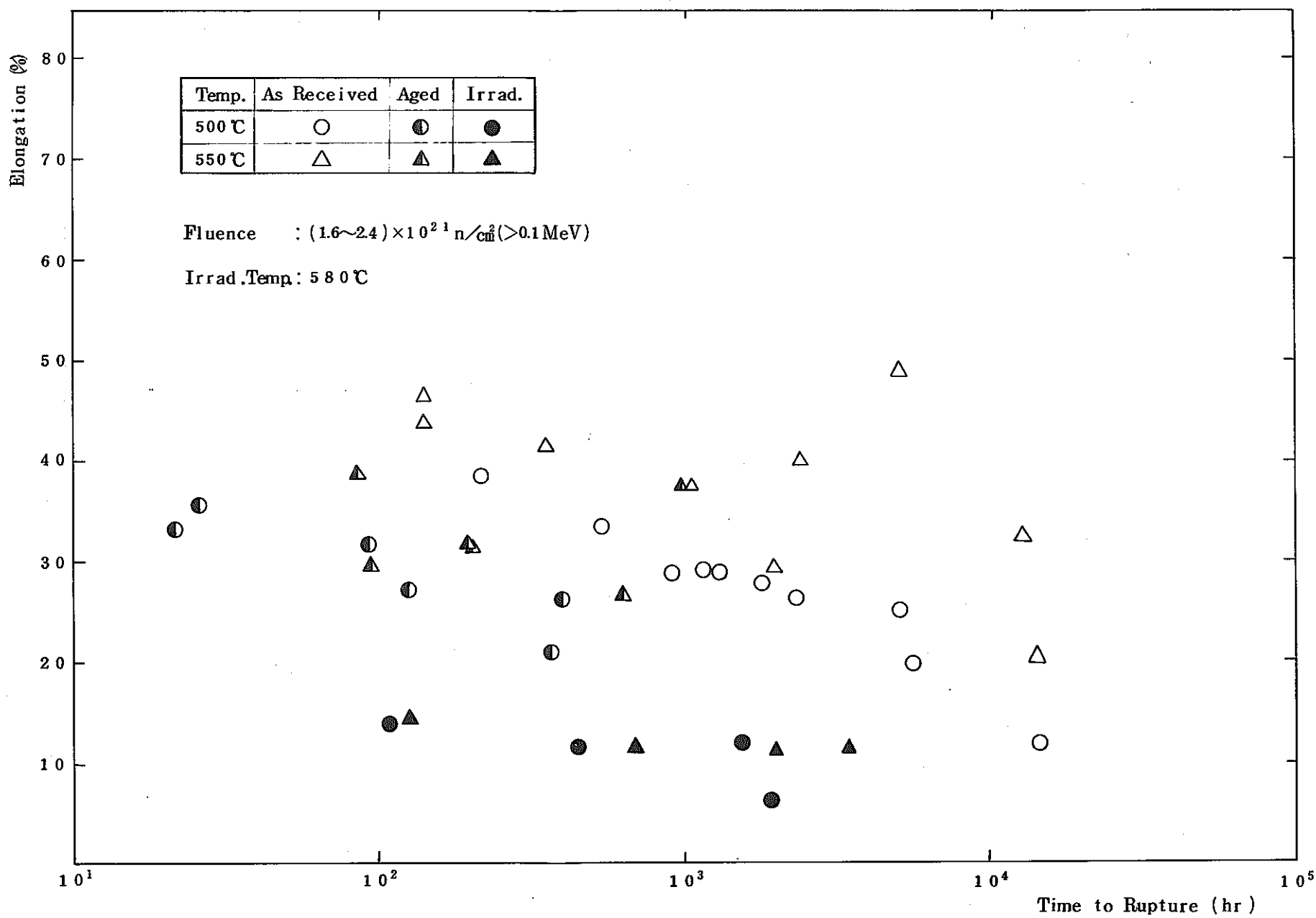
(Reactor : JMTR, Ref. : SN941 79-21)⁽⁶⁾



-78-

Fig. 15 (a) Post-Irradiation Creep Rupture Elongation of Type 304 Stainless Steel (Heat A)

(Reactor : JMTR, Ref. : SN941 79-21)⁽⁶⁾



- 79 -

Fig. 15 (b) Post-Irradiation Creep Rupture Elongation of Type 304 Stainless Steel (Heat B)

(Reactor : JMTR, Ref. : SN941 79-21⁽⁶⁾)

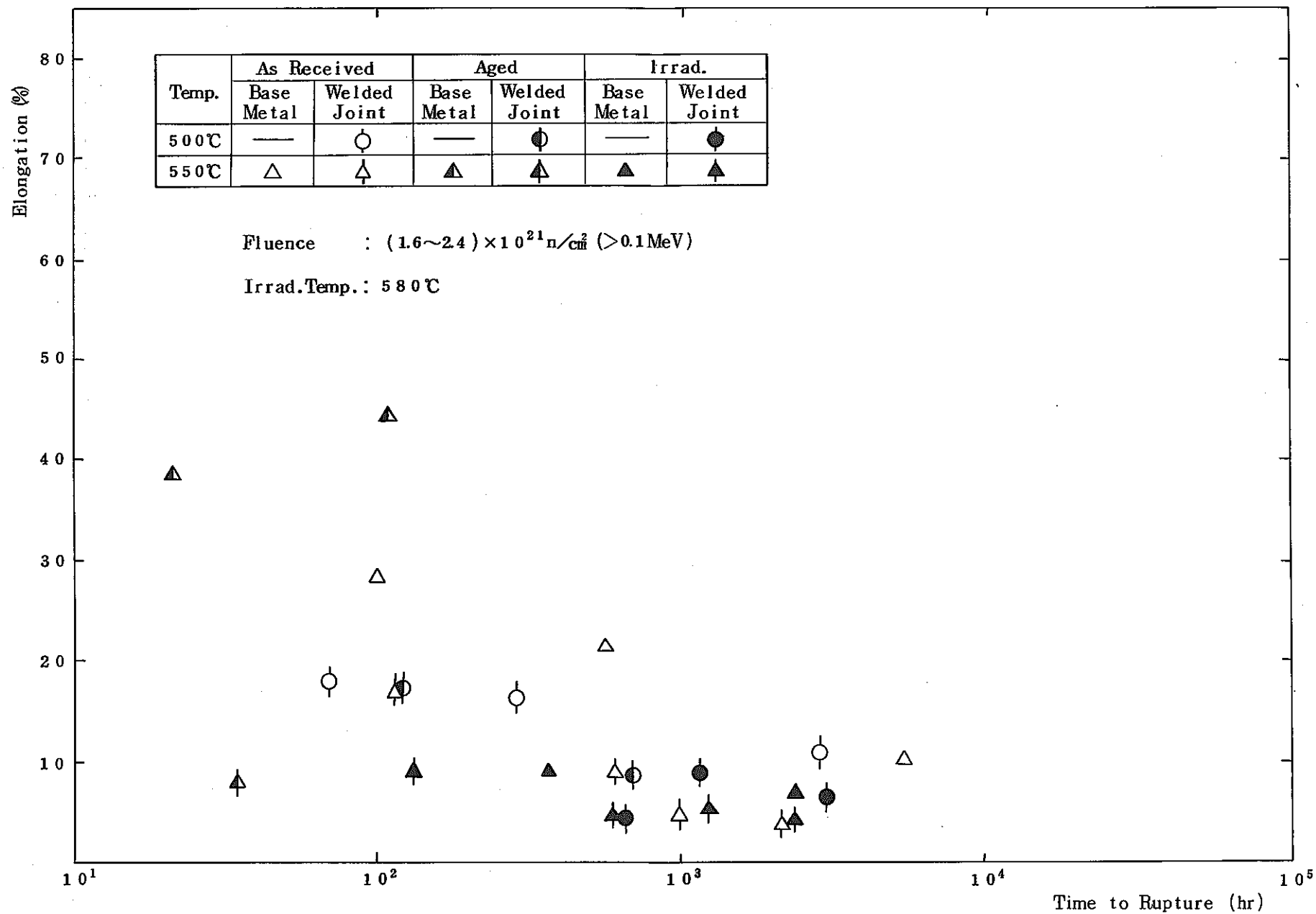


Fig. 15 (c) Post-Irradiation Creep Rupture Elongation of Type 304 Stainless Steel (Heat C) and Welded Joint

(6)
(Reactor : JMTR, Ref. : SN941 79-21)

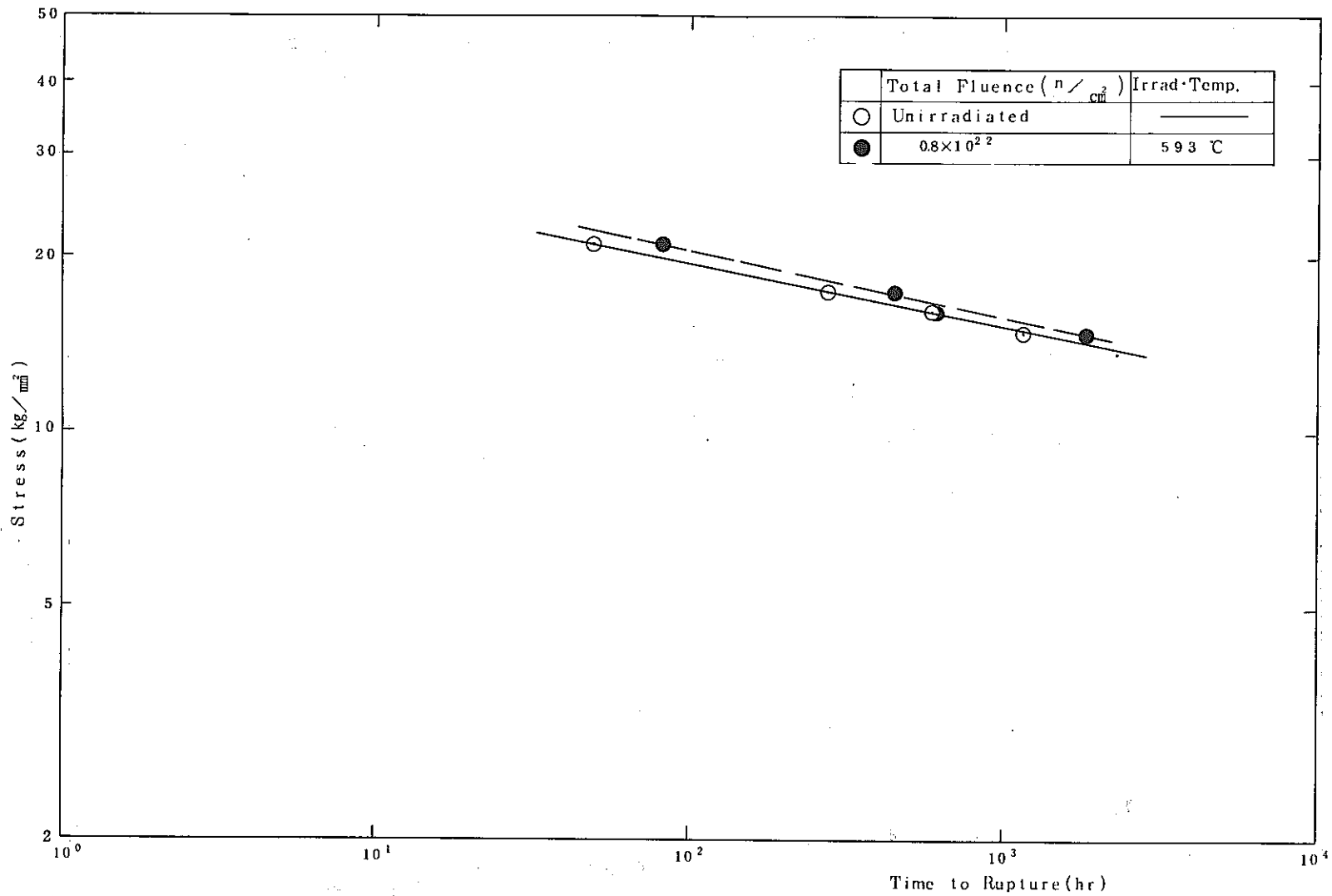


Fig. 16 Post-Irradiation Creep Rupture Strength of Weld Metal at 593°C
 (Reactor: EBR-II, Welding Process: SA, Ref.: HEDL-TME 74-25⁽²⁾)

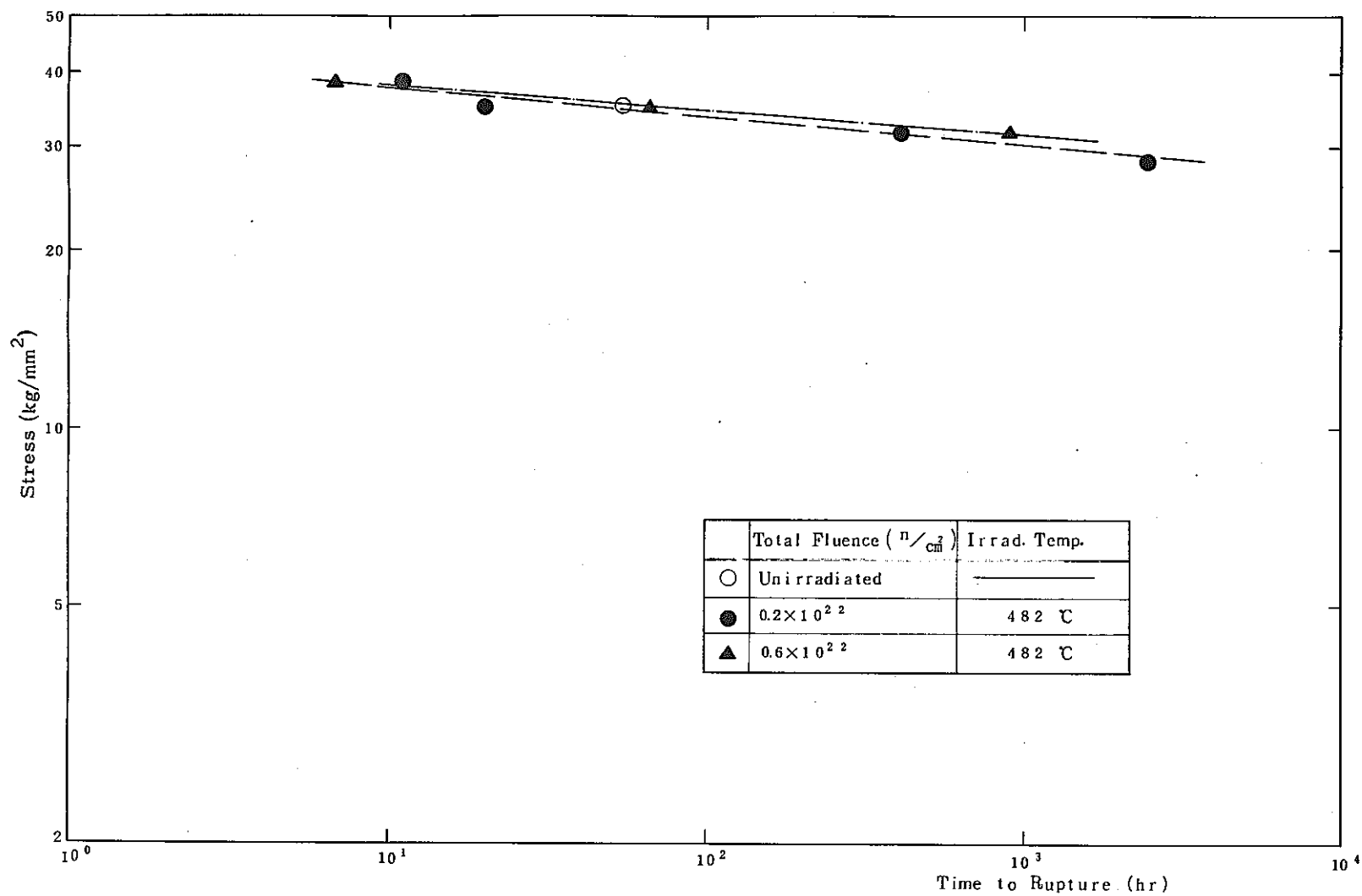


Fig. 17 Post-Irradiation Creep Rupture Strength of Weld Metal at 538°C
 (Reactor : EBR-II, Welding Process : SMA, Ref. : HEDL-TME74-25⁽²⁾)

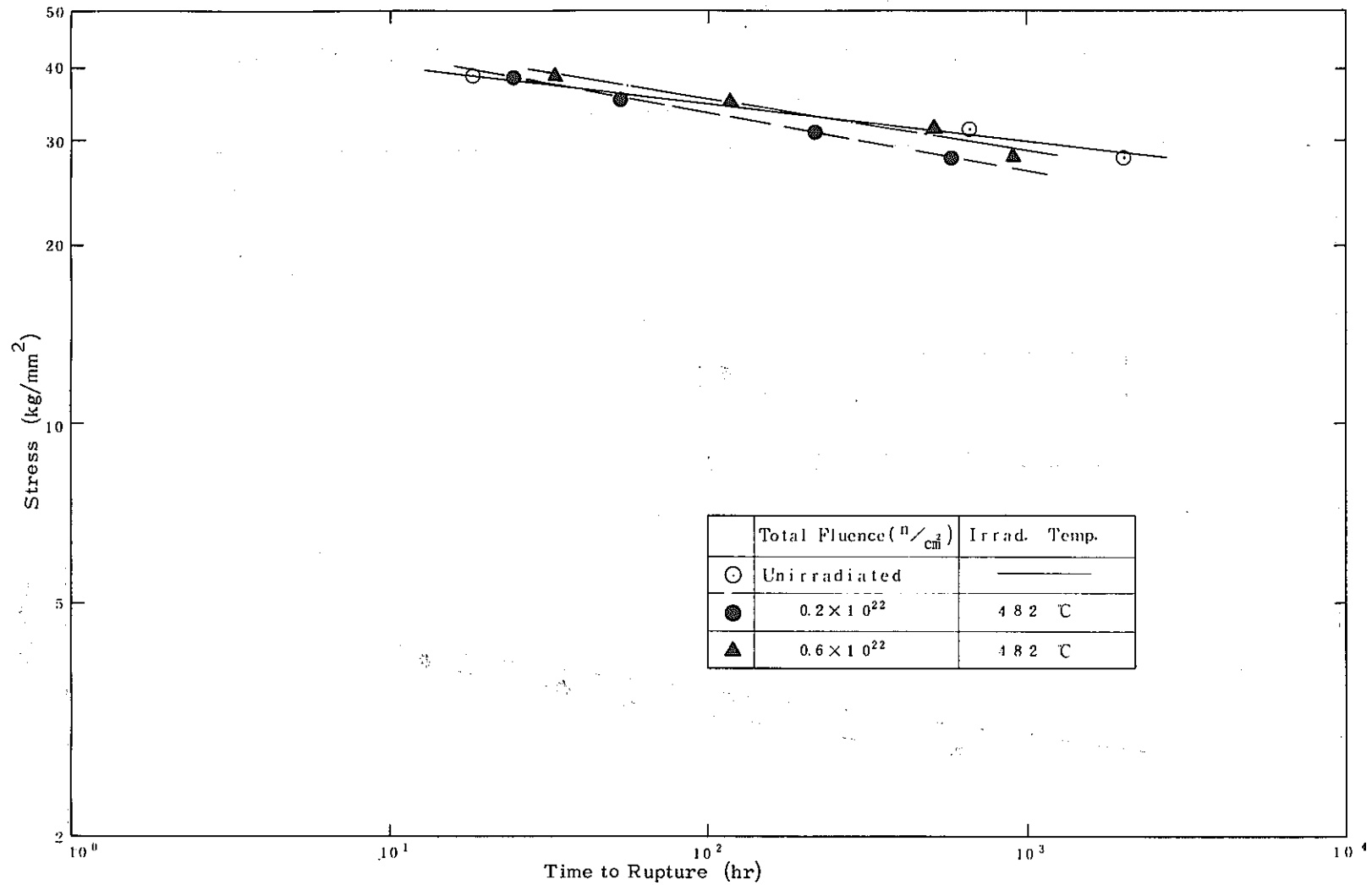


Fig. 18 Post-Irradiation Creep Rupture Strength of Welded Joint at 538°C
 (Reactor: EBR-II, Welding Process: SMA, Ref.: HEDL-TME 74-25)⁽²⁾

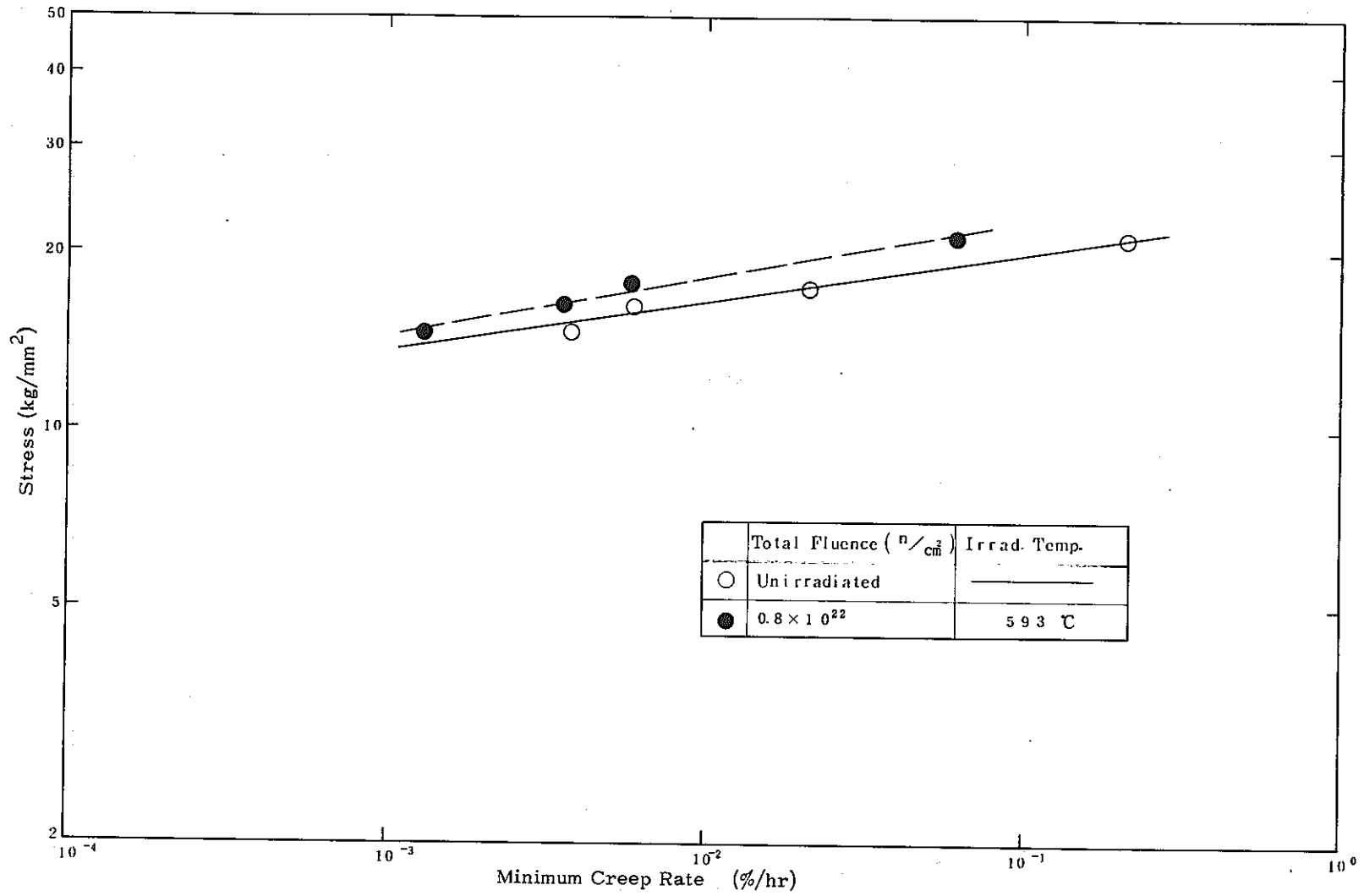


Fig. 19 Post-Irradiation Minimum Creep Rate of Weld Metal at 593°C
 (Reactor : EBR-II, Welding Process : SA, Ref. : HEDL-TME 74-25)⁽²⁾

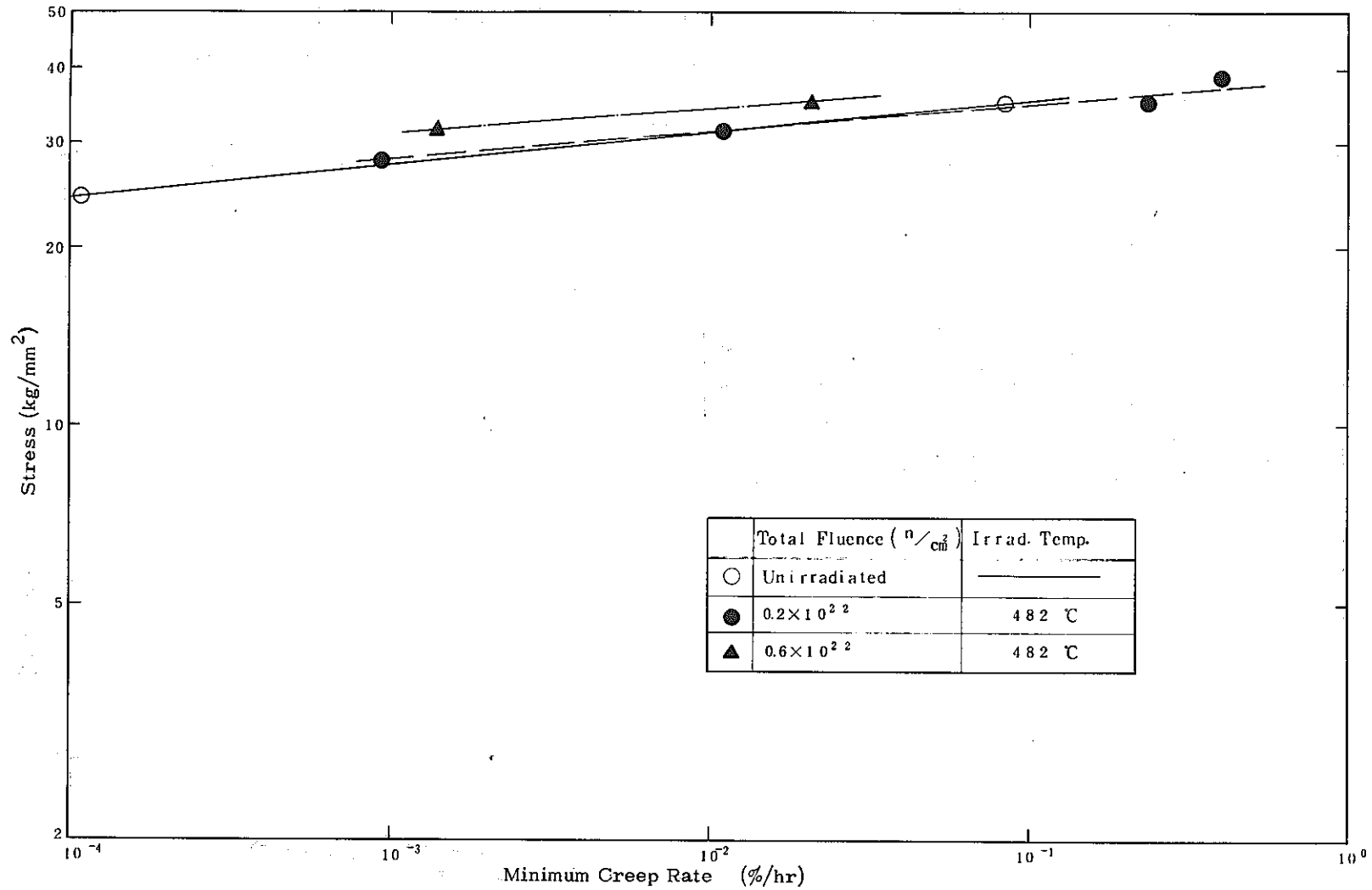


Fig. 20 Post-Irradiation Minimum Creep Rate of Weld Metal at 538°C
 (Reactor: EBR-II, Welding Process: SMA, Ref.: HEDL-TME 74-25⁽²⁾)

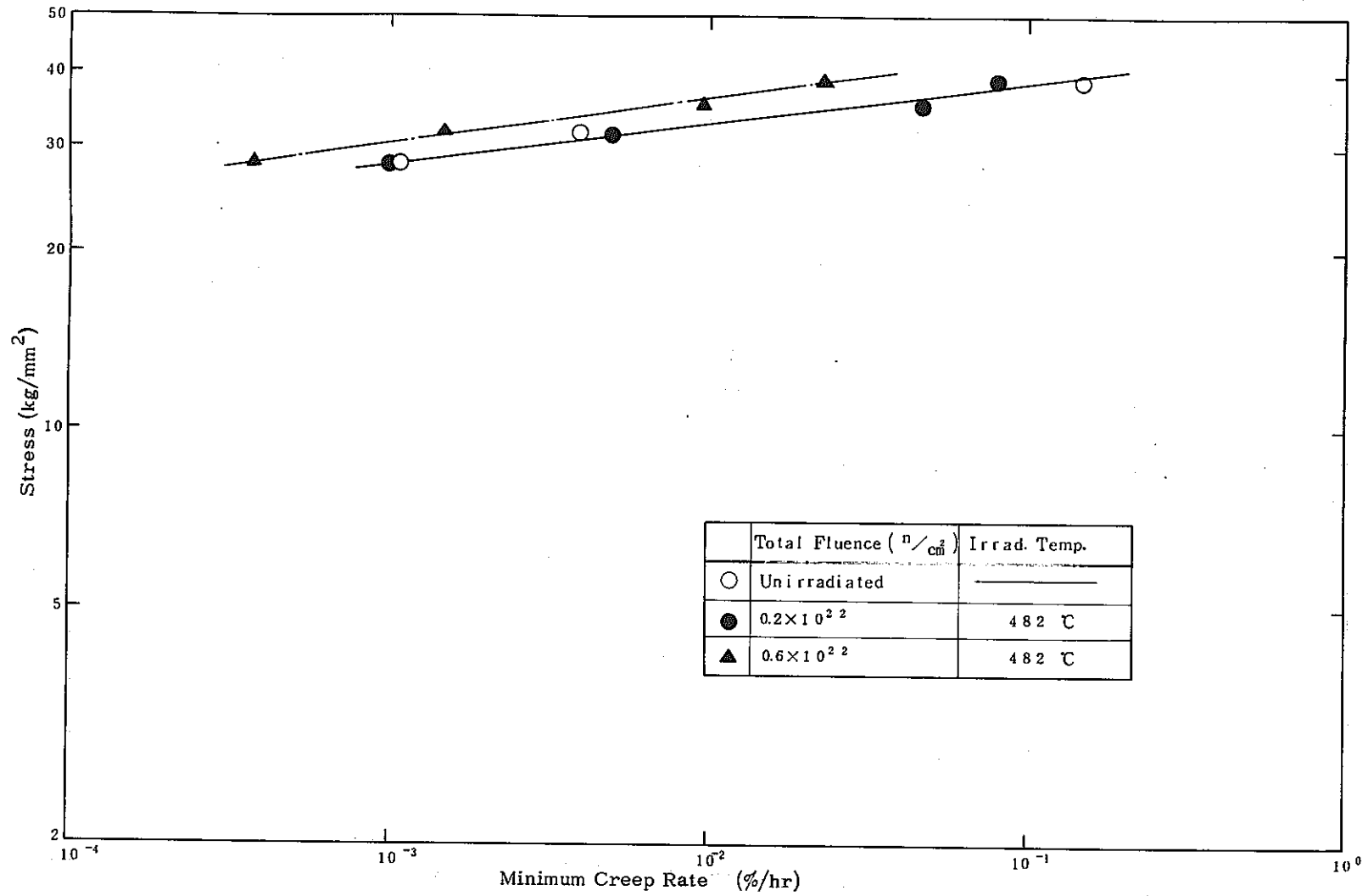


Fig. 21 Post-Irradiation Minimum Creep Rate of Welded Joint at 538°C
 (Reactor : EBR-II, Welding Process : SMA, Ref. : HEDL-TME 74-25)⁽²⁾

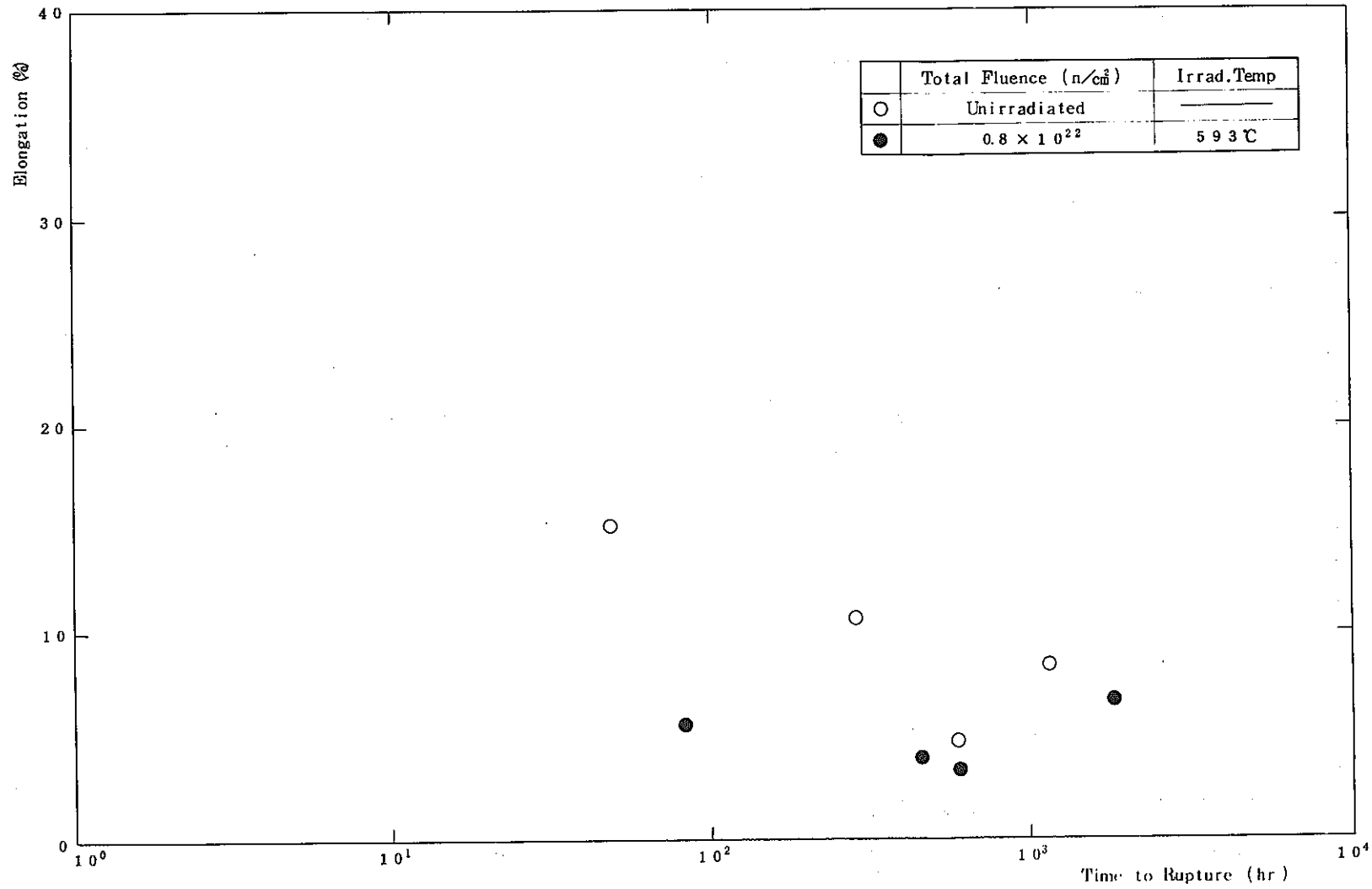


Fig. 22 Post-Irradiation Creep Rupture Elongation of Weld Metal at 593 °C
 (Reactor: EBR-II, Welding Process : SA, Ref. : HEDL-TME 74-25⁽²⁾)

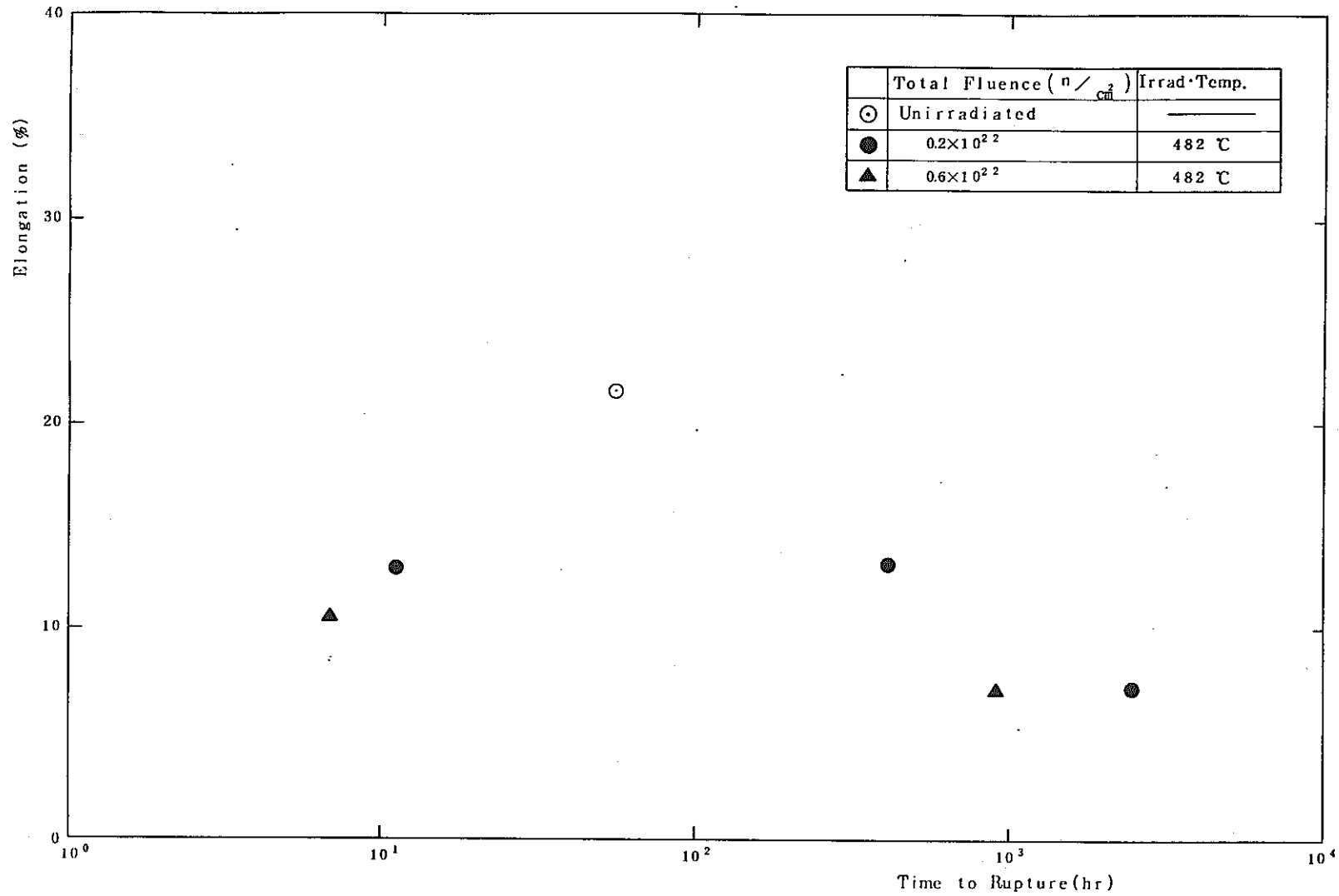


Fig. 23 Post-Irradiation Creep Rupture Elongation of Weld Metal at 538°C
 (Reactor: EBR-II, Welding Process: SMA, Ref.: HEDL-TME 74-25⁽²⁾)

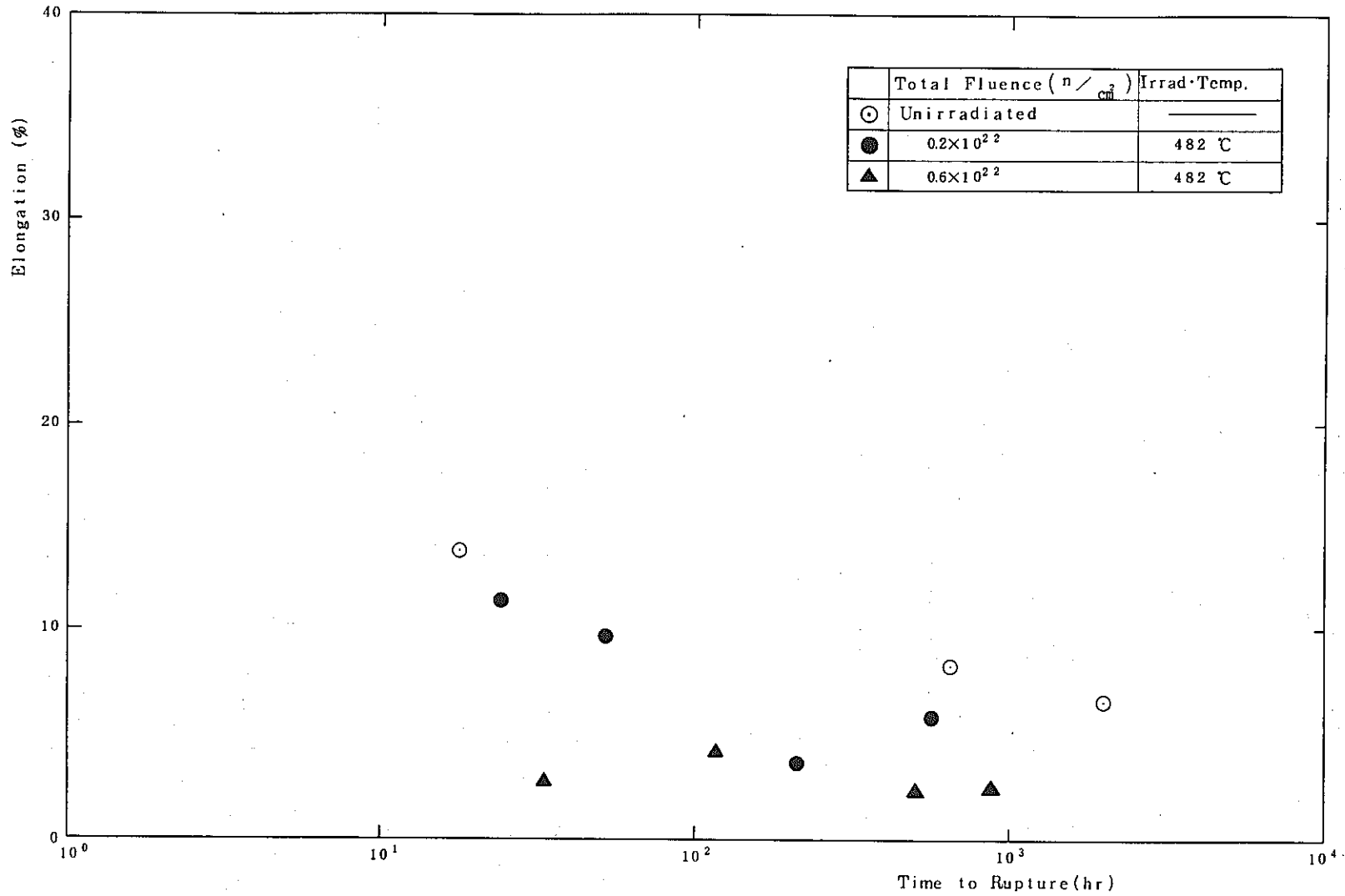


Fig. 24 Post-Irradiation Creep Rupture Elongation of Welded Joint at 538°C
 (Reactor: EBR-II, Welding Process: SMA, Ref.: HEDL-TME74-25)⁽²⁾

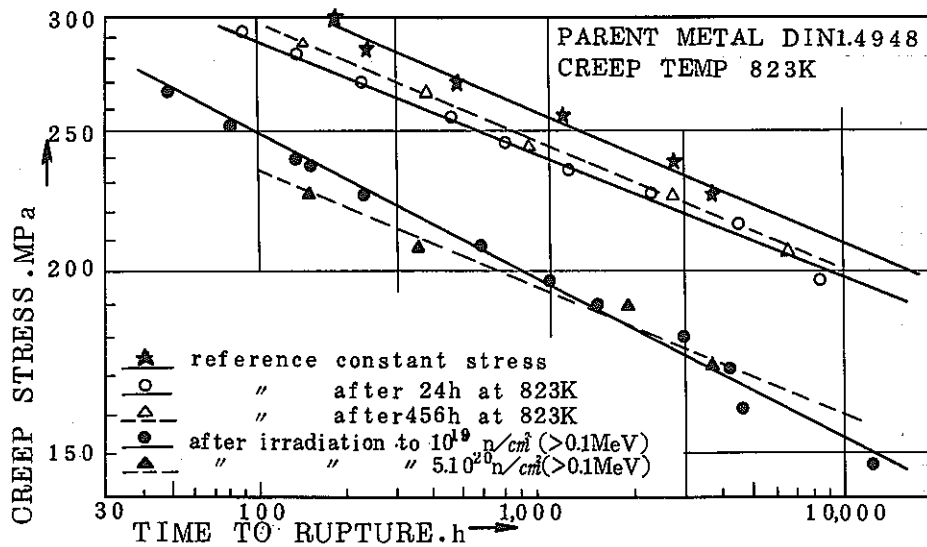


Fig.25 Post-Irradiation Creep Rupture Strength of DIN 1.4948 Base Metal at 550°C (Reactor : HFR , Ref.:EON-78-001⁽⁷⁾)

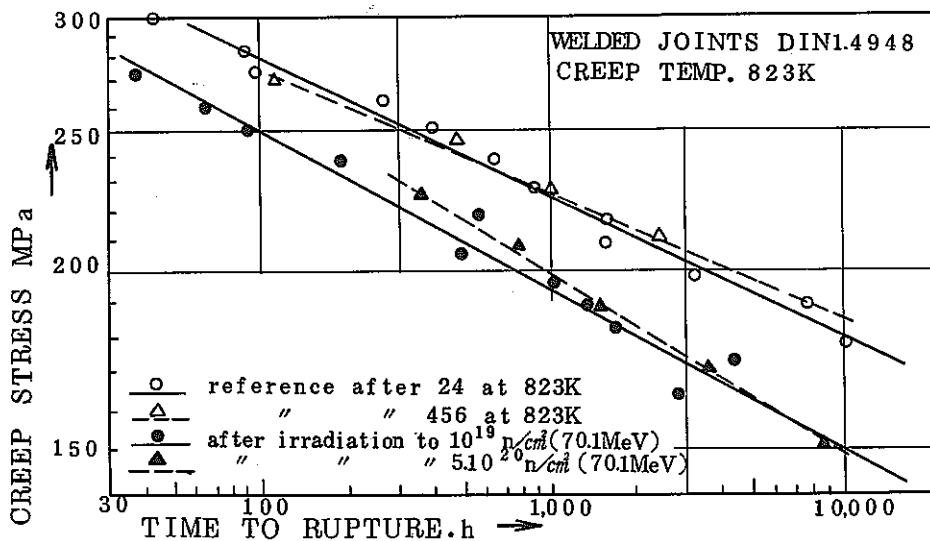


Fig.26 Post-Irradiation Creep Rupture Strength of DIN 1.4948 Welded Joint at 550°C (Reactor : HFR , Ref.:EON-78-001⁽⁷⁾)

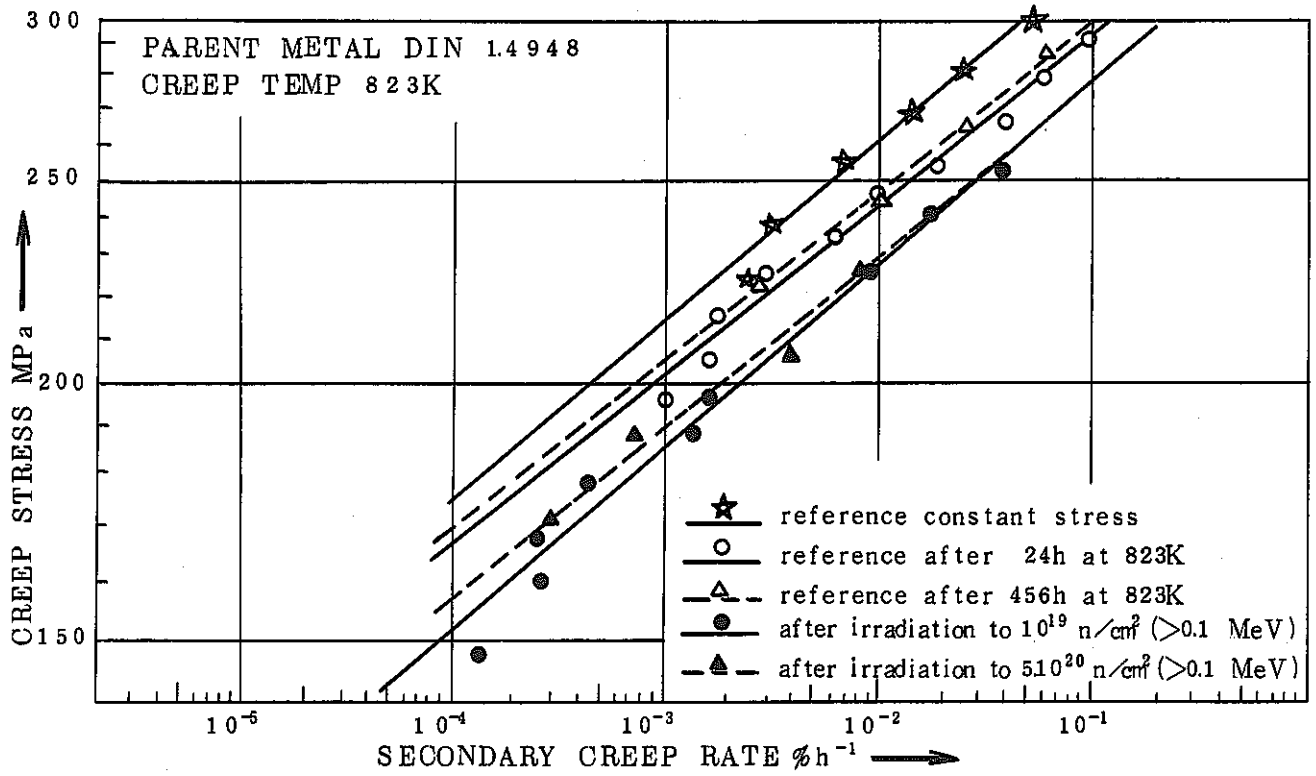


Fig.27 Post-Irradiation Minimum Creep Rate of DIN 14948 Base Metal at 550°C
 (Reactor :HFR, Ref : ECN-78-001(7))

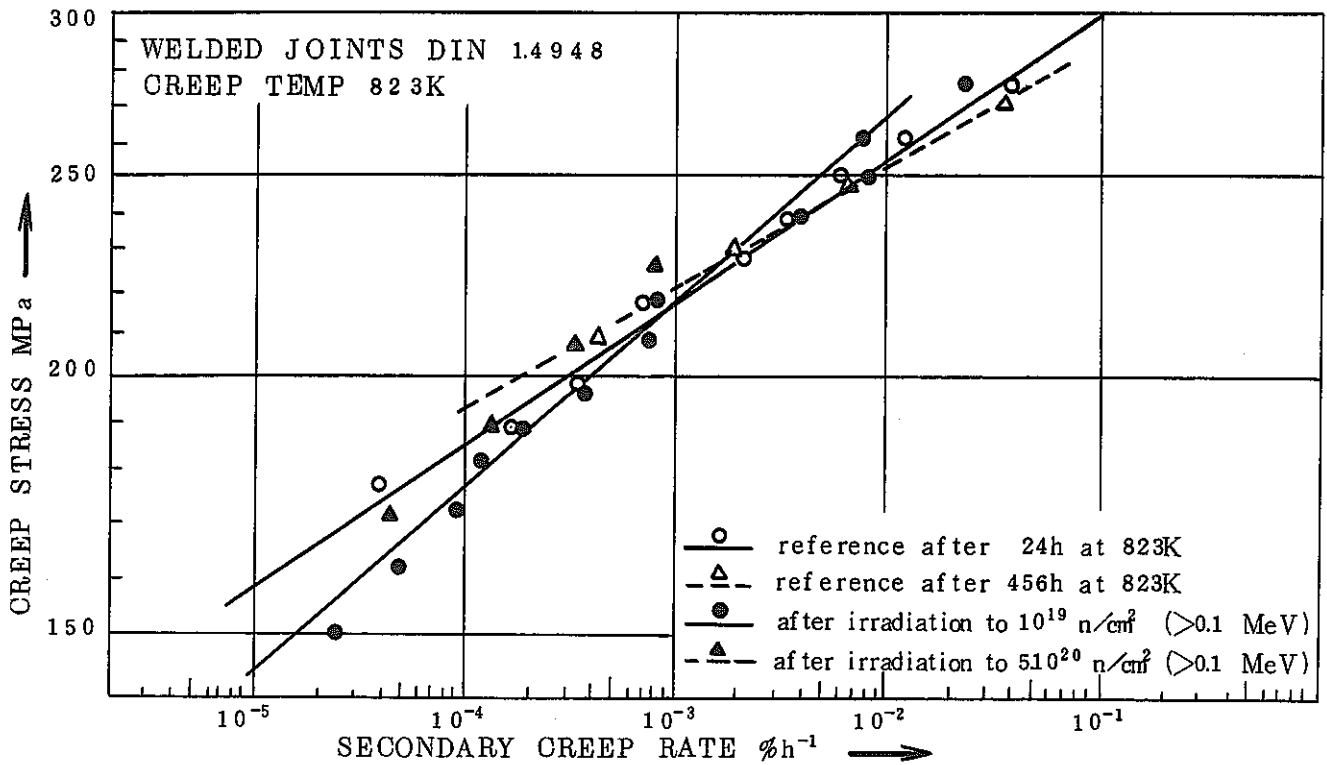


Fig.28 Post-Irradiation Minimum Creep Rate of DIN 14948 Welded Joint at 550°C
 (Reactor :HFR, Ref : ECN-78-001(7))

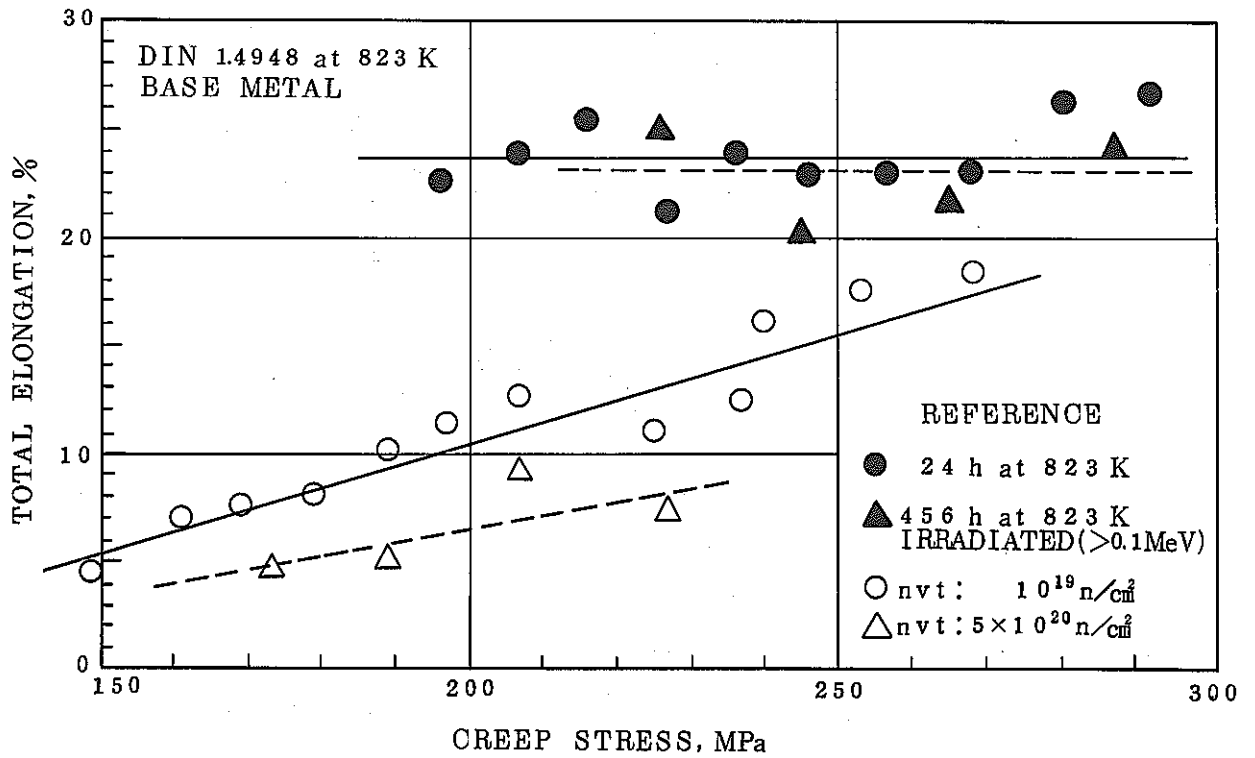


Fig. 29 Post-Irradiation Creep Rupture Elongation of DIN 14948

Base Metal at 550°C

(Reactor : HFR, Ref. : ECN-78-001⁽⁷⁾)

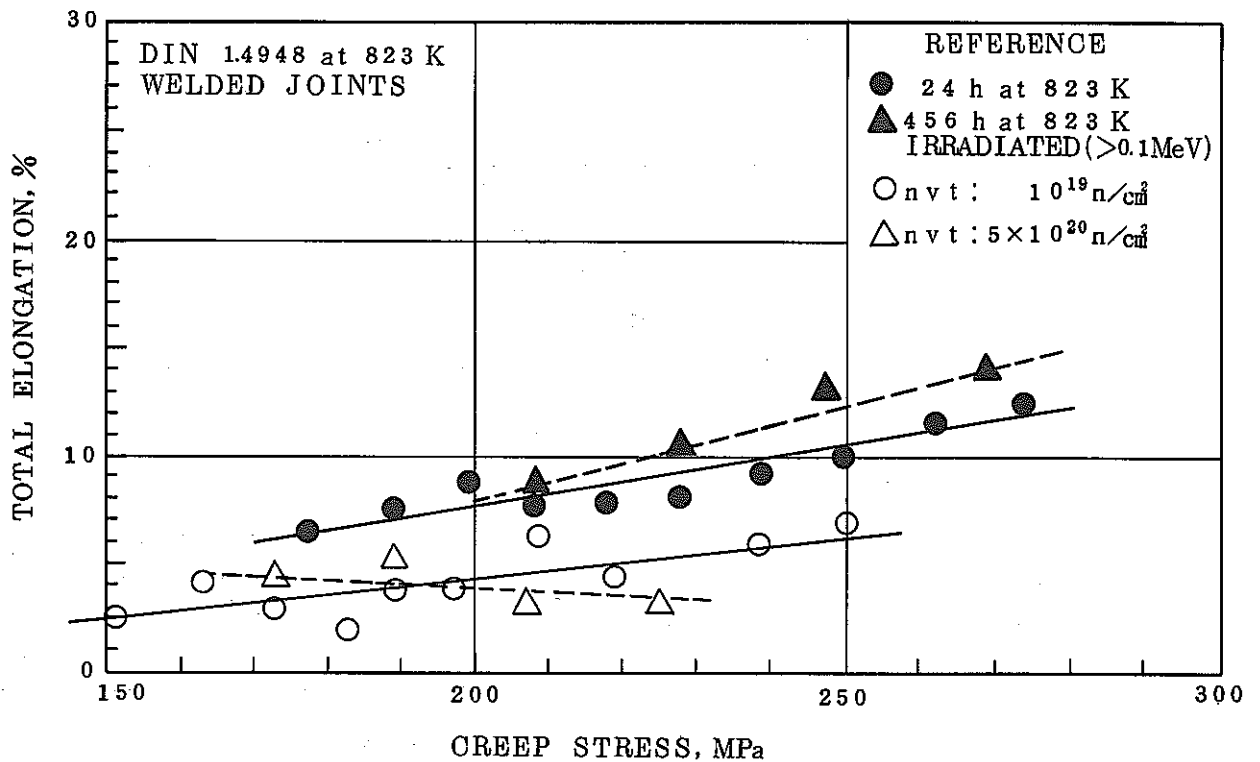


Fig. 30 Post-Irradiation Creep Rupture Elongation of DIN 14948

Welded Joint at 550°C

(Reactor : HFR, Ref. : ECN-78-001⁽⁷⁾)

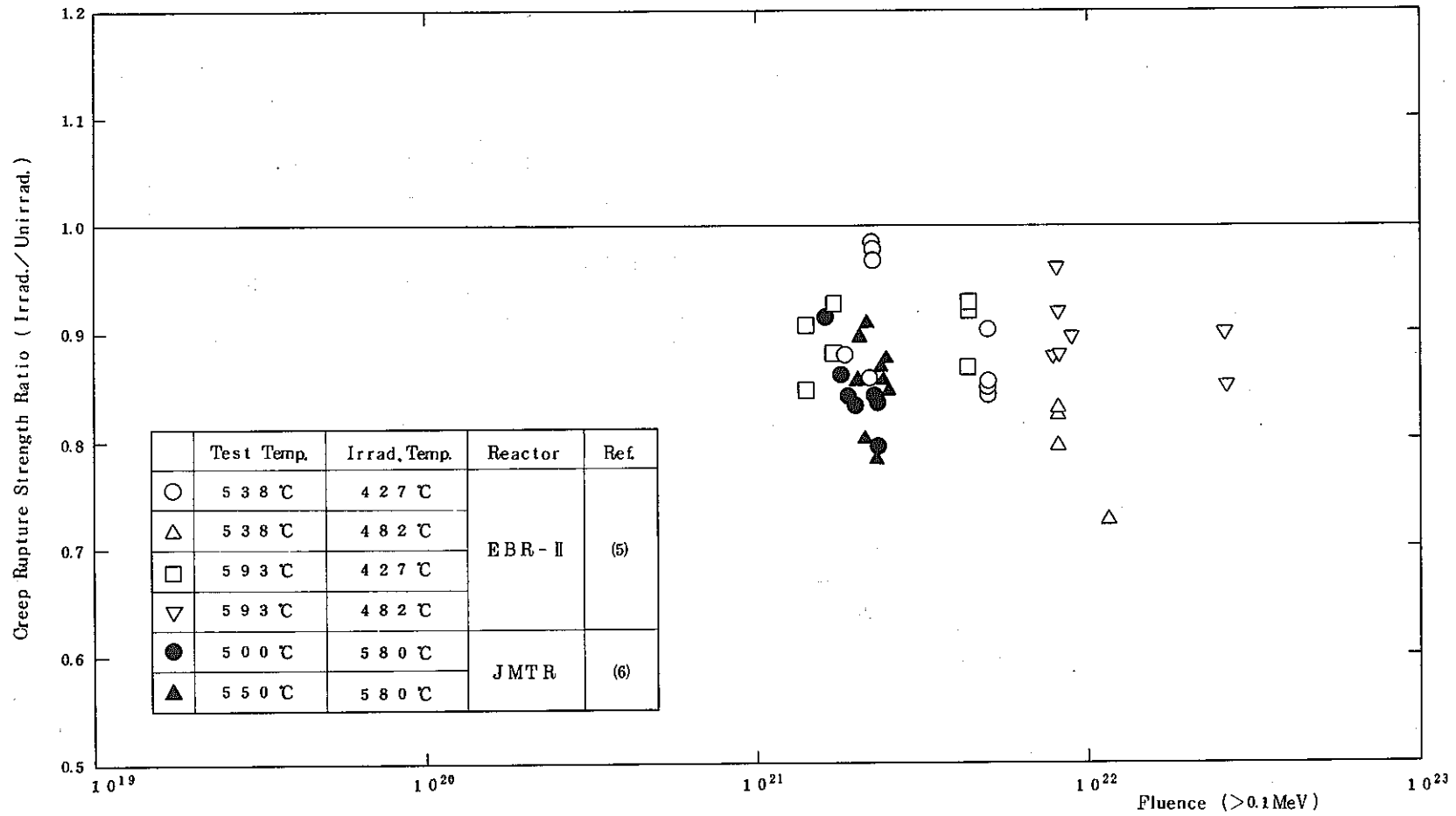


Fig. 31 Post-Irradiation Creep Rupture Strength Ratio of Type 304 Stainless Steel as a Function of Fluence

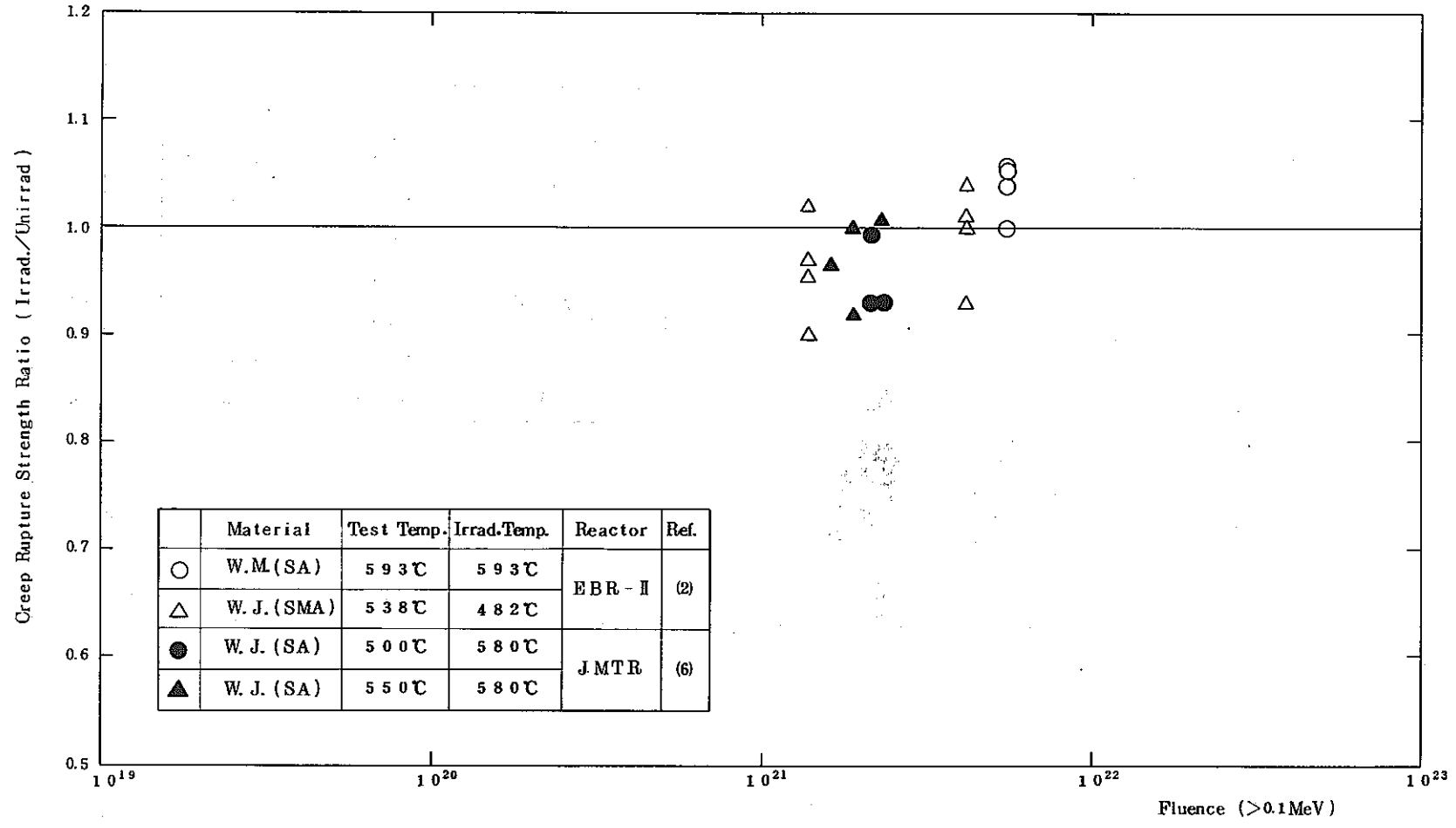


Fig. 32 Post-Irradiation Creep Rupture Strength Ratio of Weld Metal or Welded Joint as a Function of Fluence

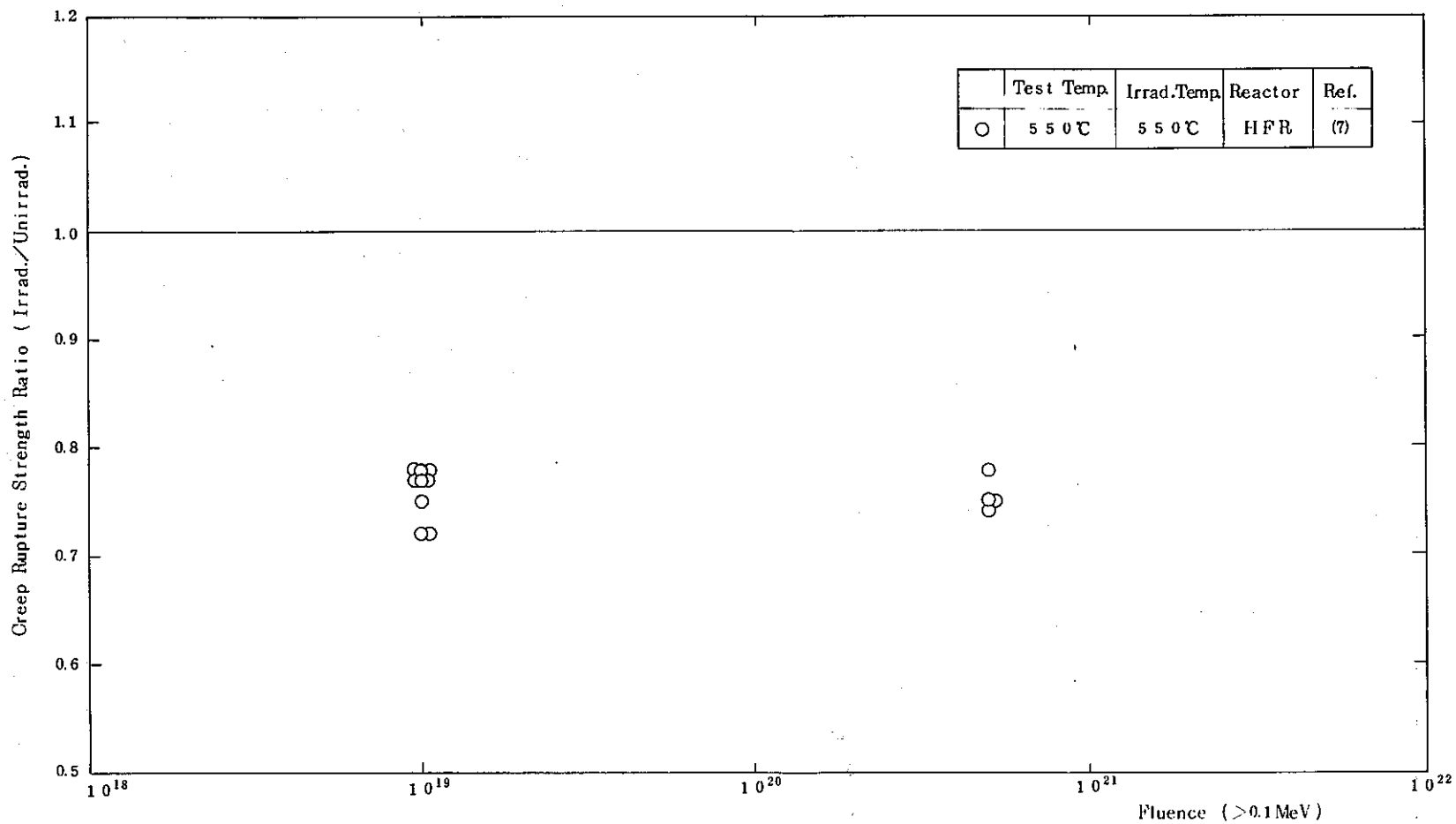


Fig. 33 Post-Irradiation Creep Rupture Strength Ratio of DIN 14948 Stainless Steel as a Function of Fluence

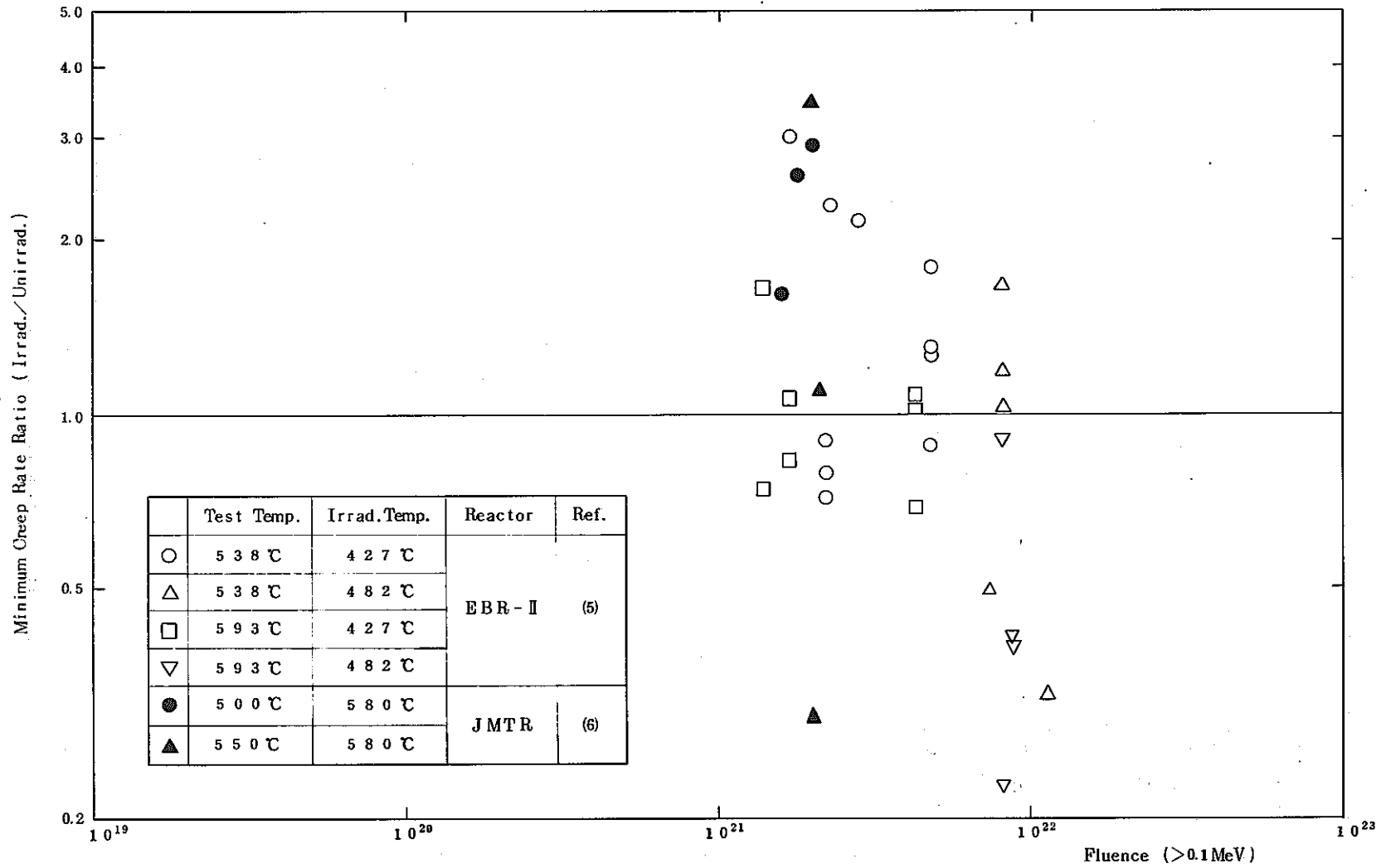


Fig. 34 Post-Irradiation Minimum Creep Rate Ratio of Type 304 Stainless Steel as a Function of Fluence

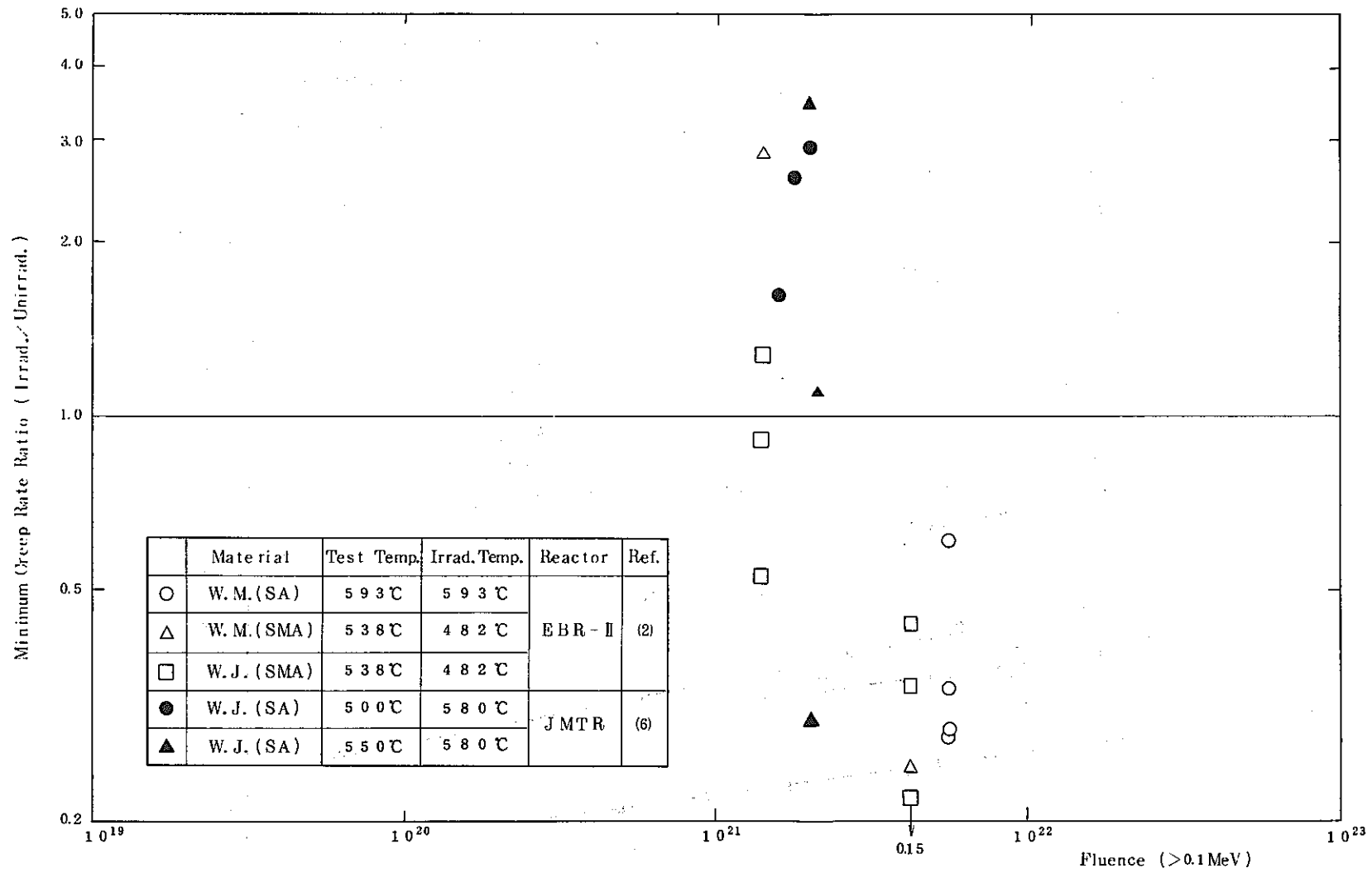


Fig. 35 Post-Irradiation Minimum Creep Rate Ratio of Weld Metal or Welded Joint as a Function of Fluence

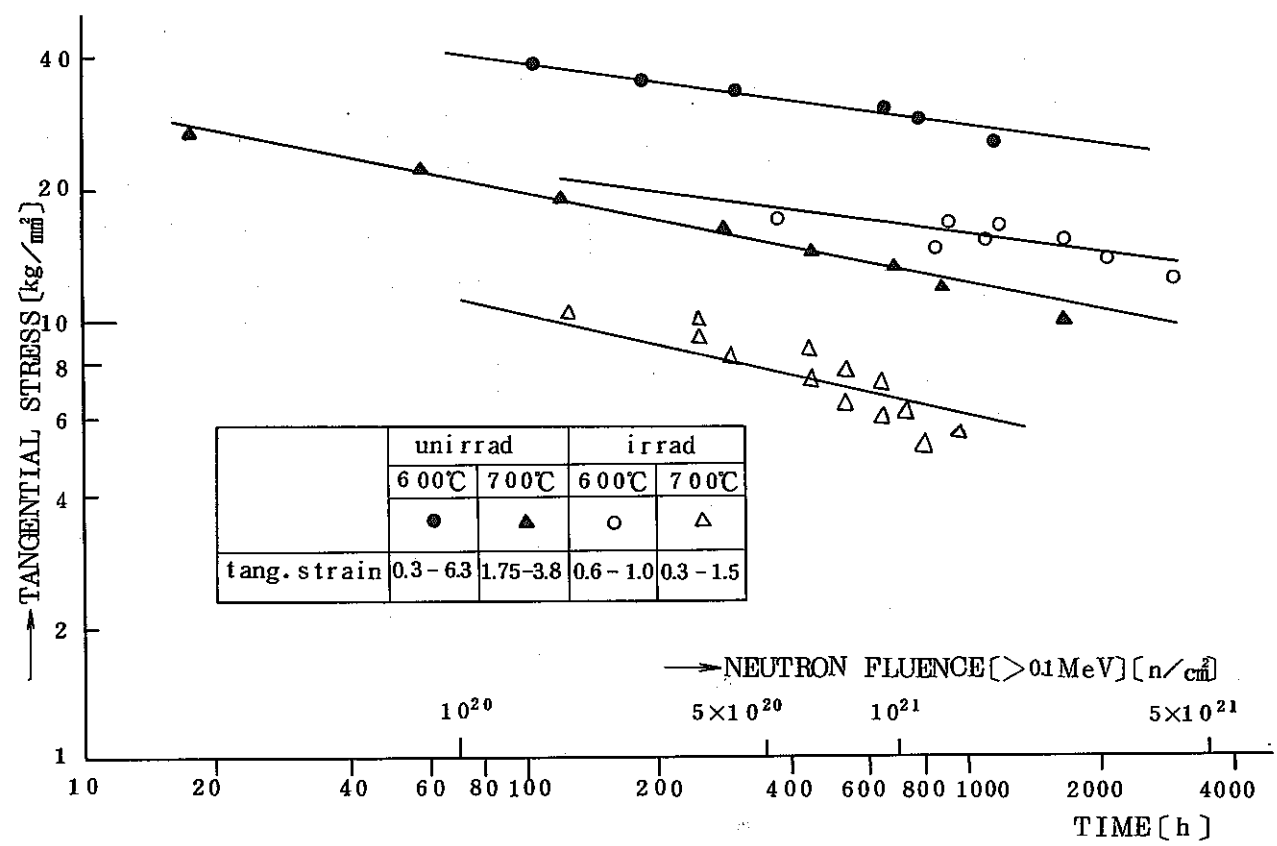


Fig.36 Multiaxial stress-rupture properties of unirradiated and irradiated 16Cr-13Ni stainless steel tubes at 600 and 700C.
(Reactor:BR2, Ref.:ASTM STP 457⁽⁸⁾)

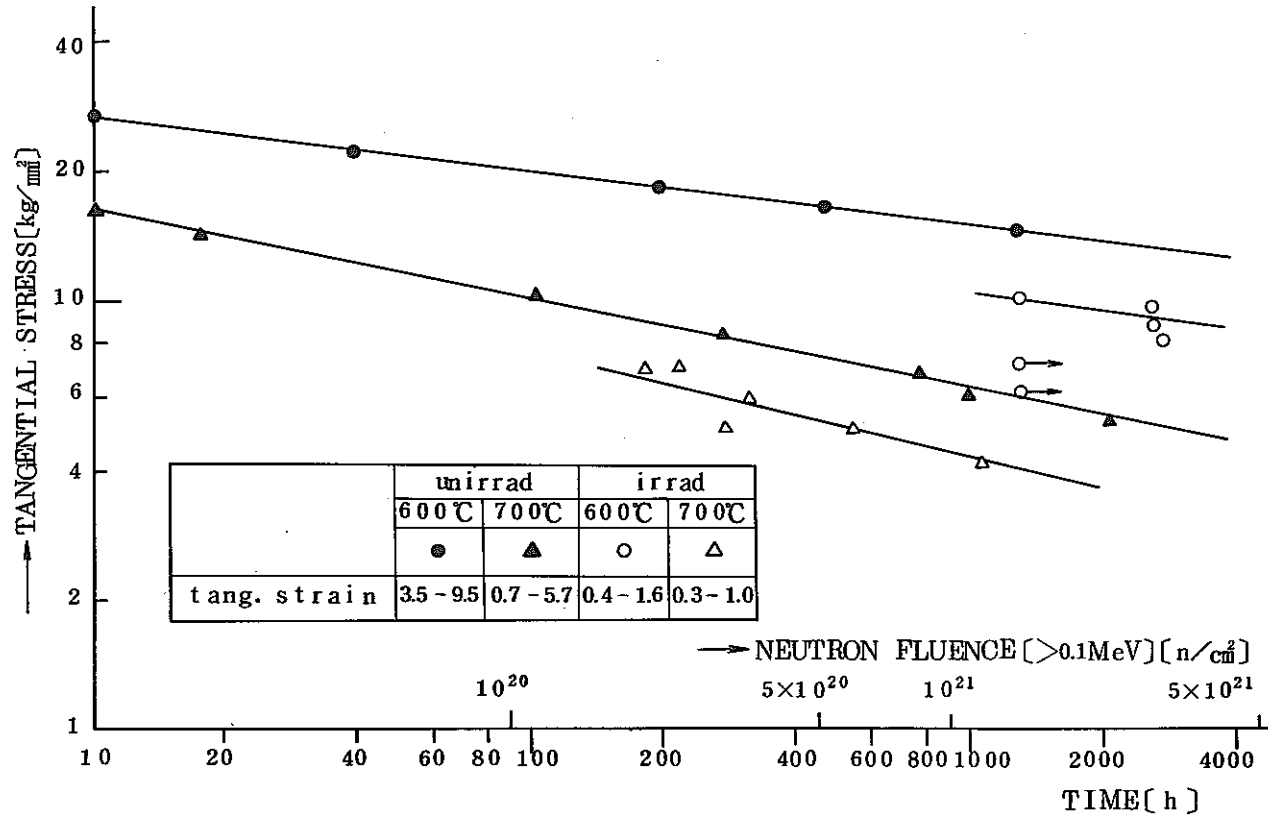


Fig.37 Multiaxial stress-rupture properties of unirradiated and irradiated 20Cr-25Ni stainless steel tubes at 600 and 700 C.
(Reactor:BR2,Ref.:ASTM STP 457⁽⁸⁾)

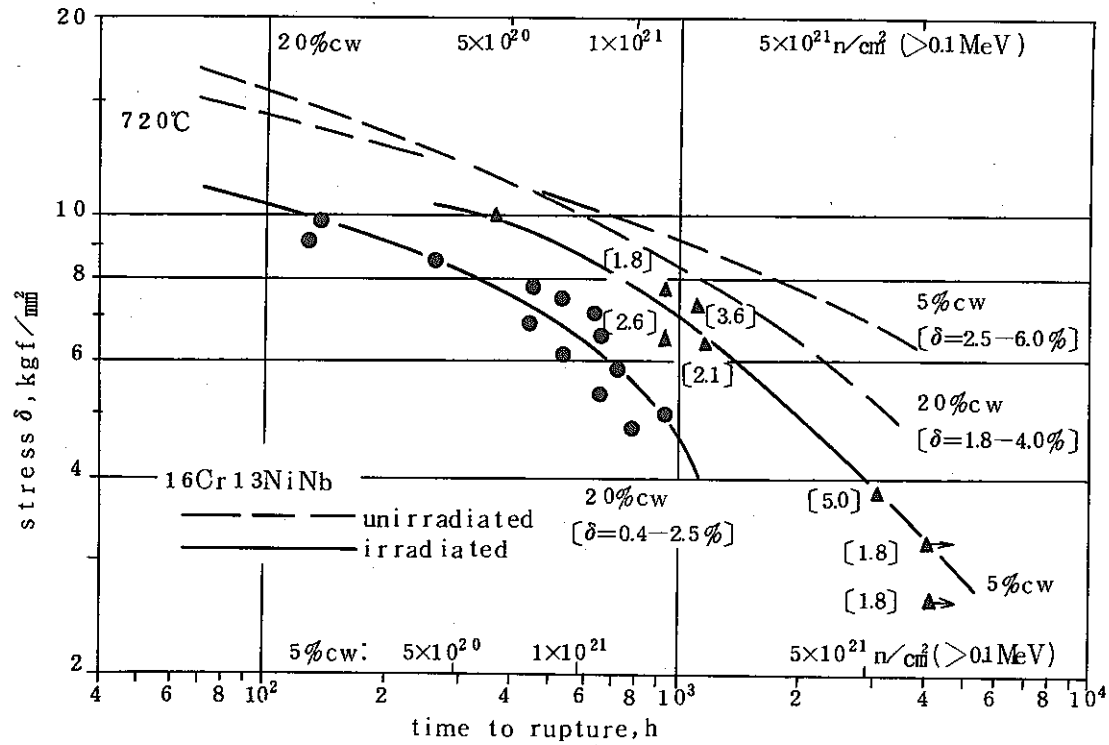


Fig.38 In-pile stress rupture strength of 5 percent and 20 percent cold-worked 16Cr-13Ni-Nb steel at 720°C (1328F). (Reactor: BR2, Ref: ASTM STP 529⁽⁹⁾)

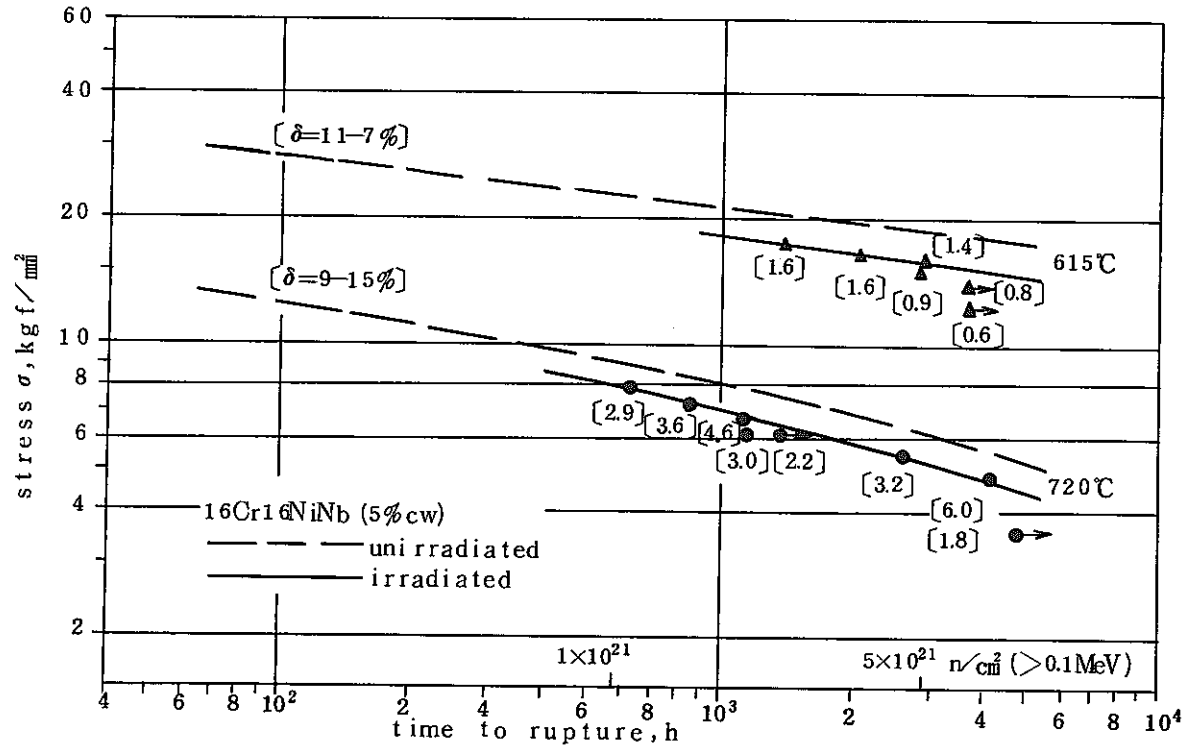


Fig. 39 In-pile stress rupture strength of 5 percent cold-worked 16Cr-16Ni-Nb steel at 615 and 720C (1139 and 1328 F).

(Reactor: BR2, Ref.: ASTM STP 529⁽⁹⁾)

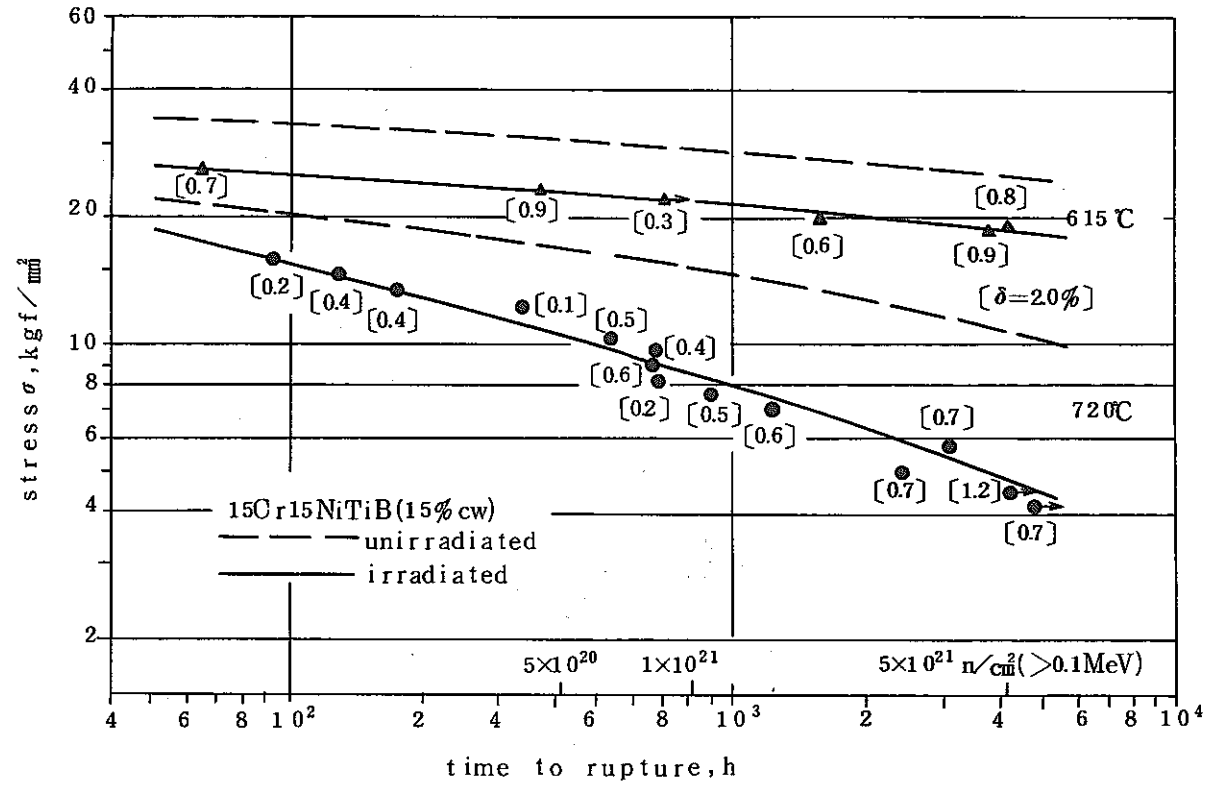


Fig.40 In-pile stress rupture strength of 15 percent cold-worked 15Cr-15Ni-Ti-B steel at 615 and 720C (1139 and 1328 F).
 (Reactor: BR2, Ref.: ASTM STP 529⁽⁹⁾)

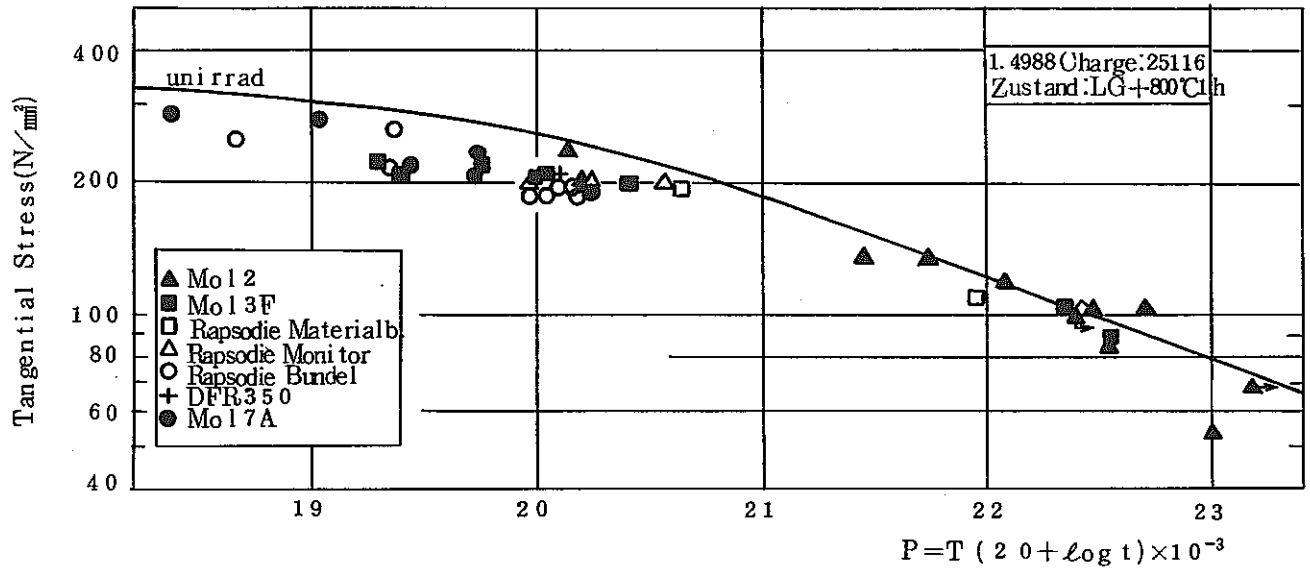


Fig. 41 In-Pile and Post-Irradiation Creep Rupture Strength of DIN 14988 Stainless Steel
(Reactor : BR2 , Rapsodie , DFR, Ref.: European Conf. Karlsruhe⁽¹⁰⁾)

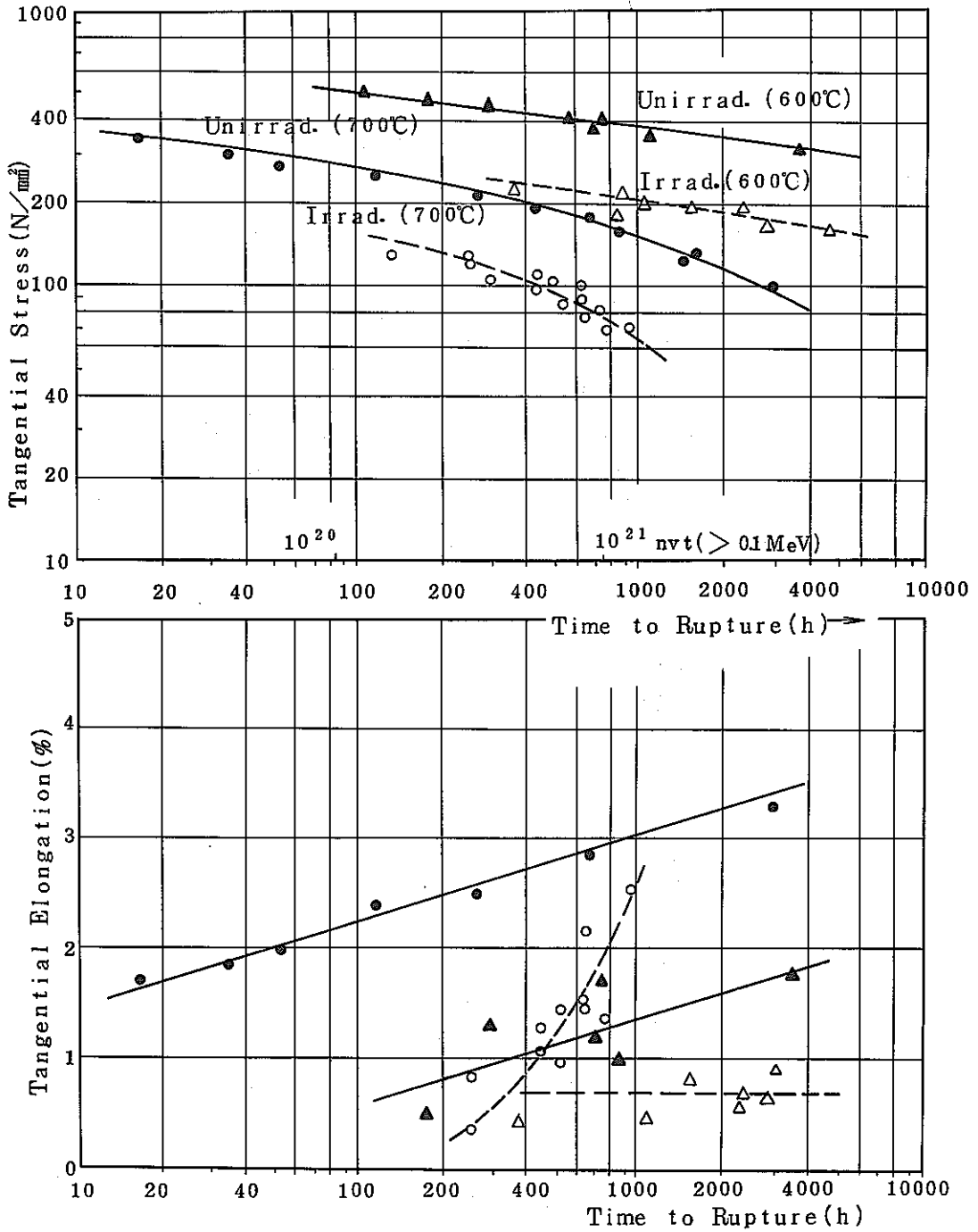


Fig. 42 In-Pile Creep Rupture Strength and Elongation of DIN 14988 Stainless Steel
 (Reactor: BR2, Ref.: KFK 1152⁽¹⁾)

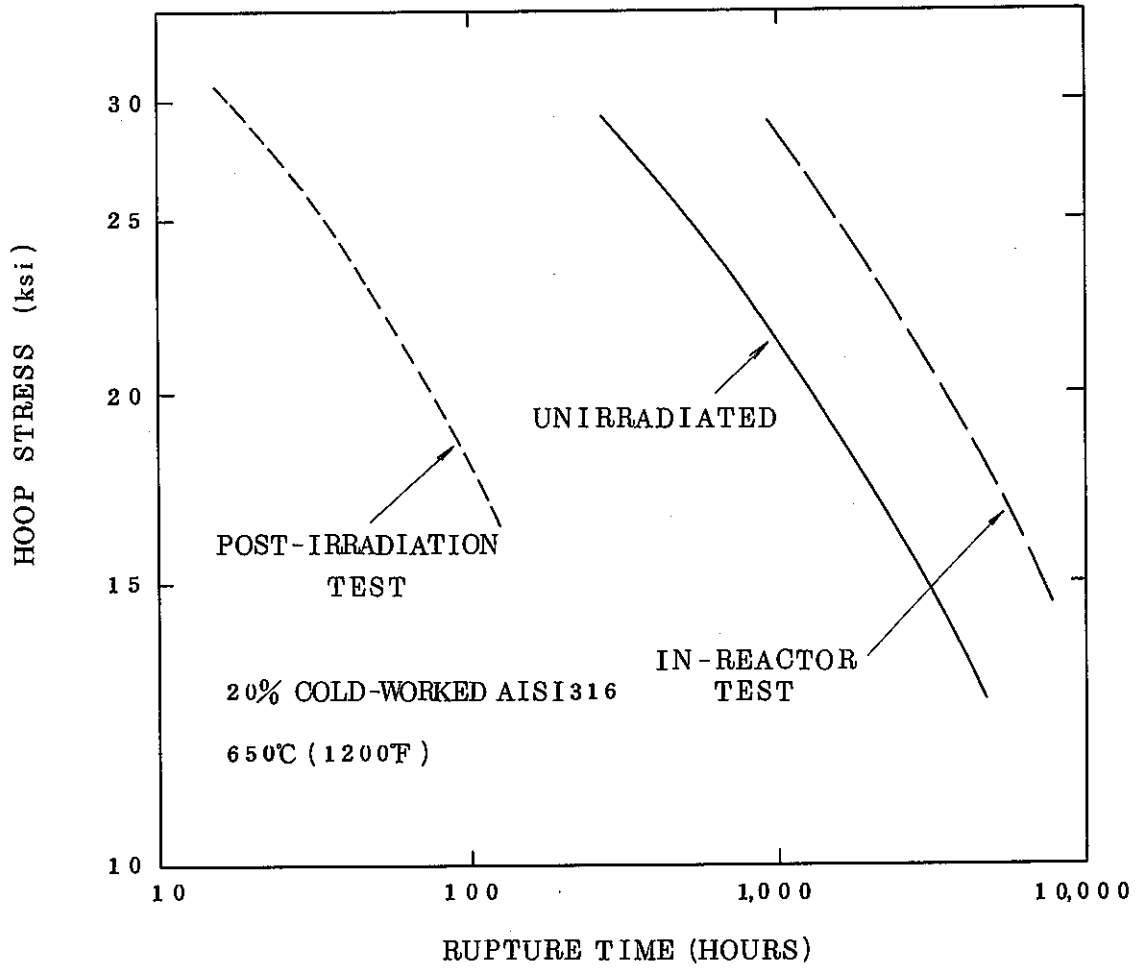


Fig. 4 3 In-Reactor and Post-Irradiation Creep Rupture Strength of 20% Cold-Worked AISI 316 Stainless Steel

(Reactor : EBR-II, Ref. : SA 014 FWG 78-04 (1))

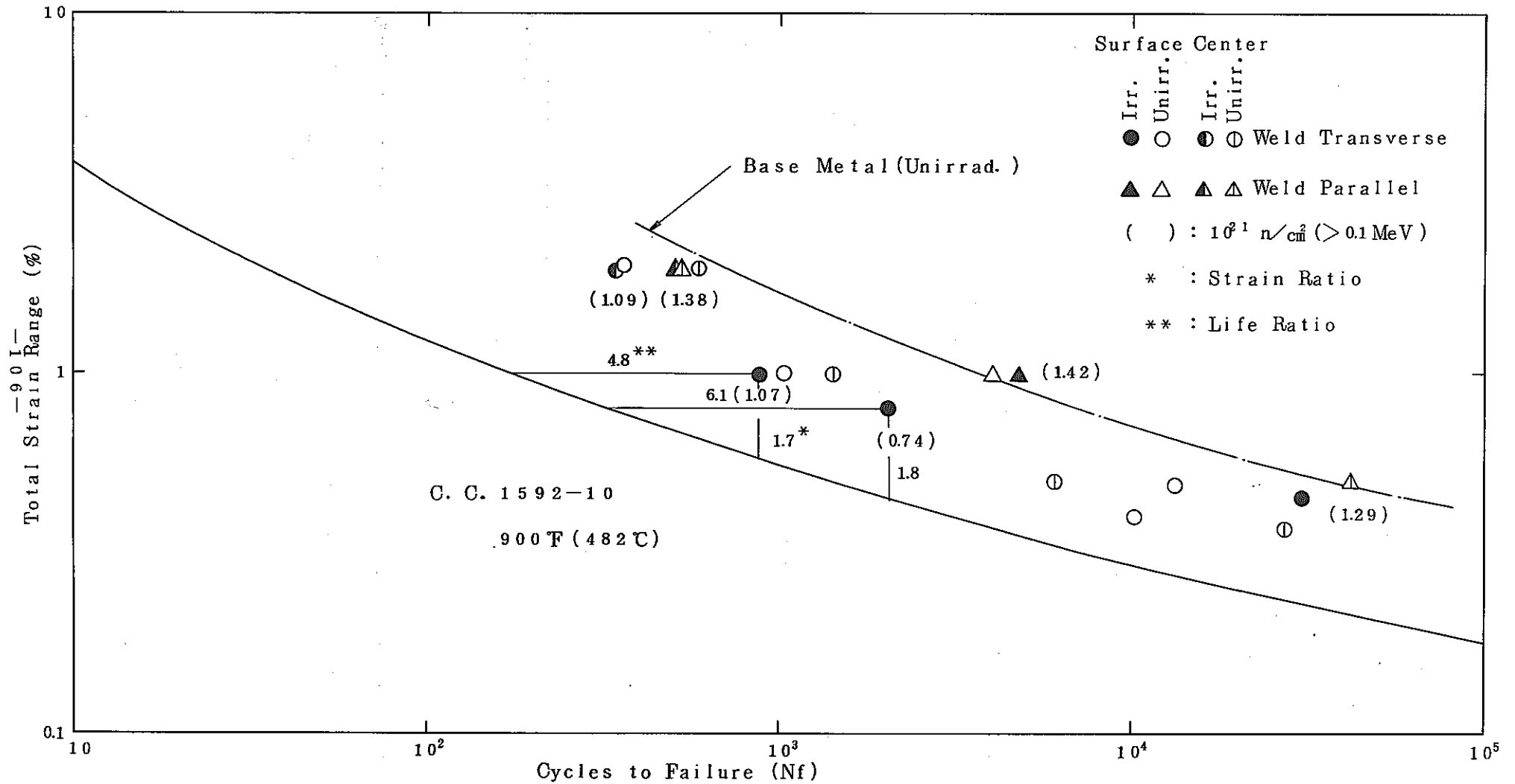


Fig. 44 Irradiation Effects on the Fatigue Life of Type 308 Stainless Steel Weldment Material at 482°C (Reactor: EBR-II, Irradiation Temperature: 410~450°C, Welding Process: SMA, Ref.: ASTM STP 570⁽¹⁸⁾)

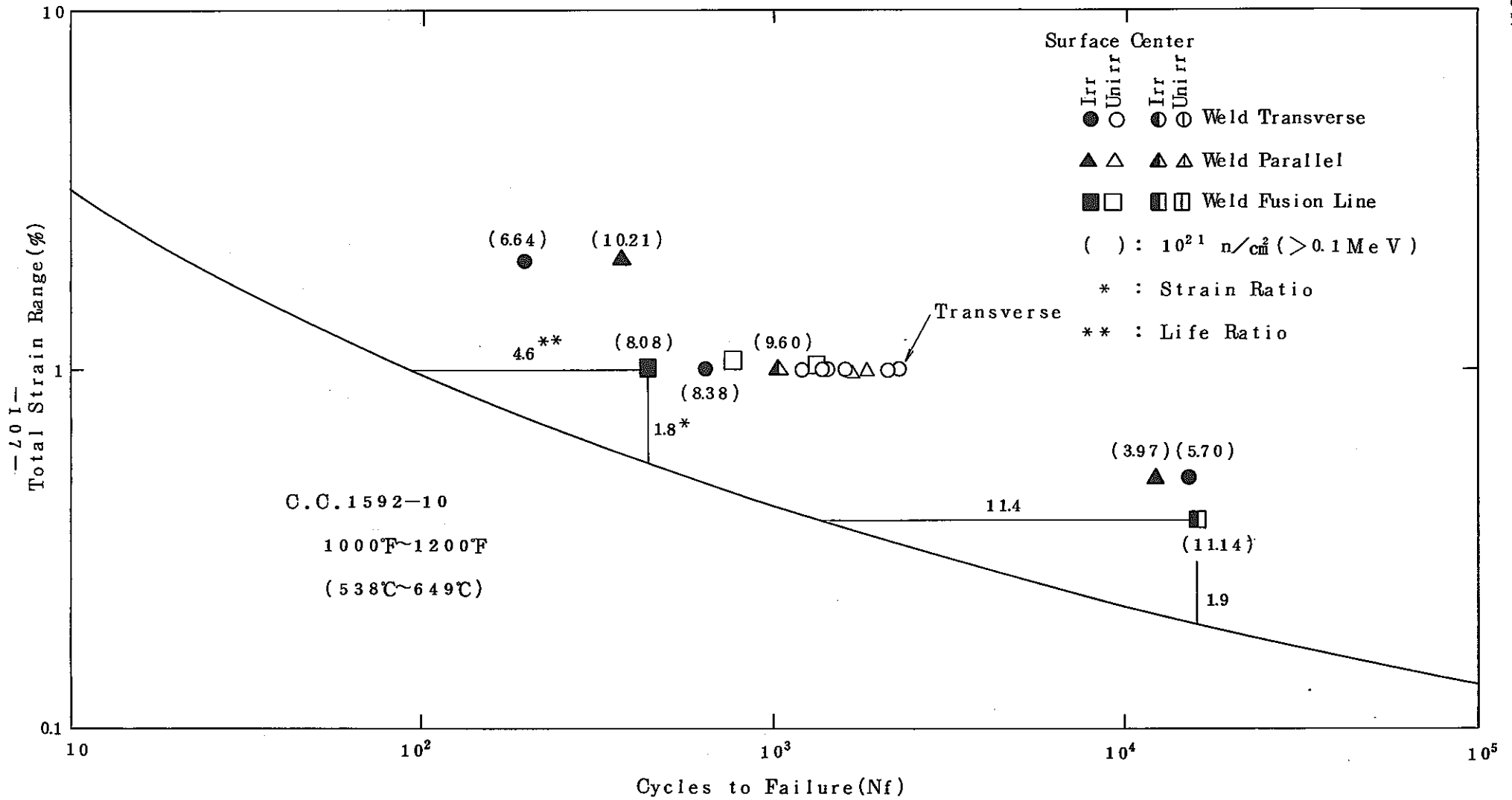


Fig.45 Irradiation Effects on the Fatigue Life of Type 308 Stainless Steel Weldment
 Material at 593°C
 (Reactor:EBR-II, Irradiation Temperature:580~610°C,Welding Process:SMA, Ref.:ASTM STP 570⁽¹³⁾)

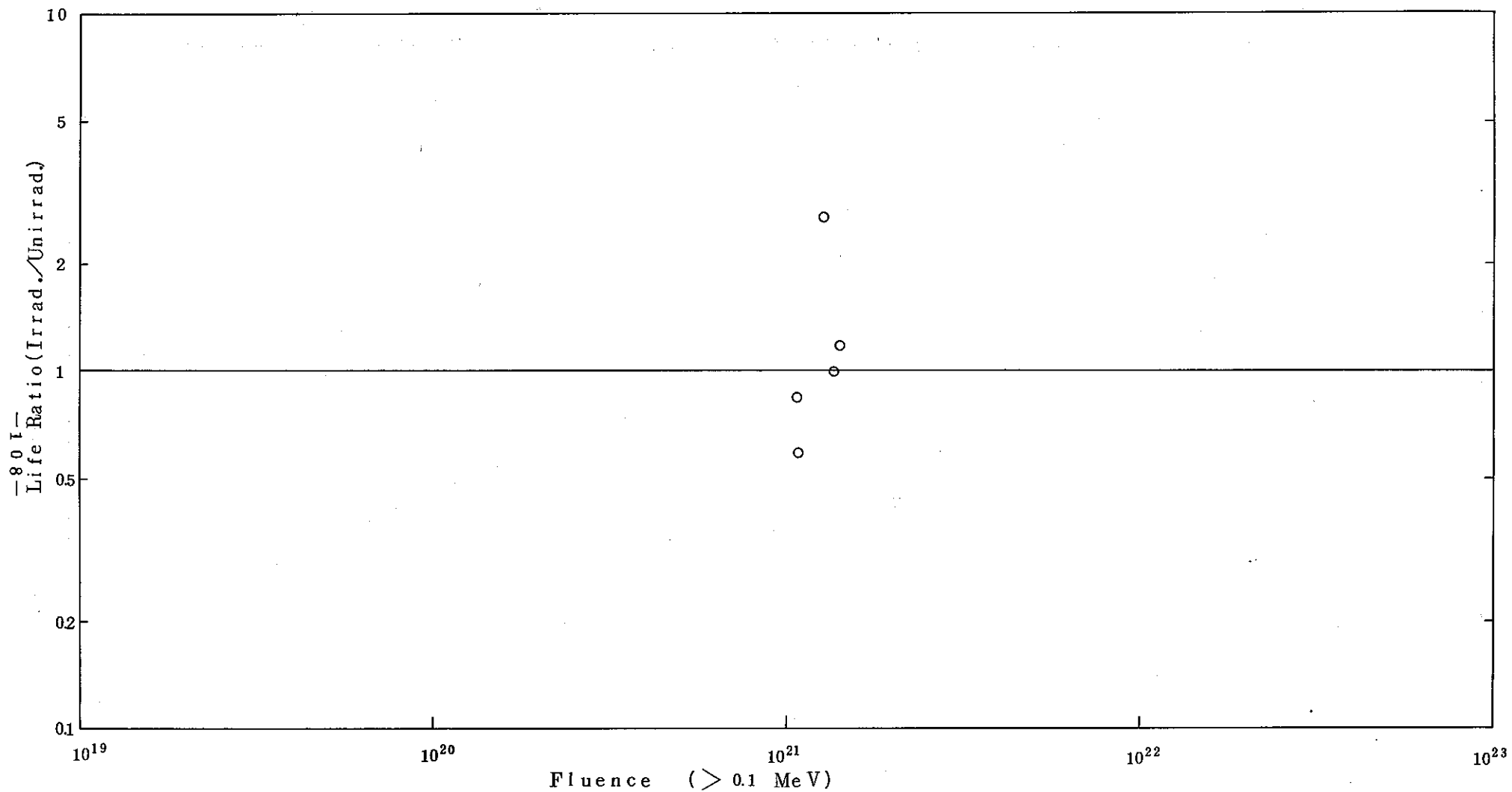
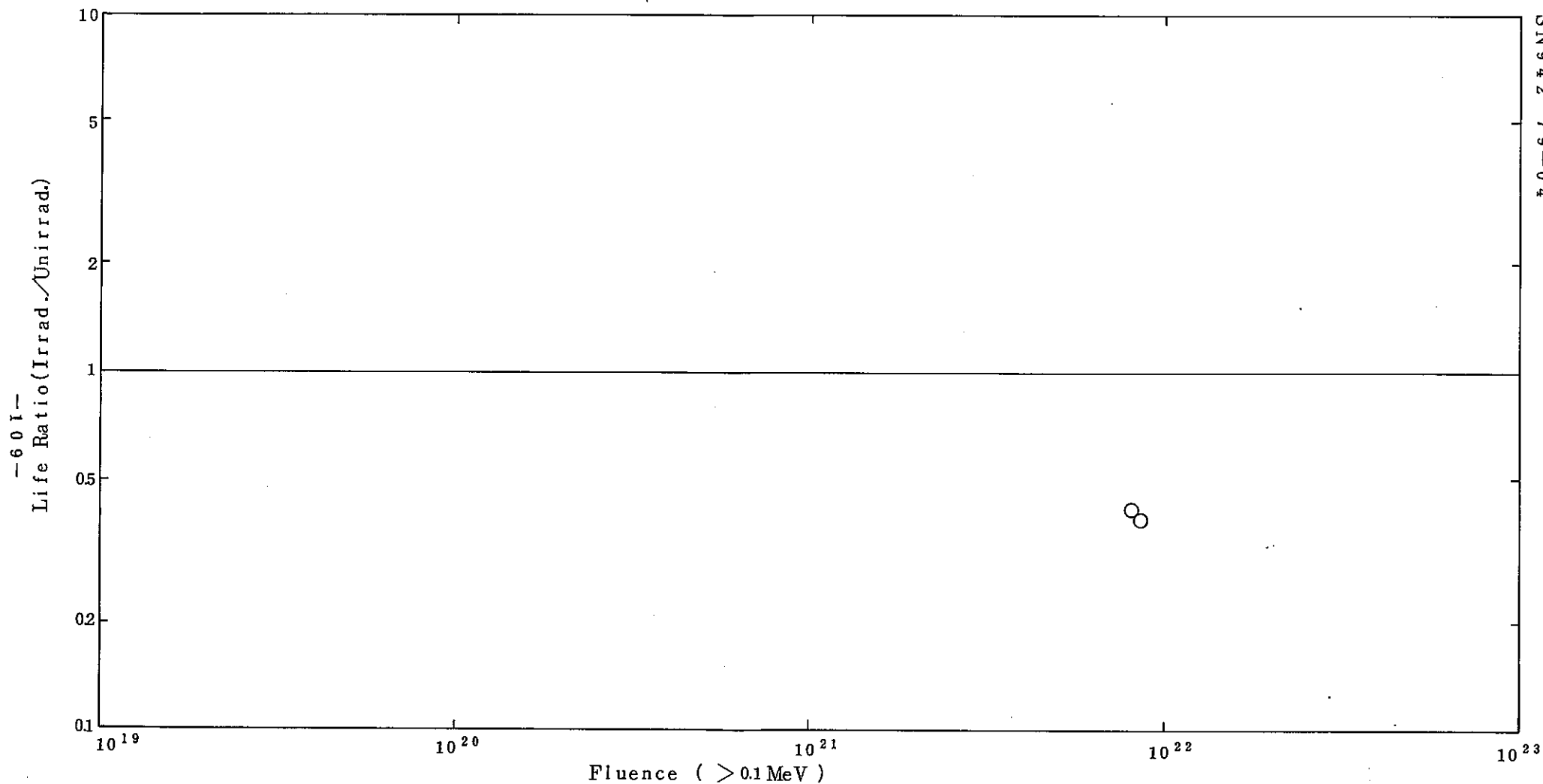


Fig. 46 Effect of Fluence on the Fatigue Life of Welded Joints at 482 °C

(Reactor ; EBR-II
 Irradiation Temperature ; 410~450 °C
 Ref.; ASTM STP 570⁽¹³⁾
 Welding Process ; SMA)



PNO SN 942 79-04

Fig.47 Effect of Fluence on the Fatigue Life of Welded Joints at 593°C
 (Reactor:EBR-II, Irradiation Temperature:580~610°C)
 (Ref:ASTM STP 570⁽¹³⁾, Welding Process;SMA)

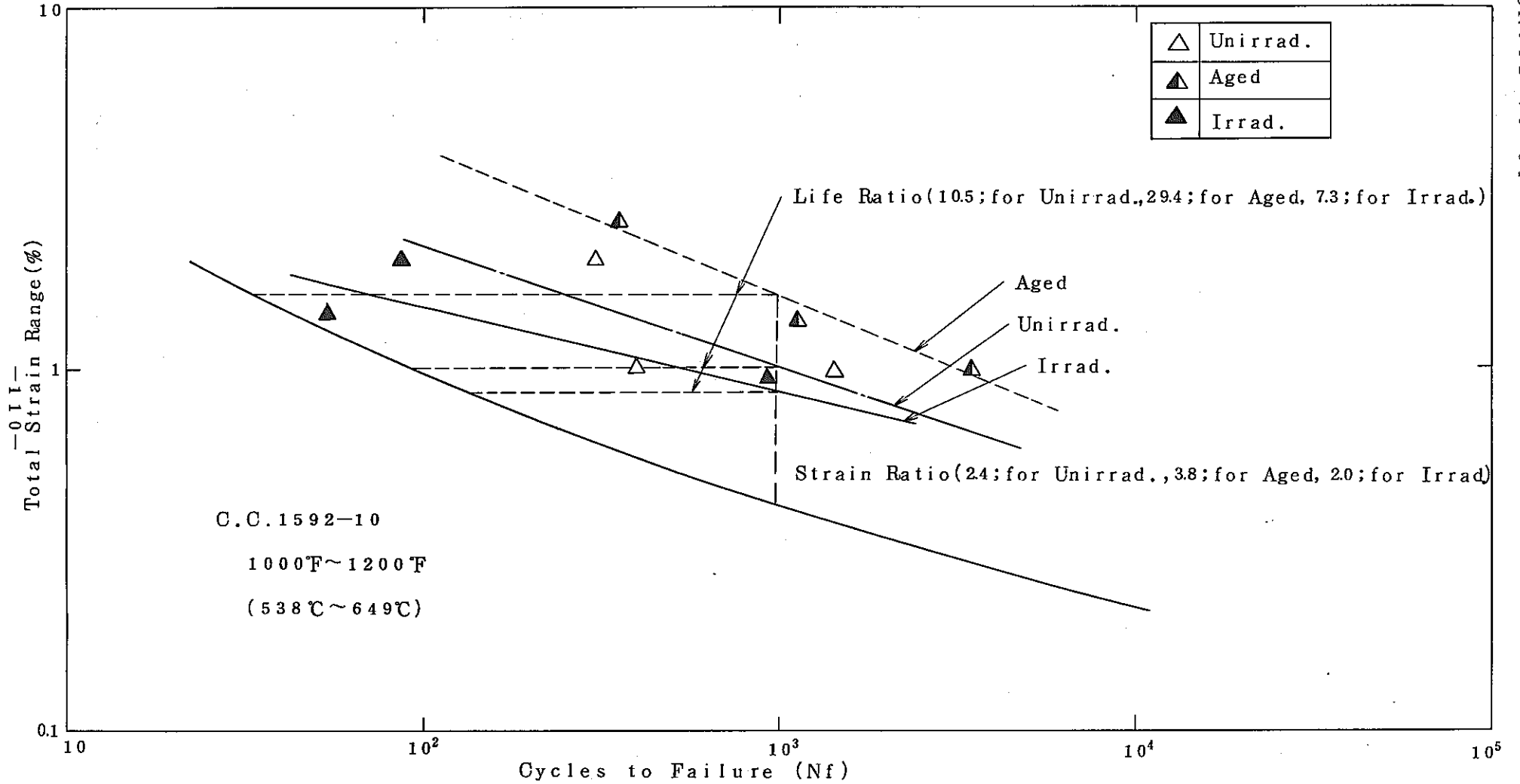


Fig. 48 Irradiation Effects on the Fatigue Life of Type 304 Welded Joints at 550°C
 (Reactor: JMTR, Irradiation Temperature: 550°C, Fluence: $(1.0 \sim 2.2) \times 10^{21}$ n/cm² (> 0.1 MeV))
 (Welding Procedure: SA, Ref.: PNC SN941 79-10⁽¹⁴⁾)

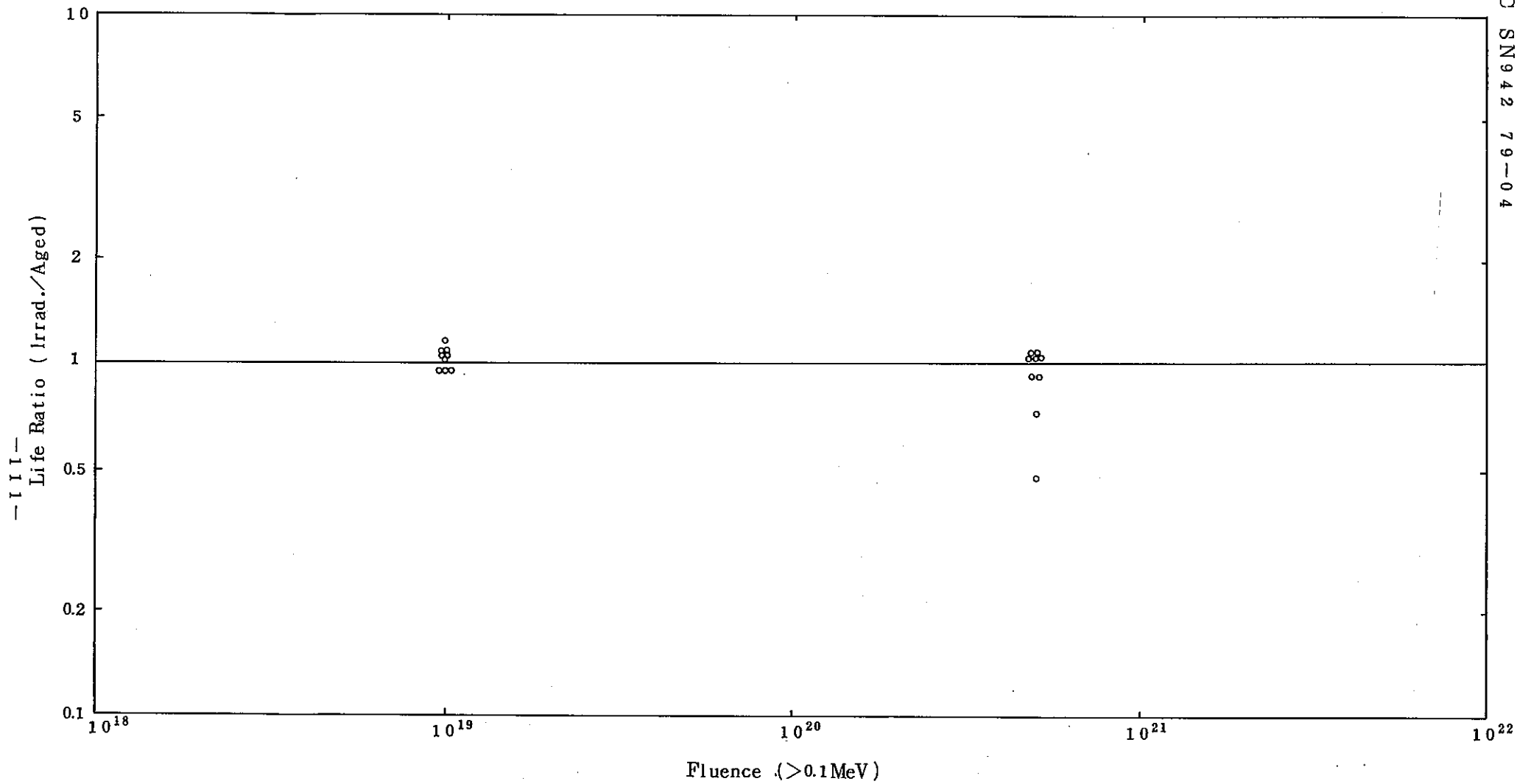


Fig. 49 Effect of Fluence on the Fatigue Life of Welded Joints at 550°C

(Reactor : HFR, Irradiation (Aging) Temperature : 550°C
 Ref.: ECN-4⁽¹⁵⁾, Welding Process ; TIG)

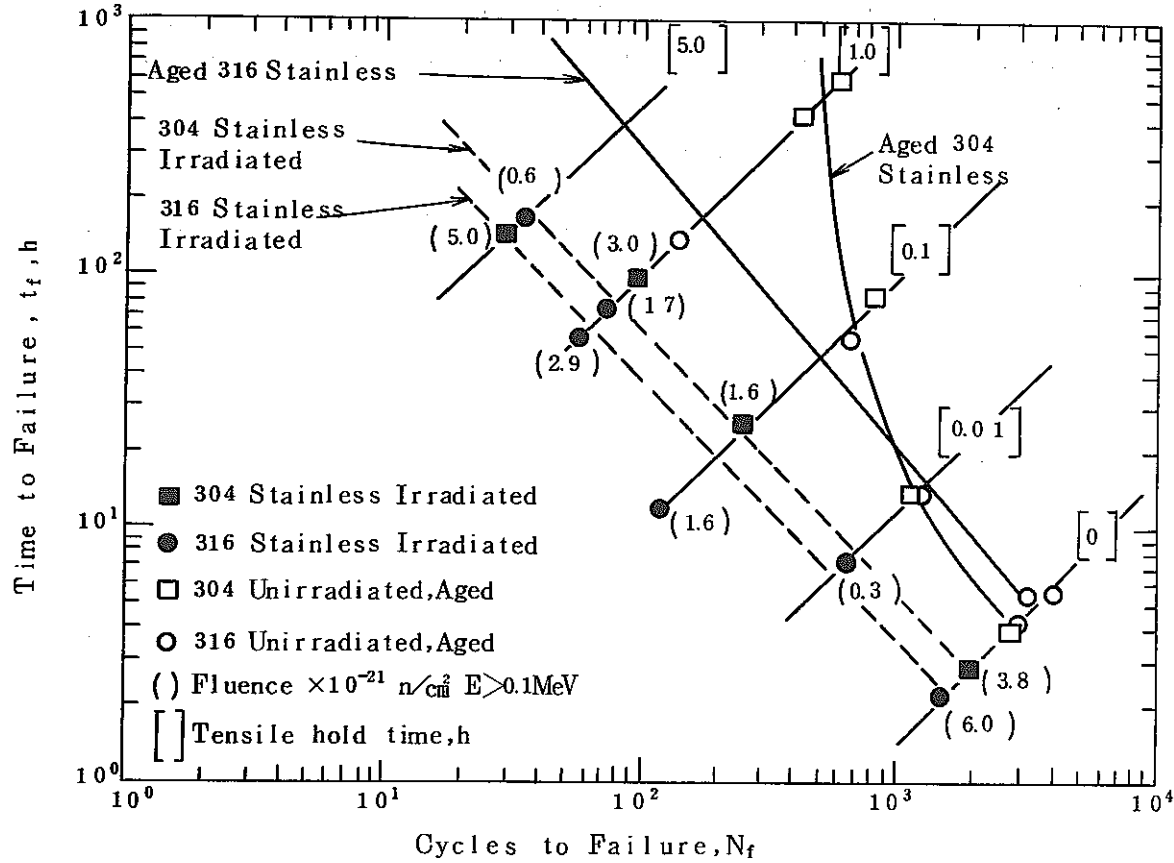


Fig.50 Total time to failure vs cycles to failure for irradiated and unirradiated Types 304 and 316 stainless steel tested at 593°C (1100°F), $\Delta\epsilon_t = 1.0\%$ with several tensile hold times. (Reactor: EBR-II, Irradiation Temperature: 450°C, Ref.: ANCR-1078⁽¹⁰⁾)

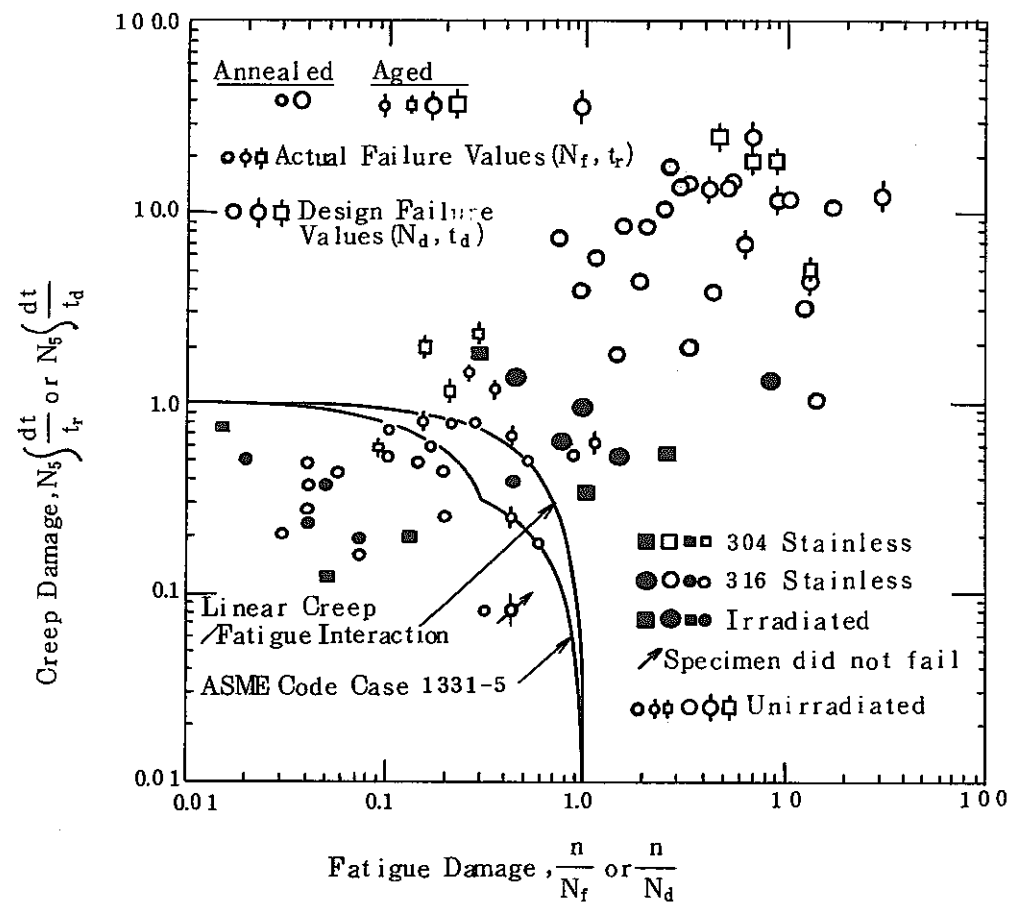


Fig.51 Comparison of creep and fatigue damage values based on actual failure data (t_r, N_f) and ASME Code Case 1331-5 Allowable Values of t_d and N_d with Code Allowable Damage Sums "D" for Types 304 and 316 stainless steel at 593°C (1100°F), in the irradiated and unirradiated condition.

(Reactor : EBR-II, Irradiation Temperature : 450°C, Ref.: ANCR-1078 (10))

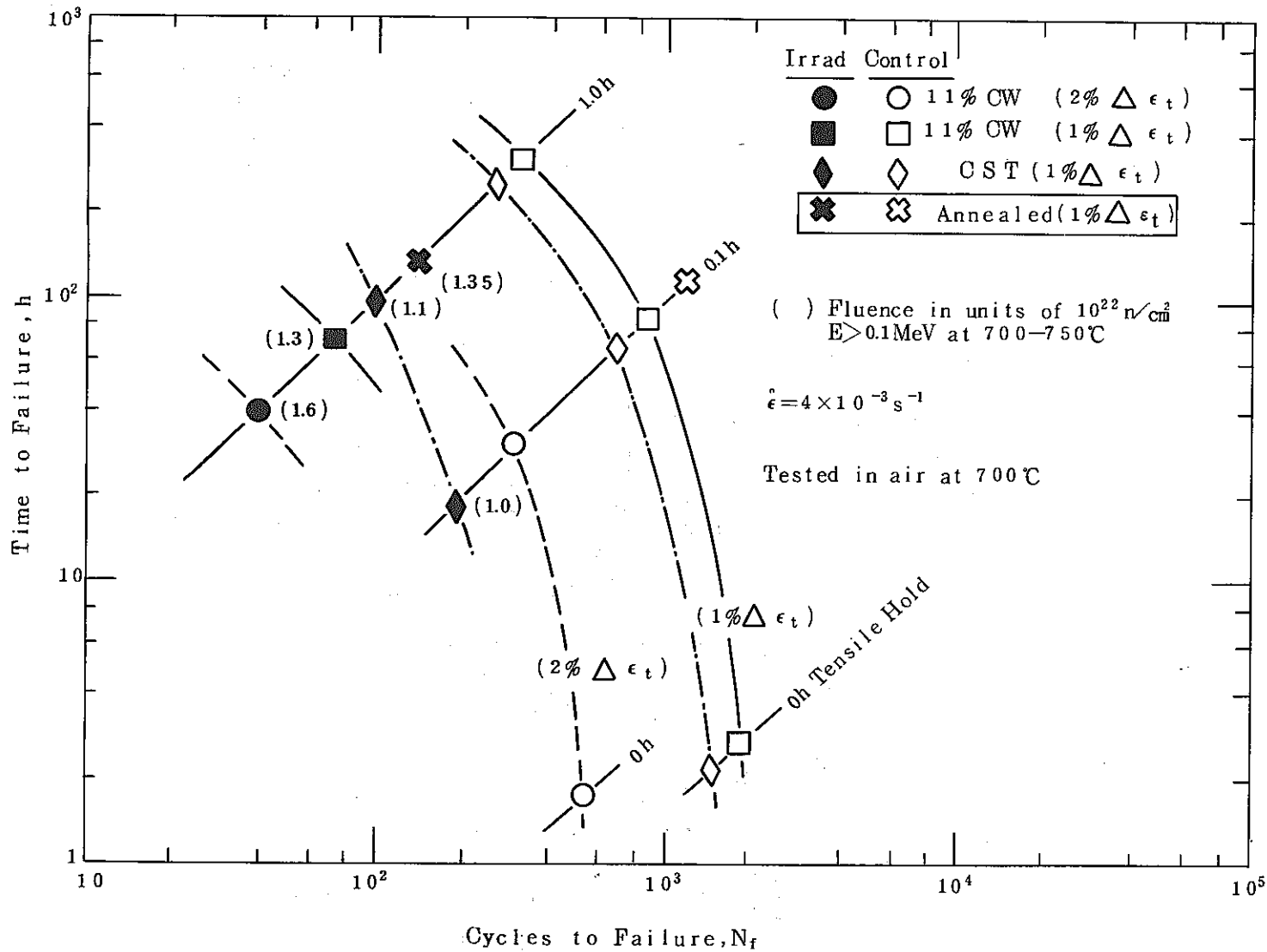


Fig. 52 Fatigue Behavior with Tensile Hold Times of Irradiated and Unirradiated Type 304 Stainless Steel in the Annealed, 11% Cold-Work and Chilled-Swaged-Tempered (CST) Conditions. (Reactor: EBR-II, Ref.: HEDL-TME 75-23(17))

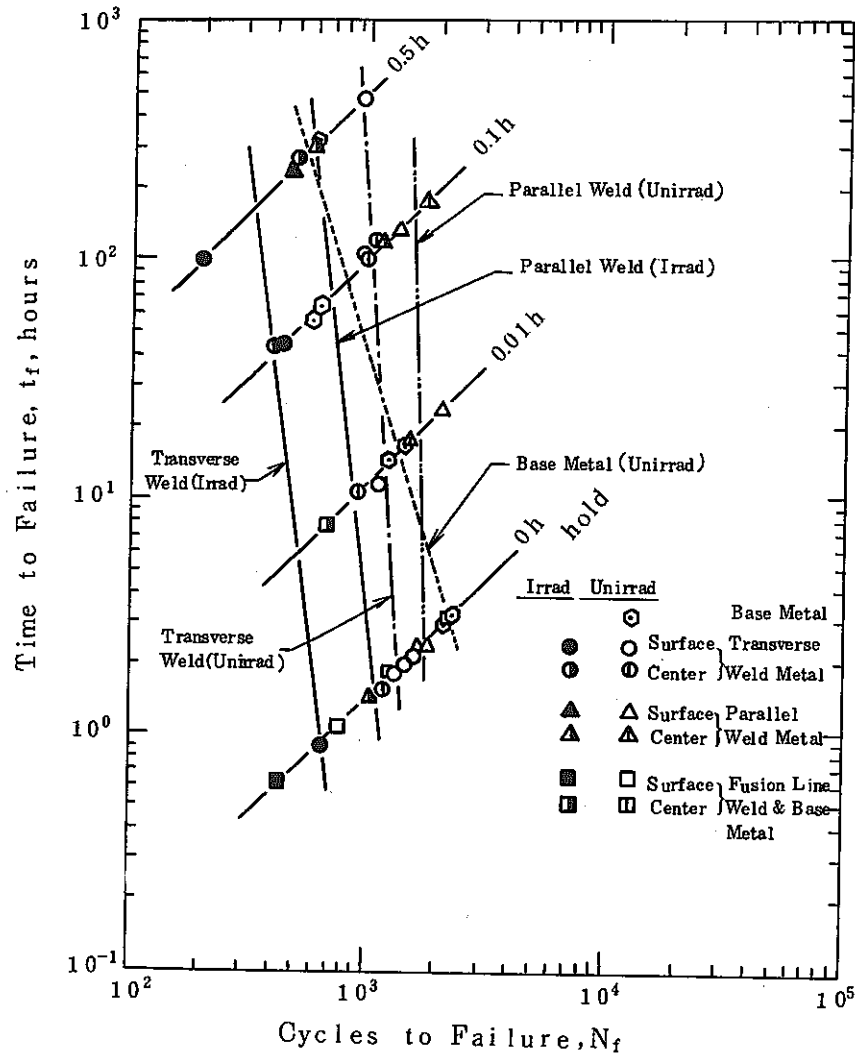


Fig.53 Time to fail versus cycles to fail plot for irradiated and unirradiated Type 308 weld metal tested at 593°C at a total strain range of 1.0 percent; fluence levels of 0.5 to $1.1 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$, $E > 0.1 \text{ MeV}$.
 (Reactor: EBR-II, Irradiation Temperature: 600°C, Ref. ASTM STP 570 (13))

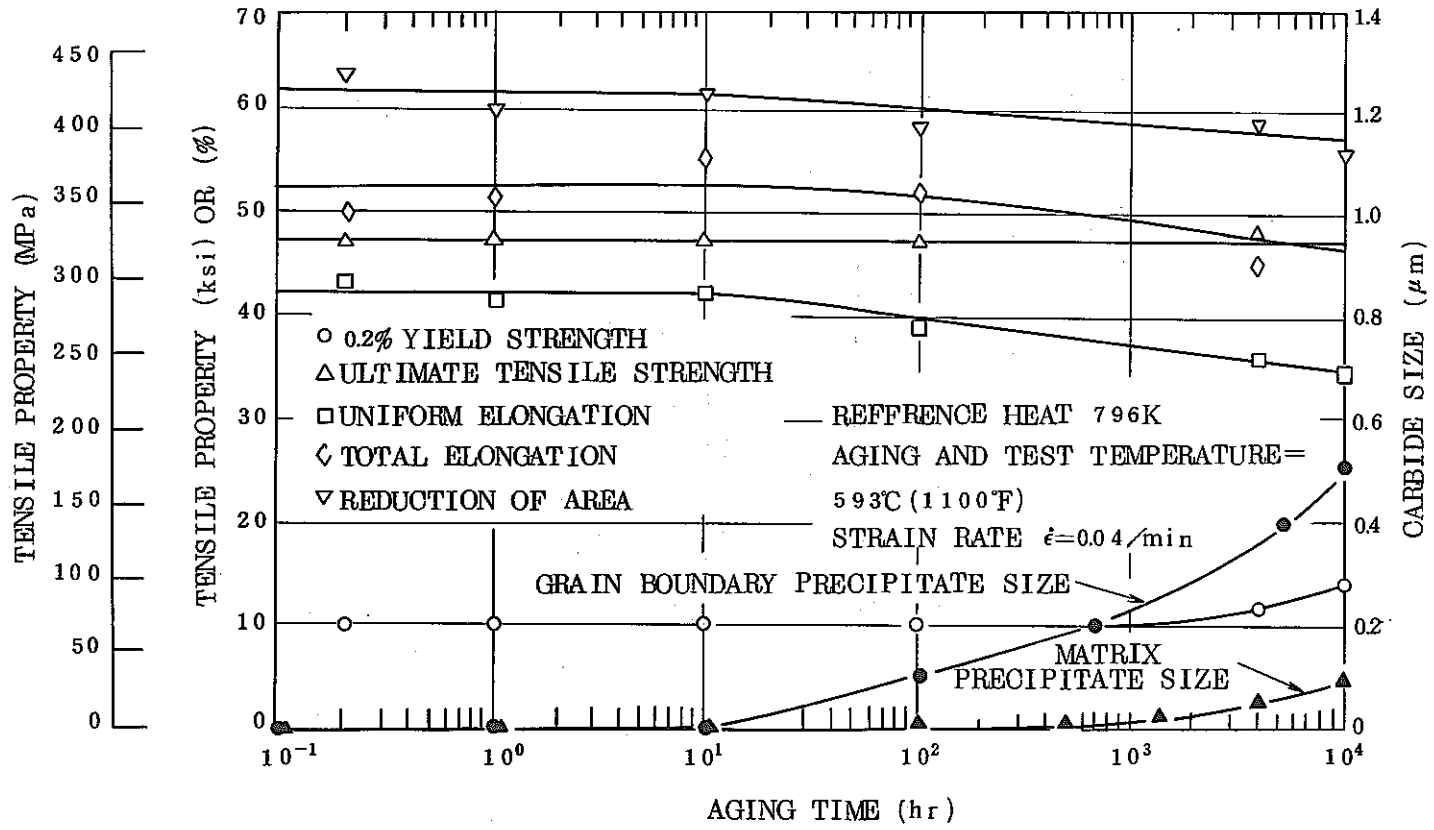


Fig.54 Effect of aging time on tensile properties of reference heat of type 304 stainless steel, aged and tensile tested at 593°C(1100°F). (Ref.: (8))

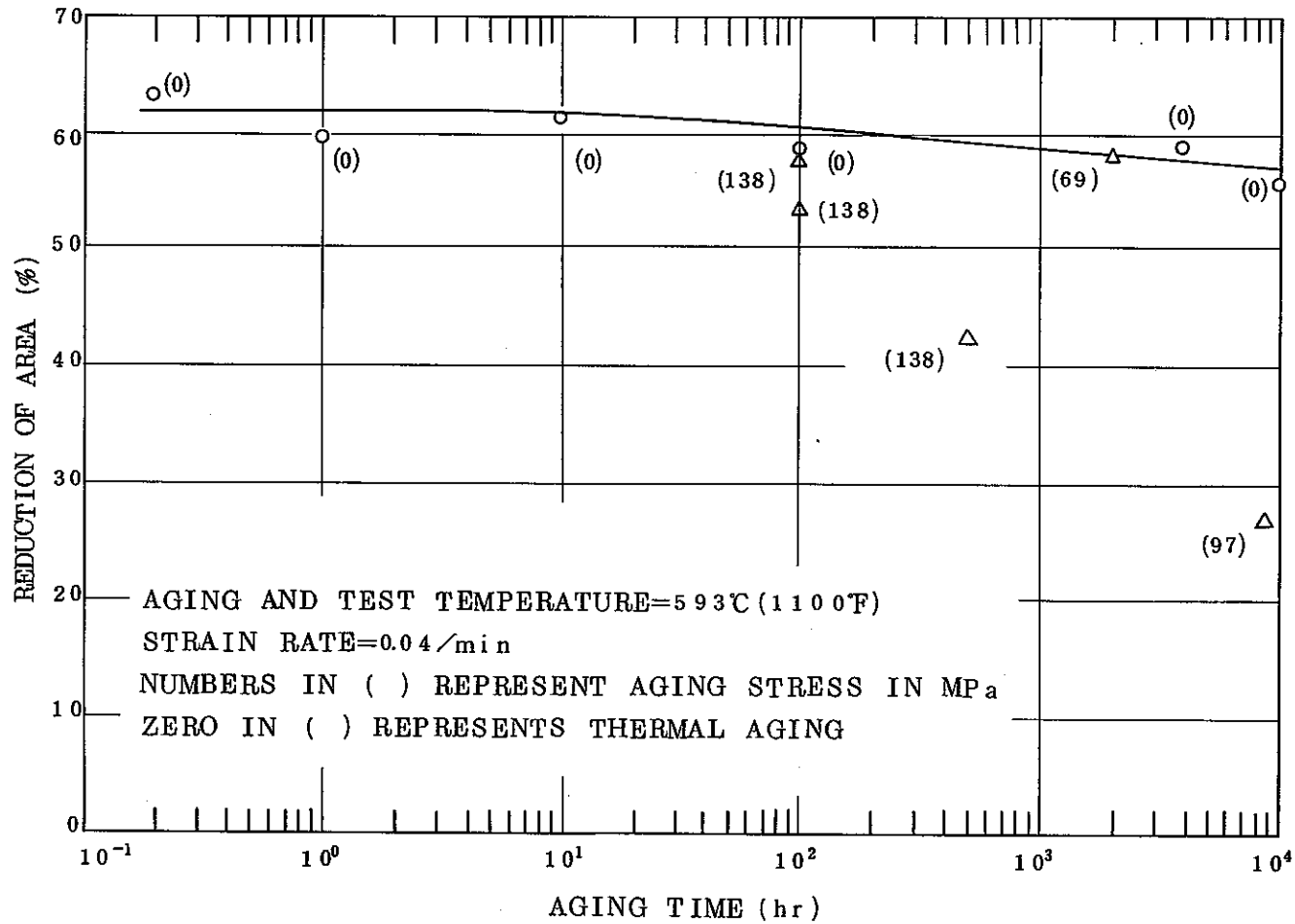


Fig. 55 Comparison between aging with and without stress on reduction of area of the reference heat of type 304 stainless steel. (Ref.: (8))

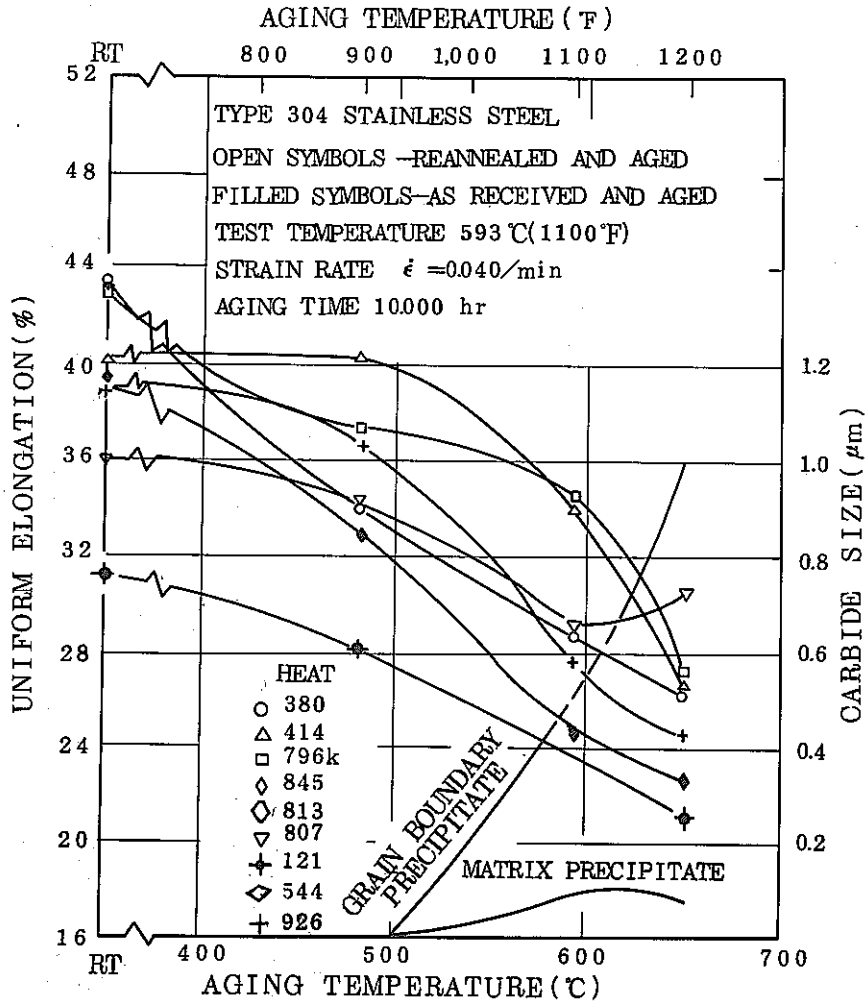


Fig. 56 Effect of aging temperature on uniform elongation of as-received and reannealed type 304 stainless steel aged for 10,000hr and tested at 593°C(1100°F)
 (Ref. : (18))

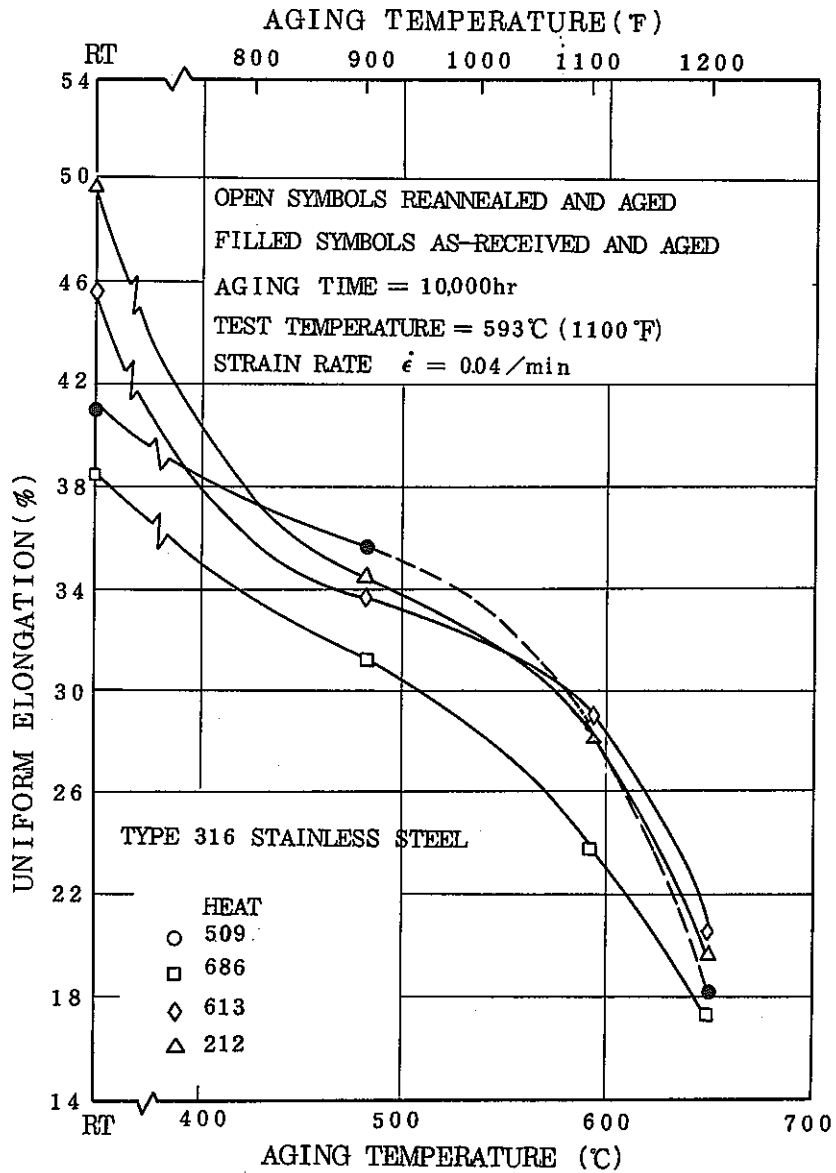


Fig. 57 Effect of aging temperature on uniform elongation of as-received and reannealed type 316 stainless steel, aged for 10,000hr and tested at 593°C (1100°F)
 (Ref. :(18))

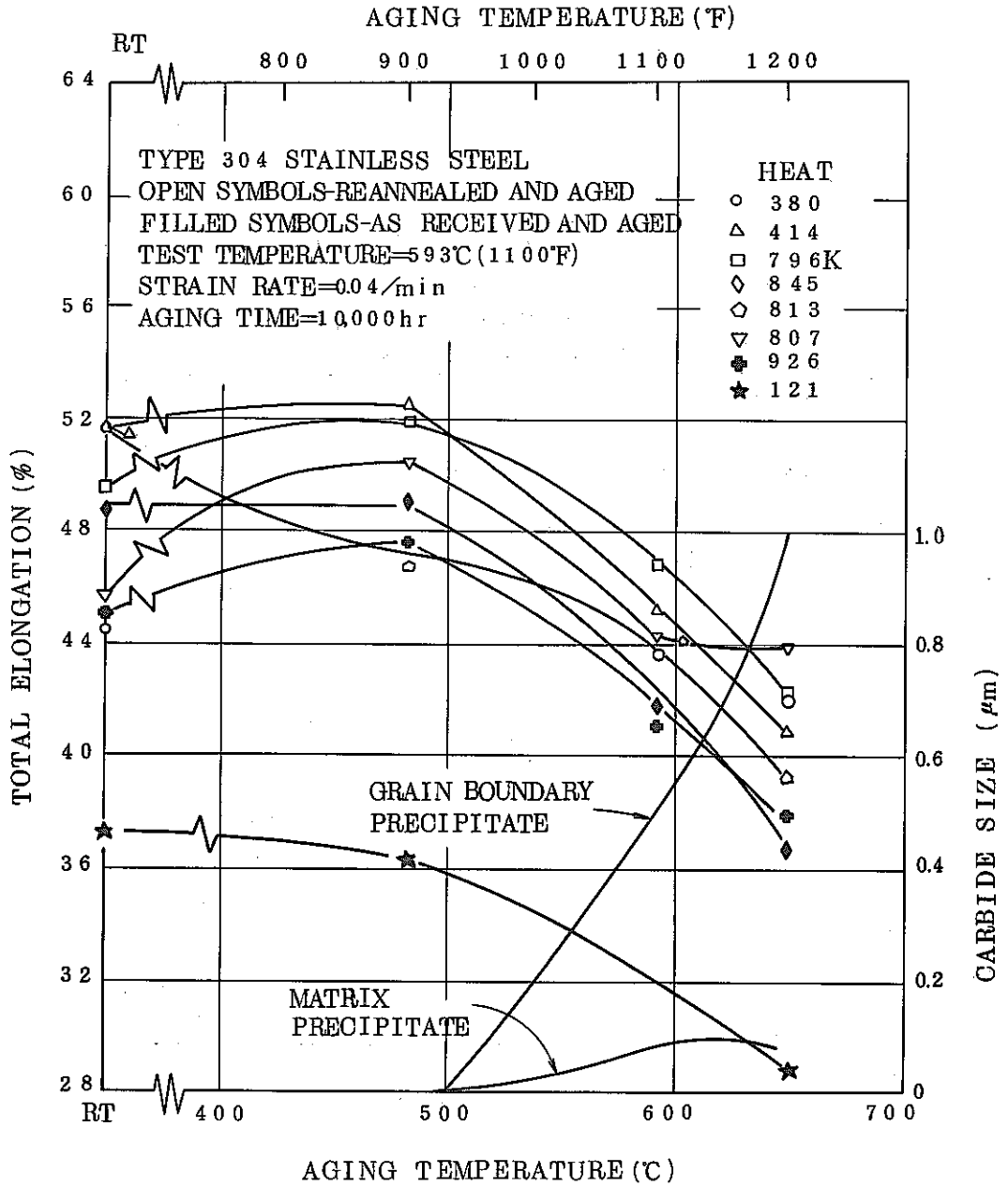


Fig.58 Influence of aging temperature on total elongation of as-received and reannealed type 304 stainless steel aged for 10,000hr and tested at 593°C (1100°F)

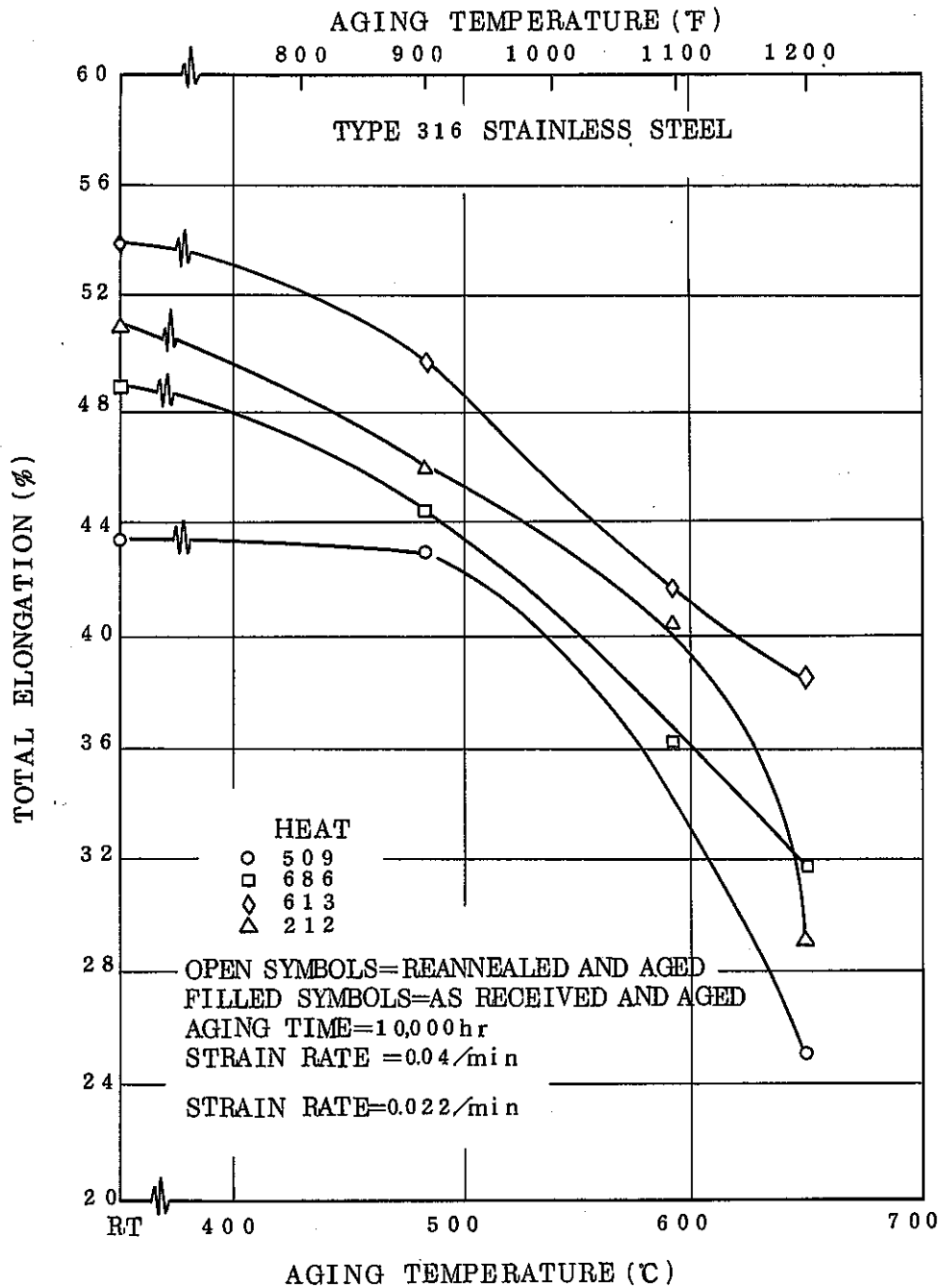


Fig. 59 Effect of aging temperature on total elongation of as-received and reannealed type 316 stainless steel aged for 10,000hr and tested at 593 °C (1100F) (Ref. :(18))

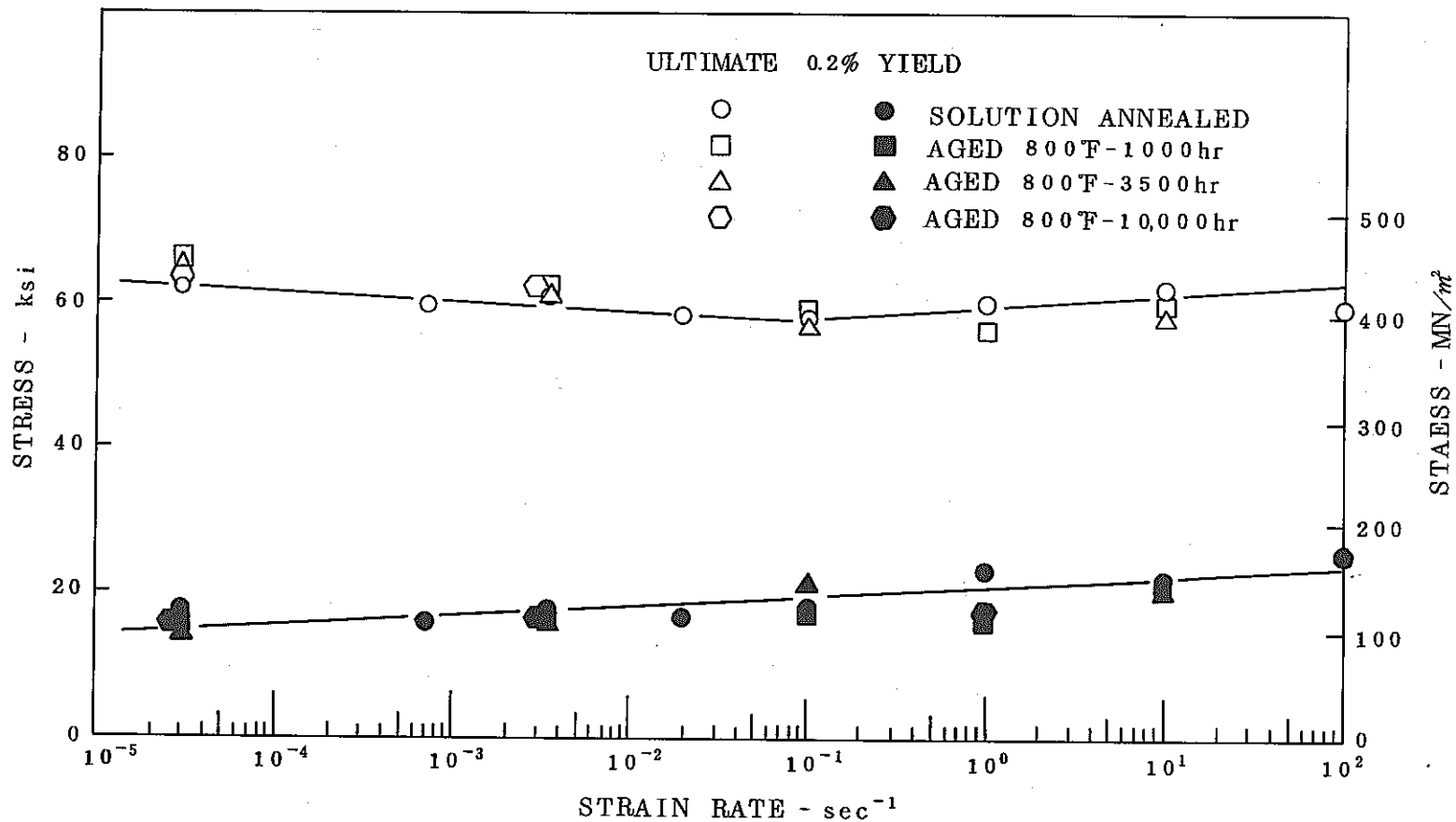


Fig. 60 Effect of Strain Rate on the Strength of Type 304 Stainless Steel--Aged and Tested at 800°F (427°C)

(Ref. : (19))

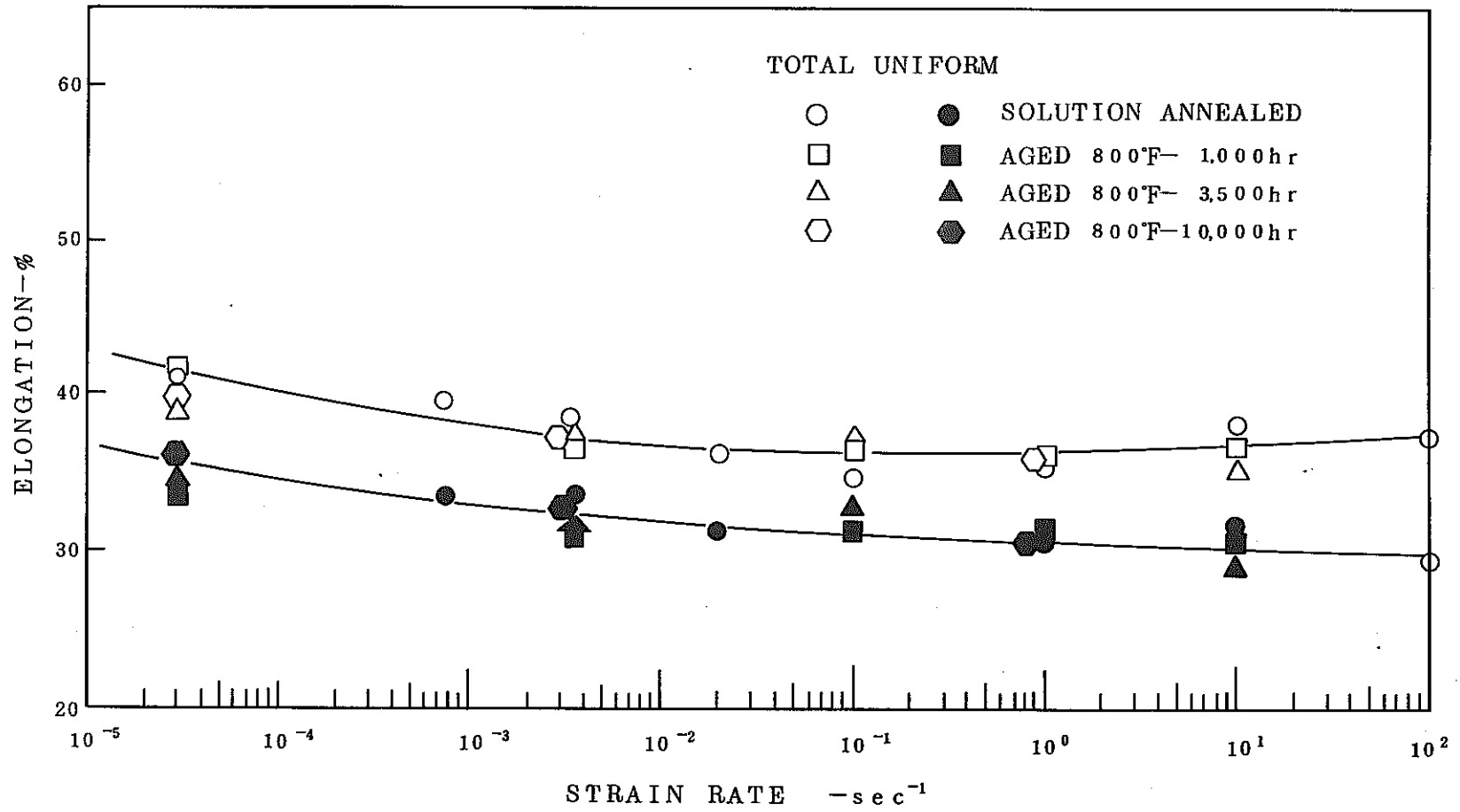


Fig. 61 Effect of Strain Rate on the Ductility of Type 304 Stainless Steel-Aged and Tested at 800°F(427°C)

(Ref. : 09)

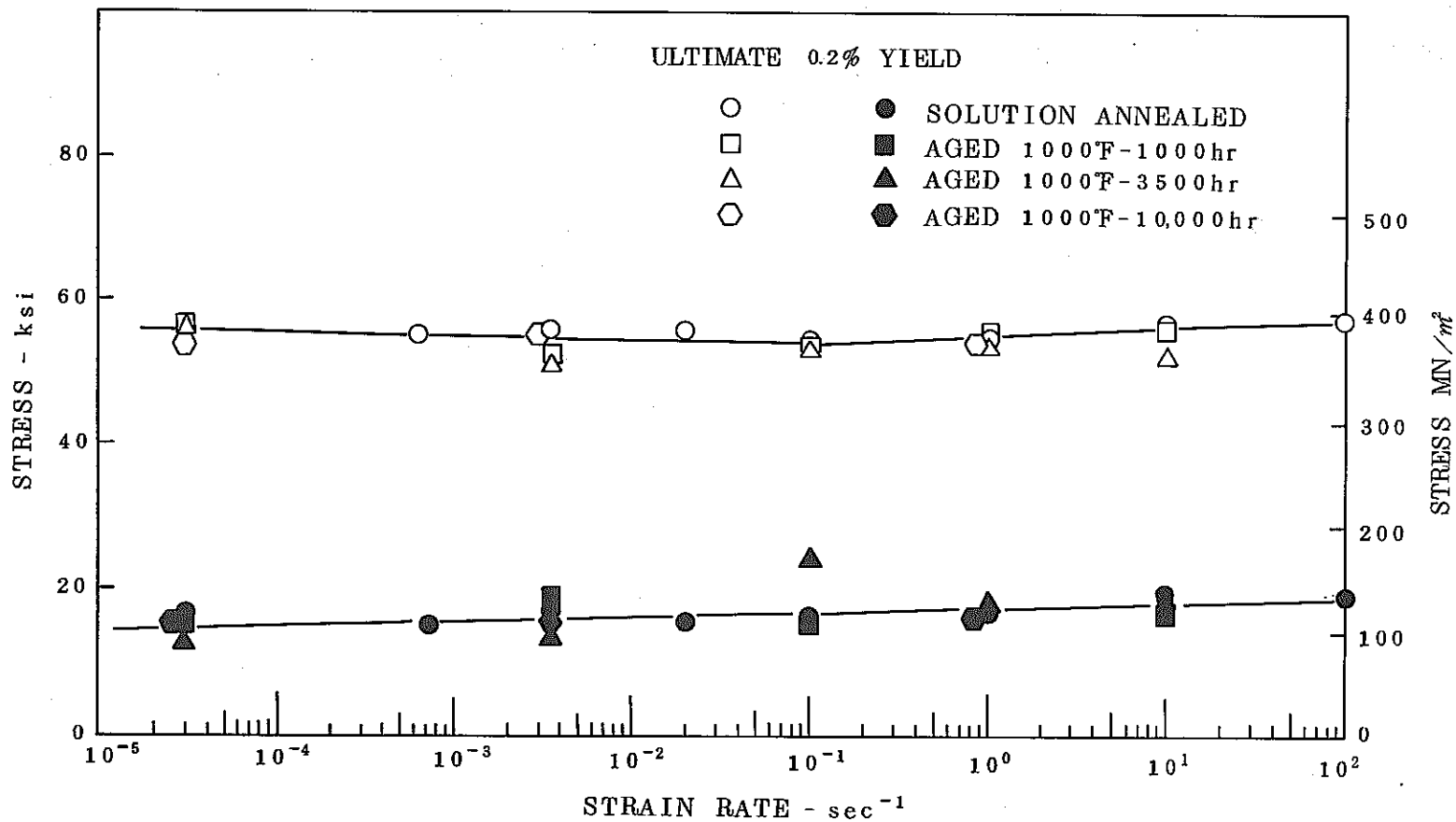


Fig. 62 Effect of Strain Rate on the Strength of Type 304 Stainless Steel--Aged and Tested at 1000F

(Ref. : (19))

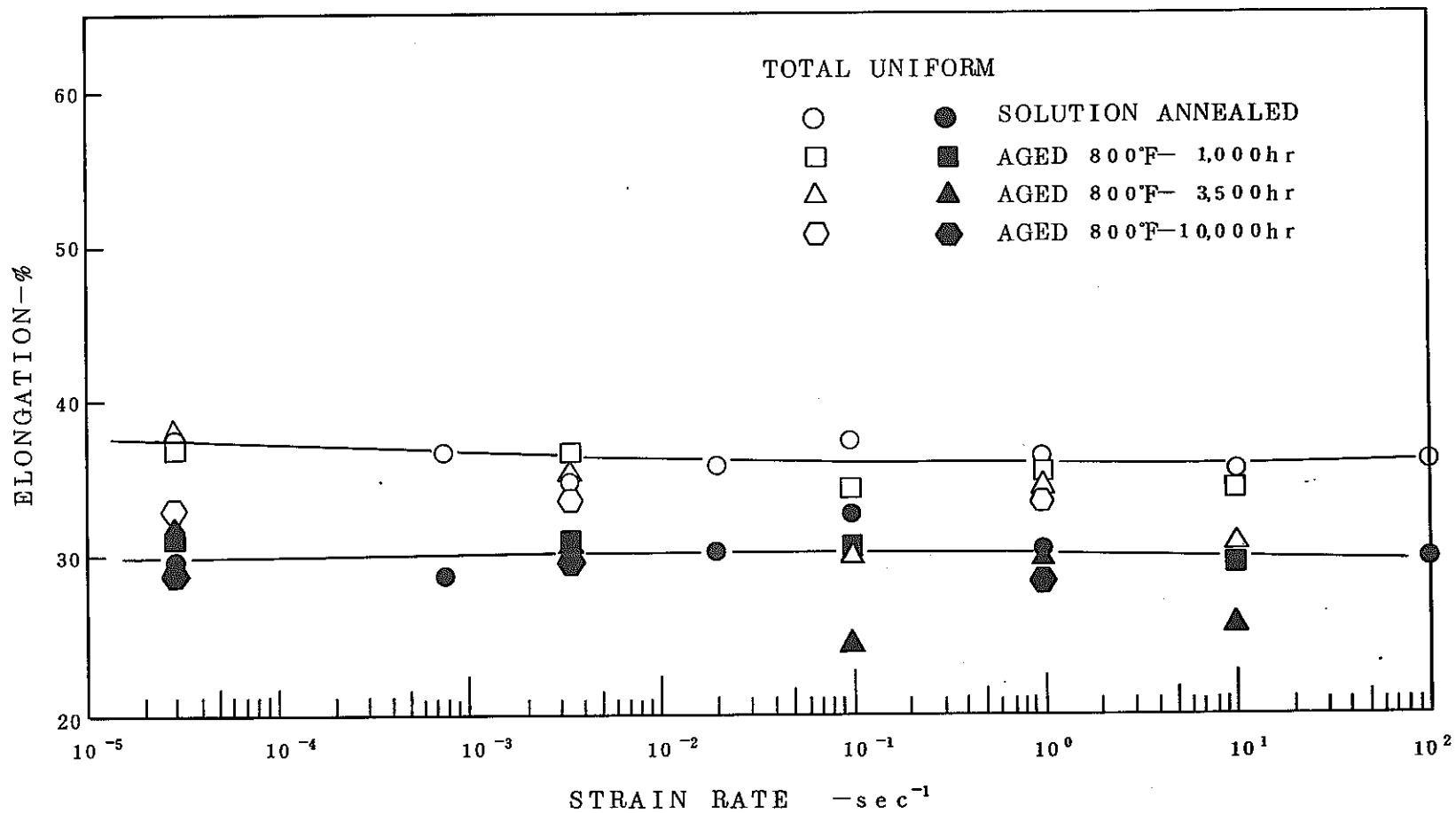


Fig. 6 3 Effect of Strain Rate on the Ductility of Type 304 Stainless Steel-Aged and Tested at 1000°F(538°C)

(Ref. : (9))

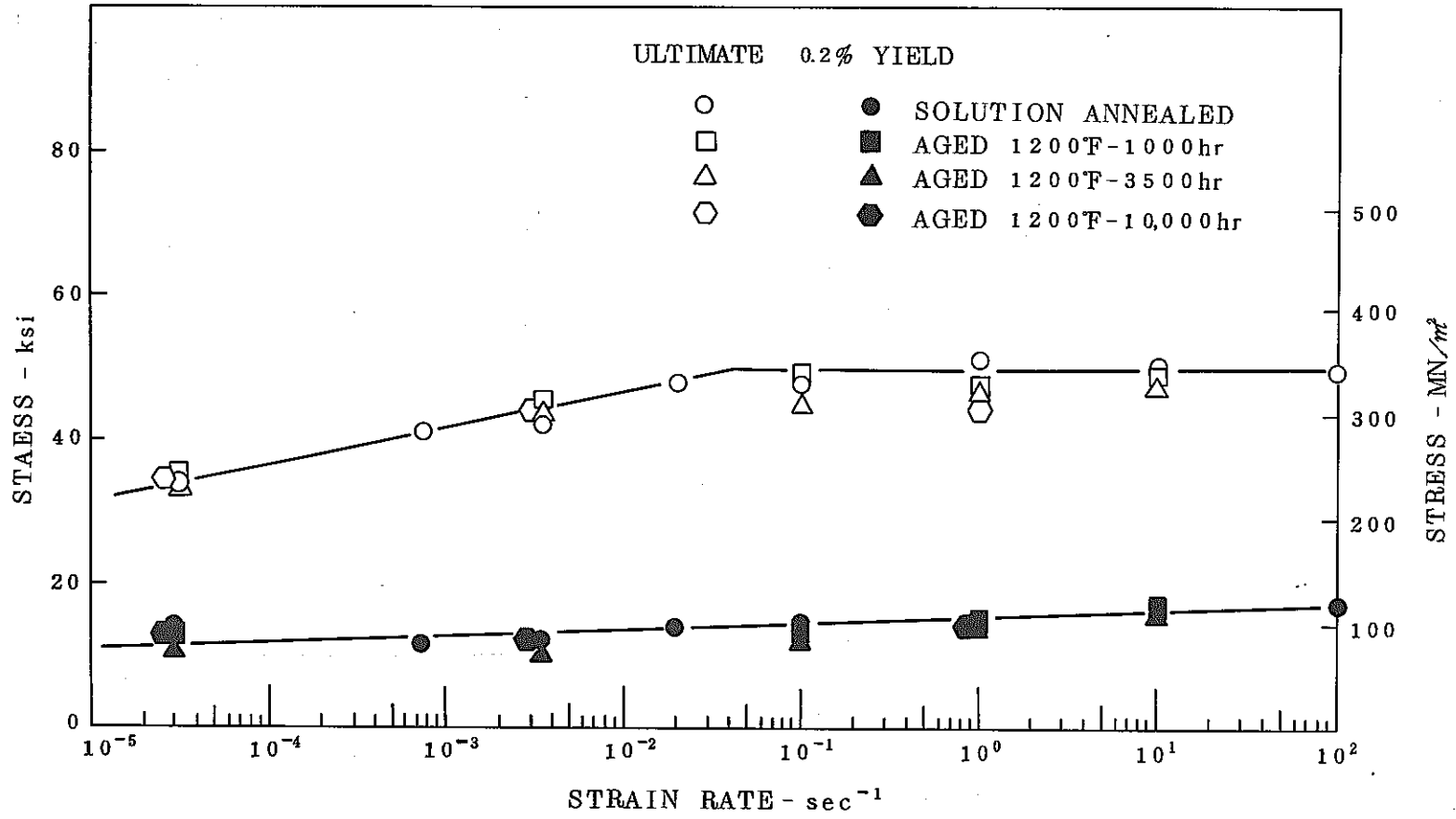


Fig. 64 Effect of Strain Rate on the Strength of Type 304 Stainless Steel--Aged and Tested at 1200F(649C)

(Ref. : (19))

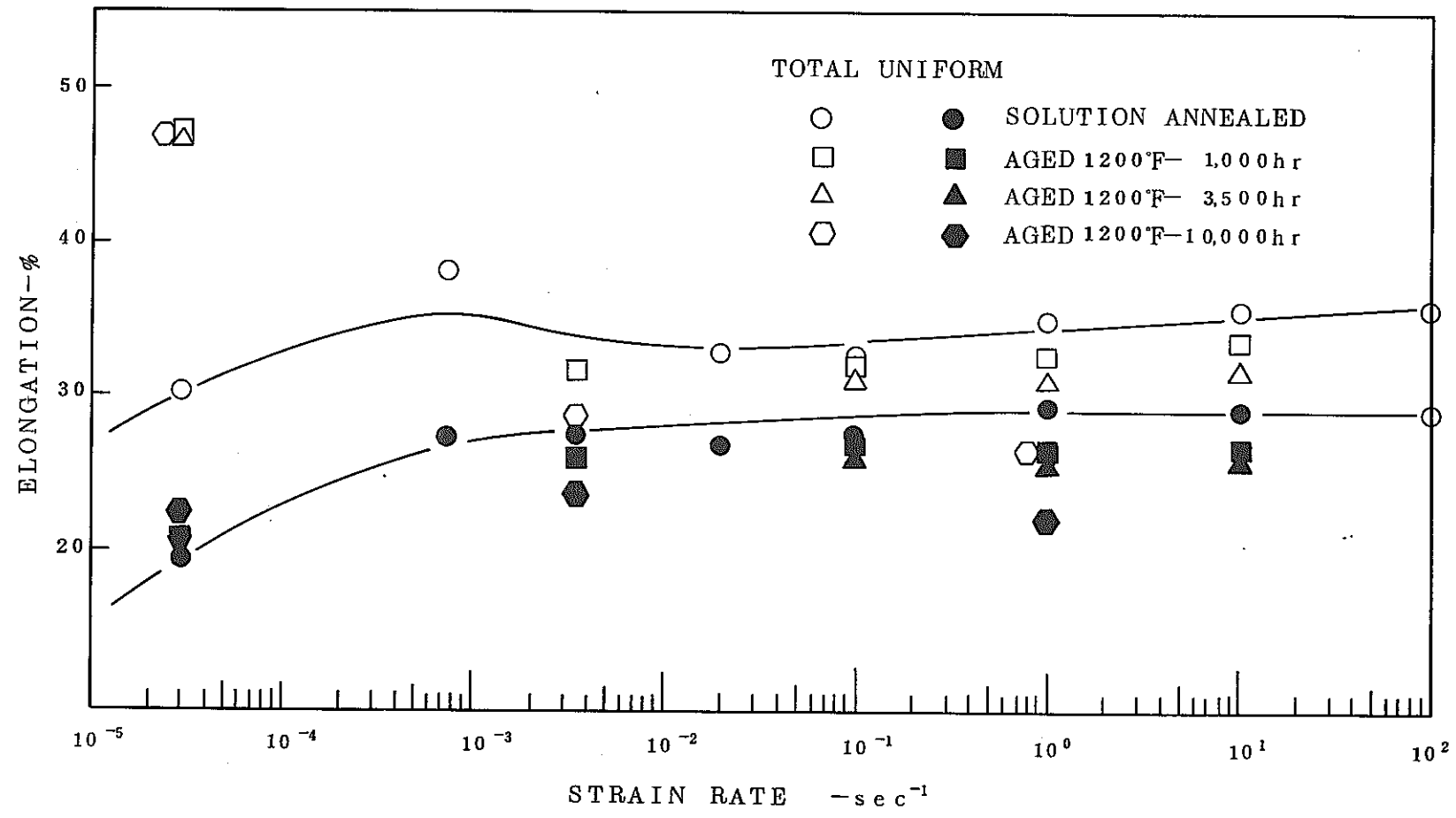


Fig. 65 Effect of Strain Rate on the Ductility of Type 304 Stainless Steel--Aged and Tested at 1200°F (649°C)

(Ref. : (19))

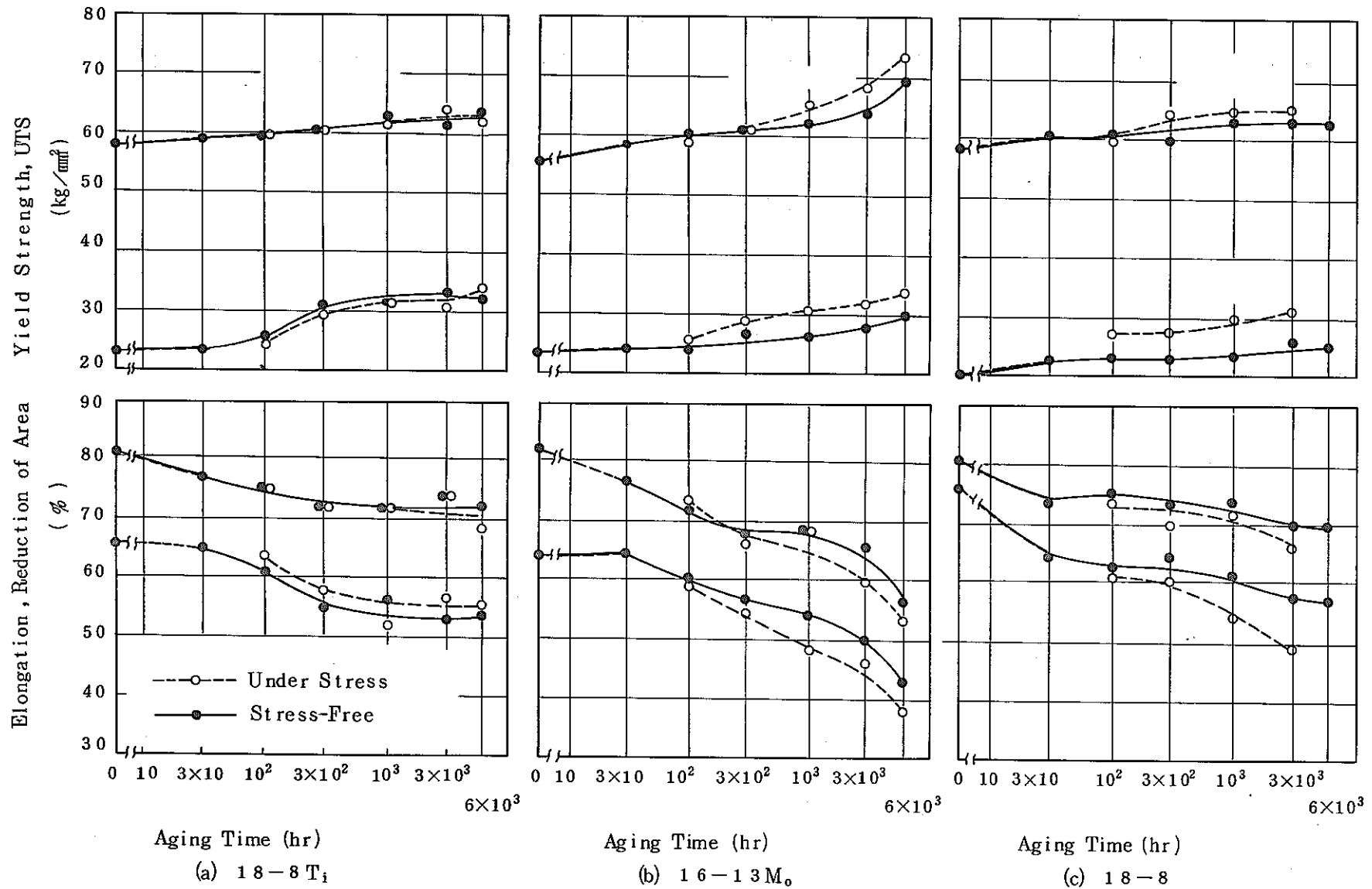


Fig.66 Effect of Stress on Tensile Properties of Aged Stainless Steels at Room Temperature

(Aging Temperature : 65 0 °C
 Stress : 0, 1 0 kg/mm²
 Ref. : 20)

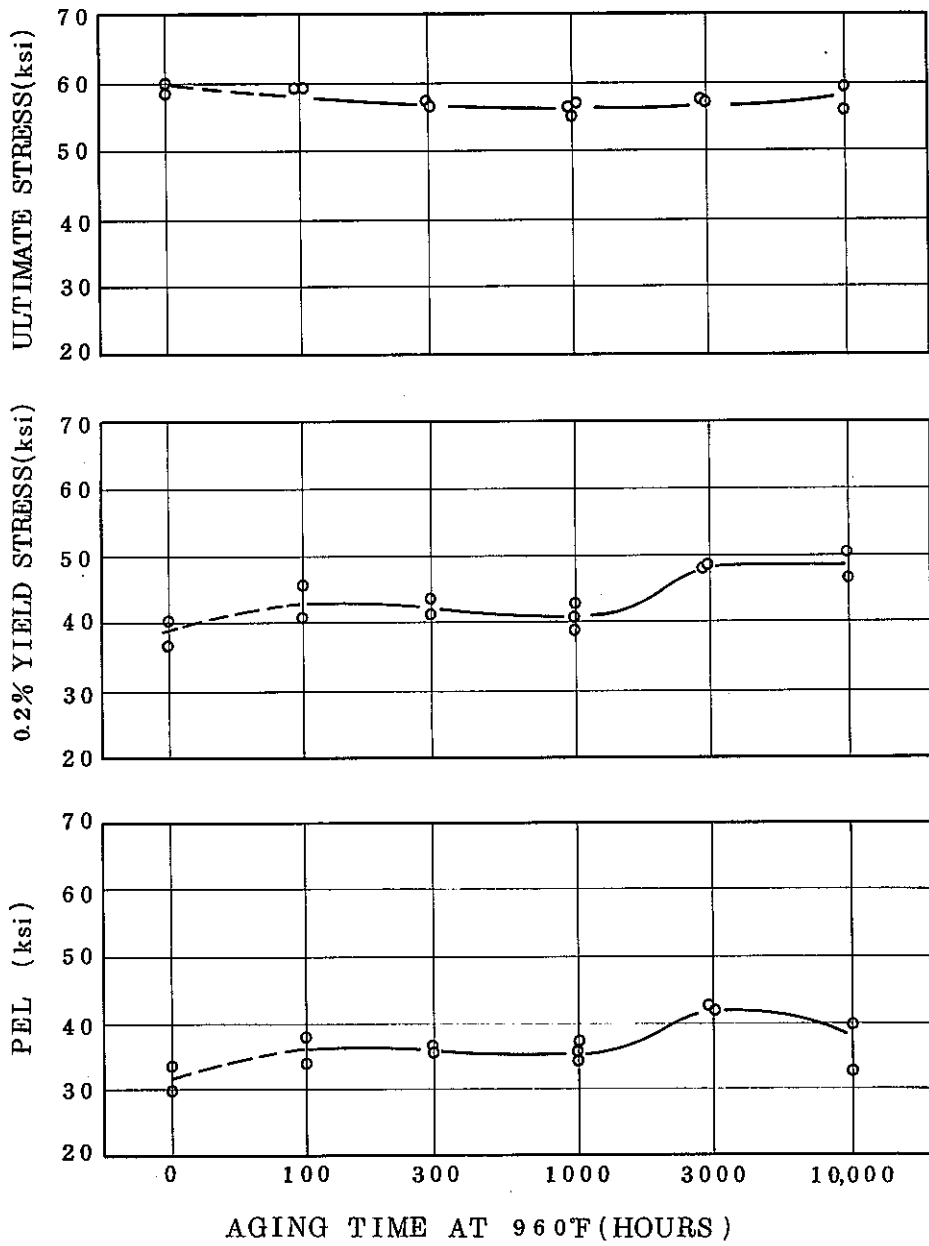


Fig. 67 STRENGTH OF AGED CRE TYPE 308 WELD METAL AT 960°F

(Aging Temperature : 960°F (516°C), Ref. : (2))

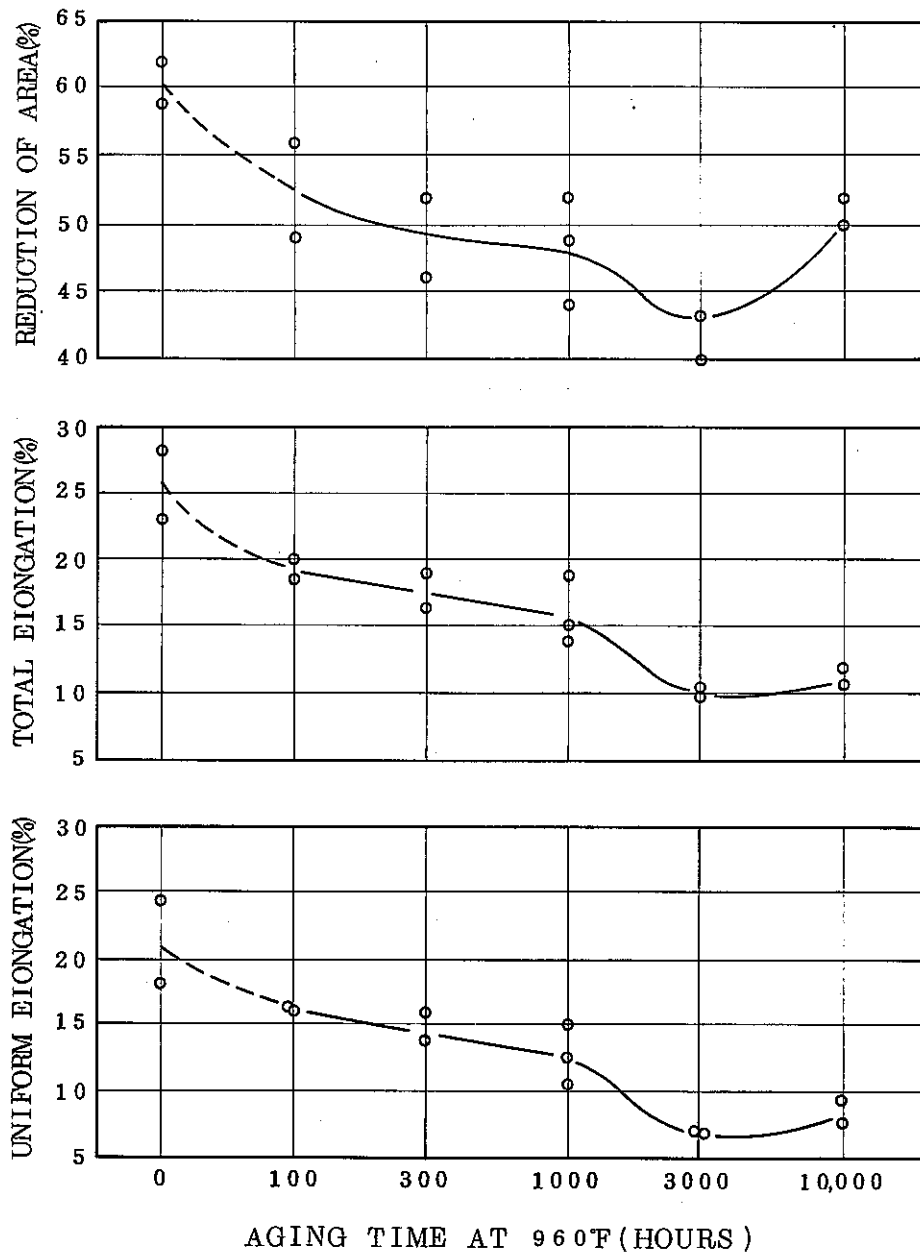


Fig. 68 TENSILE DUCTILITY OF AGED CRE 308 WELD METAL AT 960F
 (Aging Temperature : 960F (516C), Ref. : (2))

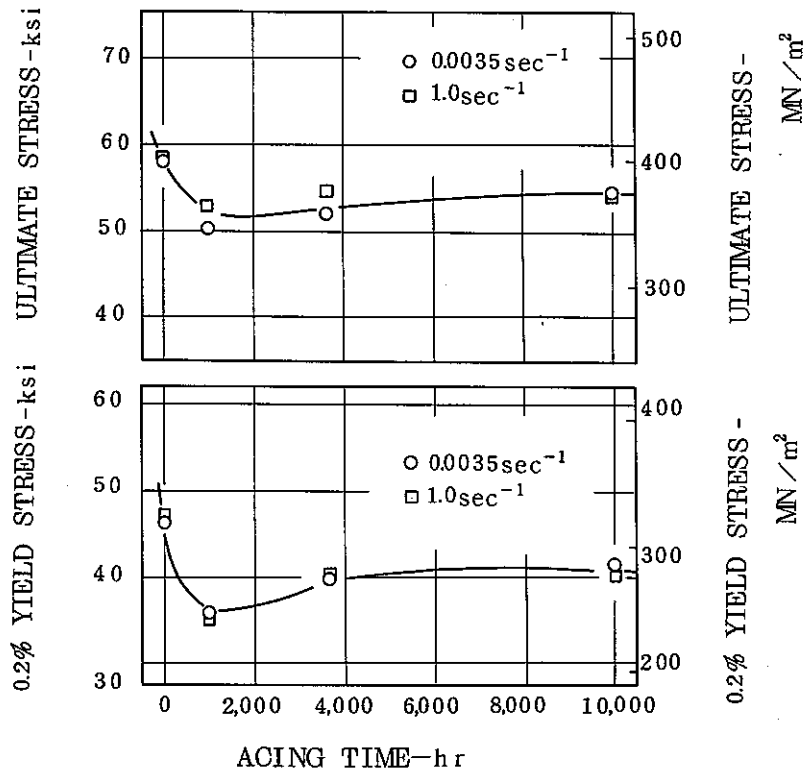


Fig.69 Influence of thermal aging at 1000 F (538C) on the strength of Type 308 weld metal (Ref.: 2)

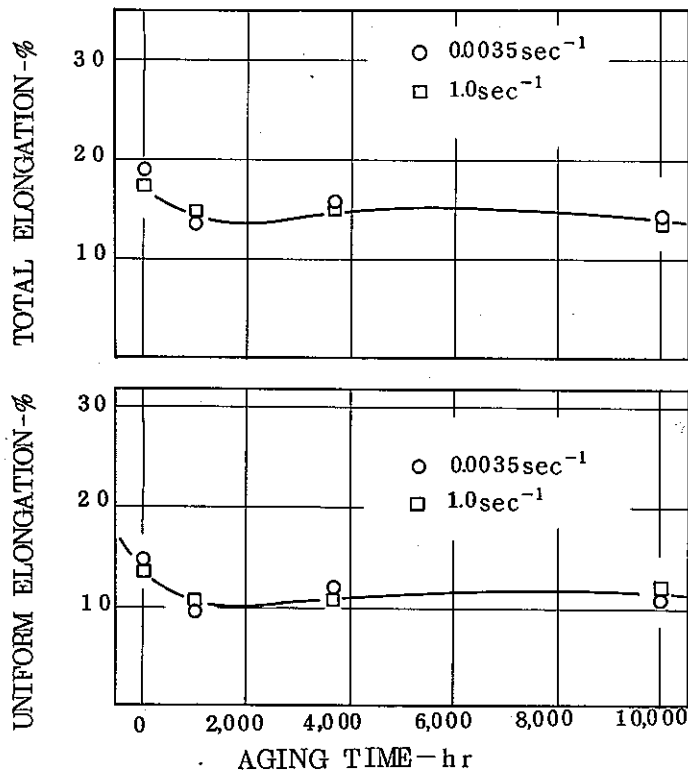


Fig.70 Influence of thermal aging at 1000F (538 C) on the ductility of Type 308 weld metal (Ref.: 2)

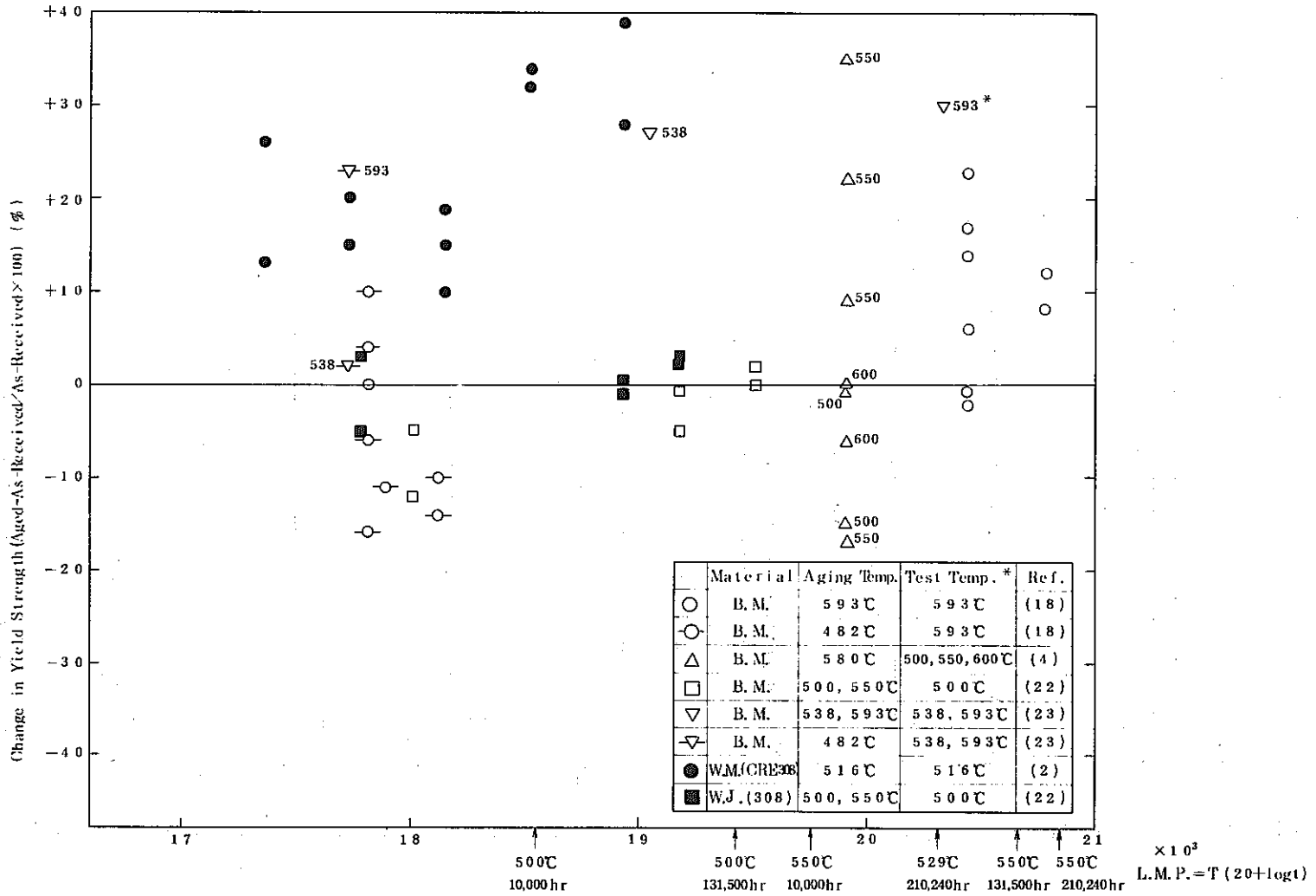


Fig. 71 Effect of Aging on Yield Strength of Type 304 Stainless Steel at $550\text{C} \pm 50\text{C}$

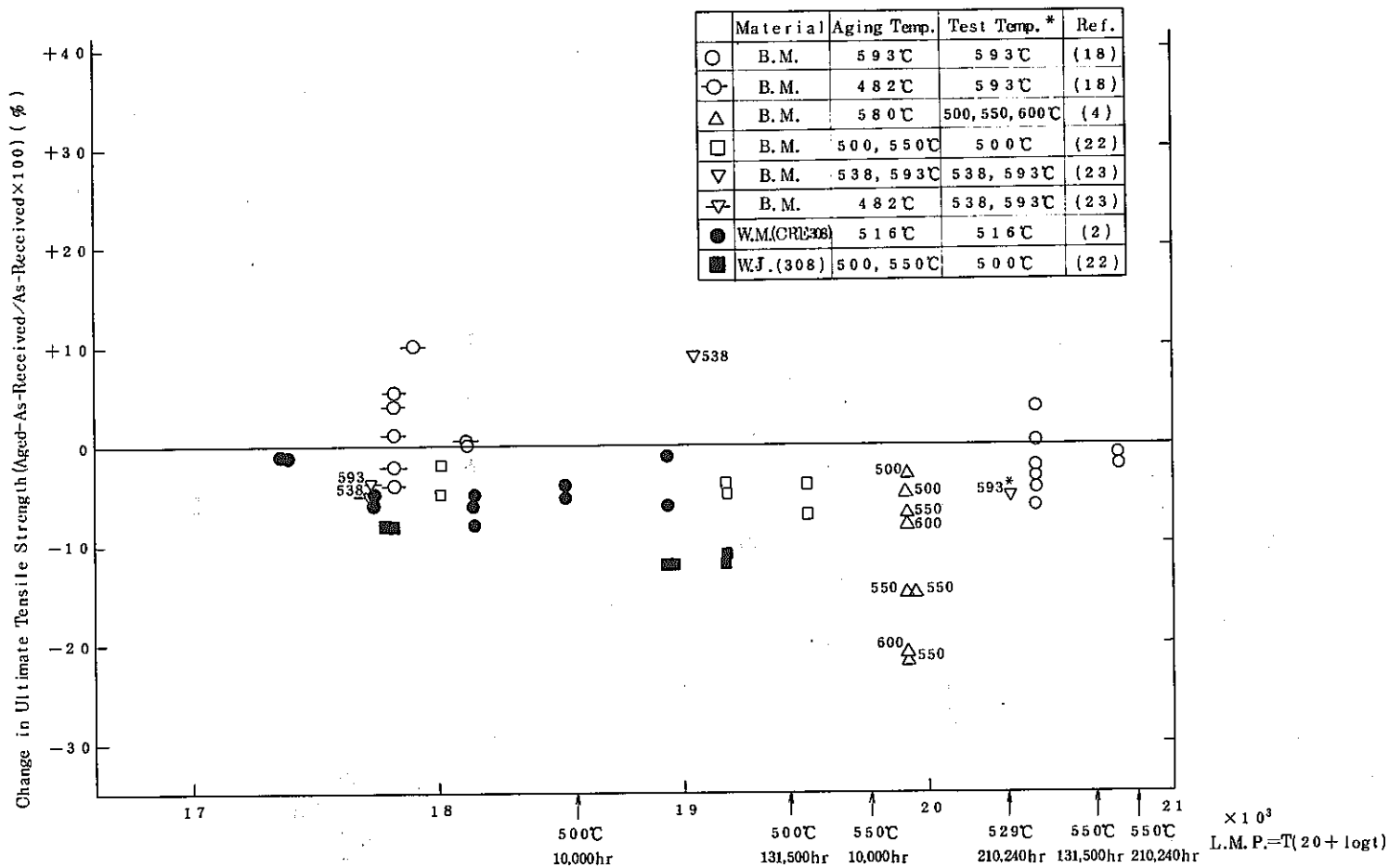


Fig. 7.2 Effect of Aging on Ultimate Tensile Strength of Type 304 Stainless Steel at 550°C ± 50°C

-134-

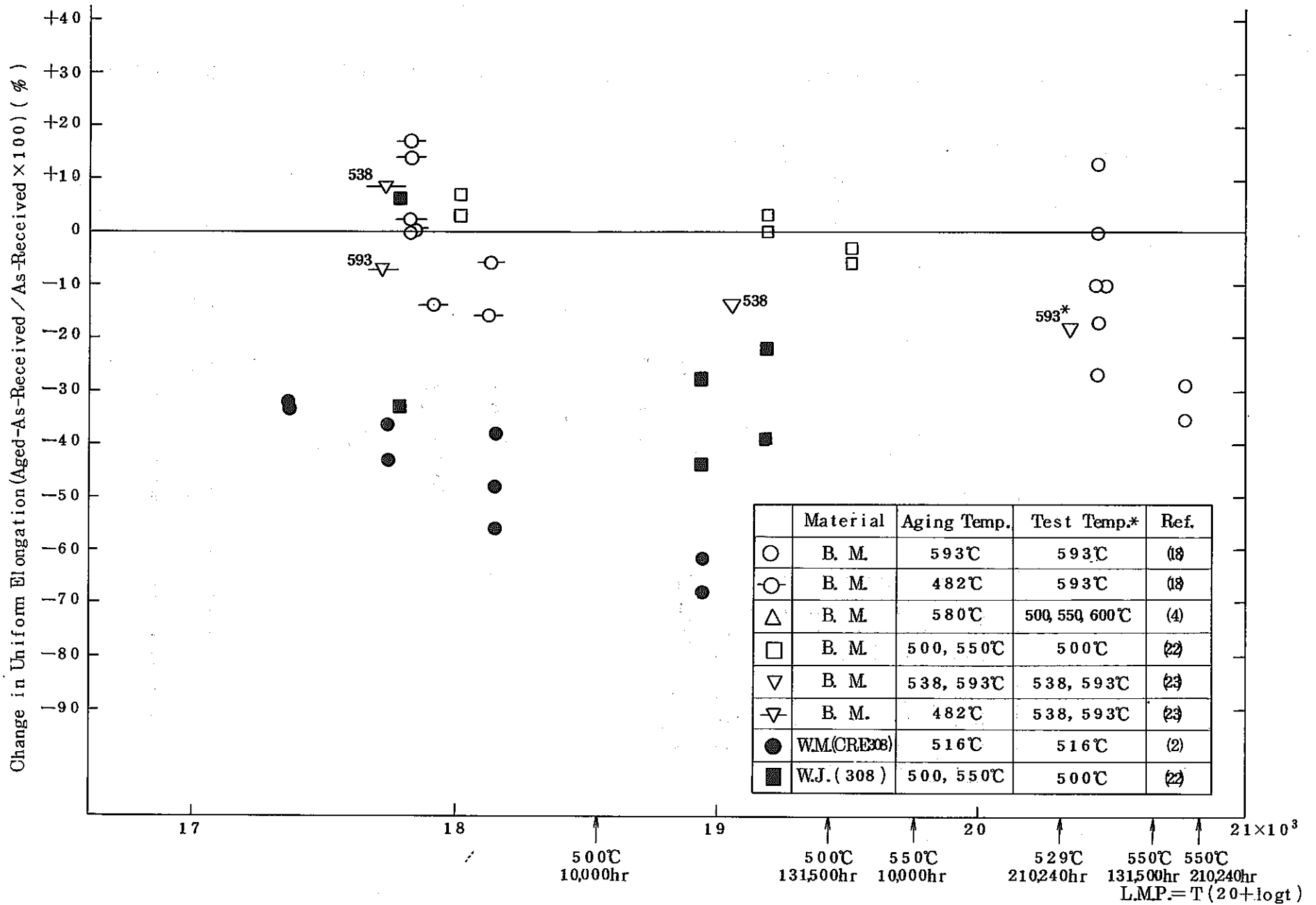


Fig. 73 Effect of Aging on Uniform Elongation of Type 304 Stainless Steel at 550°C ± 50°C

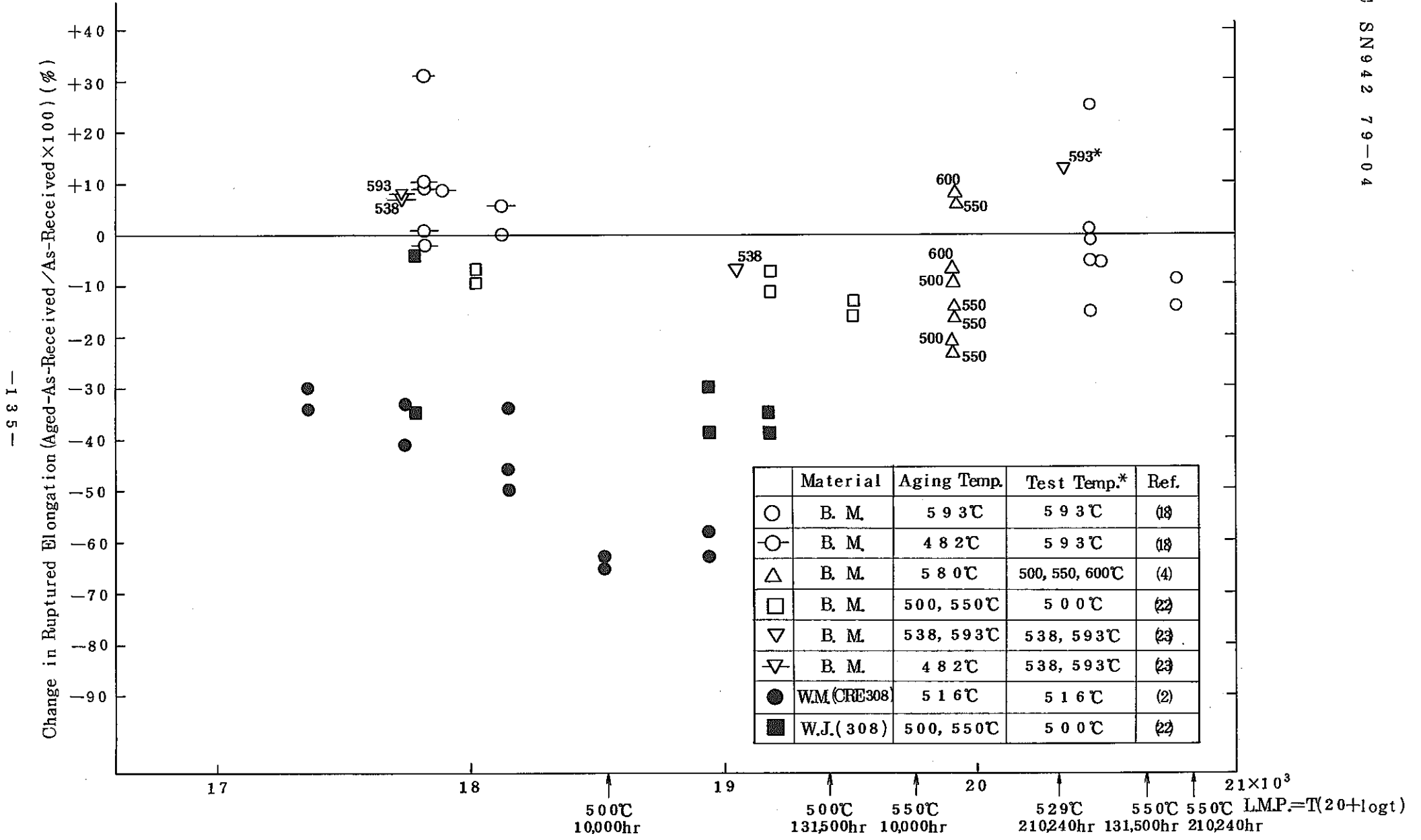


Fig. 74 Effect of Aging on Ruptured Elongation of Type 304 Stainless Steel at 550°C±50°C

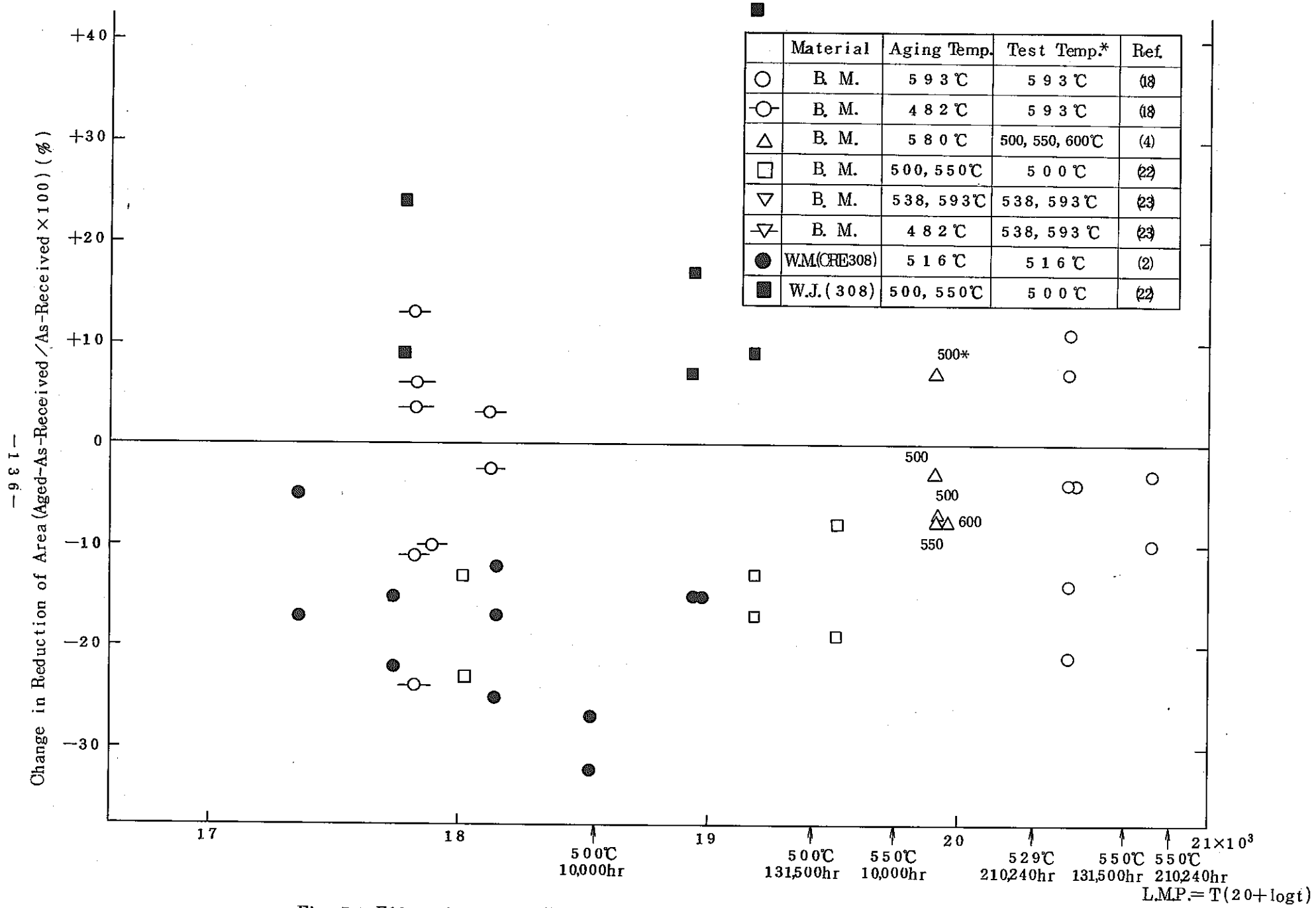
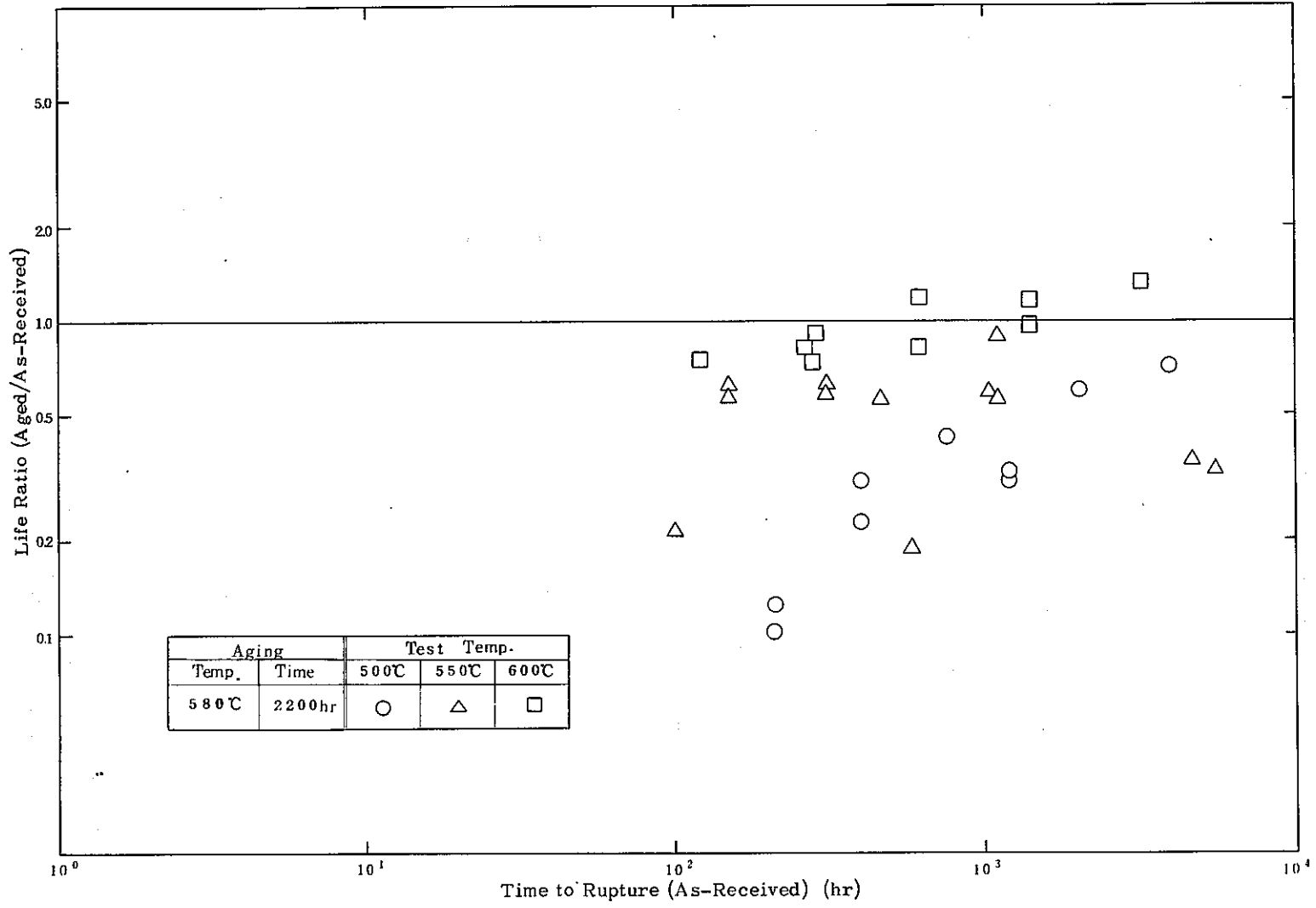


Fig. 75 Effect of Aging on Reduction of Area of Type 304 Steel at 550°C ± 50°C



- 137 -

Fig. 76(a) Effect of Aging on Creep Rupture Life of Type 304 Stainless Steel (Base Metal)
(Ref. (6))

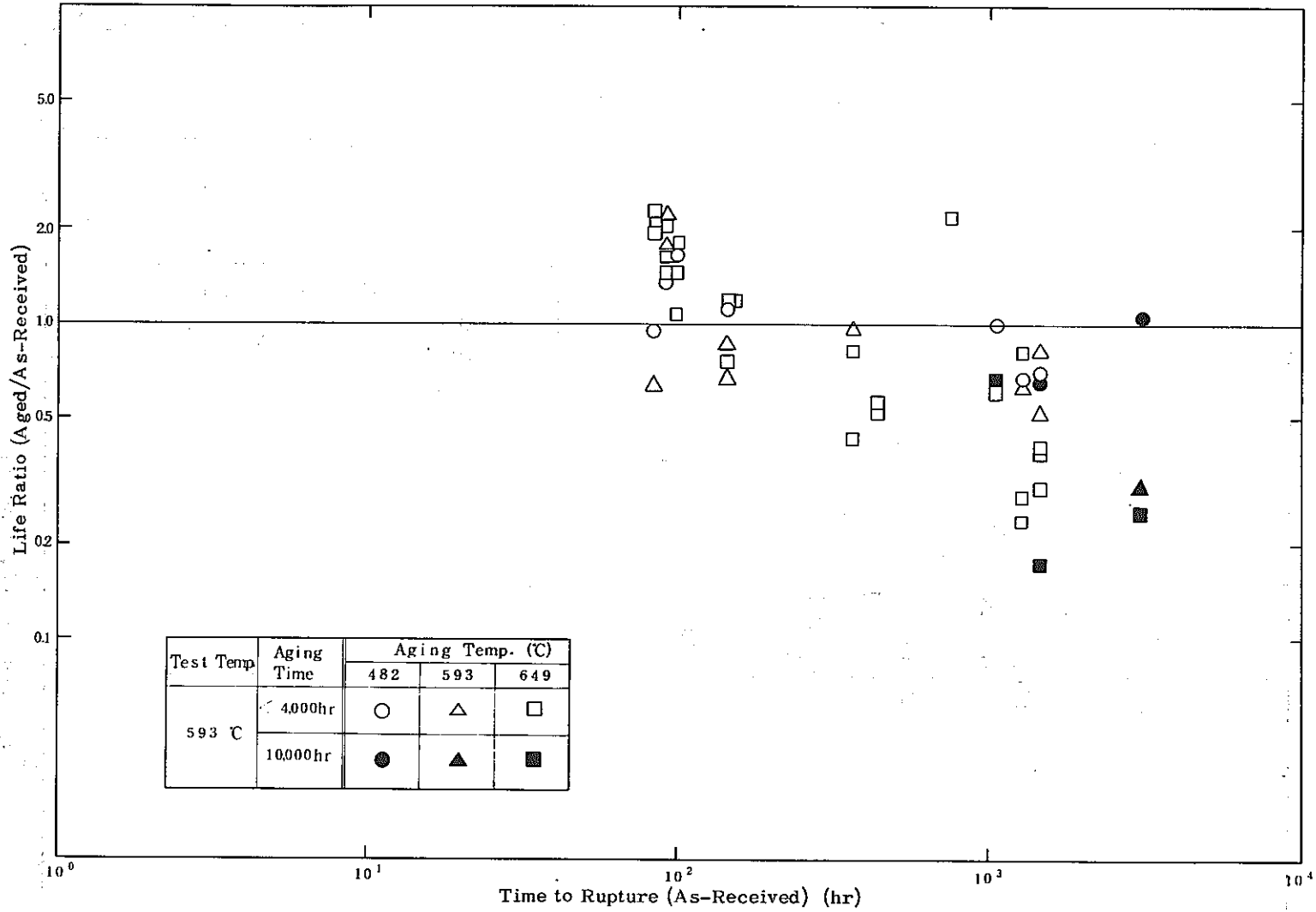


Fig. 76 (b) Effect of Aging on Creep Rupture Life of Type 304 Stainless Steel (Base Metal)

(Ref. : (8))

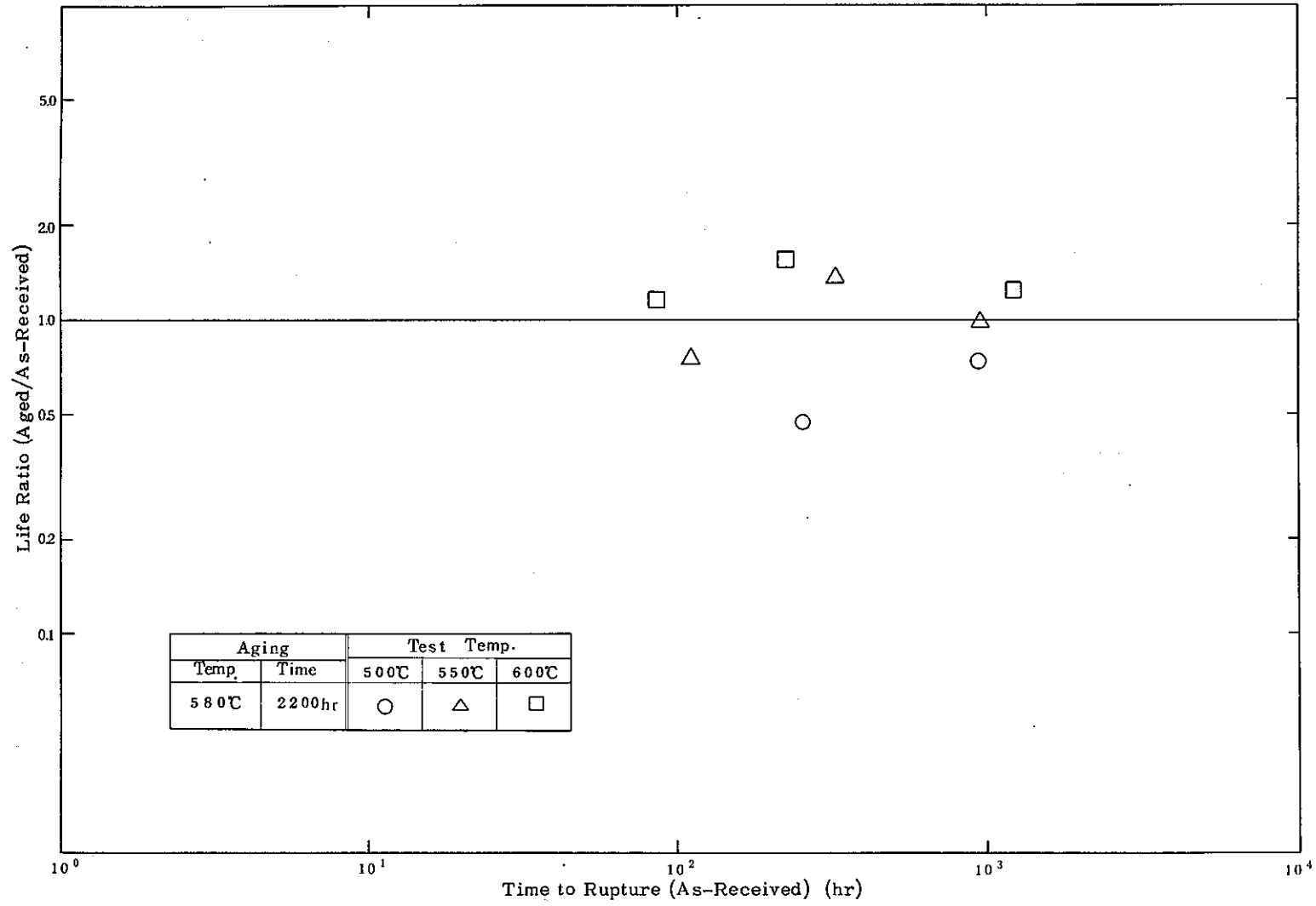


Fig. 76(c) Effect of Aging on Creep Rupture Life of Type 304 Stainless Steel(Welded Joints)

(Ref. :6)

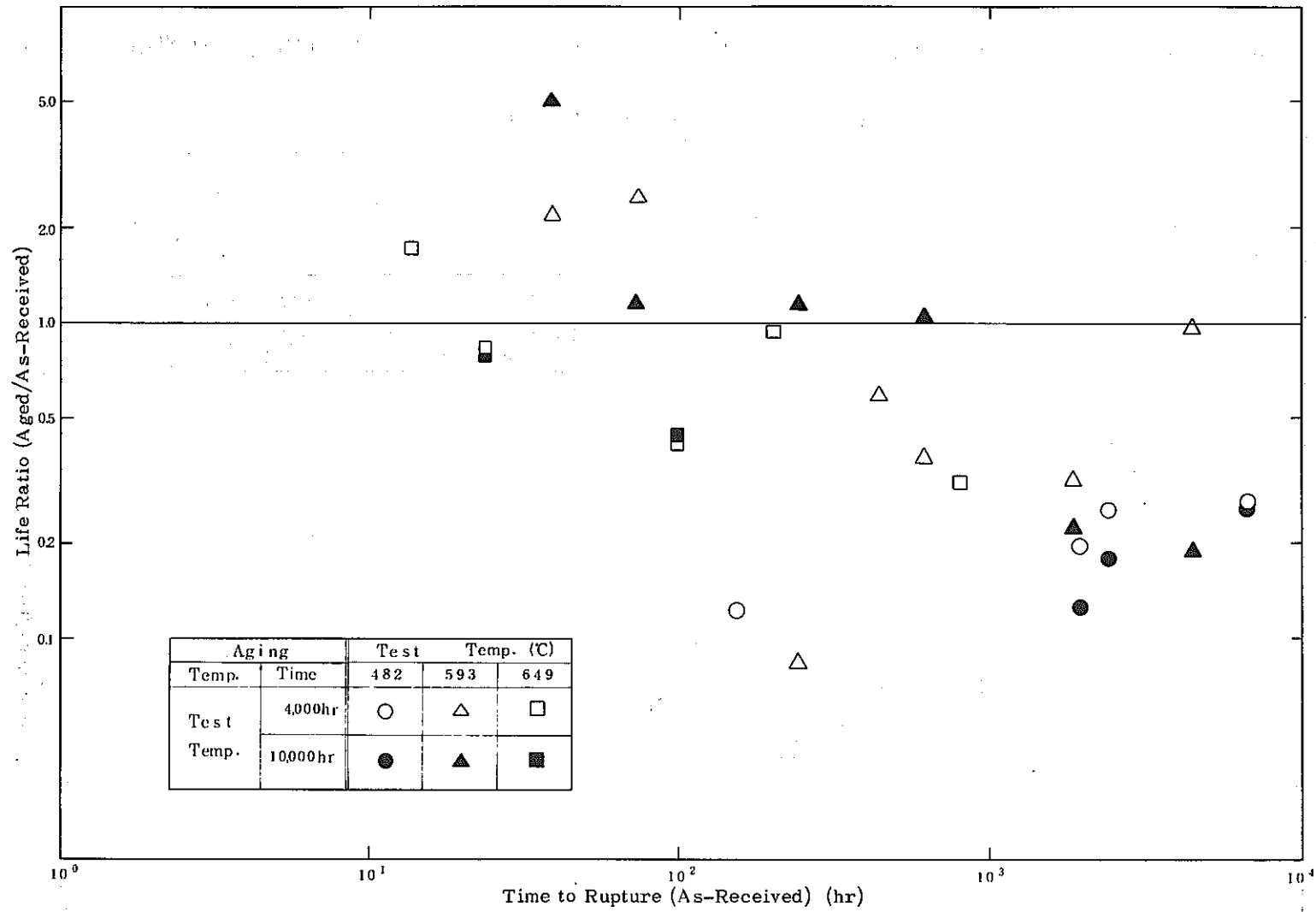


Fig. 77 Effect of Aging on Creep Rupture Life of Type 308 CRE Stainless Steel Weld Metal

(Ref. : 24)

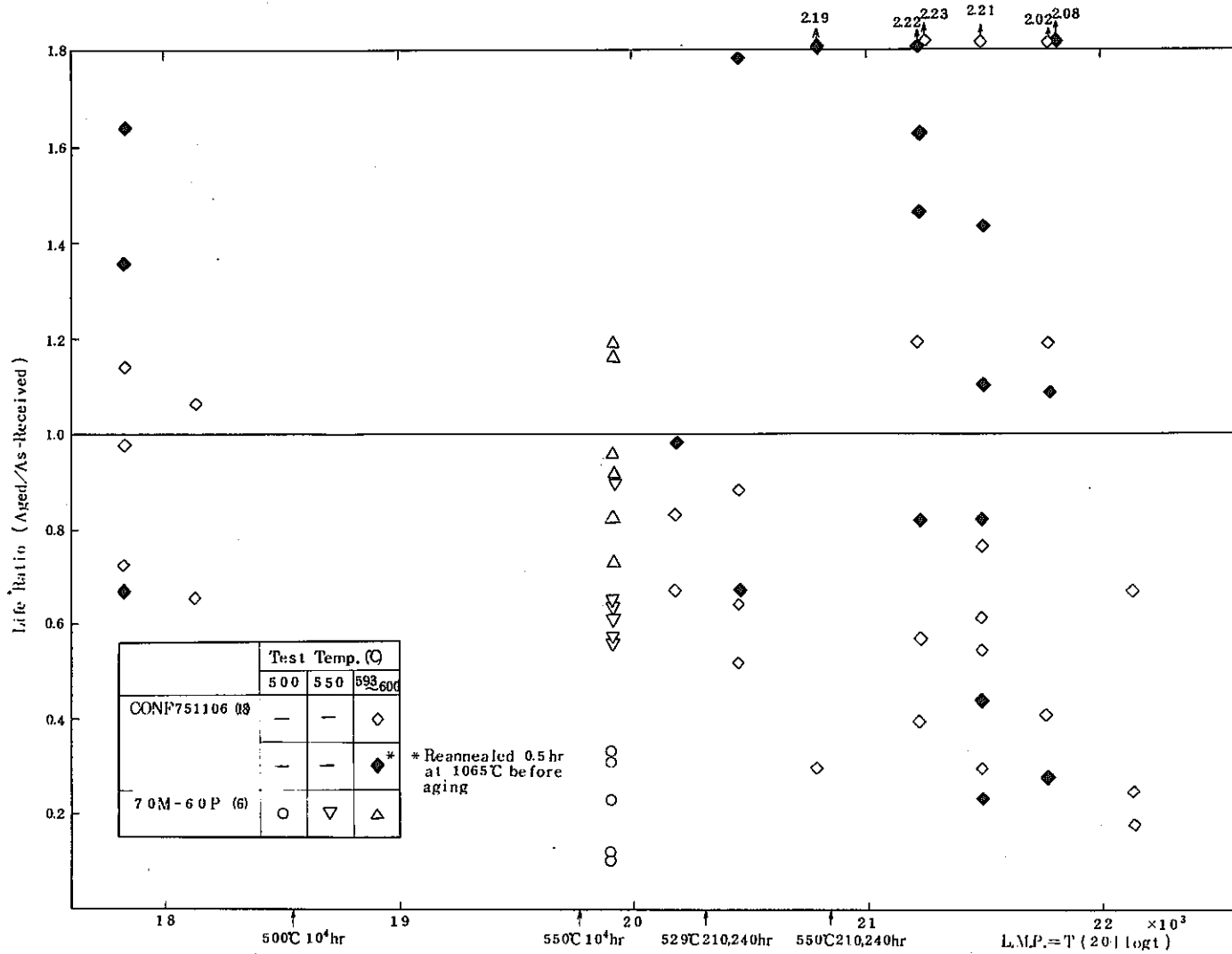


Fig. 78 Effect of Aging on Creep Rupture Life of Type 304 Stainless Steel (Base Metal)

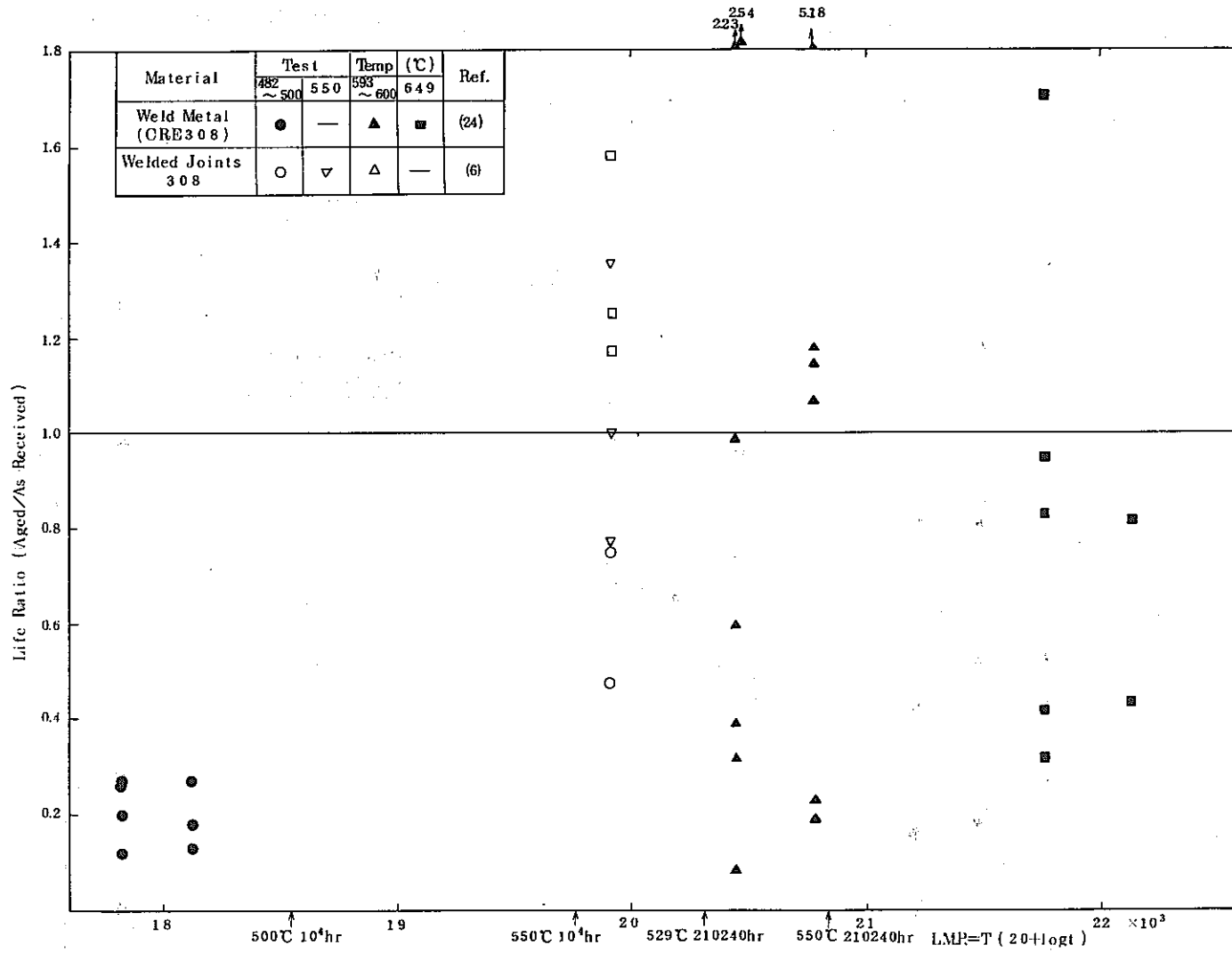


Fig. 79 Effect of Aging on Creep Rupture Life of Type 304 Stainless Steel Weld Metal or Welded Joints)

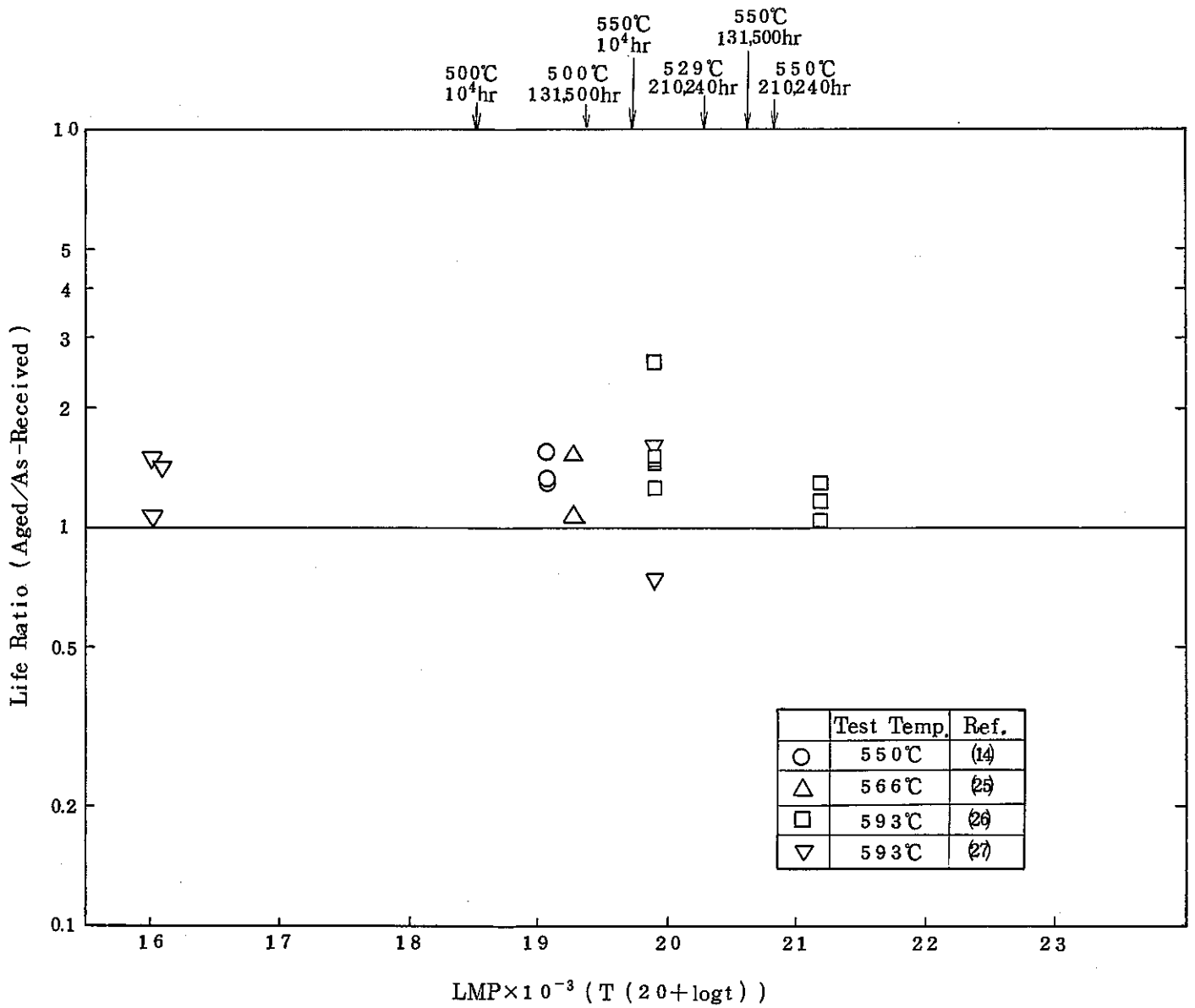


Fig. 80 Effect of Aging on Fatigue Life of Type 304 Stainless Steel (Base Metal)

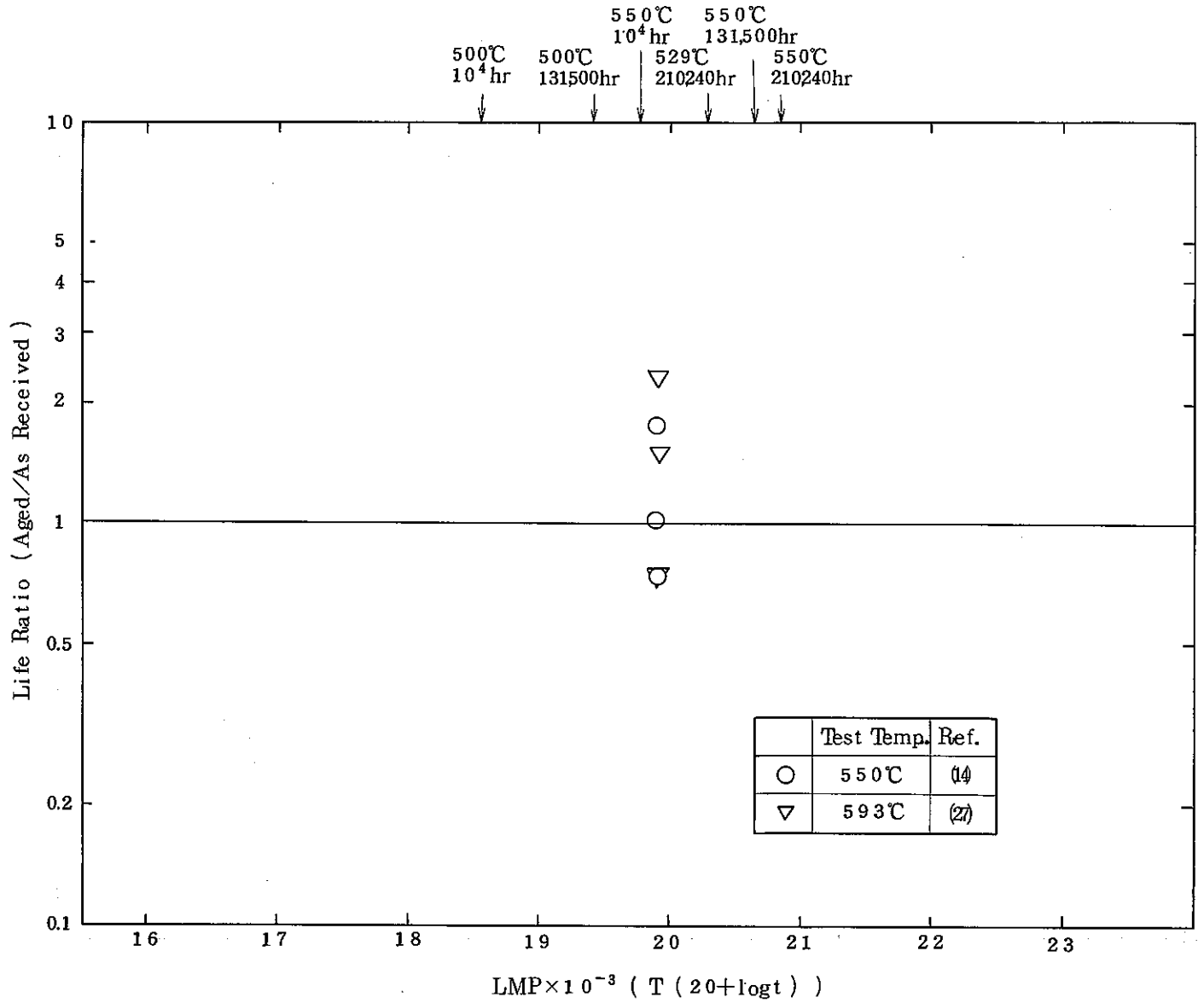


Fig. 81 Effect of Aging on Fatigue Life of Type 304 Stainless Steel
(Weld Metal)

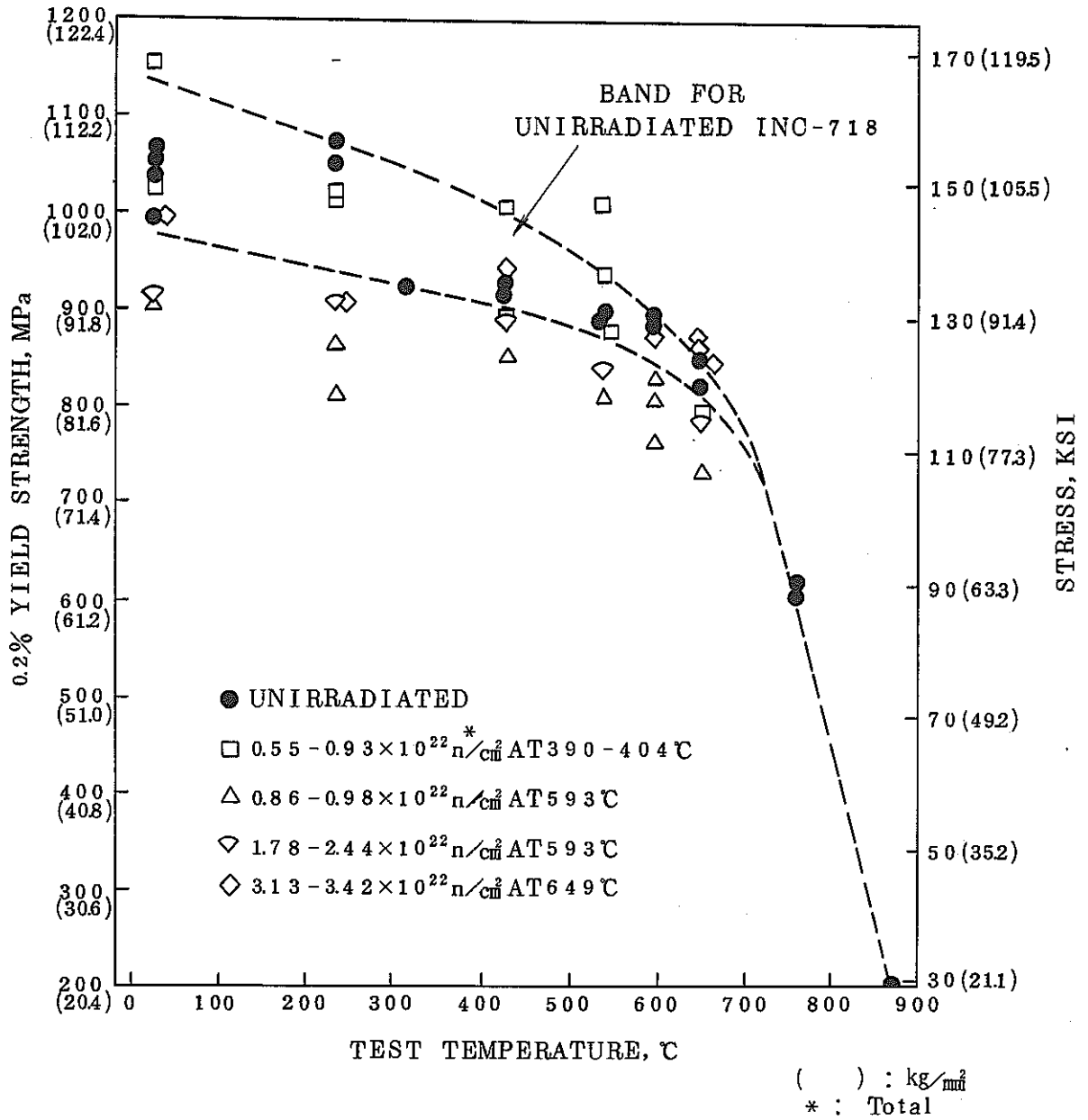


Fig. 82 Pre-and Postirradiation Yield Strength of INC-718.

(Reactor : EBR-II, Ref. : (28))

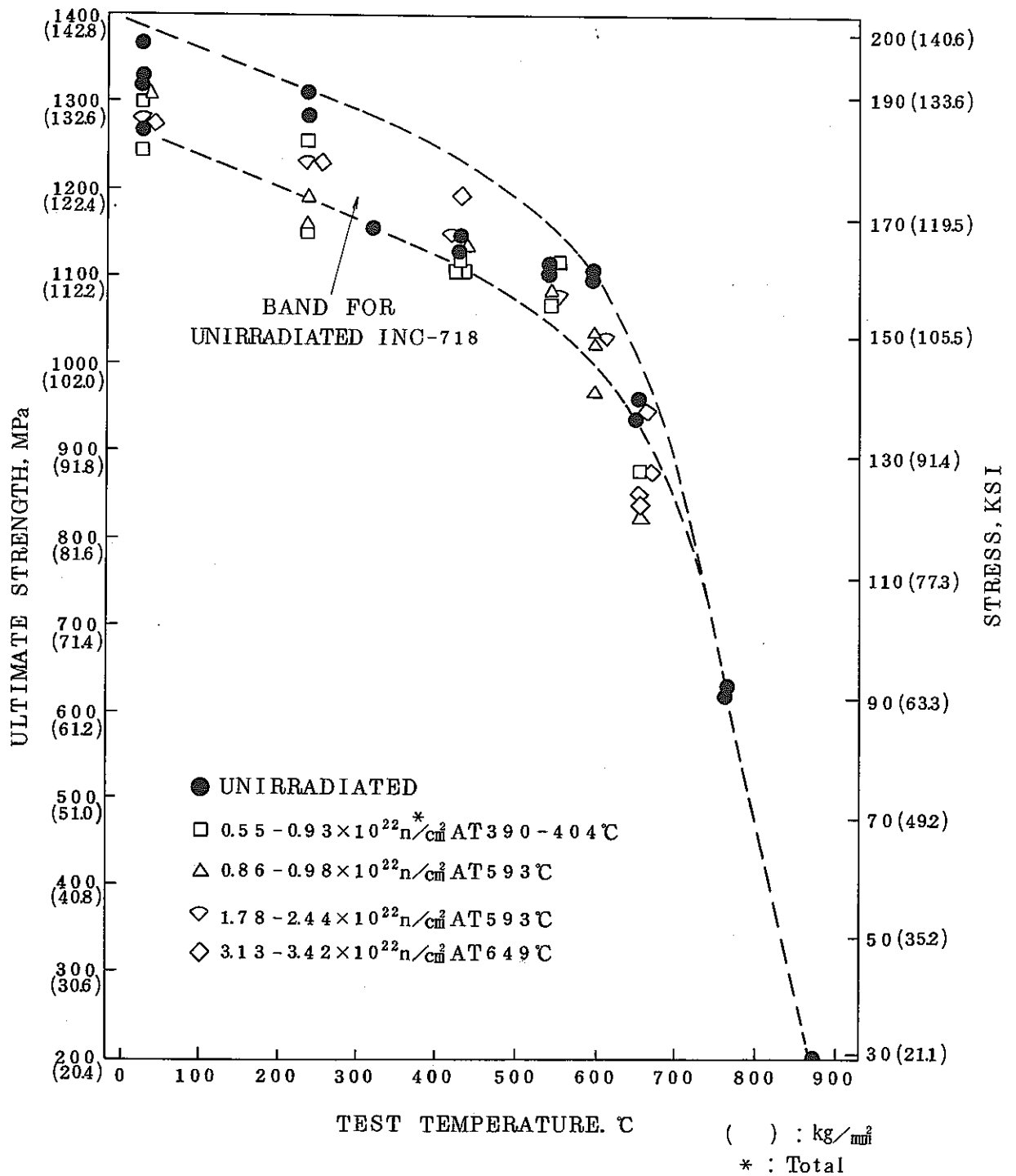
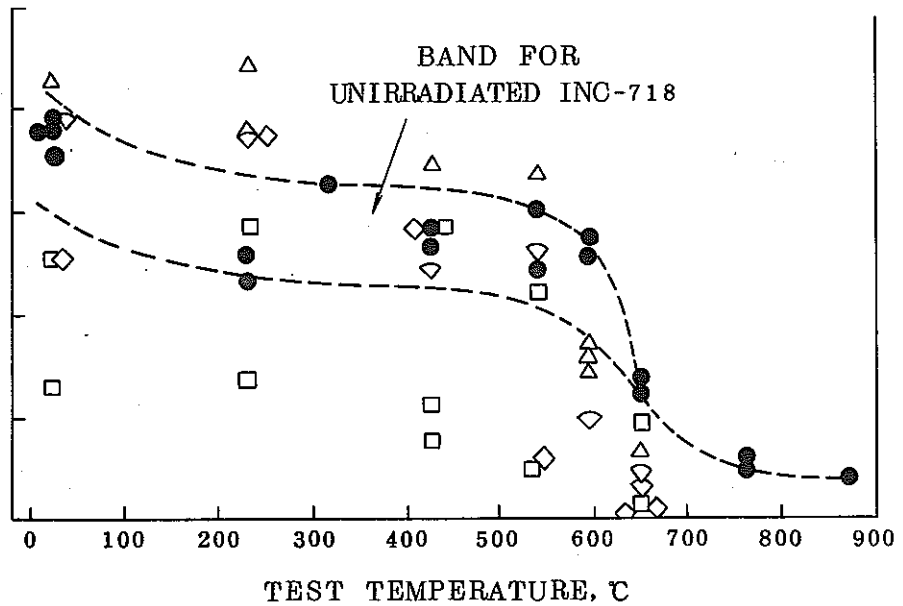
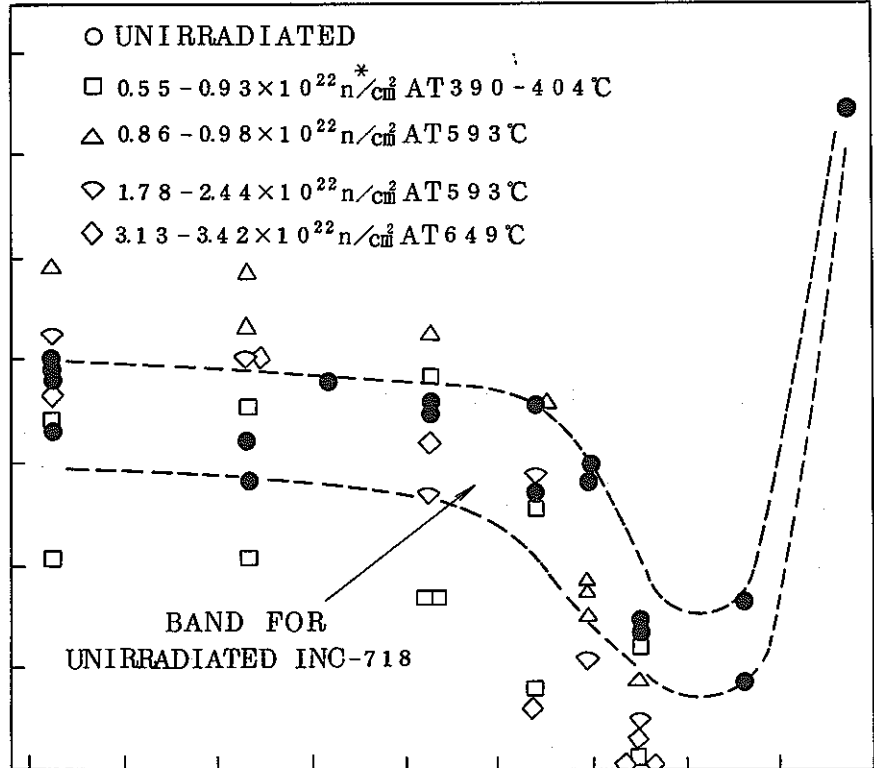


Fig. 83 Pre-and Postirradiation Tensile Strength of INC-718

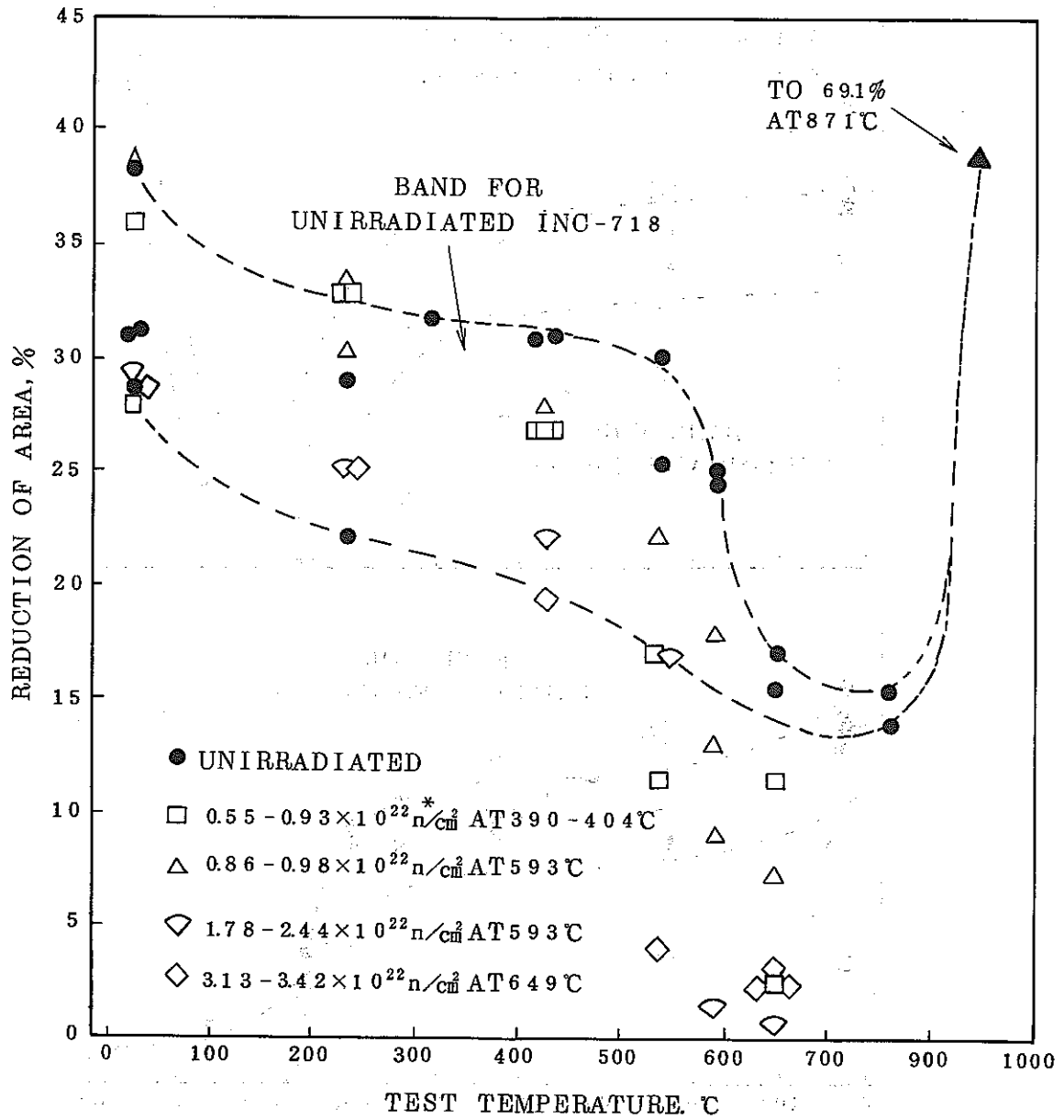
(Reactor : EBR-II, Ref. : (28))



* : Total

Fig. 84 Pre- and Postirradiation Elongations of INC-718

(Reactor : EBR-II, Ref. : (28))



* Total

Fig. 85 Pre-and Postirradiation Reduction-of-Area of INC-718.

(Reactor : EBR-II, Ref. : (28))

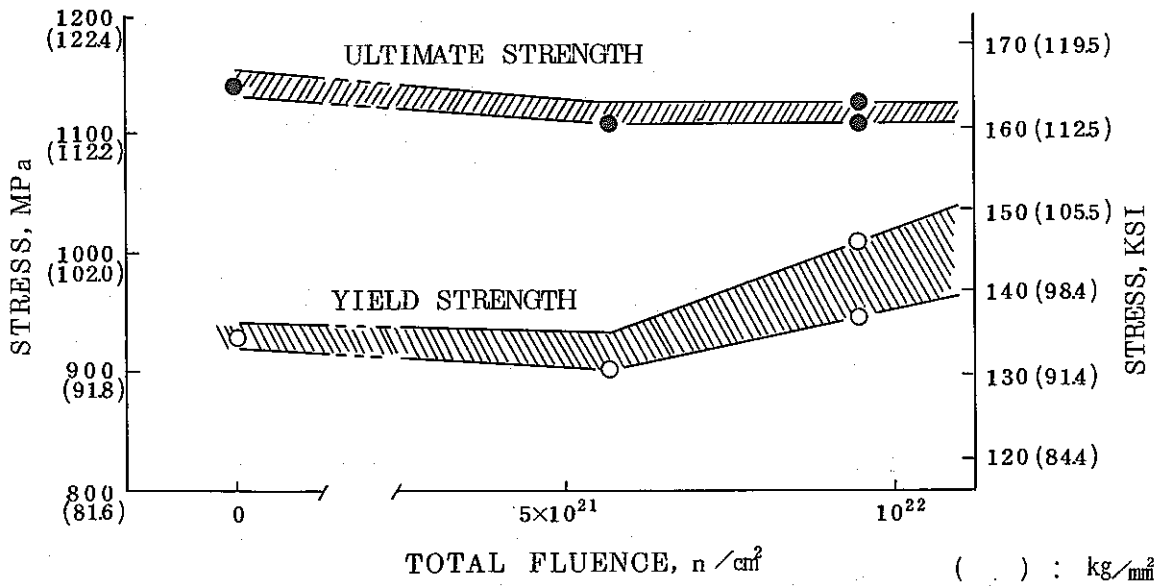
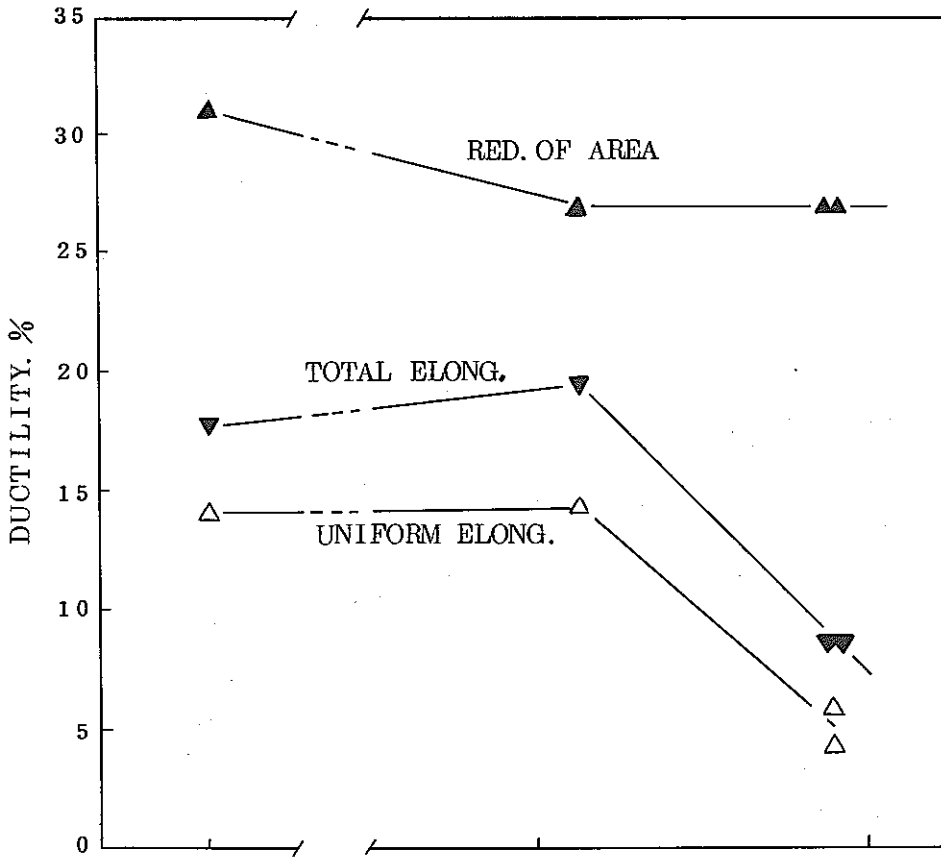


Fig. 86 Tensile Properties of INC-718 as a Function of Total Neutron Fluence at 390-426°C (735-800°F)

(Reactor : EBR-II, Ref. : (28))

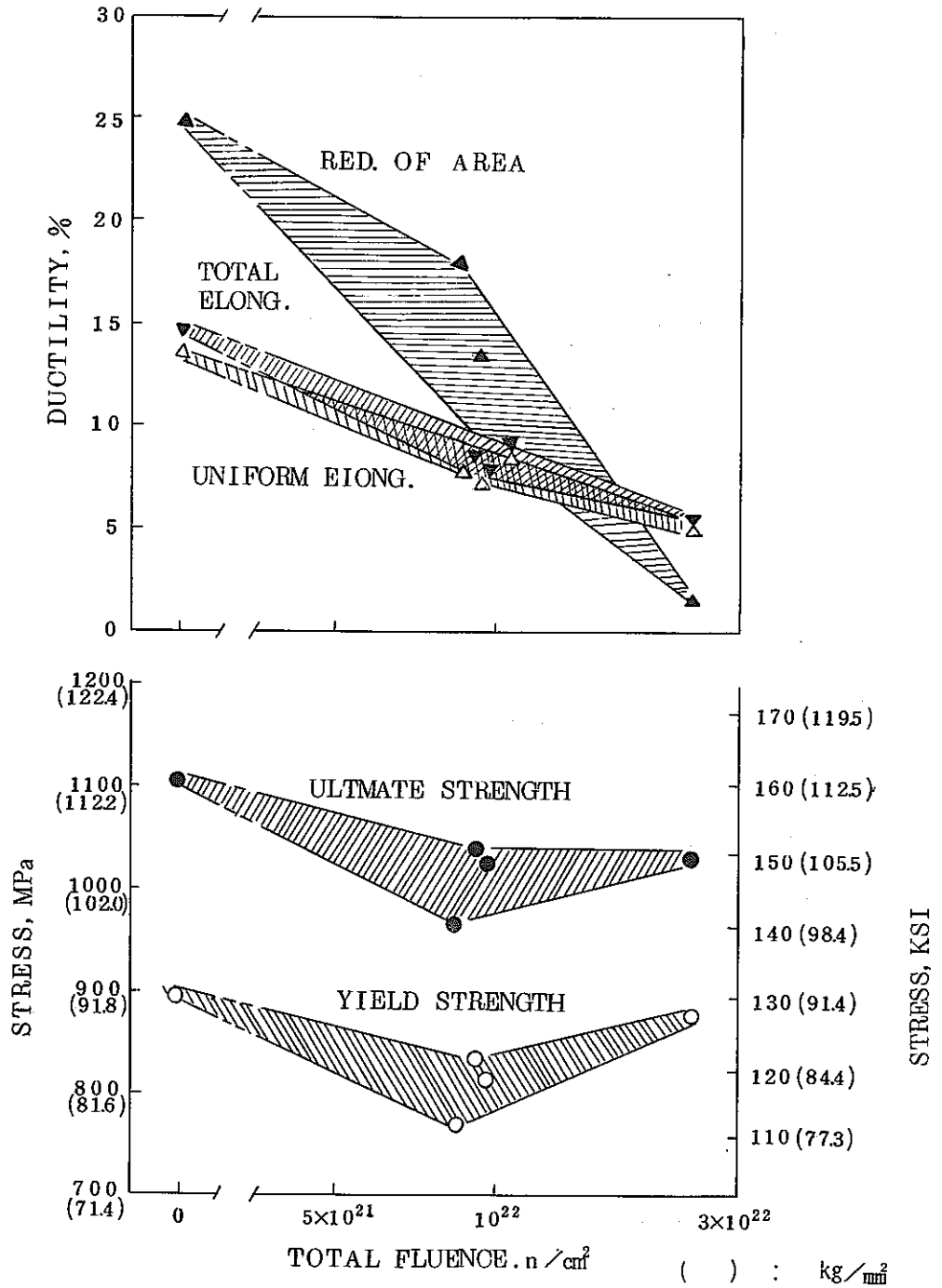


Fig. 87 Tensile Properties of INC-718 as a Function of Total Neutron Fluence at 593°C (1100°F)

(Reactor : EBR-II, Ref. : (28))

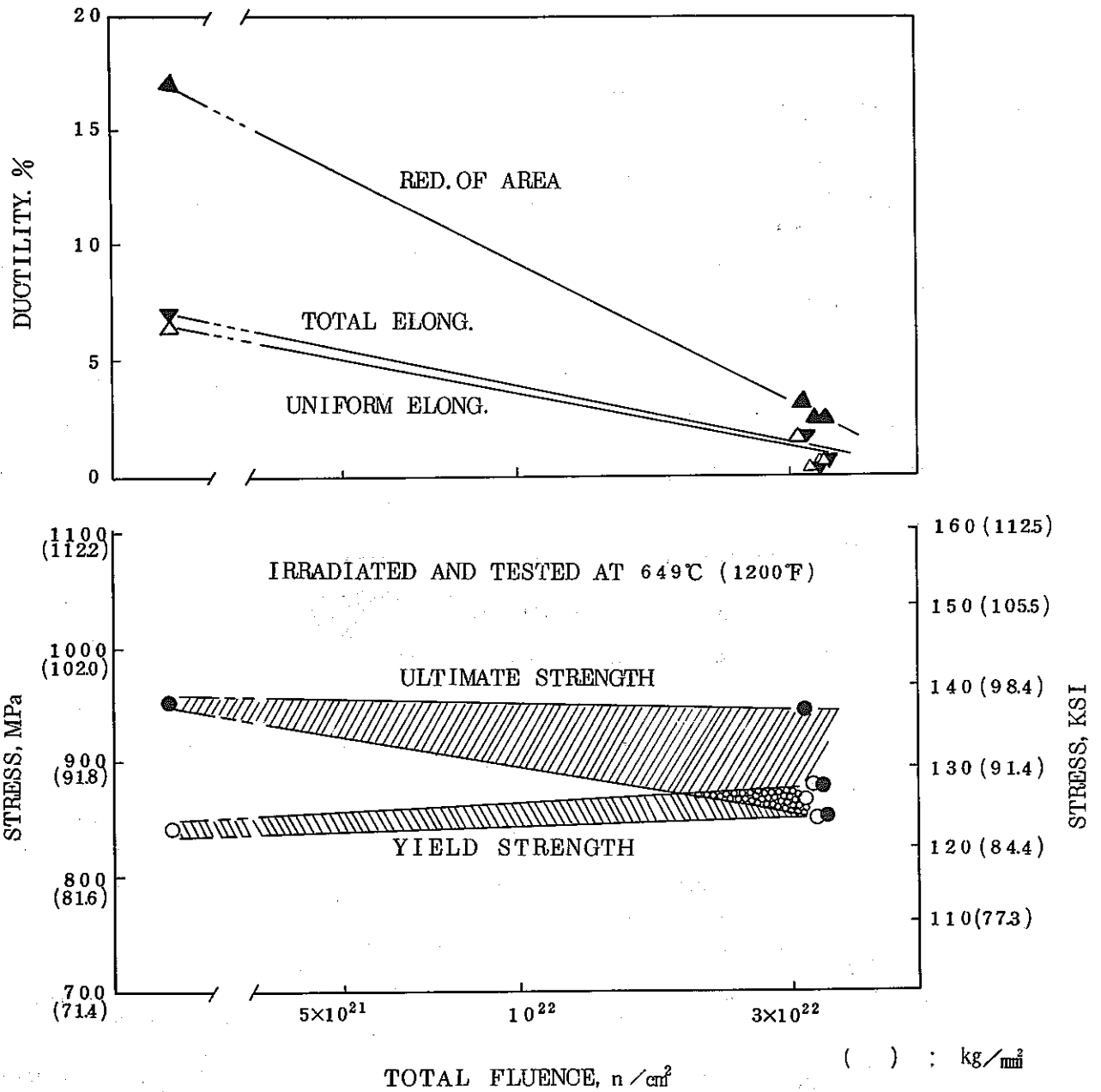


Fig. 88 Tensile Properties of INC-718 as a Function of Total Neutron Fluence at 649°C (1200°F)

(Reactor : EBR-II, Ref.: (28))

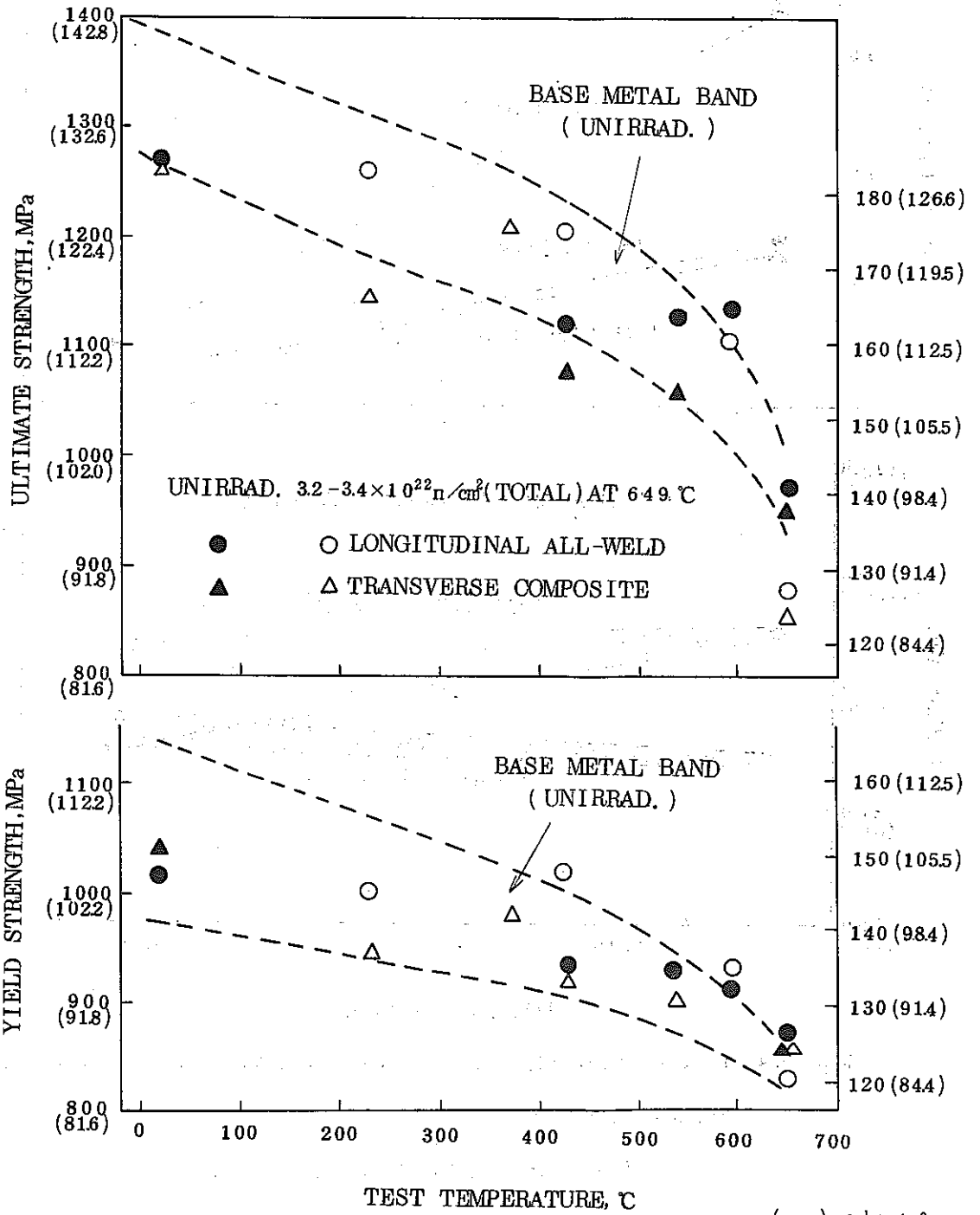


Fig. 89 Effects of Irradiation, Specimen Orientation and Test Temperature on the Strength of Weld Deposited INC-718

(Reactor : EBR-II, Ref. : (28))

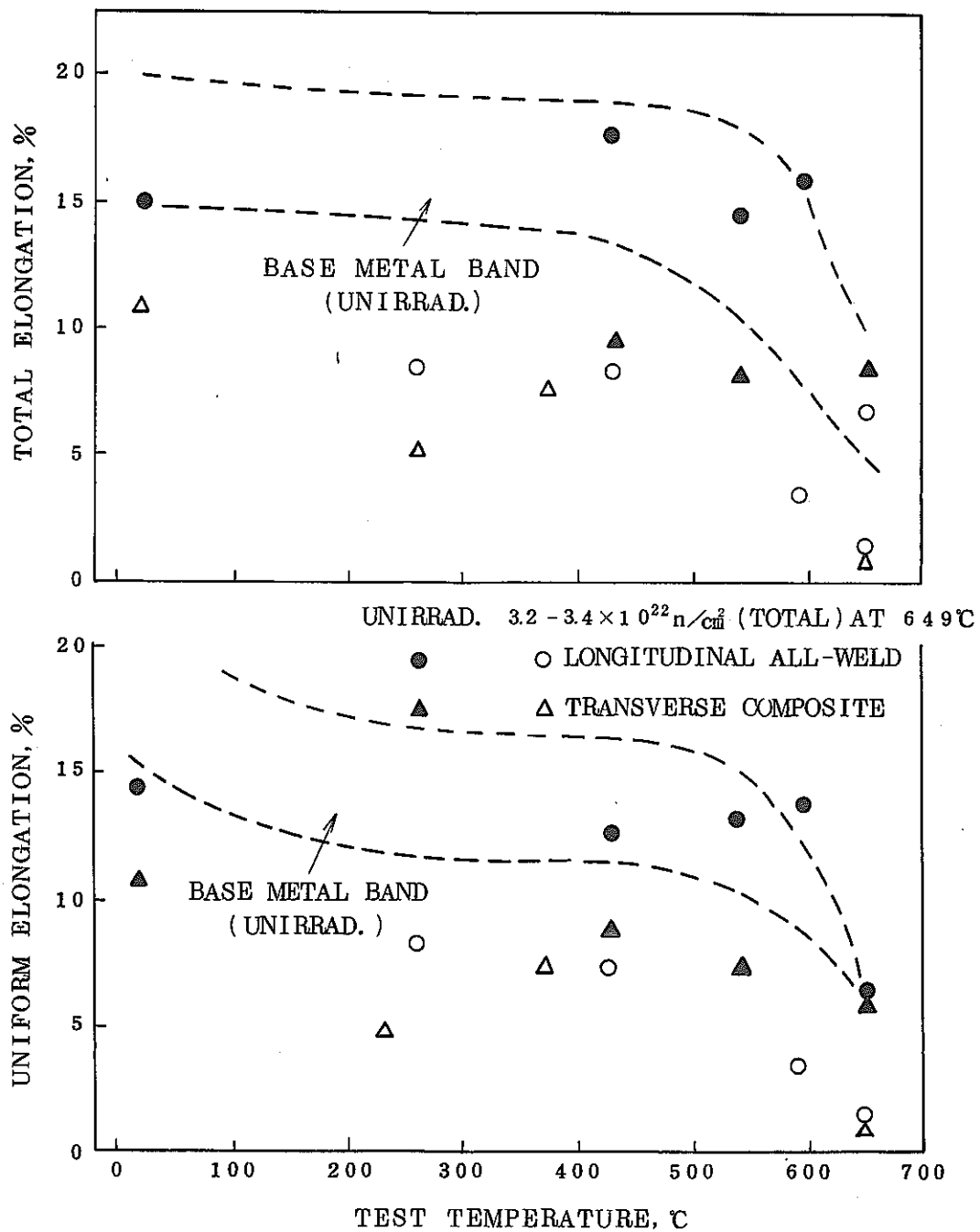


Fig. 90 Effects of Irradiation, Specimen Orientation and Test Temperature on the Ductility of Weld Deposited INC-718.

(Reactor : EBR-II, Ref. : (28))

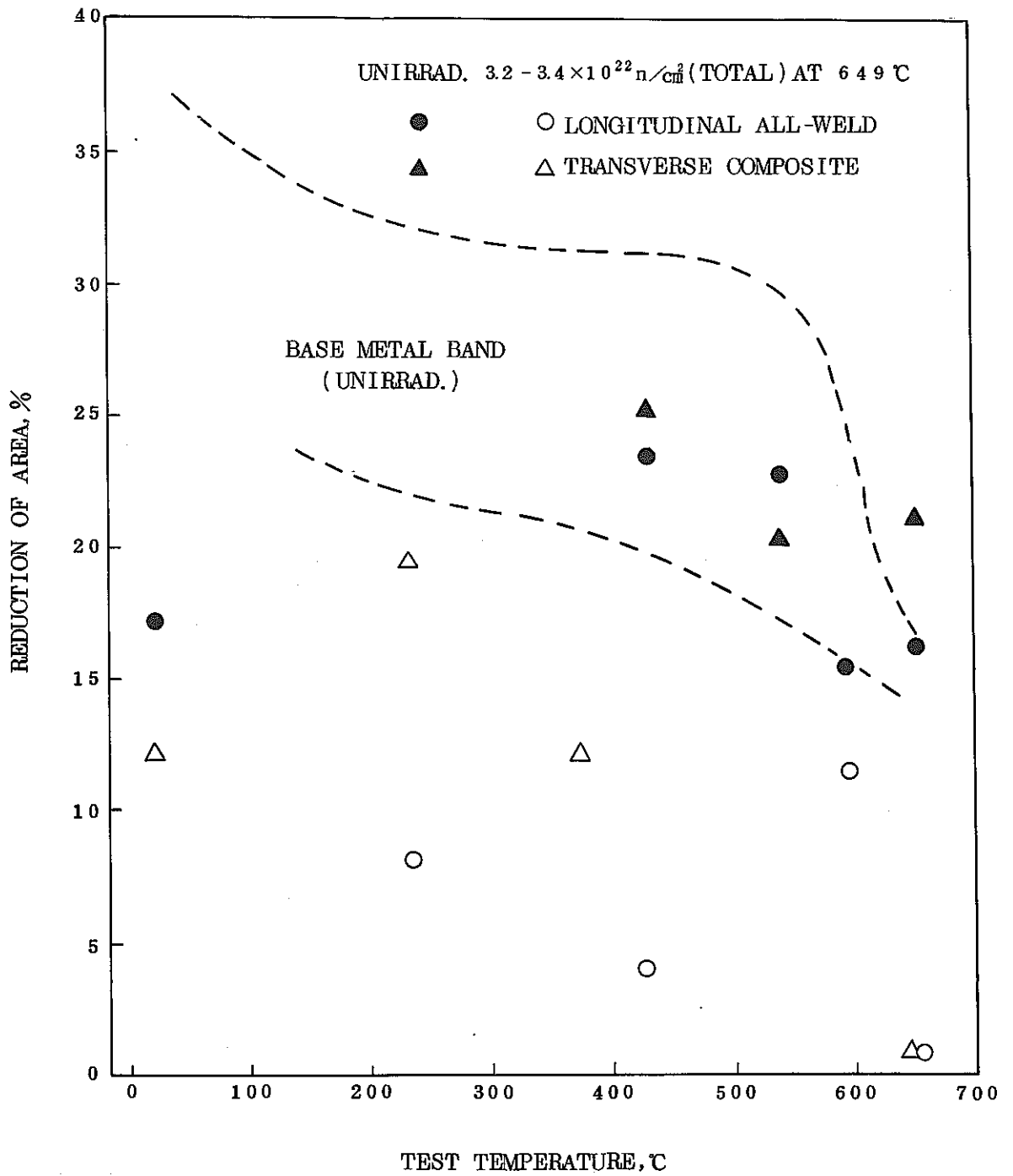


Fig. 91 Effects of Irradiation, Specimen Orientation and Test Temperature on the Reduction-of-Area for Weld-Deposited INC-718

(Reactor : EBR-II, Ref. : (28))

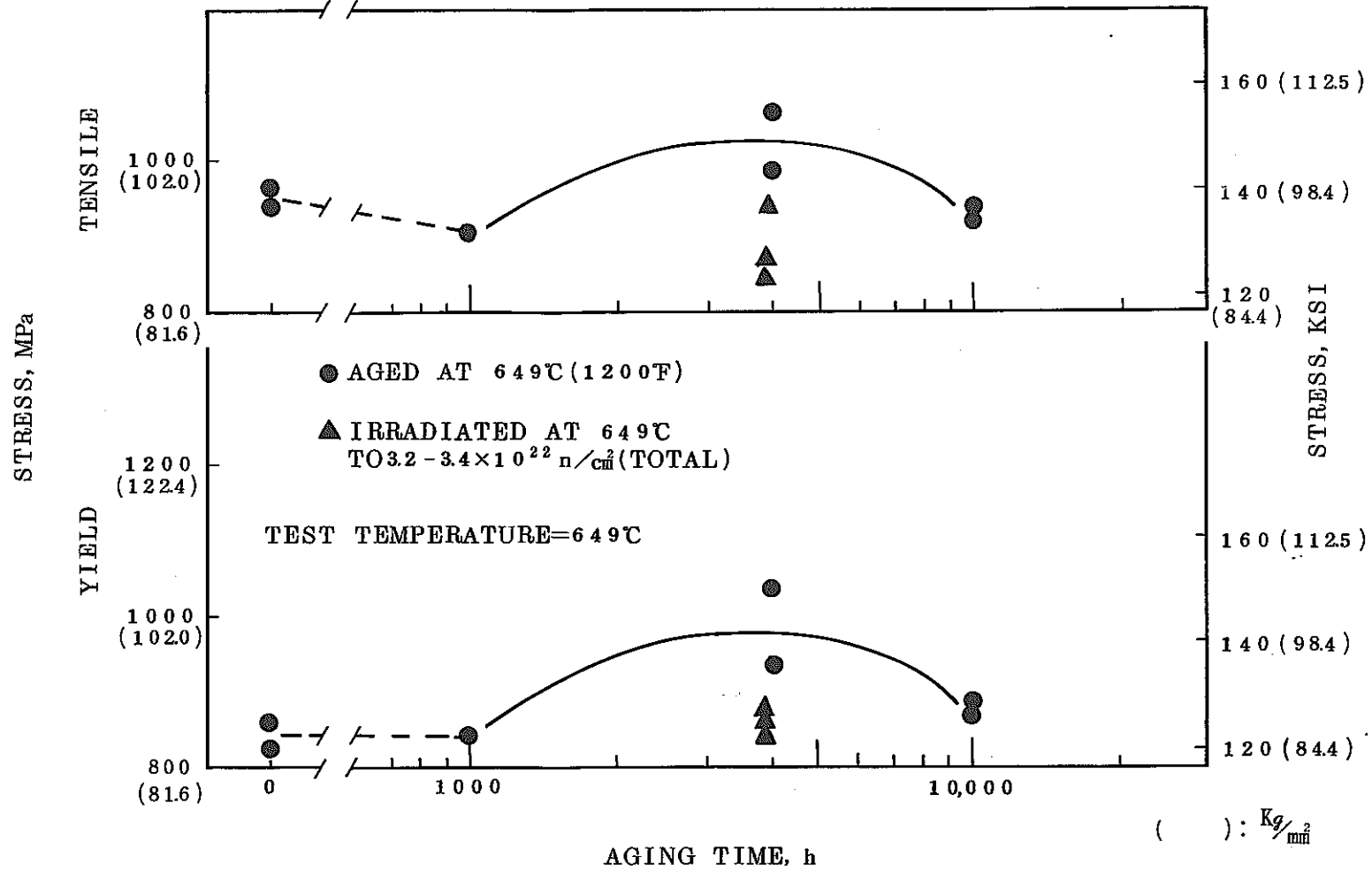


Fig. 92 Combined Effects of Thermal Aging and Neutron Irradiation on the Strength of INC-718.

(Reactor : EBR-II, Ref. : (28))

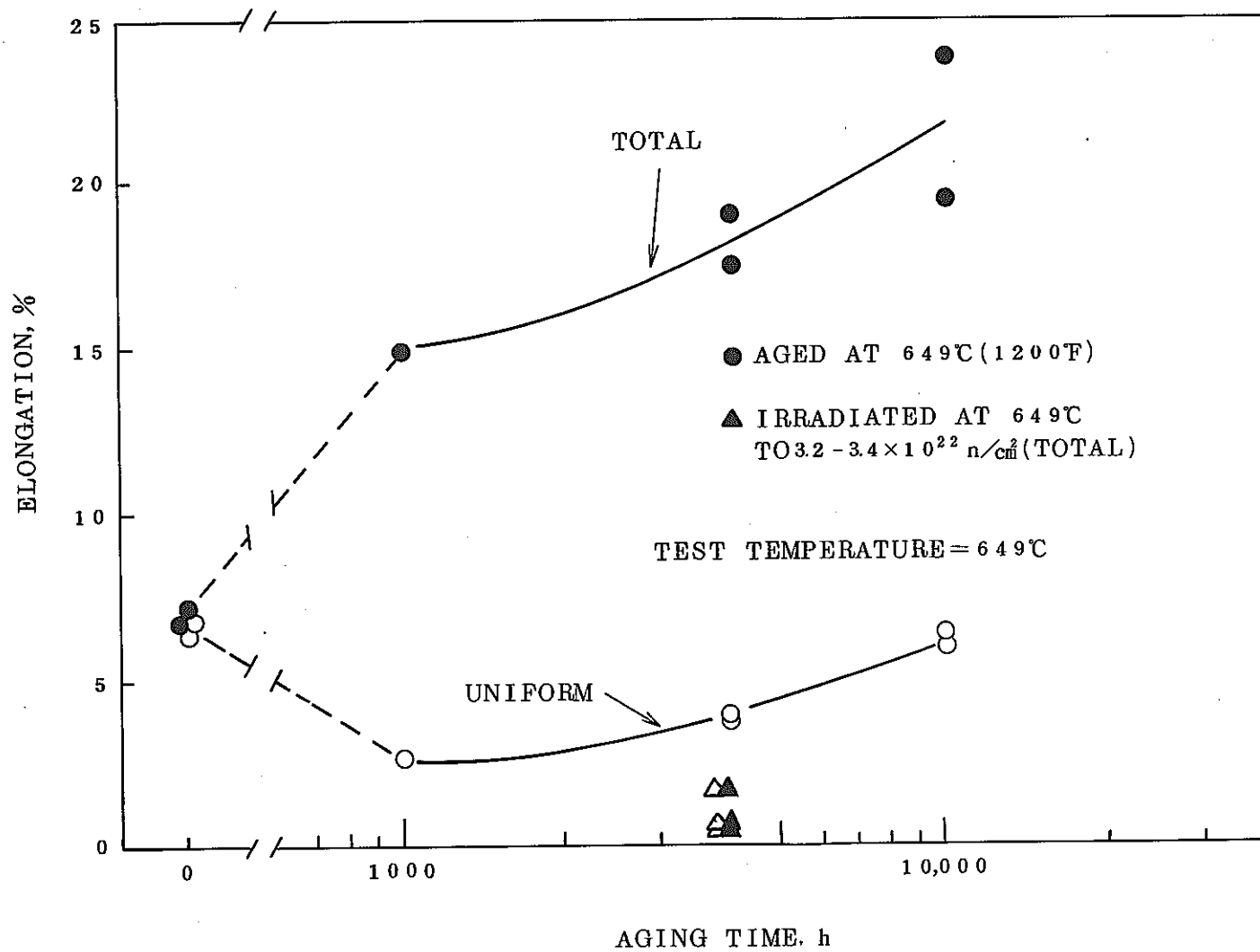


Fig. 93 Combined Effects of Thermal Aging and Neutron Irradiation on the Ductility of INC-718.

(Reactor : EBR-II, Ref. : (28))

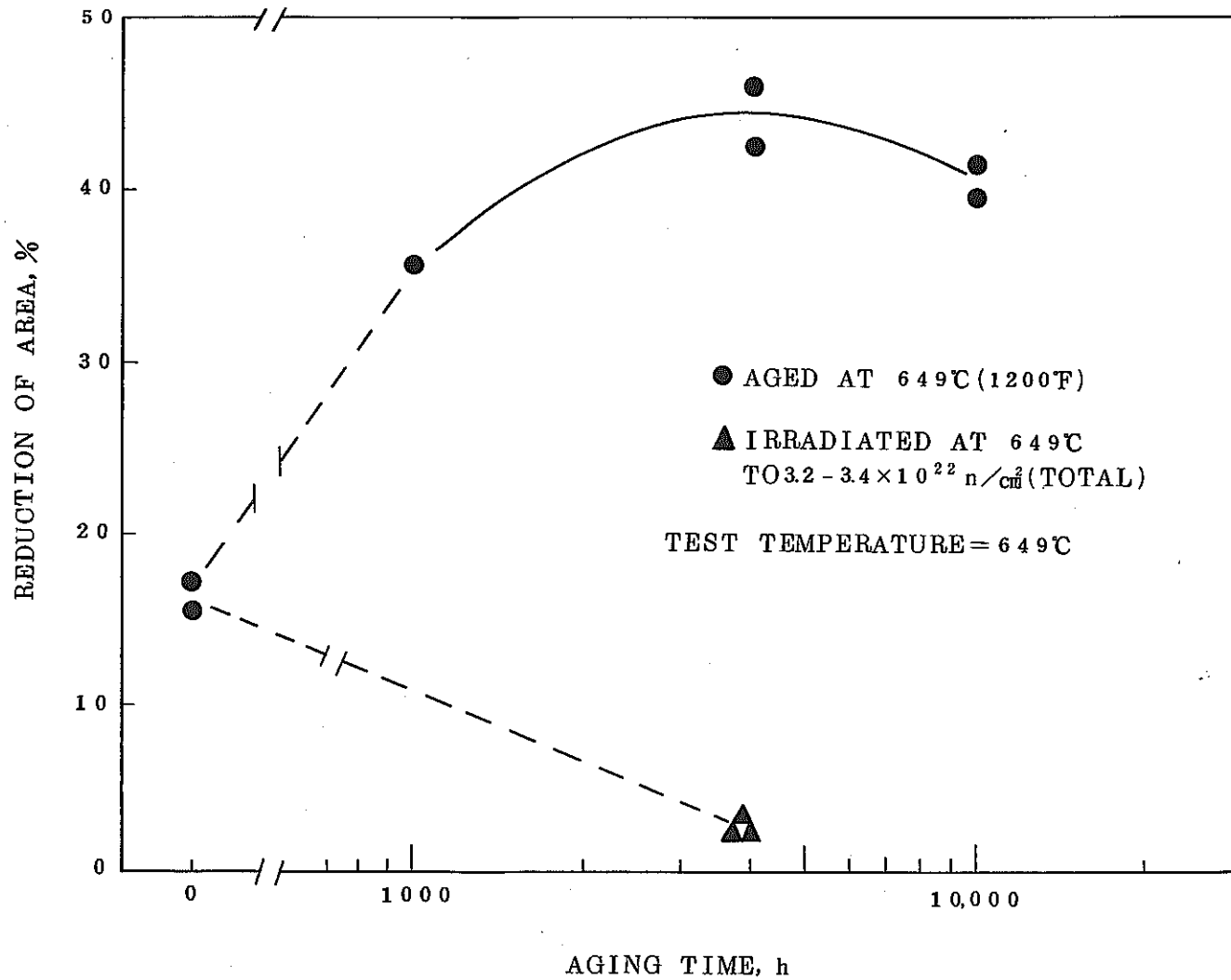


Fig. 94 Combined Effects of Thermal Aging and Neutron Irradiation on the Reduction-of-Area of INC-718

(Reactor : EBR - II, Ref.: (28))