

JAERI-Research

94-038



JPDR圧力容器による
照射脆化の板厚方向減衰効果の検討

1994年11月

鈴木雅秀・出井義男

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1994

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷㈱

J P D R 圧力容器による照射脆化の板厚方向減衰効果の検討

日本原子力研究所東海研究所原子炉安全工学部

鈴木 雅秀・出井 義男

(1994年10月17日受理)

日本原子力研究所では、解体された動力試験炉（J P D R）を用い、経年変化に関する調査を実施している。本報告は圧力容器の調査から得られたデータを基に、照射脆化の板厚方向減衰効果に関して解析し、検討を加えたものである。

圧力容器はコアベルト部内面で最大約 2×10^{18} n/cm² ($E > 1$ MeV) の中性子照射を受けている。鋼材内部では内表面から50mm位置で約半分に減衰する。照射量の減衰の詳細評価と、J E A C の減衰式の2通りから、照射硬化の板厚方向依存性を予測し、これを硬さ測定結果と比較検討した。

この結果、照射量減衰をいずれの方法で評価しても、実際の硬さの減衰の方が大きいことが確認された。

Study on Through-thickness Attenuation of Irradiation Embrittlement
Using JPDR Pressure Vessel

Masahide SUZUKI and Yoshio IDEI

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

(Received October 17, 1994)

Some components of Japan Power Demonstration Reactor (JPDR), which has been decommissioned, are utilized for the investigation of aging of a nuclear reactor at Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI). The present paper reports the through-thickness attenuation characteristics of irradiation hardening based on the examination of the reactor pressure vessel (RPV).

The RPV was exposed to the maximum dose of 2×10^{18} n/cm² ($E > 1\text{MeV}$) at the inner surface at the corebelt region. At the position of 50 mm inside the pressure vessel steel from the inner surface, dose is decreased roughly to 50%. The attenuation was evaluated either by detailed calculation or JEAC 4206 attenuation equation. Through-thickness attenuation of irradiation hardening was predicted using these dose attenuation curves, and compared with the results of hardness measurements.

As a result, actual attenuation was larger than predicted values.

Keywords: Aging, Irradiation Embrittlement, Irradiation Hardening, JPDR, Pressure Vessel, Through-thickness Attenuation, Hardness

目 次

1. 序	1
2. 照射脆化の板厚方向減衰効果に関する現行の考え方	2
3. JPDR圧力容器からのトレパン採取	3
4. 照射硬化の板厚方向減衰特性	4
4.1 照射量の板厚方向依存性	4
4.2 硬さ試験	5
4.3 考 察	7
5. 結 言	8
謝 辞	8
参考文献	9

Contents

1. Introduction	1
2. Present Method for Evaluating through Thickness Attenuation of Irradiation Embrittlement	2
3. Trepan Sample Preparation from JPDR Pressure Vessel	3
4. Through Thickness Attenuation of Irradiation Hardening	4
4.1 Neutron Fluence Distribution through Thickness in Vessel Steel	4
4.2 Hardness Measurements	5
4.3 Discussion	7
5. Conclusion	8
Acknowledgements	8
References	9

1. 序

原子炉圧力容器は原子力プラントの寿命評価を行う上で最も重要な機器の一つである。その健全性を精度よく評価し、材質劣化の予測に纏わる不確実性を減ずることは、プラントの供用期間の延伸に大きく寄与するものと考えられる。圧力容器の照射脆化の予測の問題に関して言うと、脆化予測式が物理的メカニズムに立脚した理論式ではなく、いわゆる現象論的に導出した経験式に基づいているがために⁽¹⁾、元々厳密に言えばある程度の不確実性が生じるのは避けられない。照射脆化の実測値と予測値の差異が大きくなると考えられる場合の例として、

- 1) 実機での脆化を、加速照射試験結果に基づいて予測する場合⁽²⁾、
 - 2) 中性子エネルギースペクトルが大きく異なる照射下での脆化を評価する場合、
- 等が挙げられる。

さらに、機械的性質間の相関性が中性子照射によって大きく変わることがあれば、実際の脆化の評価に大きな誤差を生ずる原因となる。現行の監視試験等による健全性の評価手法においては、中性子の照射に伴い機械的性質間の相関性は変化しないとして、シャルピー衝撃特性の変化値をもって関連温度 ($R T_{NDT}$) あるいは破壊靱性値の変化を推定をすることとしているが⁽³⁾、各種機械的性質間の相関には当然ばらつきが含まれること^(4, 5)、破壊靱性値の変化量はシャルピー衝撃特性のそれを上回ることが多く報告されている^(6, 7)。

不確実性を減ずるためには、脆化機構の理論的な解明を図ること、物理的メカニズムに基づいた予測式、評価式を構築することが重要である。しかしながら、考慮に入れるべき因子の多さ並びに現象の複雑さから、完全な理論式の構築は難しい。現実的には各要素の重要度に応じたモデル化を進めていくこととなる。このため、各要素の重要度を見極めたり、評価式あるいは予測式の検証と新たな経年変化に係わる情報を取得する必要がある、実際の圧力容器からの照射脆化に関する情報が重要となる。実機圧力容器の調査としては、ドイツ Gundremmingen 炉の例がある^{(8, 9) (*1)}。この調査でも指摘されたとおり、実機の脆化調査の難点は、製造時から長い年月を経ているために、解析に必要とされる初期データ、使用条件等が必ずしも明確でないことである。

日本原子力研究所では、解体された動力試験炉 (JPDR) を用い、経年変化に関する調査を実施している^{(10) (*2)}。JPDR 圧力容器調査は、圧力容器の組成、中性子照射条件等を含めた運転履歴が明確になっていることから、照射脆化に関しても貴重なデータを提供し得るものと期待できる。

(*1) Gundremmingen 炉は、1966年から1977年まで稼働したBWRで、最大 $\sim 4 \times 10^{18}$ n/cm² ($E > 1$ MeV) の中性子照射を受けている。

(*2) JPDR 圧力容器鋼材の試験・解析に関する日米協力試験計画も、平成6年度より5カ年計画で開始された⁽¹¹⁾。

本報告は J P D R 圧力容器の調査から得られたデータを基に、照射脆化の板厚方向減衰効果に関して解析し、検討を加えたものである。

2. 照射脆化の板厚方向減衰効果に関する現行の考え方

照射脆化の板厚方向の減衰に関する情報は、例えば、加圧水型原子炉圧力容器の加圧熱衝撃 (P T S : Pressurized Thermal Shock) 時における非延性破壊に対する裕度評価⁽³⁾を行う際に必要となる。非延性破壊が生じるか否かの判定には、まず P T S をもたらすトランジェントを選定し、それに対する P T S 状態遷移曲線の設定が必要である。即ち、選定したトランジェントに対し熱水力解析を行い、その結果を基に、原子炉圧力容器の炉心領域部壁内の温度分布を求め、応力解析を行う。これに基づき想定欠陥先端部の温度、応力拡大係数が計算され、 K_I と温度の時間推移を示すいわゆる P T S 状態遷移曲線が設定できる。また他方、材料特性の問題としては、破壊靱性遷移曲線を評価する必要がある。問題となるのは想定欠陥先端部の特性であるので、先端部の中性子照射条件を求める必要がある。電気技術規定によれば⁽³⁾、想定欠陥先端部の中性子照射量 (f) は以下の式で計算する。

$$f = f_0 \exp(-0.24a/25.4) \quad \text{--- (1)}$$

f_0 : 原子炉圧力容器内表面での中性子照射量 (n/cm^2 , $E > 1 \text{ MeV}$)

a : 想定欠陥深さ (mm)

本計算式は米国での R&D に基づいて Randall が設定した式である^(1,2)。NRC Regulatory Guide 1.99 Rev. 2 を始めとする代表的な脆化予測式は中性子損傷指標として 1 MeV 以上の中性子照射量を用いている^(1,3)。このため圧力容器鋼材内の減衰式も 1 MeV 以上

(* 3) 国内脆化予測式⁽³⁾ :

R T N D T 調整値、 $\Delta R T N D T$ は次式で与えられる。

$$R T N D T \text{調整値} (\text{°C}) = R T N D T \text{初期値} + \Delta R T N D T + M \quad \text{---(*1)}$$

$$\Delta R T N D T (\text{°C}) = [C F] [F F] \quad \text{---(*2)}$$

$$\text{(母材に対し)} \quad [C F] = -16 + 1210P + 215Cu + 77\sqrt{(Cu \cdot Ni)} \quad \text{---(*3)}$$

$$[F F] = f^{0.29-0.04 \log f} \quad \text{---(*4)}$$

$$\text{(溶接金属に対し)} \quad [C F] = 26 - 24Si - 61Ni + 301\sqrt{(Cu \cdot Ni)} \quad \text{---(*5)}$$

$$[F F] = f^{0.25-0.10 \log f} \quad \text{---(*6)}$$

ここで、Cu, Si, Ni, P : 銅、シリコン、ニッケル、リンの含有量 (wt%)

f : 中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{ n/cm}^2$, $E > 1 \text{ MeV}$)

また、M はマージン ($= 2\sigma$) であり、

σ は $\Delta R T N D T$ に関する標準偏差 (°C)

σ (母材) : 1.2°C、 σ (溶接金属) : 1.5°C

本報告は J P D R 圧力容器の調査から得られたデータを基に、照射脆化の板厚方向減衰効果に関して解析し、検討を加えたものである。

2. 照射脆化の板厚方向減衰効果に関する現行の考え方

照射脆化の板厚方向の減衰に関する情報は、例えば、加圧水型原子炉圧力容器の加圧熱衝撃 (P T S : Pressurized Thermal Shock) 時における非延性破壊に対する裕度評価⁽³⁾を行う際に必要となる。非延性破壊が生じるか否かの判定には、まず P T S をもたらすトランジェントを選定し、それに対する P T S 状態遷移曲線の設定が必要である。即ち、選定したトランジェントに対し熱水力解析を行い、その結果を基に、原子炉圧力容器の炉心領域部壁内の温度分布を求め、応力解析を行う。これに基づき想定欠陥先端部の温度、応力拡大係数が計算され、 K_I と温度の時間推移を示すいわゆる P T S 状態遷移曲線が設定できる。また他方、材料特性の問題としては、破壊靱性遷移曲線を評価する必要がある。問題となるのは想定欠陥先端部の特性であるので、先端部の中性子照射条件を求める必要がある。電気技術規定によれば⁽³⁾、想定欠陥先端部の中性子照射量 (f) は以下の式で計算する。

$$f = f_0 \exp(-0.24a/25.4) \quad \text{--- (1)}$$

f_0 : 原子炉圧力容器内表面での中性子照射量 (n/cm^2 , $E > 1 \text{ MeV}$)

a : 想定欠陥深さ (mm)

本計算式は米国での R&D に基づいて Randall が設定した式である^(1,2)。NRC Regulatory Guide 1.99 Rev. 2 を始めとする代表的な脆化予測式は中性子損傷指標として 1 MeV 以上の中性子照射量を用いている^(1,3)。このため圧力容器鋼材内の減衰式も 1 MeV 以上

(*3) 国内脆化予測式⁽³⁾ :

R T N D T 調整値、 $\Delta R T N D T$ は次式で与えられる。

$$R T N D T \text{調整値} (\text{°C}) = R T N D T \text{初期値} + \Delta R T N D T + M \quad \text{---(*1)}$$

$$\Delta R T N D T (\text{°C}) = [C F] [F F] \quad \text{---(*2)}$$

$$\text{(母材に対し)} \quad [C F] = -16 + 1210P + 215Cu + 77\sqrt{(Cu \cdot Ni)} \quad \text{---(*3)}$$

$$[F F] = f^{0.29-0.04 \log f} \quad \text{---(*4)}$$

$$\text{(溶接金属に対し)} \quad [C F] = 26 - 24Si - 61Ni + 301\sqrt{(Cu \cdot Ni)} \quad \text{---(*5)}$$

$$[F F] = f^{0.25-0.10 \log f} \quad \text{---(*6)}$$

ここで、Cu, Si, Ni, P: 銅、シリコン、ニッケル、リンの含有量 (wt%)

f : 中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{ n/cm}^2$, $E > 1 \text{ MeV}$)

また、M はマージン ($= 2\sigma$) であり、

σ は $\Delta R T N D T$ に関する標準偏差 (°C)

σ (母材): 1.2°C、 σ (溶接金属): 1.5°C

の中性子照射量で記述されていることが望ましい。しかしながら、1 MeV 以上の中性子照射量で脆化が比較できるのは、中性子スペクトルの形に大きな差異がない場合である。鋼材中の中性子の減衰を対象とした場合には、中性子スペクトルは低エネルギー成分が多くなり、1 MeV 以上の中性子照射量で評価すると過小評価となることが予想される。このため、Randall は、dpa (displacements per atom) の板厚方向の減衰を考慮して、これを鋼材による減衰前のスペクトルにおける 1 MeV 以上の中性子照射量に換算し直して (1) 式を設定した。即ち、本式は脆化量の計算上用いる見かけ上の照射量減衰式である。日本の脆化予測式も、同様に中性子損傷指標として 1 MeV 以上の中性子照射量を用いている^(*)ので、減衰を評価する上で (1) 式は有効と考えられる。但し、Randall が採用した dpa 基準が照射脆化の評価に対しても最適かどうかは、実証的な検討に値する課題である。

3. JPDR 圧力容器からのトレパン採取

JPDR は 1963 年から 1976 年までの期間に運転を行った直接 BWR 型の動力試験炉である。運転時間は 17,097h である。圧力容器には Mn-Mo-Ni 鋼 (ASTM A302B 改良鋼) を用い、板厚は約 75 mm で、内面にステンレスクラッドの肉盛り溶接が施されている。運転中に受けた最大の中性子照射量は、コアベルトの圧力容器内面で、 $\sim 2 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) である。表 1 に JPDR の概要を、表 2 および表 3 に圧力容器鋼材の化学成分と熱処理条件 (焼きならし、焼き戻しおよび残留応力除去のための溶接後熱処理) を示す。

図 1 の圧力容器展開図で示すように、照射量の最も大きいコアベルト部 (G) と、中性子照射を殆ど受けないリモートパート部 (H) から、サンプル (以降トレパンと呼ぶ) を切り出した。トレパンから図 2 に示すような手順で、シャルピー試験片と引張試験片等の

表 1 JPDR の概要

炉 型	直接サイクル BWR	
圧力容器	材 料 寸 法	ASTM A302B Mod. 8 m 高さ x 2 m 径、 肉厚 $\sim 78 \text{ mm}$ (クラッド有り)
運転条件	温 度 圧 力 出 力	277°C 6.0 MPa 45 MWt (12.5 MWe)
運転履歴	運転期間 全熱出力 全運転時間 中性子照射量	1963-1976 21,452 MWD 17,097 h 最大 $\sim 2 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$)

の中性子照射量で記述されていることが望ましい。しかしながら、1 MeV 以上の中性子照射量で脆化が比較できるのは、中性子スペクトルの形に大きな差異がない場合である。鋼材中の中性子の減衰を対象とした場合には、中性子スペクトルは低エネルギー成分が多くなり、1 MeV 以上の中性子照射量で評価すると過小評価となることが予想される。このため、Randall は、dpa (displacements per atom) の板厚方向の減衰を考慮して、これを鋼材による減衰前のスペクトルにおける 1 MeV 以上の中性子照射量に換算し直して (1) 式を設定した。即ち、本式は脆化量の計算上用いる見かけ上の照射量減衰式である。日本の脆化予測式も、同様に中性子損傷指標として 1 MeV 以上の中性子照射量を用いている^(*)ので、減衰を評価する上で (1) 式は有効と考えられる。但し、Randall が採用した dpa 基準が照射脆化の評価に対しても最適かどうかは、実証的な検討に値する課題である。

3. J P D R 圧力容器からのトレパン採取

J P D R は 1963 年から 1976 年までの期間に運転を行った直接 B W R 型の動力試験炉である。運転時間は 17, 097 h である。圧力容器には Mn-Mo-Ni 鋼 (ASTM A302B 改良鋼) を用い、板厚は約 75 mm で、内面にステンレスクラッドの肉盛り溶接が施されている。運転中に受けた最大の中性子照射量は、コアベルトの圧力容器内面で、 $\sim 2 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) である。表 1 に J P D R の概要を、表 2 および表 3 に圧力容器鋼材の化学成分と熱処理条件 (焼きならし、焼き戻しおよび残留応力除去のための溶接後熱処理) を示す。

図 1 の圧力容器展開図で示すように、照射量の最も大きいコアベルト部 (G) と、中性子照射を殆ど受けないリモートパート部 (H) から、サンプル (以降トレパンと呼ぶ) を切り出した。トレパンから図 2 に示すような手順で、シャルピー試験片と引張試験片等の

表 1 J P D R の概要

炉 型	直接サイクル B W R	
圧力容器	材 料 寸 法	A S T M A 3 0 2 B Mod. 8 m 高さ x 2 m 径、 肉厚 $\sim 78 \text{ mm}$ (クラッド有り)
運転条件	温 度 圧 力 出 力	277°C 6.0 MPa 45 MWt (12.5 MWe)
運転履歴	運転期間 全熱出力 全運転時間 中性子照射量	1963-1976 21,452 MWD 17,097 h 最大 $\sim 2 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$)

機械的性質評価用試験片を製作した。現在までに、硬さ試験が終了しており、本報告の解析は主として硬さ試験結果に基づく。

表2 J P D R 圧力容器鋼材の化学成分 (wt%)

	C	Si	Mn	P	S	Cu	Ni	Cr	Mo	Al
JPDR RPV	0.17	0.24	1.27	0.010	0.011	0.10	0.63	0.02	0.47	0.012
Shell	-0.19		-1.36	-0.017	-0.013	-0.11	-0.65	-0.03	-0.54	-0.016

(注) 圧力容器製造時のミルシート及びリモートパート部を用いた化学分析に基づく。

表3 J P D R 圧力容器鋼材の製造熱処理条件

焼きならし	910°C	x	3 - 4.5 h
焼き戻し	680°C	x	4 - 5.5 h
ホットプレス	850°C	x	1 h
溶接後応力除去焼鈍	650°C	x	3 h
	600°C	x	3 h (10回繰り返し)
	650°C	x	3 h (最終PWHT)

4. 照射硬化の板厚方向減衰特性

照射による脆化は、粒界脆化のような非硬化性の脆化要因がない限り、基本的には硬化によって誘起される。本鋼は照射を行ってもシャルピー試験片の破面に粒界破壊が観察されないため、硬化と脆化は一定の対応関係があると考えて良い。本報告では照射脆化の板厚方向減衰は、硬さの測定により評価した。

4.1 照射量の板厚方向依存性

炉心高さ方向中心位置（最大照射量位置）における圧力容器鋼材内の中性子照射量の分布を図3に示す。計算は線量計算コードANISN-JRによる。1 MeV以上の中性子照射量は、圧力容器内面より50 mmの鋼材内位置で、内面に比べて55%程度まで減衰していることがわかる。また同図より、本計算結果と(1)式で表されるJEACの照射量減衰評価式との差は、40 mm以上の鋼材内部で有意となっていくことがわかる。75 mmの評価点で、JEAC評価式の方が、30%程度高い値を示す。参考のため、熱中性子照射量の分布も同図に記す。

機械的性質評価用試験片を製作した。現在までに、硬さ試験が終了しており、本報告の解析は主として硬さ試験結果に基づく。

表2 J P D R 圧力容器鋼材の化学成分 (wt%)

	C	Si	Mn	P	S	Cu	Ni	Cr	Mo	Al
JPDR RPV	0.17	0.24	1.27	0.010	0.011	0.10	0.63	0.02	0.47	0.012
Shell	-0.19		-1.36	-0.017	-0.013	-0.11	-0.65	-0.03	-0.54	-0.016

(注) 圧力容器製造時のミルシート及びリモートパート部を用いた化学分析に基づく。

表3 J P D R 圧力容器鋼材の製造熱処理条件

焼きならし	910°C	x	3 - 4.5 h
焼き戻し	680°C	x	4 - 5.5 h
ホットプレス	850°C	x	1 h
溶接後応力除去焼鈍	650°C	x	3 h
	600°C	x	3 h (10回繰り返し)
	650°C	x	3 h (最終PWHT)

4. 照射硬化の板厚方向減衰特性

照射による脆化は、粒界脆化のような非硬化性の脆化要因がない限り、基本的には硬化によって誘起される。本鋼は照射を行ってもシャルピー試験片の破面に粒界破壊が観察されないため、硬化と脆化は一定の対応関係があると考えて良い。本報告では照射脆化の板厚方向減衰は、硬さの測定により評価した。

4.1 照射量の板厚方向依存性

炉心高さ方向中心位置（最大照射量位置）における圧力容器鋼材内の中性子照射量の分布を図3に示す。計算は線量計算コードANISN-JRによる。1 MeV以上の中性子照射量は、圧力容器内面より50 mmの鋼材内位置で、内面に比べて55%程度まで減衰していることがわかる。また同図より、本計算結果と(1)式で表されるJEACの照射量減衰評価式との差は、40 mm以上の鋼材内部で有意となっていくことがわかる。75 mmの評価点で、JEAC評価式の方が、30%程度高い値を示す。参考のため、熱中性子照射量の分布も同図に記す。

4.2 硬さ試験

板厚方向の硬さの分布を調べることにより、照射効果の鋼材内減衰を検討した。硬さはビッカース硬度計を用い、荷重10 kgfで測定した。

(1) 初期硬さ分布

殆ど中性子照射を受けていないリモートパート部の硬さ測定結果を図4に示す。クラッドの厚さは場所により多少の変動があり、大体6~12 mmである。同図からわかるように、クラッド/鋼材界面近傍で大きな硬さの上昇部がある。これはクラッドを肉盛り溶接したときの熱影響によるもので、母材が界面近傍で急冷されることにより生じたと考えられる。このほかは、ばらつきはあるものの板厚方向で硬さはほぼ一定と見なせることがわかる。

(2) コアベルト部の硬さと焼鈍試験

図5にコアベルト部での硬さ分布の例を示す。圧力容器から採取したままの試料では、圧力容器の内側から外側に向けて、負の勾配が生じている。図中各データ点は、10回の測定の平均値を示している。これに対し500℃で1hの焼鈍後の硬さ分布は、ほぼ平坦になっていることがわかる。

コアベルト部の硬さの初期値は、焼鈍による回復特性に基づき評価した。これは、硬さが圧力容器の位置により多少変動し、リモートパート部とコアベルト部では厳密には一致しないと考えられるためである。図6に、420℃から500℃の温度で1hの等時焼鈍による鋼材中の各位置での硬さの変化を示す。

内表面から15 mmの位置では、クラッド溶接時の熱影響が硬さに影響を及ぼしているようであるが(図5も参照のこと)、その他の位置では、475℃以上の焼鈍温度でほぼ一定値になっていることがわかる。図7は、450℃で200hまでの等温焼鈍試験による硬さの変化を示す。10h以上でほぼ一定値を示すことがわかる。硬さの焼鈍による回復は、照射により導入された欠陥の回復に伴う変化と考えられる。以上の結果から、一定値となる値が照射前の硬さと考えられ、コアベルト部の硬さの初期値は、 166 ± 1 と評価された。

(3) 照射硬化の板厚方向減衰特性の評価

本実験結果を、現行の評価式からの予測結果と比較する。前述したように、 RT_{NDT} の照射による変化値(ΔRT_{NDT})は母材に対して以下のように表される。

$$\Delta R T_{NDT} = [CF] \times f^{0.29-0.041 \log f} \quad \text{---(2)}$$

f : 中性子照射量 ($\times 10^{19}$ n/cm², E > 1 MeV)
 [CF] : 化学成分項 (*3) 式参照)

また、Odette らによれば⁽¹⁵⁾、シャルピー延性脆性遷移温度の上昇量 (= $\Delta R T_{NDT}$) と硬さの変化 (ΔDPH) は線形関係にある。

$$\Delta R T_{NDT} = \beta \times \Delta DPH \quad \text{---(3)}$$

β : 比例定数 (通常0.5~0.75)

鋼材内の照射量を f とすると、硬さの変化 (ΔDPH) は、

$$\Delta DPH = \frac{1}{\beta} [CF] \times f^{0.29-0.041 \log f} \quad \text{---(4)}$$

と計算される。従って f を板厚方向距離の関数として評価ができれば、硬さの板厚方向依存性が計算できることになる。f を (1) 式による J E A C の式で評価した場合と、実際の 1 MeV 以上の中性子照射量の計算値で評価した場合についての計算例を図 8 に示す。同図で、縦軸は内表面から 20 mm の硬さの値で規格化した相対的な変化量、即ち、以下の (5) 式で表される値とした。これにより、 β 値の設定に無関係に実験結果と予測値の比較が可能となる。また、20 mm を基準に採ったのは、圧力容器にはクラッドがあり、内表面を基準値とできないための便宜上の措置である。

$$\frac{\Delta DPH(a)}{\Delta DPH(20)} = \frac{\{f(a)\}^{0.29-0.041 \log f(a)}}{\{f(20)\}^{0.29-0.041 \log f(20)}} \quad \text{---(5)}$$

$\Delta DPH(a)$: 内面から a mm 地点での照射による硬さの変化量
 f(a) : 内面から a mm 地点での中性子照射量 ($\times 10^{19}$ n/cm²)

当然のことながら、J E A C の評価式から予測される分布曲線は、1 MeV 以上の中性子照射量の計算値からの予測曲線に比べ勾配が緩やかになる。

図 9 から図 12 は、4 カ所のコアベルト断面で硬さ測定を行った結果に基づきプロットした硬さの相対変化曲線である。これより実測値と予測値を比べると、J E A C の評価式、1 MeV 以上の中性子照射量の計算値のいずれを用いた予測曲線と比べても、実際の方が大きくなっていることがわかる。

4.3 考察

前述したように、圧力容器鋼材内部の照射硬化を予測する上での問題点は、鋼材内部では中性子エネルギースペクトルが変わるため、通常損傷パラメータとして用いる 1 MeV 以上の中性子照射量では、正確な脆化予測ができなくなることである。J E A C の (1) 式は、この点を補正するため、即ち、1 MeV 以上の中性子照射量を使ったのでは脆化の過小評価となることを回避するため、dpa の減衰を考慮して設定されたものである。しかしながら実験結果では、J E A C 式のみならず、1 MeV 以上の中性子照射量の板厚方向減衰から予測される以上に、照射硬化の板厚方向減衰は大きいことが示された。この原因については、

1. 照射脆化に対しては高エネルギー成分の寄与が大きいこと。

あるいは、

2. 照射量依存性が、低照射量側で大きいこと。

の 2 つの可能性が考えられる。これまでにスペクトル効果として報告されている機構としては、熱中性子の寄与がある⁽¹⁶⁾。熱中性子自体は原子のはじき出しを起こすことはできないが、熱中性子の $^{56}\text{Fe}(n, \gamma)^{57}\text{Fe}$ 反応による反跳原子は平均約 500 eV のエネルギーを有し、2、3 の原子をはじき出すのに十分なエネルギーである。鉄の dpa 断面積が低エネルギー側で増大するのは、この (n, γ) 反応の寄与である⁽¹⁷⁾。このような非常に低いエネルギー領域ではじき出しは、高速中性子によるカスケード損傷に比べ、生じた欠陥が生き残りやすい効率の良い欠陥生成となる。Mansur らによれば⁽¹⁶⁾、熱中性子照射量が高速中性子照射量の 20 倍程度以上あれば、脆化に及ぼす熱中性子の寄与が無視できなくなる。しかしながら、圧力容器鋼材内部の熱中性子照射量は、図 3 に示すように高速中性子照射量よりも小さく、脆化に及ぼす熱中性子の寄与は無視できる。このことから、実際の減衰が大きくなることの原因は、むしろ高エネルギー側の成分が少なくなることに関係している可能性が考えられる。J P D R のように比較的 low 照射量では、欠陥の生成段階でカスケード損傷の寄与が大きいとすることがひとつの理由として考えられる。例えば、脆化に寄与する照射欠陥の 1 形態である Cu-rich 析出物は、電子線照射下のように、カスケードのできない損傷下では、核生成し難いことが報告されている⁽¹⁸⁾。

2. に関連して、図 13 で J E A C の脆化予測式と J P D R 監視試験結果を比較した。監視試験片材料は圧力容器の上蓋用材料から採ったものであり、今回調査を行った胴部材料と化学成分が僅かながら異なるが、照射量依存性を比較する上では、問題ないと考えられる。照射によるシャルピー遷移温度の変化 (ΔT_{41J}) を次の式で表すと、照射量のべき数は大体 0.3 程度である。

$$\Delta T_{411} = A \times f^n \quad \text{---(6)}$$

f : 中性子照射量 (n/cm^2), $E > 1MeV$

監視試験結果も初期の多少のばらつきがあるが、勾配は同程度であり、J E A Cの脆化予測式の照射量依存性を使用することの妥当性を与える根拠となる。しかしながら、データは1点しかないが、低照射量域では勾配が大きくなっていることも考えられる。脆化の板厚依存性は、照射量依存性に基づく変化であるから、もし低照射量域で、立ち上がりが急であるとすると、板厚依存性の勾配も大きくなる。図14では、nの板厚依存性に及ぼす効果の計算例を示す。これより、図9から図12に示した実験結果は、nが0.7程度以上の場合に相当していることがわかる。この点については、さらに照射データを取得中であり、今後明らかにされるであろう。

一方、圧力容器の健全性の評価の観点から言えば、J E A C式は減衰を小さく評価することになり、十分安全側の評価を与えることが確認された。

5. 結 言

解体された原子炉のJ P D R圧力容器から切り出した試料を用い、照射硬化の板厚方向依存性の評価を行い、以下のことがわかった。

- (1) 照射硬化の板厚方向減衰は、J E A Cの現行評価法で予想される以上に大きい。
- (2) さらに、1 MeV 以上の中性子照射量の減衰計算から評価を行っても、照射硬化の板厚方向減衰は、予測値よりも大きい。
- (3) 上記の結果は、P T S時における非延性破壊に対する裕度の現行の評価法は、安全側の評価となっていることを示すものである。

謝 辞

本研究を遂行するに当たり、原子炉安全工学部の鴻坂厚夫部長、機器信頼性研究室の柴田勝之室長に多大な支援を頂いたことをここに感謝いたします。機器信頼性研究室の中島

$$\Delta T_{411} = A \times f^n \quad \text{---(6)}$$

f : 中性子照射量 (n/cm^2), $E > 1 MeV$

監視試験結果も初期の多少のばらつきがあるが、勾配は同程度であり、J E A Cの脆化予測式の照射量依存性を使用することの妥当性を与える根拠となる。しかしながら、データは1点しかないが、低照射量域では勾配が大きくなっていることも考えられる。脆化の板厚依存性は、照射量依存性に基づく変化であるから、もし低照射量域で、立ち上がりが急であるとする、板厚依存性の勾配も大きくなる。図14では、nの板厚依存性に及ぼす効果の計算例を示す。これより、図9から図12に示した実験結果は、nが0.7程度以上の場合に相当していることがわかる。この点については、さらに照射データを取得中であり、今後明らかにされるであろう。

一方、圧力容器の健全性の評価の観点から言えば、J E A C式は減衰を小さく評価することになり、十分安全側の評価を与えることが確認された。

5. 結 言

解体された原子炉のJ P D R圧力容器から切り出した試料を用い、照射硬化の板厚方向依存性の評価を行い、以下のことがわかった。

- (1) 照射硬化の板厚方向減衰は、J E A Cの現行評価法で予想される以上に大きい。
- (2) さらに、1 MeV以上の中性子照射量の減衰計算から評価を行っても、照射硬化の板厚方向減衰は、予測値よりも大きい。
- (3) 上記の結果は、P T S時における非延性破壊に対する裕度の現行の評価法は、安全側の評価となっていることを示すものである。

謝 辞

本研究を遂行するに当たり、原子炉安全工学部の鴻坂厚夫部長、機器信頼性研究室の柴田勝之室長に多大な支援を頂いたことをここに感謝いたします。機器信頼性研究室の中島

$$\Delta T_{411} = A \times f^n \quad \text{---(6)}$$

f : 中性子照射量 (n/cm^2), $E > 1MeV$

監視試験結果も初期の多少のばらつきがあるが、勾配は同程度であり、J E A Cの脆化予測式の照射量依存性を使用することの妥当性を与える根拠となる。しかしながら、データは1点しかないが、低照射量域では勾配が大きくなっていることも考えられる。脆化の板厚依存性は、照射量依存性に基づく変化であるから、もし低照射量域で、立ち上がりが急であるとする、板厚依存性の勾配も大きくなる。図14では、nの板厚依存性に及ぼす効果の計算例を示す。これより、図9から図12に示した実験結果は、nが0.7程度以上の場合に相当していることがわかる。この点については、さらに照射データを取得中であり、今後明らかにされるであろう。

一方、圧力容器の健全性の評価の観点から言えば、J E A C式は減衰を小さく評価することになり、十分安全側の評価を与えることが確認された。

5. 結 言

解体された原子炉のJ P D R圧力容器から切り出した試料を用い、照射硬化の板厚方向依存性の評価を行い、以下のことがわかった。

- (1) 照射硬化の板厚方向減衰は、J E A Cの現行評価法で予想される以上に大きい。
- (2) さらに、1 MeV 以上の中性子照射量の減衰計算から評価を行っても、照射硬化の板厚方向減衰は、予測値よりも大きい。
- (3) 上記の結果は、P T S時における非延性破壊に対する裕度の現行の評価法は、安全側の評価となっていることを示すものである。

謝 辞

本研究を遂行するに当たり、原子炉安全工学部の鴻坂厚夫部長、機器信頼性研究室の柴田勝之室長に多大な支援を頂いたことをここに感謝いたします。機器信頼性研究室の中島

伸也氏には、計画を立案する段階で大きな役割を果たしていただきました。線量評価では、バックエンド技術部の助川武則氏に貴重なご助言を頂きました。J P D R 関連情報の調査では機器信頼性研究室の鬼沢邦雄氏に多大なご協力を頂きました。さらに、機器信頼性研究室の皆様の試料採取等でのご協力、バックエンド技術部の関係者のご支援なくしては、本研究の遂行はなし得なかったことを付記し、ここに改めて感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) 石野、関村、鈴木、浅野、永川、柴原：日本原子力学会誌、Vol. 36, No. 5. p. 396-404 (1994)
- (2) Nanstad, K., et al. : J. Nucl. Mater., Vol. 158, p. 1(1988).
- (3) 電気技術規定 原子力編 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法
J E A C 4206-1991、社団法人 日本電気協会
- (4) K. Onizawa and M. Suzuki: Proceedings of Japan-Russia Seminar on Integrity Assurance and Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel, p. 4-1-4-28, Tokyo, 1993.
- (5) K. Onizawa, M. Suzuki and S. Ueda: JAERI-M 93-201 (1993).
- (6) R. K. Nanstad et al. :NUREG/CR--5913 ORNL/TM-12156/V1 Vol. 1
- (7) K. Wallin:International Journal of Pressure Vessel and Piping, Vol. 55 p. 61, (1993)
- (8) J. R. Hawthorne:NUREG/CR--5891 TI92 019994.
- (9) K. Kussmaul et al. :ASTM STP 1046, p. 80, 1990.
- (10) 中島、鈴木、日馬：原子力工業 第38巻 第2号 p. 22 (1992).
- (11) 鈴木他：日本原子力研究所未公開資料
- (12) W. N. McElroy Ed. : "LWR Pressure Vessel Surveillance Dosimetry Improvement Program: LWR Power Reactor Surveillance Physics-Dosimetry Data Base Compendium," NUREG/CR-3319, HEDL 85-3, Hanford Engineering Development Laboratory, Aug. 1985.
- (13) NRC Regulatory Guide 1. 99, Rev. 2.
- (14) 出井他：日本原子力研究所未公開資料
- (15) J. F. Perrin, G. R. Odette and P. M. Lombrozo: EPRI NP-3319, January 1984.
- (16) L. K. Mansur and K. Farrel, J. Nucl. Mater. 170(1990) p. 236.
- (17) ASTM E693-79 (1979)
- (18) M. Akamatsu, J. -C Van Duysen, Pareige, P. Auger :17th Symposium on Effects of Radiation on Materials, June 20-23, 1994, Sun Valley, Idaho.

伸也氏には、計画を立案する段階で大きな役割を果たしていただきました。線量評価では、バックエンド技術部の助川武則氏に貴重なご助言を頂きました。J P D R 関連情報の調査では機器信頼性研究室の鬼沢邦雄氏に多大なご協力を頂きました。さらに、機器信頼性研究室の皆様の試料採取等でのご協力、バックエンド技術部の関係者のご支援なくしては、本研究の遂行はなし得なかったことを付記し、ここに改めて感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) 石野、関村、鈴木、浅野、永川、柴原：日本原子力学会誌、Vol. 36, No. 5. p. 396-404 (1994)
- (2) Nanstad, K., et al. : J. Nucl. Mater., Vol. 158, p. 1(1988).
- (3) 電気技術規定 原子力編 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法
J E A C 4206-1991、社団法人 日本電気協会
- (4) K. Onizawa and M. Suzuki: Proceedings of Japan-Russia Seminar on Integrity Assurance and Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel, p. 4-1-4-28, Tokyo, 1993.
- (5) K. Onizawa, M. Suzuki and S. Ueda: JAERI-M 93-201 (1993).
- (6) R. K. Nanstad et al. : NUREG/CR--5913 ORNL/TM-12156/V1 Vol. 1
- (7) K. Wallin: International Journal of Pressure Vessel and Piping, Vol. 55 p. 61, (1993)
- (8) J. R. Hawthorne: NUREG/CR--5891 TI92 019994.
- (9) K. Kussmaul et al. : ASTM STP 1046, p. 80, 1990.
- (10) 中島、鈴木、日馬：原子力工業 第38巻 第2号 p. 22 (1992).
- (11) 鈴木他：日本原子力研究所未公開資料
- (12) W. N. McElroy Ed. : "LWR Pressure Vessel Surveillance Dosimetry Improvement Program: LWR Power Reactor Surveillance Physics-Dosimetry Data Base Compendium," NUREG/CR-3319, HEDL 85-3, Hanford Engineering Development Laboratory, Aug. 1985.
- (13) NRC Regulatory Guide 1. 99, Rev. 2.
- (14) 出井他：日本原子力研究所未公開資料
- (15) J. F. Perrin, G. R. Odette and P. M. Lombrozo: EPRI NP-3319, January 1984.
- (16) L. K. Mansur and K. Farrel, J. Nucl. Mater. 170(1990) p. 236.
- (17) ASTM E693-79 (1979)
- (18) M. Akamatsu, J. -C Van Duysen, Pareige, P. Auger : 17th Symposium on Effects of Radiation on Materials, June 20-23, 1994, Sun Valley, Idaho.

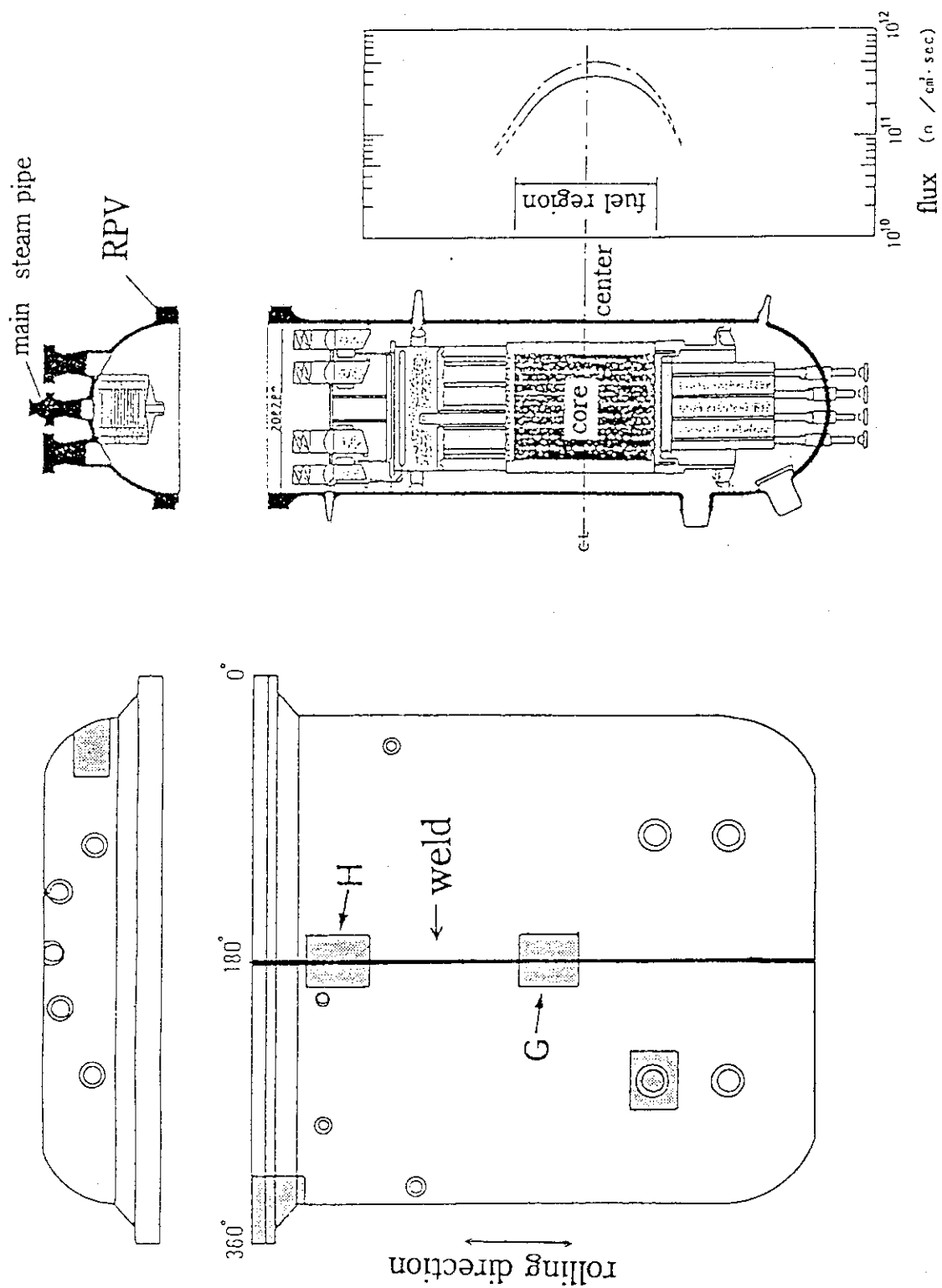


図1 JPDR 圧力容器の展開図と試料採取位置および稼働中の中性子フラックスの分布。リモートパート材、コアベルト材はそれぞれH、Gより切り出された。

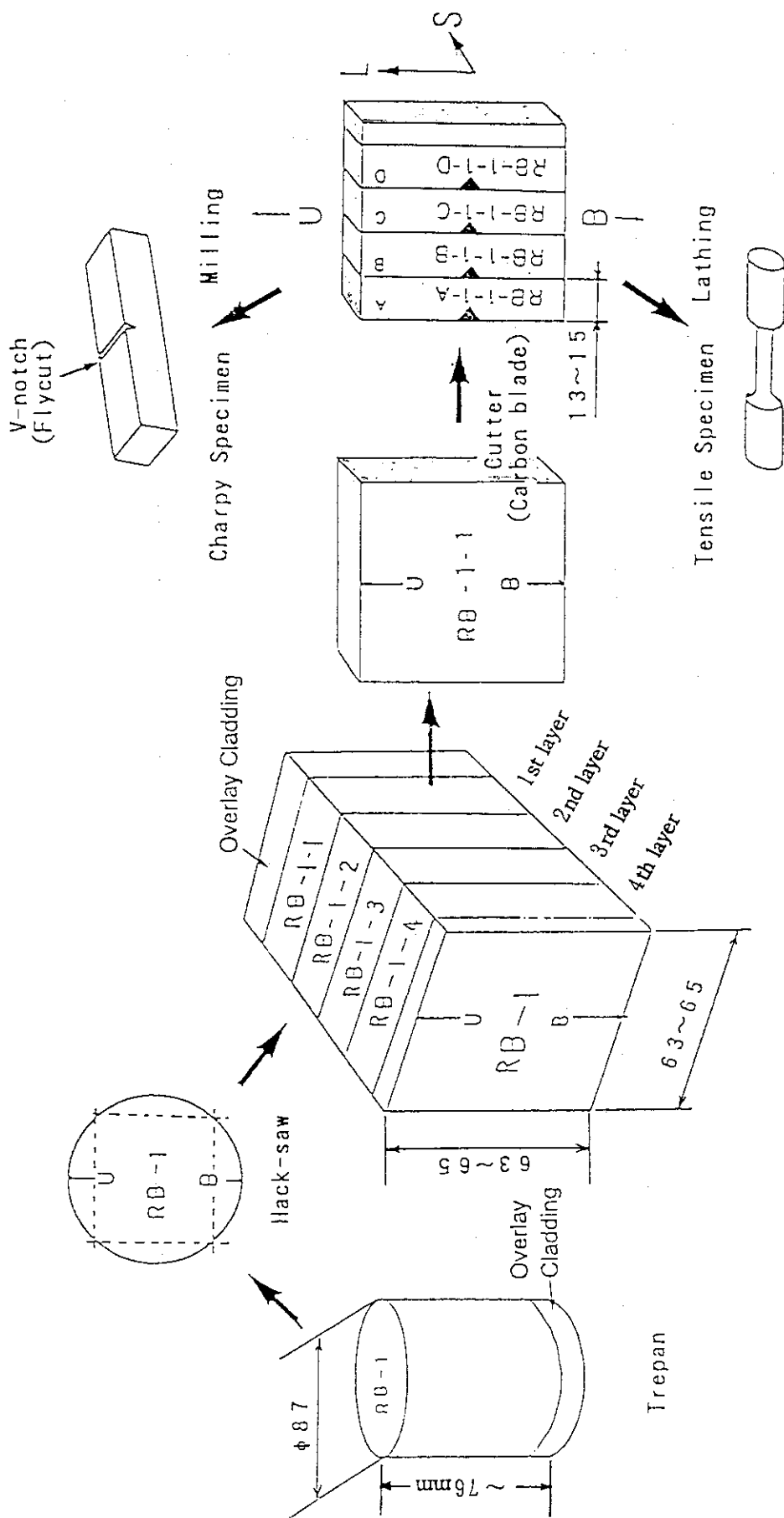


図2 J-PDR圧力容器から切り出したトレパンと試験片の採取一模式図

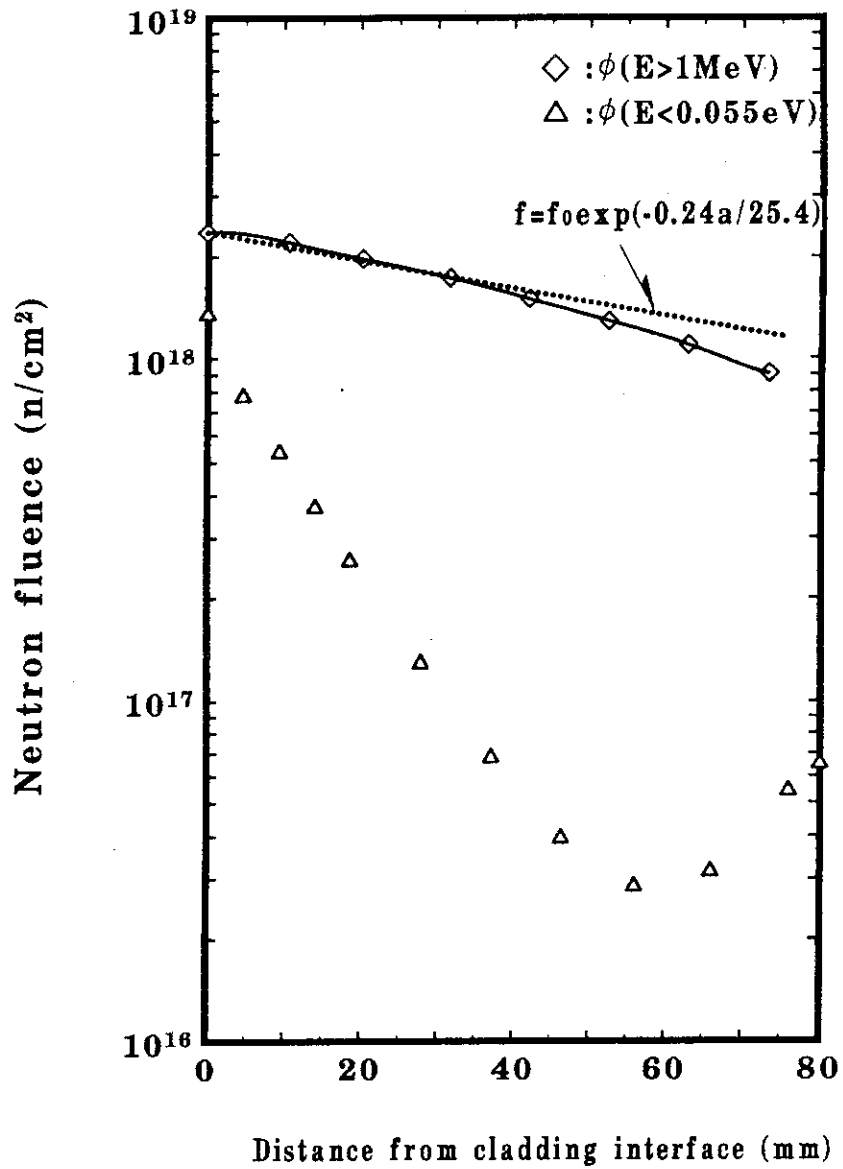


図3 コアベルト部の中性子照射量の板厚方向分布：1 MeV以上(◇)と0.055eV以下(△)の中性子照射量の板厚方向の減衰の計算値、およびJ E A Cの減衰評価式による計算値。

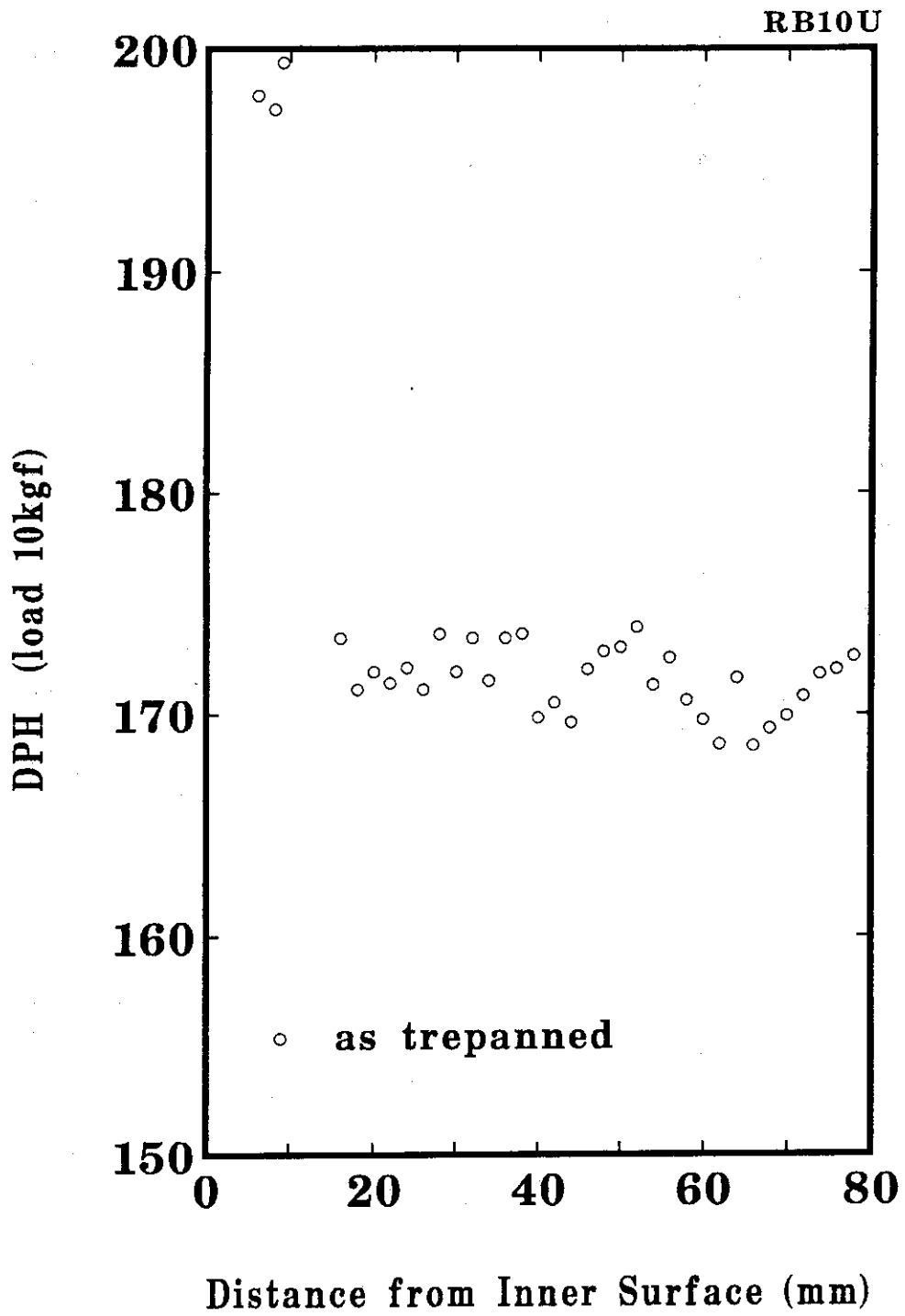


図4 リモートパート部材のビッカース硬さの板厚方向位置依存性.

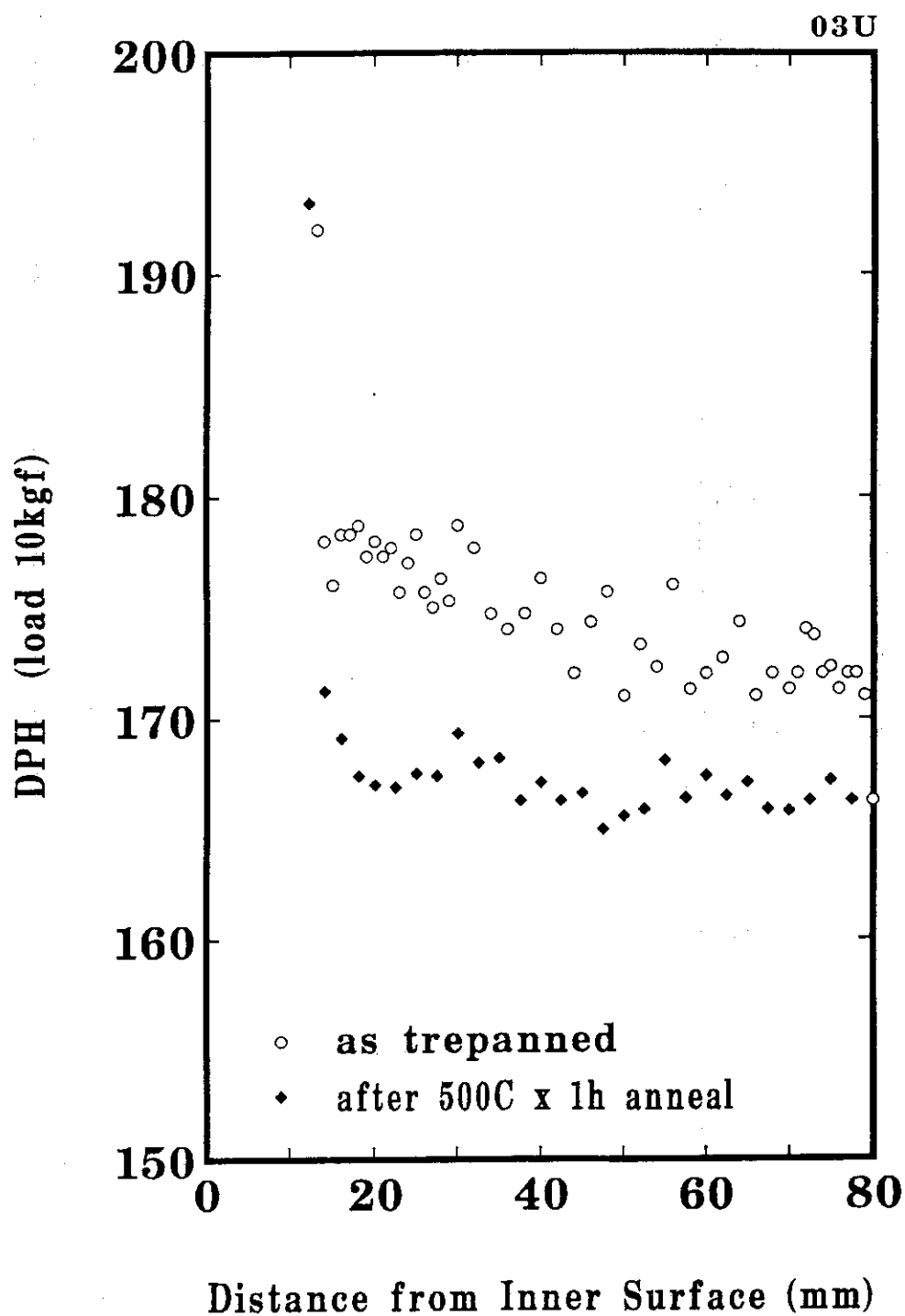


図5 コアベルト部材のビッカース硬さの板厚方向位置依存性。
試料採取のまま(○)および500°Cで1hの焼鈍後(◆)。

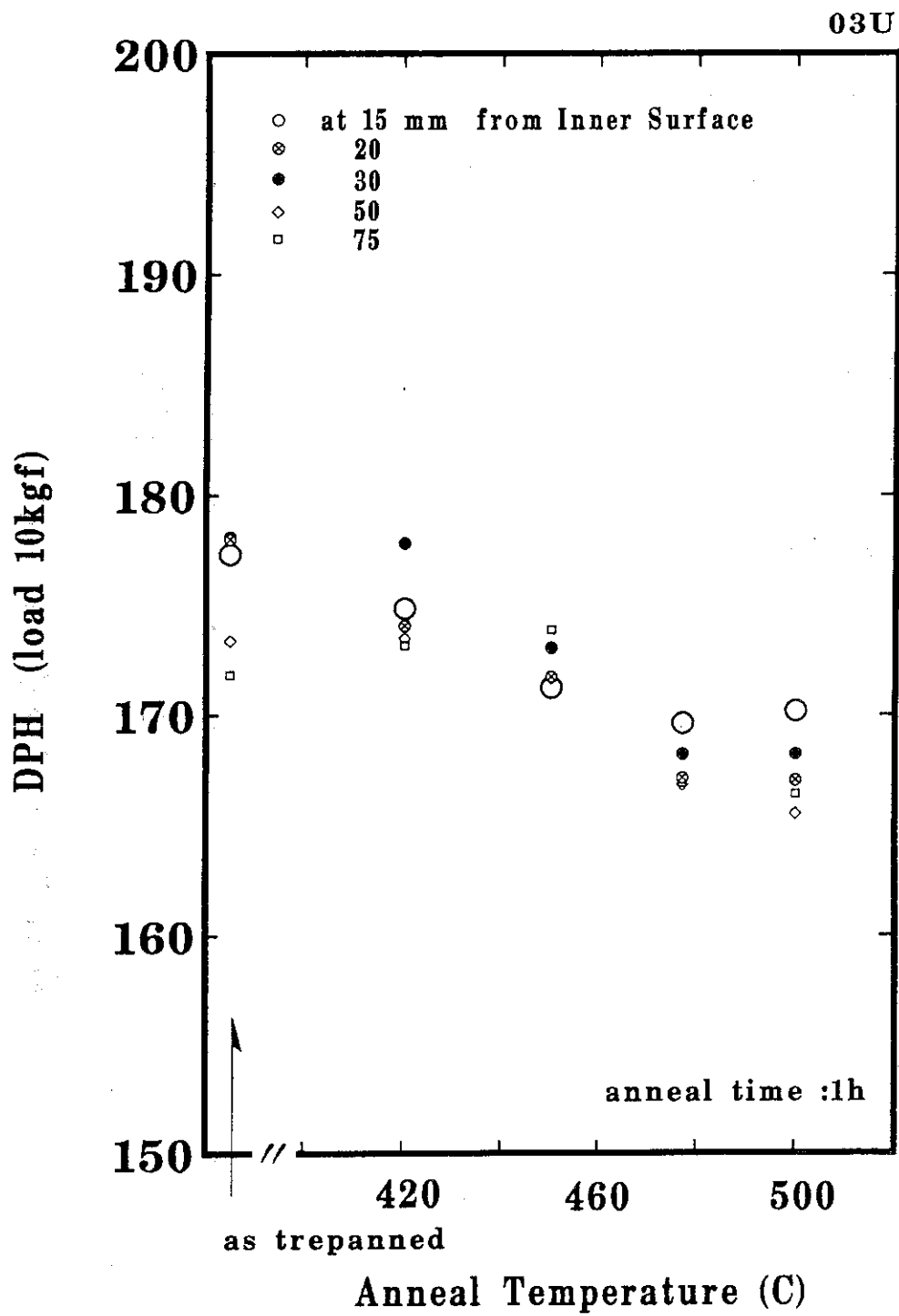


図6 コアベルト部材の板厚内各位置での硬さの焼鈍による変化.
(420, 450, 477, 500°C で1 hの等時焼鈍)

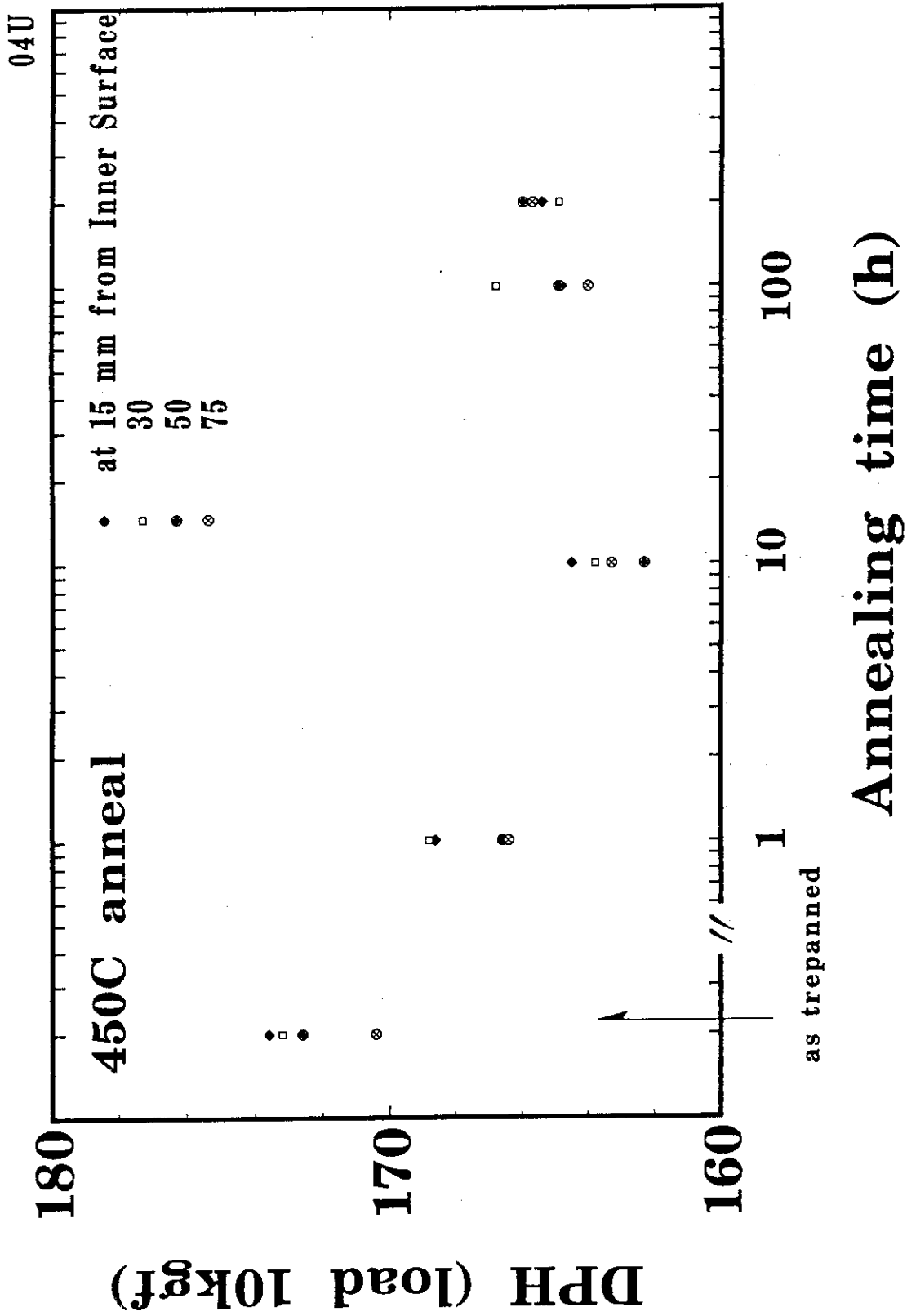


図7 コアベルト部材の板厚内各位置での硬さの焼鈍による変化
 (450°Cで200hまでの等温焼鈍)

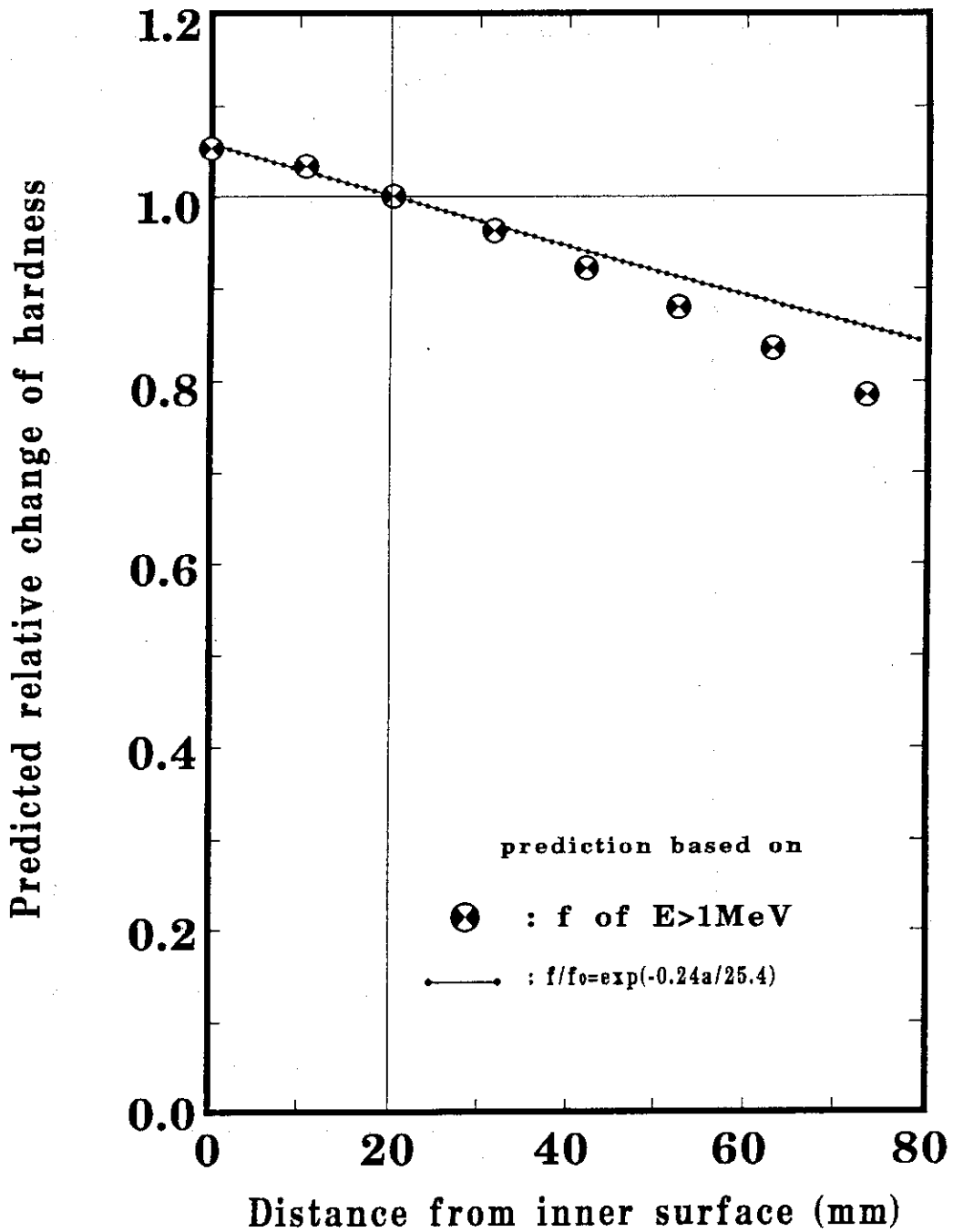


図8 中性子照射量の鋼材内での減衰評価に基づいた、硬さの板厚方向依存性の予測値：20mm位置を基準にとり、照射による硬さの増分の相対変化を示す。

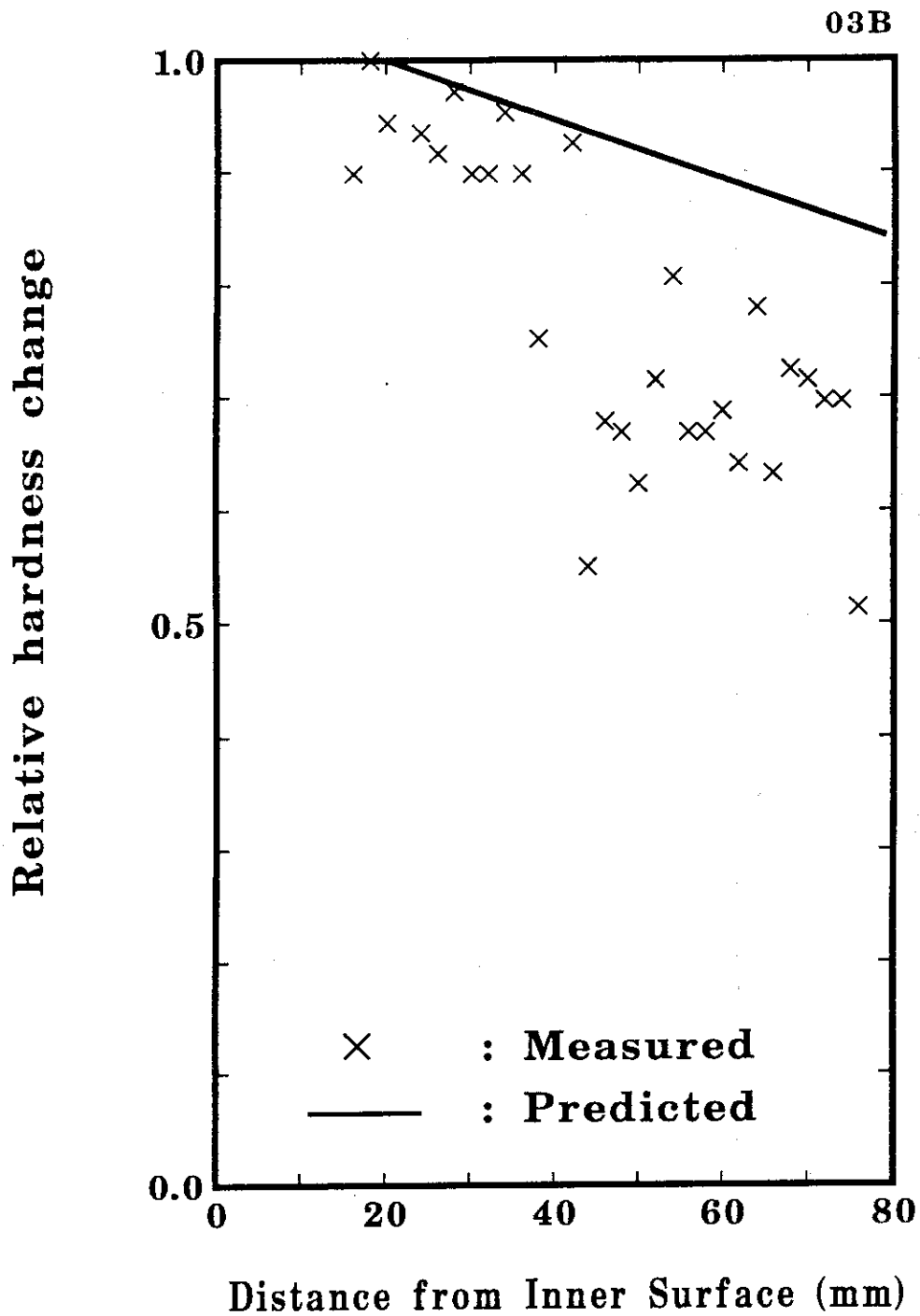


図9 硬さの増分の相対変化の実測値（硬さ測定試料03B）：20mm位置を基準にとり、照射による硬さの増分の相対変化を示す。比較のためにJ E A C式による予測値を実線で示す。

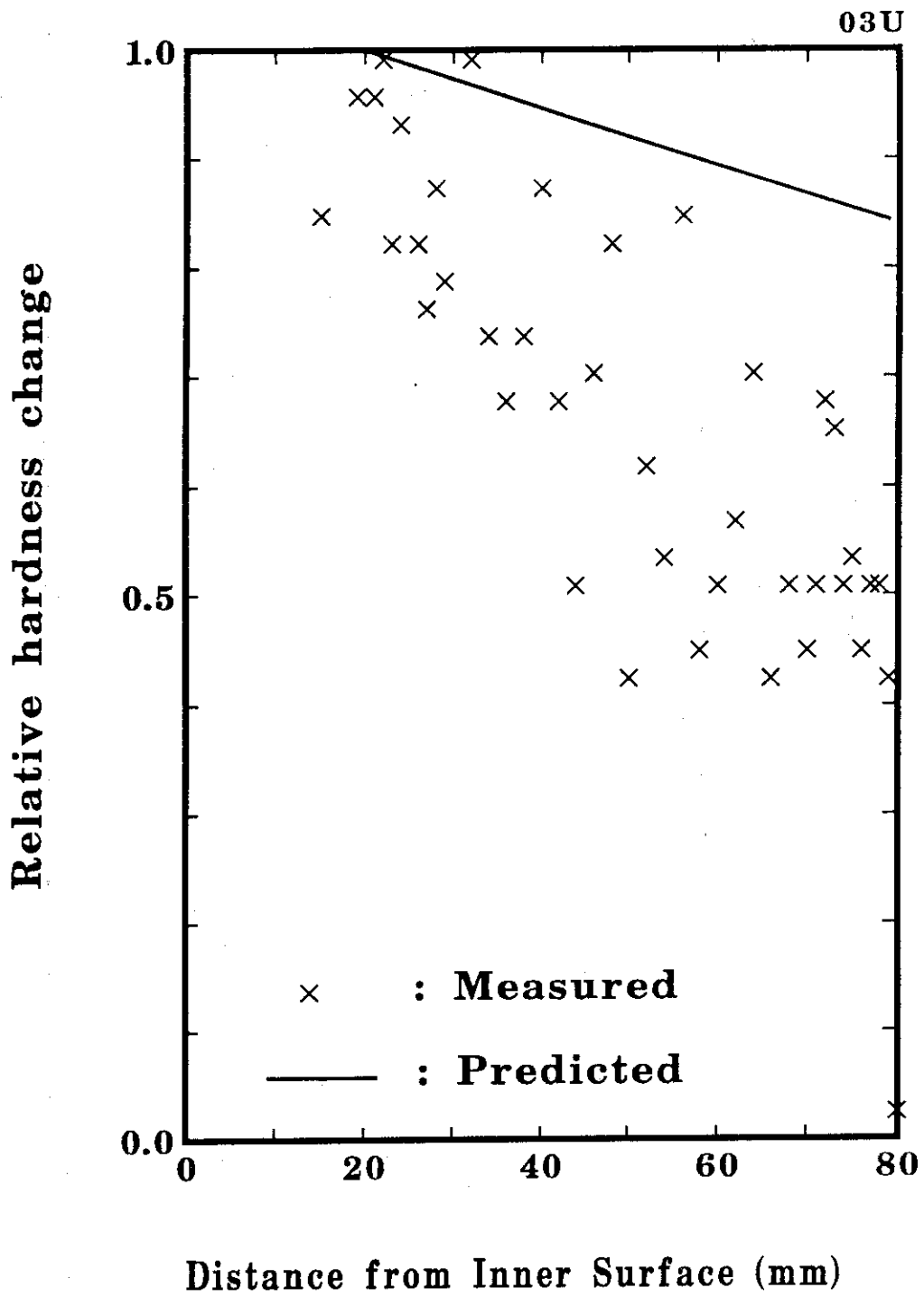


図10 硬さの増分の相対変化の実測値（硬さ測定試料03U）：20mm位置を基準にとり、照射による硬さの増分の相対変化を示す。比較のためにJEAC式による予測値を実線で示す。

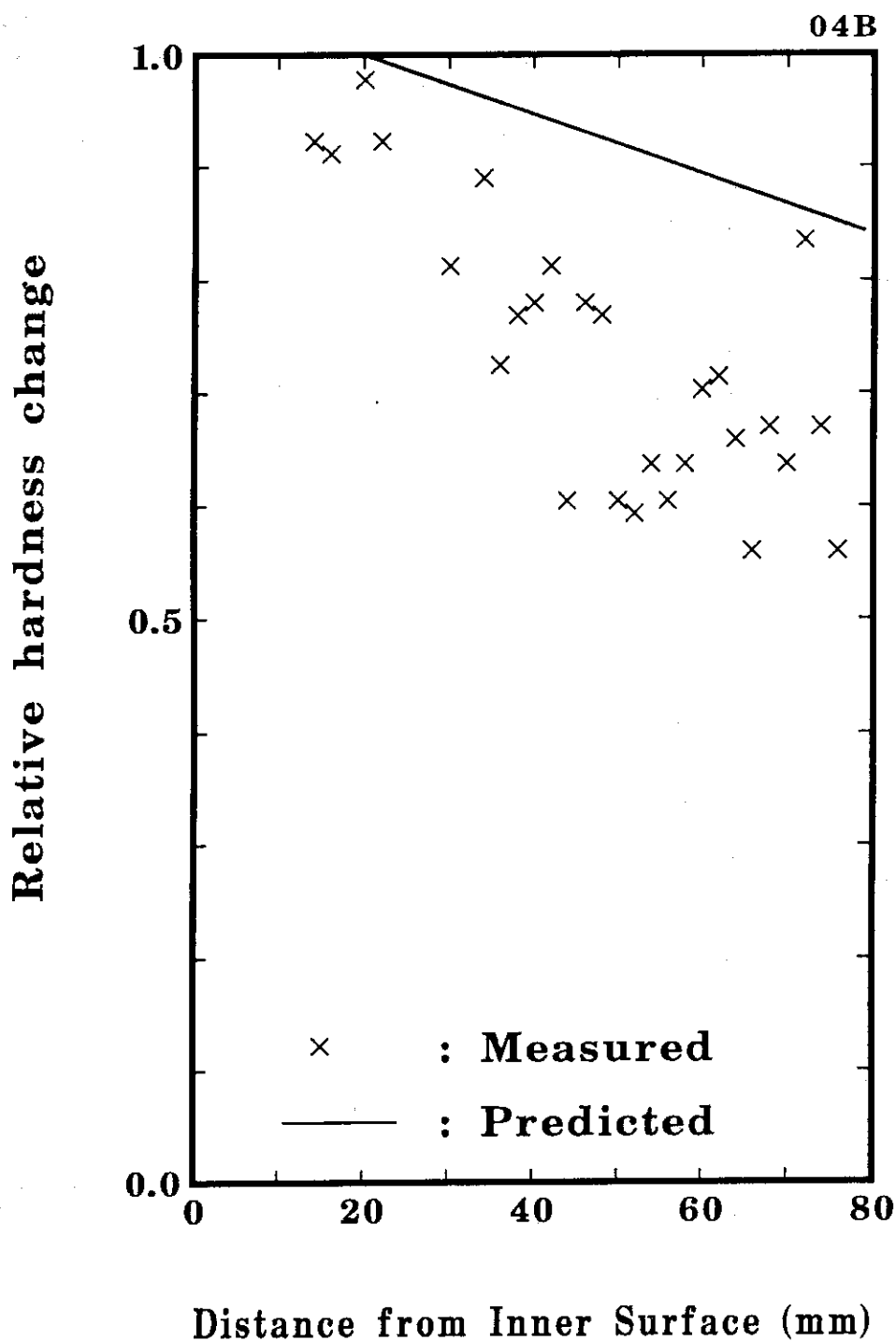


図1.1 硬さの増分の相対変化の実測値（硬さ測定試料04B）：20mm位置を基準にとり、照射による硬さの増分の相対変化を示す。比較のためにJ E A C式による予測値を実線で示す。

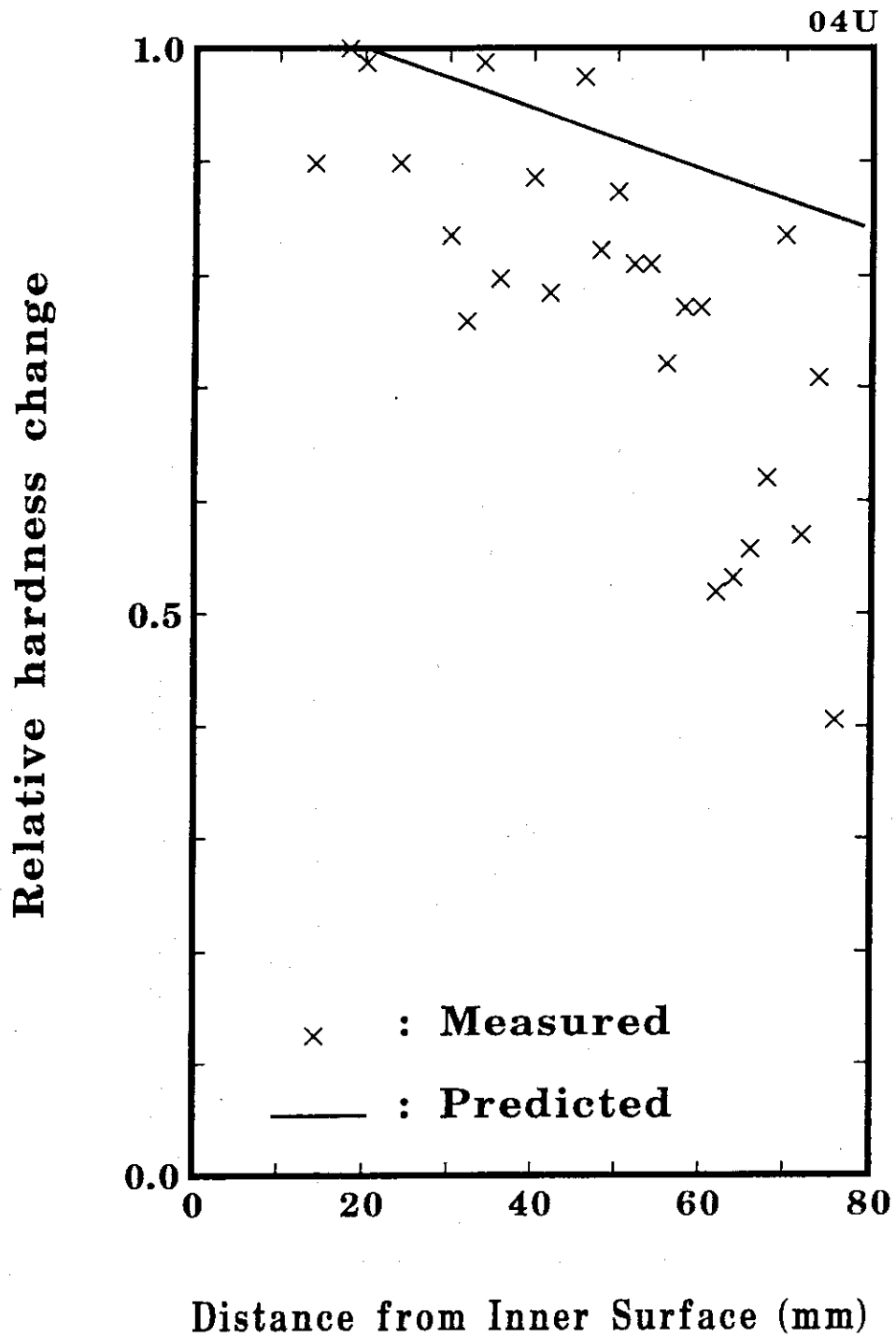
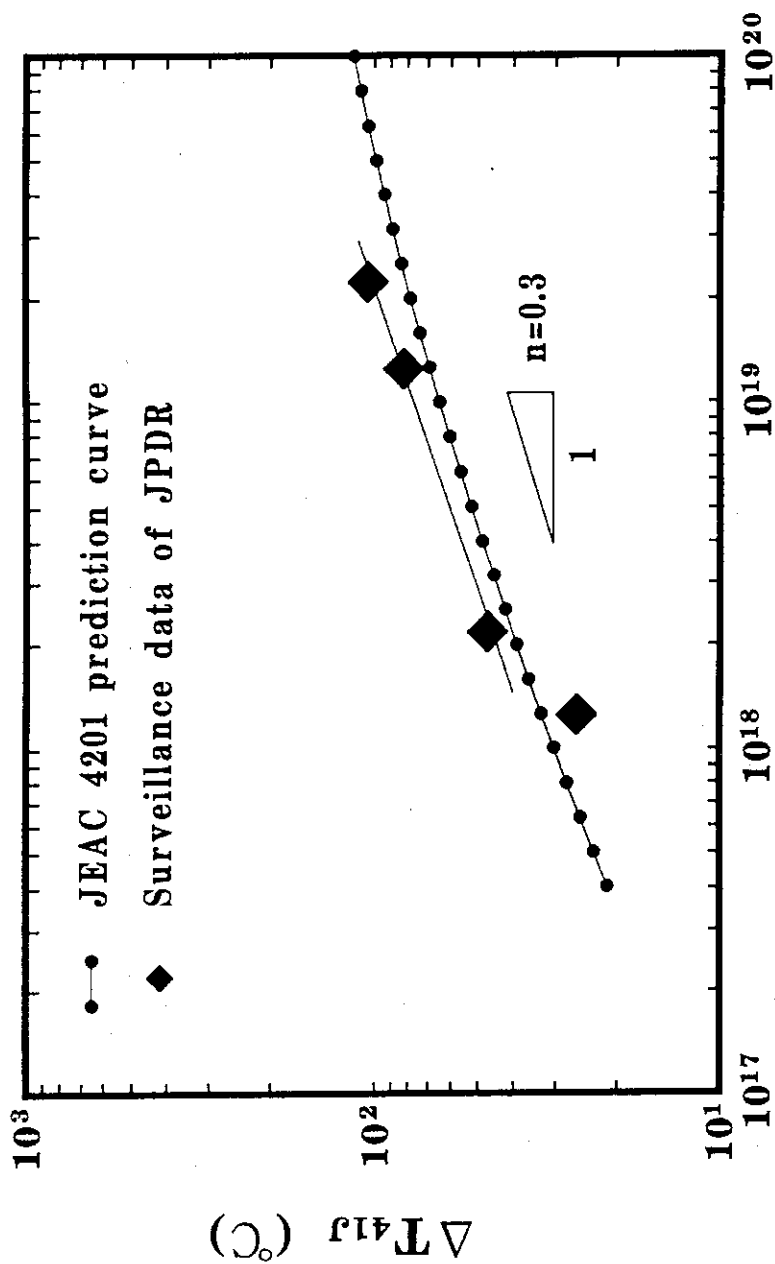


図1-2 硬さの増分の相対変化の実測値（硬さ測定試料04U）：20mm位置を基準にとり、照射による硬さの増分の相対変化を示す。比較のためにJ E A C式による予測値を実線で示す。



Neutron fluence (n/cm^2 , $E>1MeV$)

図13 JPDRの監視試験結果とJEAC4201の脆化予測式の比較

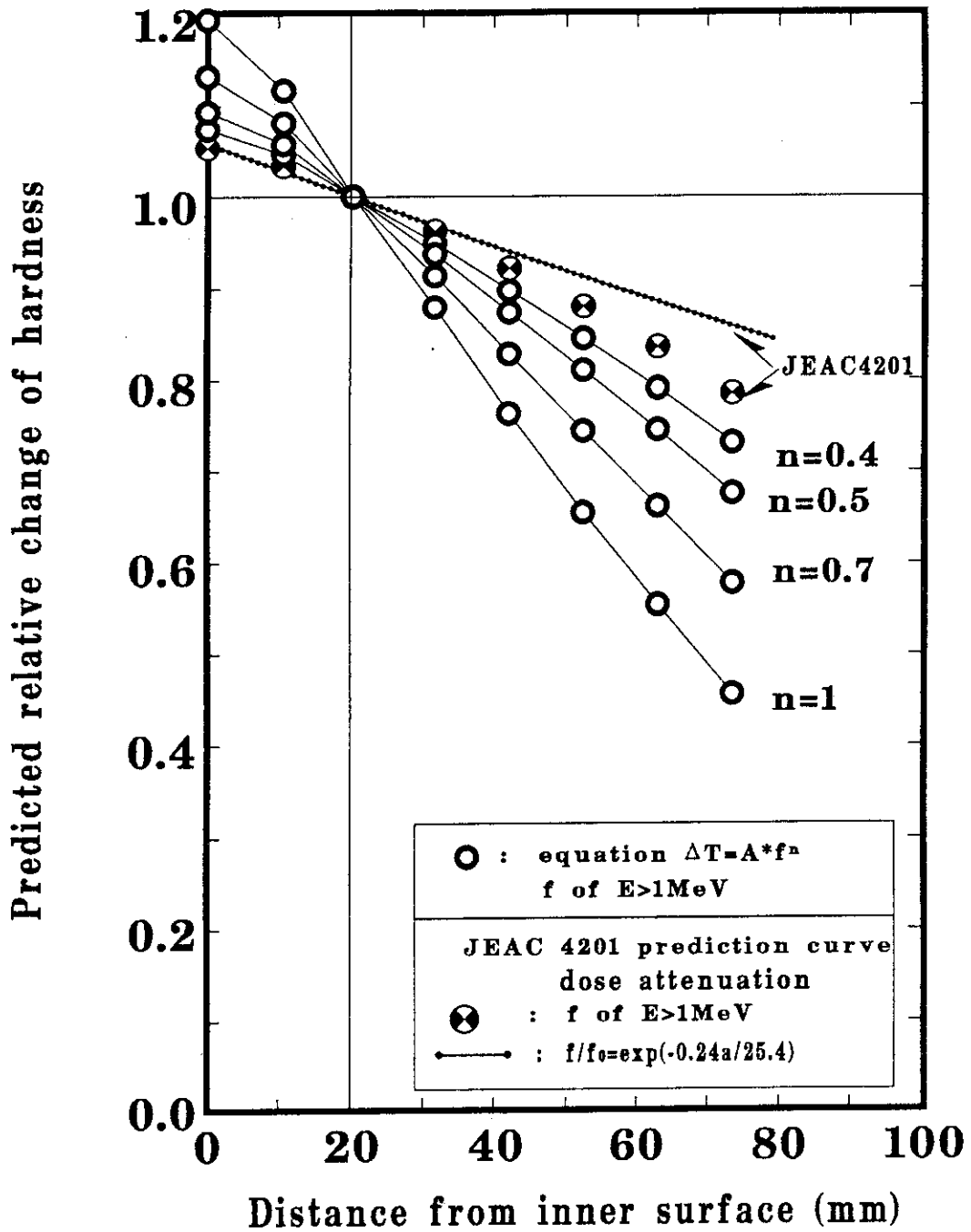


図 1.4 脆化の照射量依存性 (n) が、硬さの相対変化の板厚方向依存性に及ぼす影響の評価