

JAERI-Tech

95-023



JMTRにおけるステンレス鋼の中性子スペクトル
調整照射によるヘリウム生成量制御範囲の核的検討

1995年3月

島川聰司・小森芳廣・長尾美春・桜井文雄

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。
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課(〒319-11 茨城県那珂郡東海村)あて、お申し越しください。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)で複写による実費領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, Tokaimura,
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 株高野高速印刷

J M T R におけるステンレス鋼の中性子スペクトル調整照射による
ヘリウム生成量制御範囲の核的検討

日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部
島川 聰司・小森 芳廣・長尾 美春・桜井 文雄

(1995年2月14日受理)

材料試験炉（ JMTR : Japan Materials Testing Reactor, 50MWt ）における中性子スペクトル調整照射に関する検討の一環として、一定照射量（ d p a ）に対する304ステンレス鋼のヘリウム生成量制御範囲に対する検討を実施した。検討にあたっては、主に熱中性子によって起こる ^{58}Ni (n , γ) ^{59}Ni (n , α) ^{56}Fe 反応を利用して制御を行うものとし、(1)カドミウム製中性子吸収材を用いて可能な限り熱中性子をカットした照射、(2)中性子スペクトル調整を考慮せずに設計された場合の標準的な照射、(3)中性子減速材を用いて熱中性子を増加させた照射を対象とした。これらのキャップセルを200日間照射した場合 (2 d p a) , 304ステンレス鋼中のヘリウム生成量は、1.4 appm (热中性子をカットした場合) から24 appm (热中性子を増加させた場合) の範囲に制御できることがわかった。このときの H e / d p a の制御範囲は0.7~12である。この検討結果から、ニッケルを含む材料に対する高度な照射試験により、異なるヘリウム生成量に対する照射データが得られ、材料試験炉を用いたヘリウム効果に注目した照射研究の可能性が明らかとなった。

Neutronics Analysis on Helium Production Control in Stainless Steel
by Neutron Spectral Tailoring in the JMTR

Satoshi SHIMAKAWA, Yoshihiro KOMORI, Yoshiharu NAGAO and Fumio SAKURAI

Department of JMTR Project
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received February 14, 1995)

With regard to development of neutron spectral tailoring irradiation technique in the JMTR, helium production control range in 304 stainless steel was calculated under constant neutron fluence represented in dpa. Using a technique for enhancing helium production by $^{89}\text{Ni}(n, \gamma)^{59}\text{Ni}(n, \alpha)^{56}\text{Fe}$ reaction, following three irradiation tests were surveyed to estimate helium production control range ; (1)thermal neutron cut-off irradiation with cadmium absorber. (2)normal irradiation without considering spectral tailoring, (3)thermal neutron trapping irradiation with graphite moderator. For 200 day irradiation test, helium production in 304 stainless steel is able to be controlled within 1.4-24 appm (2 dpa, He-to-dpa ratio within 0.7-12). Based on the calculation results, it was found that the improved irradiation tests to obtain irradiation data with different helium production is feasible in the JMTR for studies on helium effects in nickel-bearing materials.

Keywords : Neutron Spectral Tailoring, Helium Production, Irradiation Tests,
 ^{58}Ni Two Step Reaction, Impurity Effect, JMTR, 304 Stainless Steel

目 次

1. 序 論	1
2. 照射試験条件の設定	1
3. 計算方法	2
3.1 解析手順	2
3.2 炉心計算	3
3.3 キャプセル計算	4
3.4 損傷計算	4
4. 計算結果	5
4.1 中性子束分布と中性子スペクトル	5
4.2 ヘリウム生成量とdpa	6
4.3 原子炉に与える影響	6
5. 結 論	7
謝 辞	7
参考文献	8

Contents

1. Introduction	1
2. Irradiation Condition	1
3. Calculation Method	2
3.1 Calculation Procedure	2
3.2 Core Calculation	3
3.3 Capsule Calculation	4
3.4 Damage Calculation	4
4. Results	5
4.1 Neutron Flux Distribution and Neutron Spectrum	5
4.2 He Production and Displacement Damage	6
4.3 Effect of Spectrum Tailored Capsule on Reactor Operation	6
5. Conclusion	7
Acknowledgement	7
Reference	8

1. 序 論

これまで材料試験炉では、軽水炉用材料以外にも高温ガス炉用、高速炉用及び核融合炉用などの材料の中性子照射試験が実施されている。これらのほとんどは、実際に使用される際の環境因子として温度、接触媒体（気体、流体、固体）、応力等を模擬した照射試験であった。しかしながら、高速炉及び核融合炉用材料などに対しては、材料試験炉のような混合スペクトル環境下で照射した場合、材料の照射損傷に対するスペクトル効果が問題となる。例えば、材料試験炉と核融合炉での中性子照射効果を1.0MeV以上の中性子照射量で整理した場合、核分裂エネルギースペクトルに近いブロードなエネルギー分布（約2MeVにピーク）をもつ中性子によって照射された材料試験炉の結果と14MeVの単一ピークをもつ中性子によって照射された核融合炉の結果は一致しない。このような異なる中性子スペクトル場で形成された照射損傷の相関をとるために、構成原子のはじき出し損傷量を示す中性子照射量としてdpaという単位 (displacement per atom: 原子1個あたりのはじき出し数)が使用されている。また、はじき出し損傷と同様に核変換による損傷も重要であり、核変換の効果として、特に材料中のヘリウムガス生成が脆化に大きく影響する。この核変換効果とはじき出し効果との相互作用を考慮するために、ヘリウム生成量とdpaの比 (He/dpa比) が照射相関の指標として用いられている¹⁾。

加速器などの照射施設に比べて、材料試験炉は照射条件の制御性、照射中の計測項目の多様性、試料最大寸法の点で利用しやすいものの、近年、照射試験技術についての一層の高度化・多様化が求められている。材料試験炉の特長の一つは、通常長期にわたる材料の健全性評価や寿命予測を行う照射試験を短期間で行う加速照射である。このような照射試験は多くの場合、実際のスペクトルと材料試験炉のスペクトルが異なることから、照射相関確立のためのデータが得られるような照射試験技術の高度化を図る必要がある。このような観点から、中性子スペクトル効果の究明のためのJ M T R照射試験について、一定の照射量 (dpa) に対するヘリウム生成量範囲の制御能力に対する検討を実施した。

2. 照射試験条件の設定

軽水炉や高速炉の構造材として使用され、さらに核融合炉構造材候補ともなっている304ステンレス鋼に対して、スペクトル効果、特にヘリウム生成量の機械的強度等への影響を調べる照射試験を対象とした。中性子スペクトルの調整は照射キャップセルの内部構造・材質により行うものとし、比較を容易にするためJ M T Rの同じ炉心位置（照射孔）で計算を実施した。今回設定した照射試験条件を下記に示す。

照射位置 : 照射孔K-11 (Be反射体領域第1層)

熱中性子束が最も高いBe反射体領域第1層を選択した。なお、ガンマ線発熱及びキャップセル反応度の観点から照射試験の実現が技術的に困難となるため、燃料領

1. 序 論

これまで材料試験炉では、軽水炉用材料以外にも高温ガス炉用、高速炉用及び核融合炉用などの材料の中性子照射試験が実施されている。これらのほとんどは、実際に使用される際の環境因子として温度、接触媒体（気体、流体、固体）、応力等を模擬した照射試験であった。しかしながら、高速炉及び核融合炉用材料などに対しては、材料試験炉のような混合スペクトル環境下で照射した場合、材料の照射損傷に対するスペクトル効果が問題となる。例えば、材料試験炉と核融合炉での中性子照射効果を1.0MeV以上の中性子照射量で整理した場合、核分裂エネルギースペクトルに近いブロードなエネルギー分布（約2MeVにピーク）をもつ中性子によって照射された材料試験炉の結果と14MeVの単一ピークをもつ中性子によって照射された核融合炉の結果は一致しない。このような異なる中性子スペクトル場で形成された照射損傷の相関をとるために、構成原子のはじき出し損傷量を示す中性子照射量としてdpaという単位(displacement per atom: 原子1個あたりのはじき出し数)が使用されている。また、はじき出し損傷と同様に核変換による損傷も重要であり、核変換の効果として、特に材料中のヘリウムガス生成が脆化に大きく影響する。この核変換効果とはじき出し効果との相互作用を考慮するために、ヘリウム生成量とdpaの比(He/dpa比)が照射相関の指標として用いられている¹⁾。

加速器などの照射施設に比べて、材料試験炉は照射条件の制御性、照射中の計測項目の多様性、試料最大寸法の点で利用しやすいものの、近年、照射試験技術についての一層の高度化・多様化が求められている。材料試験炉の特長の一つは、通常長期にわたる材料の健全性評価や寿命予測を行う照射試験を短期間で行う加速照射である。このような照射試験は多くの場合、実際のスペクトルと材料試験炉のスペクトルが異なることから、照射相関確立のためのデータが得られるような照射試験技術の高度化を図る必要がある。このような観点から、中性子スペクトル効果の究明のためのJ M T R照射試験について、一定の照射量(dpa)に対するヘリウム生成量範囲の制御能力に対する検討を実施した。

2. 照射試験条件の設定

軽水炉や高速炉の構造材として使用され、さらに核融合炉構造材候補ともなっている304ステンレス鋼に対して、スペクトル効果、特にヘリウム生成量の機械的強度等への影響を調べる照射試験を対象とした。中性子スペクトルの調整は照射キャップセルの内部構造・材質により行うものとし、比較を容易にするためJ M T Rの同じ炉心位置（照射孔）で計算を実施した。今回設定した照射試験条件を下記に示す。

照射位置 : 照射孔K-11 (Be反射体領域第1層)

熱中性子束が最も高いBe反射体領域第1層を選択した。なお、ガンマ線発熱及びキャップセル反応度の観点から照射試験の実現が技術的に困難となるため、燃料領

域の照射孔は対象外とした。

炉心配置 : J M T R 第 1 1 0 サイクル炉心をベースにした配置 (Fig. 2.1参照)

照射日数 : 200 日 (= J M T R 8 サイクル運転に相当、 1 サイクルは25日運転)
照射期間が 2 年以内で、数dpaの照射量が達する照射日数として設定した。

照射試料 : 304ステンレス鋼

原子個数密度をTable 2.1に示す。

照射キャップセル : 3 種類 (試料部 約500°C)

(1) サーマルカットキャップセル

試料周囲を中性子吸収材であるカドミウムで取り巻き、試料への熱中性子流入を可能な限りカットする構造をもつ。なお、カドミウム部の最高温度は220°C以下(融点321°C)になるようなキャップセル構造とした。

(2) サーマルトラップキャップセル

試料周囲に中性子減速材であるグラファイトを採用し、高速中性子を減速させるとともに無駄な吸収を低減して、試料部での熱中性子割合を増加させる構造をもつ。

(3) ノーマルキャップセル

中性子スペクトル調整を全く考慮せずに設計された場合の構造をもつ。

3. 計算方法

3. 1 解析手順

解析は、炉心計算、キャップセル計算、中性子損傷計算の順に実施した。解析手順をFig.3.1.1に示す。

照射キャップセル内の試料部のヘリウム生成量を求めるために使用する中性子スペクトルは、計算コードANISN²⁾を用いて、2段階の中性子輸送計算により求めた。第1段階は炉心全体をモデル化した炉心計算であり、照射キャップセルが装荷される照射孔の中性子スペクトルを求めるために実施した。照射キャップセルへの中性子の流れの概念をFig. 3.1.2に示す。高速中性子は燃料領域からの中性子流成分が大きく、熱中性子は4方向ともほぼ同等な成分となる。このことから、1点の中性子スペクトルを使うことは高速中性子スペ

域の照射孔は対象外とした。

炉心配置 : J M T R 第 1 1 0 サイクル炉心をベースにした配置 (Fig. 2.1参照)

照射日数 : 200 日 (= J M T R 8 サイクル運転に相当、1サイクルは25日運転)
照射期間が2年以内で、数dpaの照射量が達する照射日数として設定した。

照射試料 : 304ステンレス鋼

原子個数密度をTable 2.1に示す。

照射キャップセル: 3種類 (試料部 約500°C)

(1) サーマルカットキャップセル

試料周囲を中性子吸収材であるカドミウムで取り巻き、試料への熱中性子流入を可能な限りカットする構造をもつ。なお、カドミウム部の最高温度は220°C以下(融点321°C)になるようなキャップセル構造とした。

(2) サーマルトラップキャップセル

試料周囲に中性子減速材であるグラファイトを採用し、高速中性子を減速させるとともに無駄な吸収を低減して、試料部での熱中性子割合を増加させる構造をもつ。

(3) ノーマルキャップセル

中性子スペクトル調整を全く考慮せずに設計された場合の構造をもつ。

3. 計算方法

3. 1 解析手順

解析は、炉心計算、キャップセル計算、中性子損傷計算の順に実施した。解析手順をFig.3.1.1に示す。

照射キャップセル内の試料部のヘリウム生成量を求めるために使用する中性子スペクトルは、計算コード ANISN²⁾を用いて、2段階の中性子輸送計算により求めた。第1段階は炉心全体をモデル化した炉心計算であり、照射キャップセルが装荷される照射孔の中性子スペクトルを求めるために実施した。照射キャップセルへの中性子の流れの概念をFig. 3.1.2に示す。高速中性子は燃料領域からの中性子流成分が大きく、熱中性子は4方向ともほぼ同等な成分となる。このことから、1点の中性子スペクトルを使うことは高速中性子スペ

クトルを誤って入力することとなる。炉心計算結果として得られる中性子スペクトル位置が炉心を横切る直線上の点であることから、第2段階のキャップセル計算モデルへの中性子源として円周上に入力するためのスペクトルの平均化処理が必要となる。ここでは、照射セル（照射孔42mm ϕ を含む77.2mm角）の周辺部はキャップセル装荷による中性子スペクトル変化が無視できると仮定して、Fig. 3.1.3に示すように4方向の中性子スペクトルを平均したスペクトルをキャップセル外表面に固定中性子源として入力した。キャップセル計算結果から得られた試料部の中性子スペクトルを用いて、ヘリウム生成量を計算した。

直接反応によるHe生成率は照射損傷計算コードTENJIN²³⁾を使用した。SUS304を構成する元素それぞれについて計算を行い、元素ごとに得られた値に原子個数密度の重みを乗じて、SUS304に対するHe生成速度（appm/s）を求めた。さらに、SUS304の構成元素の一つであるNiについて、Niの2段反応 $^{58}\text{Ni}(n,\gamma)^{59}\text{Ni}(n,\alpha)$ ^{56}Fe によるHe生成量⁴⁾の計算には、 ^{58}Ni 2段反応He生成量計算プログラムNIHE⁵⁾を使用した。試料に含有される不純物によるヘリウム生成量を求めるにあたっては、まずヘリウム生成に寄与する不純物を特定した。マックスウェル分布及び核分裂スペクトルで平均化された断面積⁶⁾を用いて、通常キャップセルの試料部におけるヘリウム生成量を求めた概算結果をTable 3.1.1に示す。この結果から、熱中性子及び高速中性子による直接反応によるヘリウム生成量を100%とした場合、約0.5%を超えるものは、B、C、N、Sの4つの不純物元素からの生成ヘリウムであることから、これらの不純物元素のヘリウム生成反応について考慮した。 $d p a$ を求めるにあたって、母材構成元素のはじき出しを対象とし、不純物元素の直接反応によるはじき出しは原子個数密度が小さいことから無視した。

3. 2 炉心計算

J M T R炉心をモデル化し、照射孔の中性子スペクトルを求めた。計算モデルをFig. 3.2.1に示す。

- | | |
|--------|---|
| 計算コード | : ANISN |
| 計算体系 | : 1次元無限平板 (P3S8) |
| 解法 | : 固有値問題 |
| 中性子源 | : 燃料要素部での核分裂。スペクトルをFig.3.2.2に示す。 |
| 外部境界条件 | : 真空(vacuum) |
| 断面積セット | : MGCL ⁷⁾ (JENDL-3 ⁸⁾ ベース)。エネルギー群構成をTable 3.2.1に示す。 |
| 材料組成 | : Table 3.2.2に示す。 |

炉心計算で使用した燃料要素部での核分裂スペクトルは以下の近似式から求めたものである。

$$\phi(E) = 0.453 \times e^{-E/0.965} \times \sinh(\sqrt{2.29E}) \quad \dots \dots \dots \quad (3.2.1)$$

3. 3 キャプセル計算

照射キャプセル構造をモデル化し、試料部の中性子スペクトルを求めた。それぞれのキャプセルの水平断面モデルをFig. 3.3.1に示す。

計算コード	: ANISN
計算体系	: 1次元無限円筒 (P3S8)
解法	: 固定中性子源問題 (ただし、外部繰り返し指定)
中性子源	: 照射キャプセル外表面のみに中性子源 (炉心スペクトル計算結果を使用)
外部境界条件	: 真空(vacuum)
断面積セット	: MGCL (JENDL-3ベース)
材料組成	: Table 3.3.1に示す。

B e 反射体領域第1層における照射孔の平均中性子スペクトルをFig.3.3.2に示す。キャプセル計算では、このスペクトルをキャプセル表面に固定中性子源として代入した。

3. 4 損傷計算

計算コード	: TENJIN-2 + NIHE
中性子束	: キャプセル計算結果の試料部スペクトル
断面積セット	: JENDL-3.2 + ENDF/B-VI ⁹ から編集

TENJIN2コードで使用する断面積はJENDL-3.1（ファイル形式：ENDF/B-V形式）を使用した。TENJIN2の断面積入力形式はENDF/B-IV形式である。そのためJENDL-3.1の形式変換（ENDF/B-V→ENDF/B-IV）は断面積編集コードCRECT-J5¹⁰により行った。弾性散乱断面積及び(n, γ)反応断面積の編集には断面積編集コードSUPERTOG-J3¹¹を使用し、エネルギー群構造はMGCL群構造（137群）に縮約した。その際の中性子スペクトルの重みとして、高速エネルギー領域に核分裂、中速エネルギー領域に $1/E$ 、熱エネルギー領域にマクスウェル分布を使った。計算で使用したはじき出ししきいエネルギーは、Fe, Cr Niとも40eVである^{12),13)}。一方、NIHEコードで用いる⁵⁸Ni(n, γ)⁵⁹Ni、⁵⁹Ni(n, α)⁵⁶Fe及び⁵⁹Ni捕獲断面積は、ENDF/B-VI及びJENDL-3.1から断面積編集コードSUPERTOG-J3により編集し、MGCL群構造（137群）に縮約した。断面積ENDF/B-VI（ENDF/B-VI形式）及びJENDL-3.1（ENDF/B-V形式）をSUPERTOG-J3で編集するためには断面積の形式をENDF/B-IV形式に変換する必要がある。そのため断面積の形式変換にはB6TO5¹⁴（ENDF/B-VI→ENDF/B-V形式）及びCRECT-J5（ENDF/B-V→ENDF/B-IV形式）を使用した。

4. 計算結果

4. 1 中性子束分布及び中性子スペクトル

3種類のキャップセルの内部の熱中性子束分布(中性子エネルギー0.68eV以下)をFig4.1.1に示す。

サーマルカットキャップセルはカドミウム製の中性子吸収材により、試料部の熱中性子束がノーマルキャップセルに比べて2桁以上減衰している。カドミウムは、 ^{113}Cd が大きな熱中性子吸収断面積をもつことから薄厚で十分な遮蔽が可能であるが、長期間照射による燃焼を考慮しても照射試験末期に ^{113}Cd が燃え尽きることがないような厚さにする必要がある。サーマルカットキャップセルのモデル化における必要なカドミウム厚さの決定は、Fig. 4.1.2に示すような仮定に基づいている。カドミウムを単位厚さ0.29mmの層に分割し、単位照射時間を12.5日（J M T R 0.5サイクル運転に相当）とした場合、カドミウム表面から入射する中性子による燃焼は3層目以降で無視できる。ここでは、一般的な燃焼計算のように変化した原子個数密度を再入力して単位照射時間の計算を繰り返すことを行わず、単位照射時間に実効的な厚さ減少を求める簡易法を採用した。12.5日照射で約0.16mmづつ ^{113}Cd の燃焼が進んでゆくことから、250日照射後（J M T R 10サイクル運転に相当）には表面から3.2mm厚さの領域の ^{113}Cd が喪失する。また、熱中性子束の変動（例えば熱中性子束が27%上昇すると250日で1.6mm燃焼が進む）及び250日照射直後においても熱中性子減衰を2桁以上確保するための残存厚さが必要となることから、最低でも4.8mm確保すべきである。仮定に起因する誤差を考慮し、設計余裕として1.0 mm追加して、200日照射のためのドミウム厚さを5.8 mmとした。

熱中性子トラップキャップセルは、キャップセル外径の寸法制限のためグラファイトの厚さを十分にとることはできないが、ノーマルキャップセルに比べて熱中性子束が約5割増加している。このことは、グラファイトによる中性子の減速効果に加えて、グラファイトと交代した材料（特に試料近傍の鉄）との中性子吸収が相対的に減少した効果も大きく影響している。

Fig4.1.3に示すように、試料部の高速及び中速中性子スペクトルについては、3種類のキャップセルによる照射に違いは見られない。試料部の熱中性子エネルギー領域のマックスウェル分布部分についてはそれぞれのキャップセルのスペクトル調整効果が顕著に現れている。サーマルカットキャップセルの試料部の熱中性子スペクトルは急激に減衰しており、0.50-0.68eV付近の減衰率が熱中性子遮蔽能力を規定している。なお、0.025eVにおける熱中性子束は、約10桁減衰している。また、サーマルトラップキャップセルの試料部の熱中性子スペクトルは、ノーマルキャップセルと同じようなマックスウェル分布形状を保持した状態で増加している。

4. 2 ヘリウム生成量と d p a

ヘリウム生成量の推移をFig4.2.1に、200日照射した時点のヘリウム生成量をTable 4.2.1に示す。

304ステンレス鋼の構成元素(Fe, Cr, Ni)の直接反応によるヘリウム生成量は高速中性子反応が支配的であるため、全てのキャップセルとも0.55 appmと等しい。ただし、ヘリウム生成量全体に対する寄与率は、サーマルカットキャップセルで40%であり、ノーマルキャップセルで5.5%、サーマルトラップキャップセルで2.3%とスペクトル調整に応じて大きく異なっている。

不純物元素の直接反応によるヘリウム生成量はBの熱中性子反応 $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ の寄与が大きく、ノーマルキャップセルやサーマルトラップキャップセルでは ^{10}B はほぼ完全に燃焼しており、ヘリウム生成量は初期 ^{10}B の含有量と等しい値にまで達している。サーマルカットキャップセルでは、 ^{10}B は約30%程度の燃焼度にとどまっている。その他の不純物元素C、N、Sによるヘリウム生成量は多くはないが、構成元素であるCrによるヘリウム生成量に比べて無視できない値となっている。特にサーマルカットキャップセルでは不純物元素C、N、Sによる寄与はヘリウム生成量全体の約10%に、Bを含む不純物全体による寄与は約60%に達している。サーマルトラップキャップセルではサーマルカットキャップセルの256倍のヘリウムがNiの2段反応 $^{58}\text{Ni}(\text{n}, \gamma)^{59}\text{Ni}(\text{n}, \alpha)^{56}\text{Fe}$ により生成される。このように大きな差が生じる原因是、2段反応が主に熱中性子で起こること、さらに反応の推移が熱中性子照射量に対し指数的に増加してゆくことによる。

一方、含有元素別のd p a割合はその含有率（原子個数密度）に比例することから、構成元素の直接反応が支配的である。Niの2段反応によるd p a、すなわち $^{59}\text{Ni}(\text{n}, \alpha)^{56}\text{Fe}$ 反応によるはじき出しは以下の式¹⁵⁾から算出すると、最も大きくなる熱中性子トラップキャップセルでも0.037であり、構成元素のd p aの2%以下である。

$$\text{dpa} = 5.67 \times 10^{-4} \times \text{He appm} \quad \dots \dots \quad (4.2.1)$$

なお、その他の反応による寄与は非常に小さいことから無視した。

サーマルカットキャップセルとサーマルトラップキャップセルの結果からJ M T Rにおけるヘリウム生成量制御範囲を求めるとき、1.4~24appm(8 cycle照射, 2.0 dpa)とであり、He/dpa比は0.7から12である。

4. 3 原子炉に与える影響

3種類のキャップセルのうち、特にサーマルカットキャップセルは強い中性子吸収体となるため炉心全体の熱中性子束分布に影響を与える可能性がある。この影響が大きな場合、J M T R燃料要素のホットスポットファクタが変化すること及びJ M T Rに装荷された他のキャップセルの照射条件を阻害すること等の問題が生

じる。そこで、J M T Rの運転計画にも使用されている核計算システム（セル計算は衝突確立法S R A C—P I J¹⁵、炉心計算は拡散コードC I T A I O N¹⁶）を用いて計算を実施した。Table 4.3.1に示すように、サーマルカットキャップセル装荷に伴うM T R燃料要素のホットスポットファクタが変化は10%以下であり、最も厳しい燃料要素のホットスポットファクタは4%増加し、2.60となった。この値は上限値3.14に対して十分低く、何ら安全性を損なうものではない。炉心全体の熱中性子束分布はサーマルカットキャップセルに隣接する照射孔を除けば±5%以内であり、有意な影響を与えないことが確認できた。また、キャップセル自体がもつ反応度は0.46%Δk/kであった。なお、カドミウムの燃焼による反応度変化は、反応度価値が遮蔽体表面積に依存すること及び遮蔽体表面のみがゆっくりと燃焼することから運転中の変化は非常に小さくなり、無視することができる。

5. 結論

J M T Rにおける中性子スペクトル調整照射に関する検討の一環として、一定照射量(dpa)に対するヘリウム生成量制御範囲に対する検討を実施した。核計算の結果、304ステンレス鋼の照射試験を行う場合、熱中性子スペクトルを調整した複数の照射を組み合わせることにより、一定の照射量(2 dpa)に対して1.4~24appm(200日照射, 2.0 dpa)のヘリウム生成量制御が可能であることがわかった。この検討結果から、ニッケルを含む材料に対する高度な照射試験により、異なるヘリウム生成量に対する照射データが得られ、材料試験炉を用いたヘリウム効果に注目した照射研究の可能性が明らかとなった。

ただし、制御方法として $^{58}\text{Ni}(n, \gamma)^{59}\text{Ni}(n, \alpha)^{56}\text{Fe}$ 反応を利用しているために、ヘリウム生成量制御範囲は熱中性子照射量に強く依存する。また、中性子吸収材をもつ照射キャップセルでは、304ステンレス鋼の不純物からのヘリウム生成量を6割ほど過小評価することになるため、正確に不純物を考慮することが必要である。中性子減速材をもつ照射キャップセルでは $^{58}\text{Ni}(n, \gamma)^{59}\text{Ni}(n, \alpha)^{56}\text{Fe}$ 反応によるヘリウム生成量の寄与が約9割に達する。以上の理由から、照射試験を実施にあたってはさらに詳細な予測計算を行う必要がある。

謝 辞

本報告書をまとめるにあたって、小山田六郎材料試験炉部長、新保利定同部次長及び鶴田晴通同部照射第2課長に御指導いただいた。TENJIN2の使用に関しては燃料・材料工学部照射解析研究室の有賀武夫氏に、核データライブラリの使用に関しては核データセンターの中川康雄氏に有益な御助言をいただいた。また、中性子スペクトル計算及び計算機の使用に関しては材料試験炉部計画課の小向文作氏に、キャップセルのモデル化に関しては同部照射第1課の板橋行夫氏及び雨澤博男氏に御協力いただいた。以上、記して謝意を表します。

じる。そこで、J M T Rの運転計画にも使用されている核計算システム（セル計算は衝突確立法S R A C – P I J¹⁵、炉心計算は拡散コードC I T A I O N¹⁶）を用いて計算を実施した。Table 4.3.1に示すように、サーマルカットキャップセル装荷に伴うM T R燃料要素のホットスポットファクタが変化は10%以下であり、最も厳しい燃料要素のホットスポットファクタは4%増加し、2.60となった。この値は上限値3.14に対して十分低く、何ら安全性を損なうものではない。炉心全体の熱中性子束分布はサーマルカットキャップセルに隣接する照射孔を除けば±5%以内であり、有意な影響を与えないことが確認できた。また、キャップセル自体がもつ反応度は0.46%Δk/kであった。なお、カドミウムの燃焼による反応度変化は、反応度価値が遮蔽体表面積に依存すること及び遮蔽体表面のみがゆっくりと燃焼することから運転中の変化は非常に小さくなり、無視することができる。

5. 結論

J M T Rにおける中性子スペクトル調整照射に関する検討の一環として、一定照射量（dpa）に対するヘリウム生成量制御範囲に対する検討を実施した。核計算の結果、304ステンレス鋼の照射試験を行う場合、熱中性子スペクトルを調整した複数の照射を組み合わせることにより、一定の照射量（2 dpa）に対して1.4~24appm（200日照射、2.0 dpa）のヘリウム生成量制御が可能であることがわかった。この検討結果から、ニッケルを含む材料に対する高度な照射試験により、異なるヘリウム生成量に対する照射データが得られ、材料試験炉を用いたヘリウム効果に注目した照射研究の可能性が明らかとなった。

ただし、制御方法として $^{58}\text{Ni}(n, \gamma)^{59}\text{Ni}(n, \alpha)^{56}\text{Fe}$ 反応を利用しているために、ヘリウム生成量制御範囲は熱中性子照射量に強く依存する。また、中性子吸収材をもつ照射キャップセルでは、304ステンレス鋼の不純物からのヘリウム生成量を6割ほど過小評価することになるため、正確に不純物を考慮することが必要である。中性子減速材をもつ照射キャップセルでは $^{58}\text{Ni}(n, \gamma)^{59}\text{Ni}(n, \alpha)^{56}\text{Fe}$ 反応によるヘリウム生成量の寄与が約9割に達する。以上の理由から、照射試験を実施にあたってはさらに詳細な予測計算を行う必要がある。

謝 辞

本報告書をまとめるにあたって、小山田六郎材料試験炉部長、新保利定同部次長及び鶴田晴通同部照射第2課長に御指導いただいた。TENJIN2の使用に関しては燃料・材料工学部照射解析研究室の有賀武夫氏に、核データライブラリの使用に関しては核データセンターの中川康雄氏に有益な御助言をいただいた。また、中性子スペクトル計算及び計算機の使用に関しては材料試験炉部計画課の小向文作氏に、キャップセルのモデル化に関しては同部照射第1課の板橋行夫氏及び雨澤博男氏に御協力いただいた。以上、記して謝意を表します。

じる。そこで、J M T Rの運転計画にも使用されている核計算システム（セル計算は衝突確立法S R A C – P I J¹⁵、炉心計算は拡散コードC I T A I O N¹⁶）を用いて計算を実施した。Table 4.3.1に示すように、サーマルカットキャップセル装荷に伴うM T R燃料要素のホットスポットファクタが変化は10%以下であり、最も厳しい燃料要素のホットスポットファクタは4%増加し、2.60となった。この値は上限値3.14に対して十分低く、何ら安全性を損なうものではない。炉心全体の熱中性子束分布はサーマルカットキャップセルに隣接する照射孔を除けば±5%以内であり、有意な影響を与えないことが確認できた。また、キャップセル自体がもつ反応度は0.46%Δk/kであった。なお、カドミウムの燃焼による反応度変化は、反応度価値が遮蔽体表面積に依存すること及び遮蔽体表面のみがゆっくりと燃焼することから運転中の変化は非常に小さくなり、無視することができる。

5. 結論

J M T Rにおける中性子スペクトル調整照射に関する検討の一環として、一定照射量（dpa）に対するヘリウム生成量制御範囲に対する検討を実施した。核計算の結果、304ステンレス鋼の照射試験を行う場合、熱中性子スペクトルを調整した複数の照射を組み合わせることにより、一定の照射量（2 dpa）に対して1.4~24appm（200日照射、2.0 dpa）のヘリウム生成量制御が可能であることがわかった。この検討結果から、ニッケルを含む材料に対する高度な照射試験により、異なるヘリウム生成量に対する照射データが得られ、材料試験炉を用いたヘリウム効果に注目した照射研究の可能性が明らかとなった。

ただし、制御方法として⁵⁸Ni(n, γ)⁵⁹Ni(n, α)⁵⁶Fe反応を利用しているために、ヘリウム生成量制御範囲は熱中性子照射量に強く依存する。また、中性子吸収材をもつ照射キャップセルでは、304ステンレス鋼の不純物からのヘリウム生成量を6割ほど過小評価することになるため、正確に不純物を考慮することが必要である。中性子減速材をもつ照射キャップセルでは⁵⁸Ni(n, γ)⁵⁹Ni(n, α)⁵⁶Fe反応によるヘリウム生成量の寄与が約9割に達する。以上の理由から、照射試験を実施にあたってはさらに詳細な予測計算を行う必要がある。

謝 辞

本報告書をまとめるにあたって、小山田六郎材料試験炉部長、新保利定同部次長及び鶴田晴通同部照射第2課長に御指導いただいた。TENJIN2の使用に関しては燃料・材料工学部照射解析研究室の有賀武夫氏に、核データライブラリの使用に関しては核データセンターの中川康雄氏に有益な御助言をいただいた。また、中性子スペクトル計算及び計算機の使用に関しては材料試験炉部計画課の小向文作氏に、キャップセルのモデル化に関しては同部照射第1課の板橋行夫氏及び雨澤博男氏に御協力いただいた。以上、記して謝意を表します。

参考文献

- 1) L.K.MANSUR, et al. : " Mechanical Property Changes Induced in Structural Alloys by Neutron Irradiations with Different Helium to Displacement Ratios ", Journal of Nuclear Materials 155-157, P130-147 (1988)
- 2) K.KOYAMA, et al. : " ANISN-JR, A One Dimensional Discrete Ordinates Code for Neutron and Gamma-ray Transport Calculations ", JAERI- M6954,(1977)
- 3) 曽根和穂、白石健介："原子炉材料の中性子照射損傷計算プログラム（計算コード:TENJIN1）", JAERI-6103 ,(1975)
- 4) L.R.Greenwood : " A New Calculation of Thermal Neutron Damage and Helium Production in Nickel ",Journal of Nuclear Materials 115 p.137-142 ,(1983)
- 5) 長尾美春、他：" J M T R における中性子スペクトル調整照射の核的検討－核融合炉条件模擬照射の可能性－", JAERI-TECH 95-006, (1995)
- 6) T.Nakagawa, et al. : " Curves and Tables of Neutron Cross Sections - Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version 3 - ", JAERI-M 90-099 (1990)
- 7) Y.Naito, et al. : " MGCL-PROCESSOR : A Computer Code System for Processing Multi-group Constants Library MGCL ", JAERI-M9396, (1981)
- 8) K.Shibata, et al. : " Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version-3 ", JAERI 1319 (1990)
- 9) BNL/National Nuclear Data Center: ENDF/B-VI, (1991)
- 10) 中川康雄：私信
- 11) Y.TAJI, et al. : " SUPERTOG-JR, A Code Generating Transport Group Constants, Energy Deposition Coefficients and Atomic Displacements Constants with ENDF/B ", JAERI-M6935, (1987)
- 12) 有賀武夫：私信
- 13) NUCLEAR DATA. Section A, (1967)
- 14) 中川康雄：私信
- 15) D.W.Kneff, et al. : "Helium Production in Mixed-Spectrum Fission Reactors", CONF-870501--. 798 P. P. 515-521., (1989)
- 16) K.Tsuchihashi, et al.: "Revised SRAC Code system", JAERI-1302, (1986)
- 17) T.B.Fowler, et al.: "Nuclear Reactor Core Analysis Code; CITATION", ORNL-TM-2496, (1969)

Table 2.1 Atomic Number Density of 304 Stainless Steel

Element	Mass Number	Contents		Atomic Number Density ($\times 10^{24}$ atom/cm 3)
		(wt-%)	(at-%)	
C	12.011	0.4700%	2.2110%	1.838E-03
Si	28.086	0.5400%	1.0863%	9.033E-04
Mn	54.938	0.7800%	0.8022%	6.670E-04
P	30.974	0.0240%	0.0438%	3.640E-05
S	32.066	0.0030%	0.0053%	4.395E-06
Cu	63.546	0.0900%	0.0800%	6.654E-05
Ni	58.690	9.0800%	8.7415%	7.269E-03
Cr	51.996	18.5200%	20.1250%	1.673E-02
Nb	92.906	0.0200%	0.0122%	1.011E-05
V	50.942	0.0800%	0.0887%	7.378E-05
N	14.007	0.0340%	0.1372%	1.140E-04
Co	58.933	0.0500%	0.0479%	3.986E-05
B	10.811	0.0002%	0.0010%	8.691E-07
Fe	55.847	70.3088%	71.1335%	5.915E-02

Table 3.1.1 Helium Production by Impurities in 304 Stainless Steel
 (rough estimation for normal design capsule)

Element	Content (at-%)	He Production X-section (b)			He Production	
		Maxwell Ave.	Fiss.Ave.	by thermal fraction	(appm)	by first fraction
C	2.2110%	-	1.22E-03	-	2.11E-02	3.23%
Si	1.0863%	-	1.83E-09	-	1.55E-08	0.00%
Mn	0.8022%	-	1.27E-04	-	7.95E-04	0.12%
P	0.0438%	-	2.44E-03	-	8.36E-04	0.13%
S	0.0053%	7.92E-03	7.71E-02	1.11E-03	0.05%	3.18E-03
	0.0800%	-	3.90E-04	-	2.44E-04	0.04%
Cu	8.7415%	-	4.45E-03	-	3.04E-01	46.47%
Ni	20.1250%	-	1.42E-04	-	2.23E-02	3.42%
Cr	0.0122%	-	1.21E-04	-	1.15E-05	0.00%
Nb	0.0887%	-	3.52E-05	-	2.44E-05	0.00%
V	0.1372%	-	8.41E-02	-	9.01E-02	13.79%
N	0.0479%	-	1.65E-04	-	6.19E-05	0.01%
Co	0.0010%	3.40E+03	4.36E-01	2.06E+00	99.95%	3.56E-03
B	71.1335%	-	3.73E-04	-	2.08E-01	31.75%
Total			2.06E+00	100.00%	6.54E-01	100.00%

Table 3.2.1 Neutron Energy Group Structure of MGCL

Group	Upper Energy [eV]	Group	Upper Energy [eV]	Group	Upper Energy [eV]
1	1.65E+07	51	3.18E+04	101	6.83E-01
2	1.46E+07	52	2.81E+04	102	6.02E-01
3	1.28E+07	53	2.48E+04	103	5.32E-01
4	1.13E+07	54	2.19E+04	104	4.69E-01
5	1.00E+07	55	1.93E+04	105	4.13E-01
6	8.83E+06	56	1.70E+04	106	3.89E-01
7	7.79E+06	57	1.50E+04	107	3.65E-01
8	6.87E+06	58	1.17E+04	108	3.42E-01
9	6.07E+06	59	9.12E+03	109	3.20E-01
10	5.35E+06	60	7.10E+03	110	2.98E-01
11	4.72E+06	61	5.53E+03	111	2.77E-01
12	4.17E+06	62	4.31E+03	112	2.57E-01
13	3.68E+06	63	3.35E+03	113	2.37E-01
14	3.25E+06	64	2.61E+03	114	2.19E-01
15	2.87E+06	65	2.03E+03	115	2.01E-01
16	2.53E+06	66	1.58E+03	116	1.84E-01
17	2.23E+06	67	1.23E+03	117	1.67E-01
18	1.97E+06	68	9.61E+02	118	1.52E-01
19	1.74E+06	69	7.49E+02	119	1.37E-01
20	1.53E+06	70	5.83E+02	120	1.23E-01
21	1.35E+06	71	4.54E+02	121	1.10E-01
22	1.19E+06	72	3.54E+02	122	9.71E-02
23	1.05E+06	73	2.75E+02	123	8.53E-02
24	9.30E+05	74	2.14E+02	124	7.43E-02
25	8.21E+05	75	1.67E+02	125	6.40E-02
26	7.24E+05	76	1.30E+02	126	5.45E-02
27	6.39E+05	77	1.01E+02	127	4.58E-02
28	5.64E+05	78	7.89E+01	128	3.78E-02
29	4.98E+05	79	6.14E+01	129	3.06E-02
30	4.39E+05	80	4.79E+01	130	2.42E-02
31	3.88E+05	81	3.73E+01	131	1.85E-02
32	3.42E+05	82	2.90E+01	132	1.35E-02
33	3.02E+05	83	2.26E+01	133	9.88E-03
34	2.66E+05	84	1.76E+01	134	5.98E-03
35	2.35E+05	85	1.37E+01	135	3.34E-03
36	2.08E+05	86	1.07E+01	136	1.47E-03
37	1.83E+05	87	8.32E+00	137	3.52E-04
38	1.62E+05	88	6.48E+00	138	3.31E-05
39	1.43E+05	89	5.04E+00		
40	1.26E+05	90	3.93E+00		
41	1.11E+05	91	3.06E+00		
42	9.80E+04	92	2.38E+00		
43	8.65E+04	93	1.86E+00		
44	7.64E+04	94	1.64E+00		
45	6.74E+04	95	1.45E+00		
46	5.95E+04	96	1.28E+00		
47	5.25E+04	97	1.13E+00		
48	4.63E+04	98	9.93E-01		
49	4.09E+04	99	8.76E-01		
50	3.61E+04	100	7.73E-01		

Table 3.2.2 Atomic Number Density for Core Calculation in the JMTR

Nuclide	Fuel Region	Be Reflector Region	Al Reflector Region	Water Region
H-1	4.0069E-02	5.9750E-03	4.3110E-03	6.5946E-02
Be-9		1.1180E-01		
C-12	2.0034E-02	2.9880E-03	2.1550E-03	3.2973E-02
O-16	2.0579E-02		5.6370E-02	
Al-27	8.0098E-04			
Si-nat.	1.2119E-06			
Cd-nat.	2.3505E-04			
U-235	9.4305E-04			
U-238				[x10 ⁻²⁴ atom/cm ³]

Table 3.3.1 Atomic Number Density for Capsule Calculation

Nuclide	304SS	Fe	Al	Water	He	Be	Graphite	Cd
H-1				6.5946E-02	1.0000E-05	1.2287E-1		
He-4						9.0847E-02		
Be-9								
C-12				3.2973E-02				
O-16				6.0229E-02				
Al-27								
Cr-nat.	1.7603E-03							
Fe-nat.	5.8901E-02	8.4767E-02						
Ni-nat.	7.7997E-03							
Cd-nat.								4.6304E-02
$[\times 10^{-24} \text{ atom/cm}^3]$								

Table 4.2.1 Helium production and dpa of 304Stainless Steel
(200day irradiation at position K-11)

Reaction	Nuclide	He appm		dpa
		Thermal Cut-off Capsule	Normal Designed Capsule	
Direct	Fe	0.208	0.207	1.420
	Cr	0.022	0.022	0.425
	Ni	0.327	0.327	0.143
	B	0.634	2.060	-
	C	0.020	0.020	0.020
	N	0.107	0.108	0.108
	S	0.006	0.007	0.007
				-
2-step	Ni	0.083	7.159	21.230
Total		1.407	9.911	23.982
				1.988

*) very small amount (He appm=21.2 by Ni 2 step reaction, dpa=0.037)

Table 4.3.1 Effect of Thermal Cut-off Capsule on Reactor Operation

Neutron Flux Change		
Fast Neutron (>1.0MeV)		
Neighbors	-11% max	
Others	$\pm 5\%$	
Thermal neutron (<0.68eV)		
Neighbors	-28% max	
Others	$\pm 5\%$	
Safety on Critical Fuel Element (F-8)		
Hot Spot Factor	2.60 *	
Increase rate by Thermal Cut Capsule	4%	
Reactivity of Capsule		
Compared with Beryllium Plag	-0.46 % $\Delta k/k$	

*: Allowable Limit = 3.14

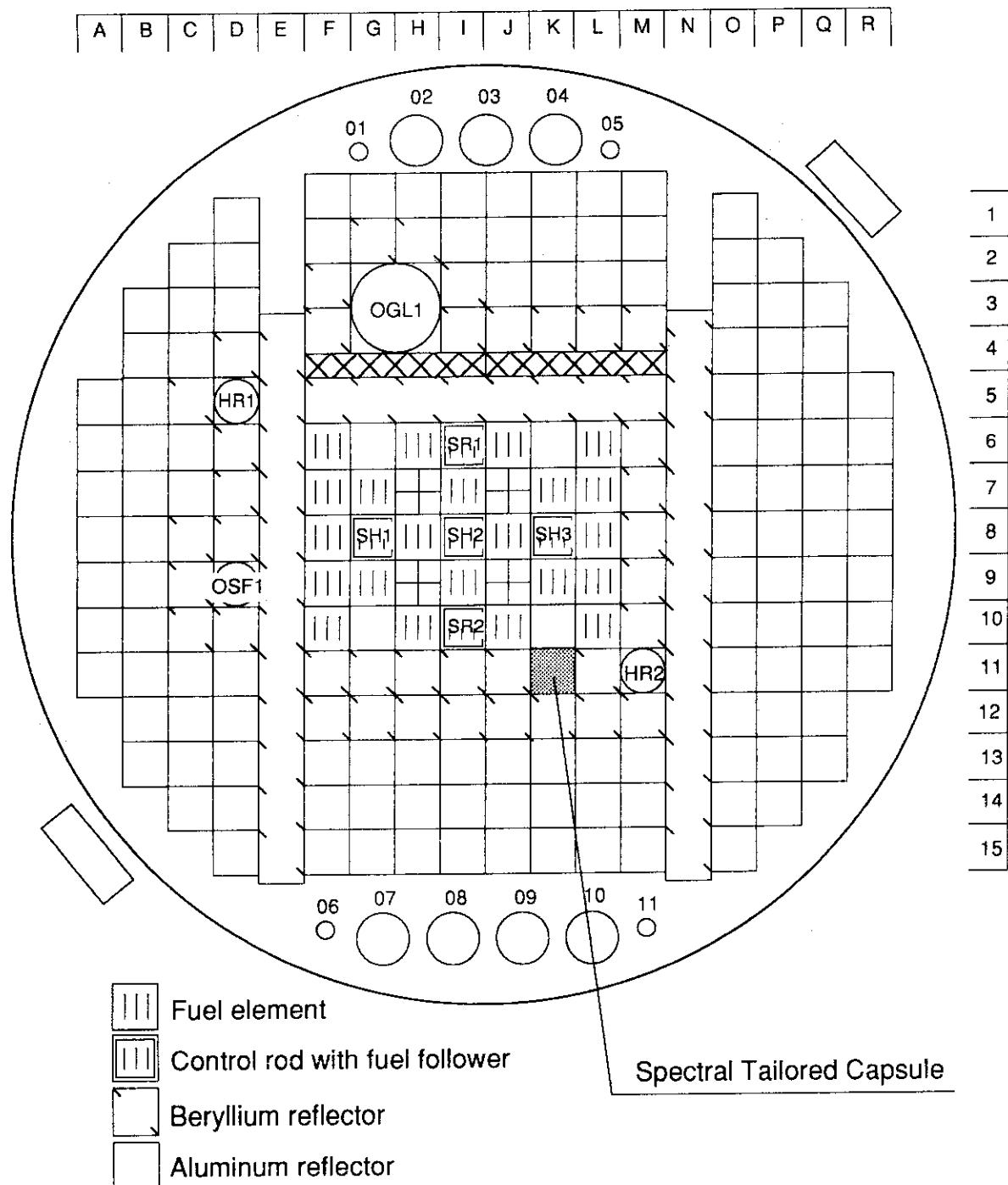


Fig. 2.1 Reactor Core Configuration of JMTR

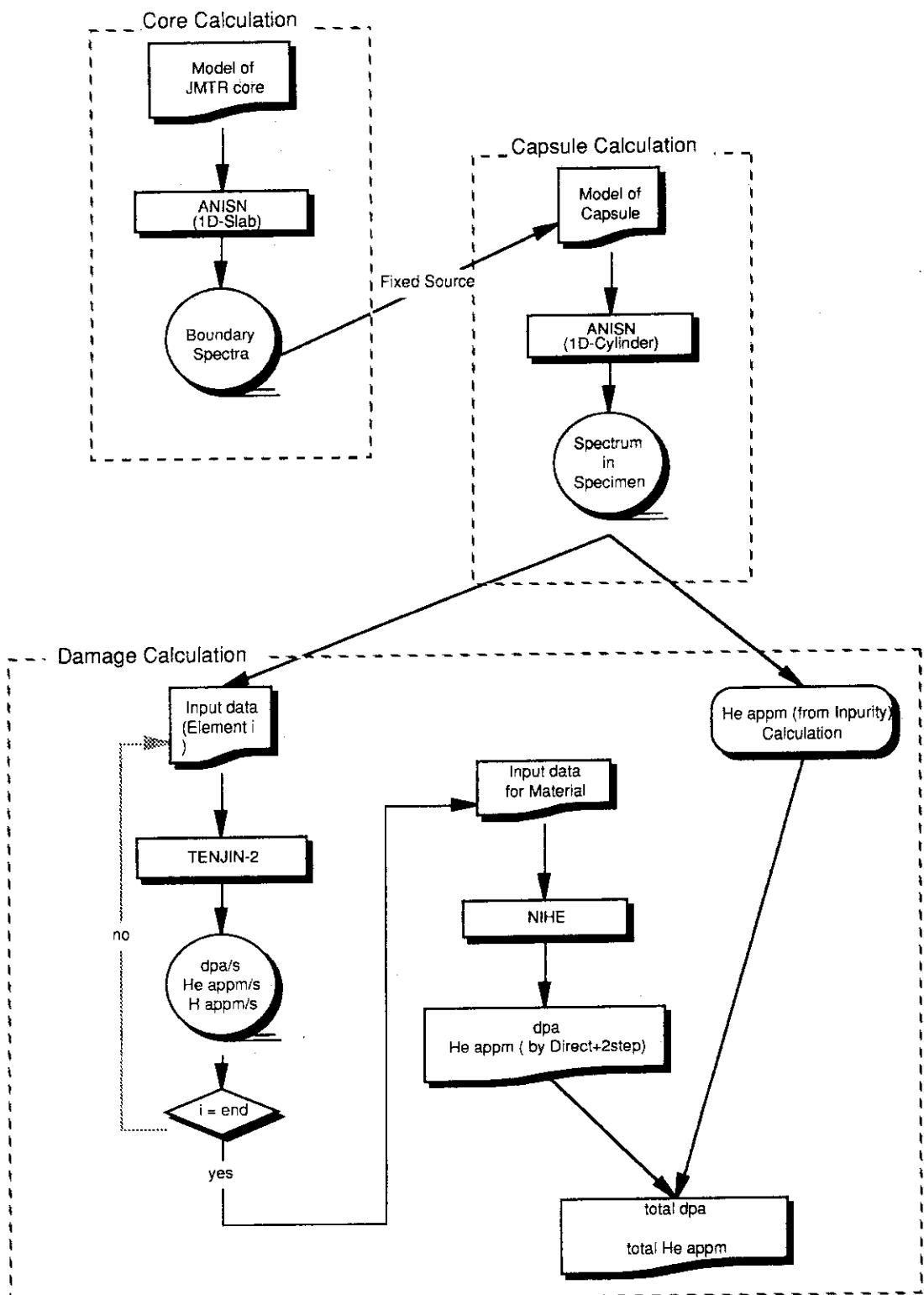


Fig 3.1.1 Flow of Neutronics Calculations

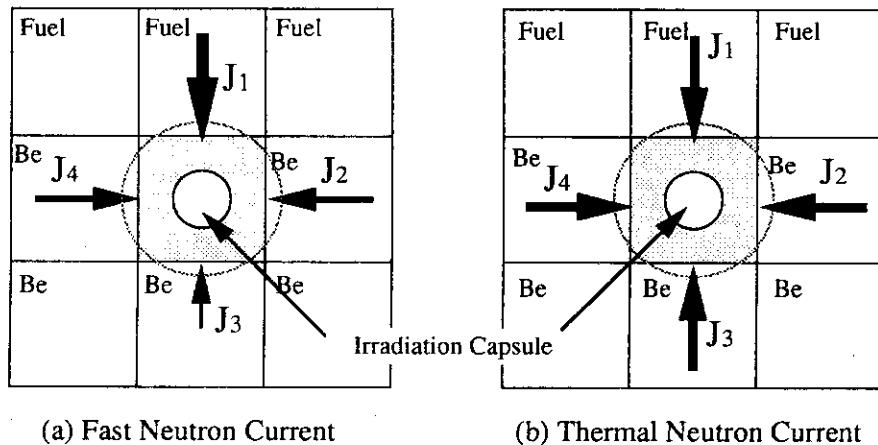


Fig. 3.1.2 Neutron Current into Irradiation Capsule

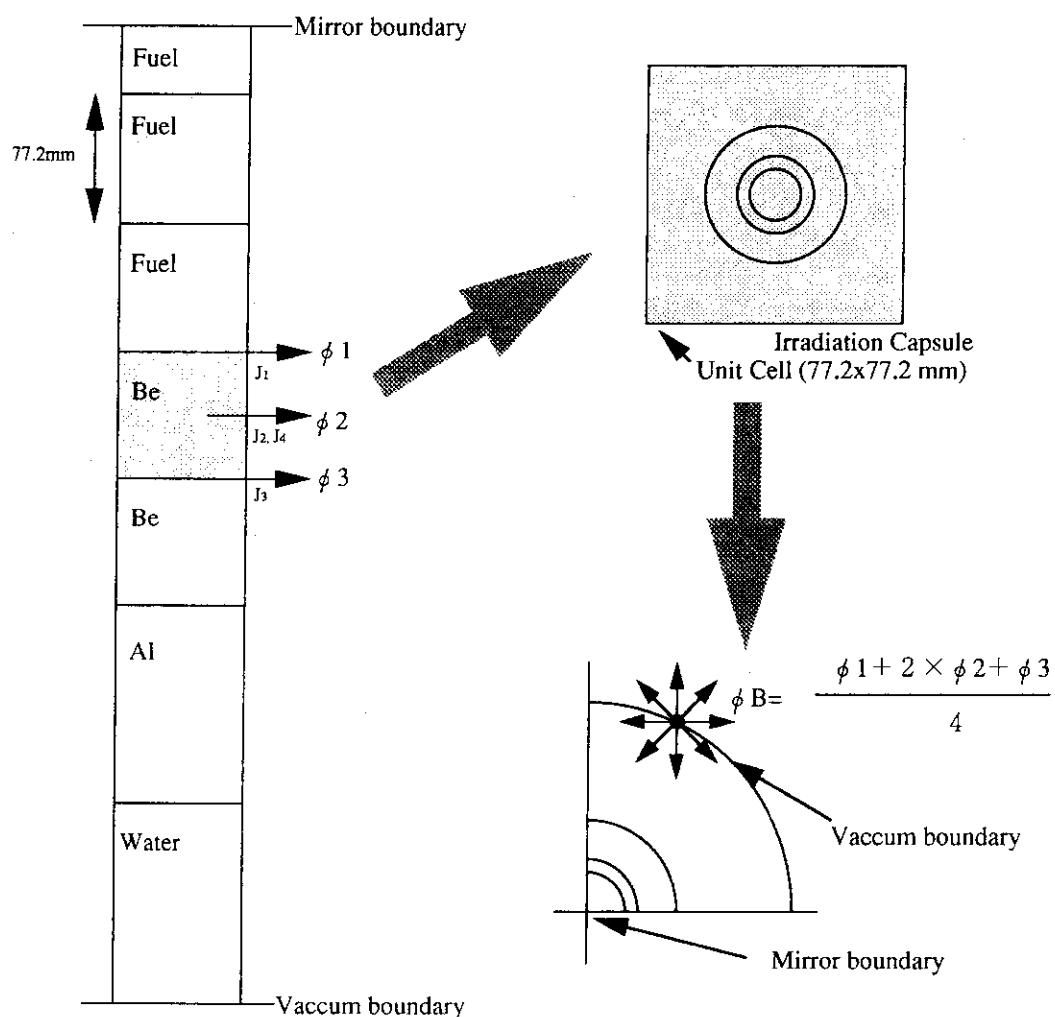


Fig. 3.1.3 Combination of Neutron Spectra Calculations

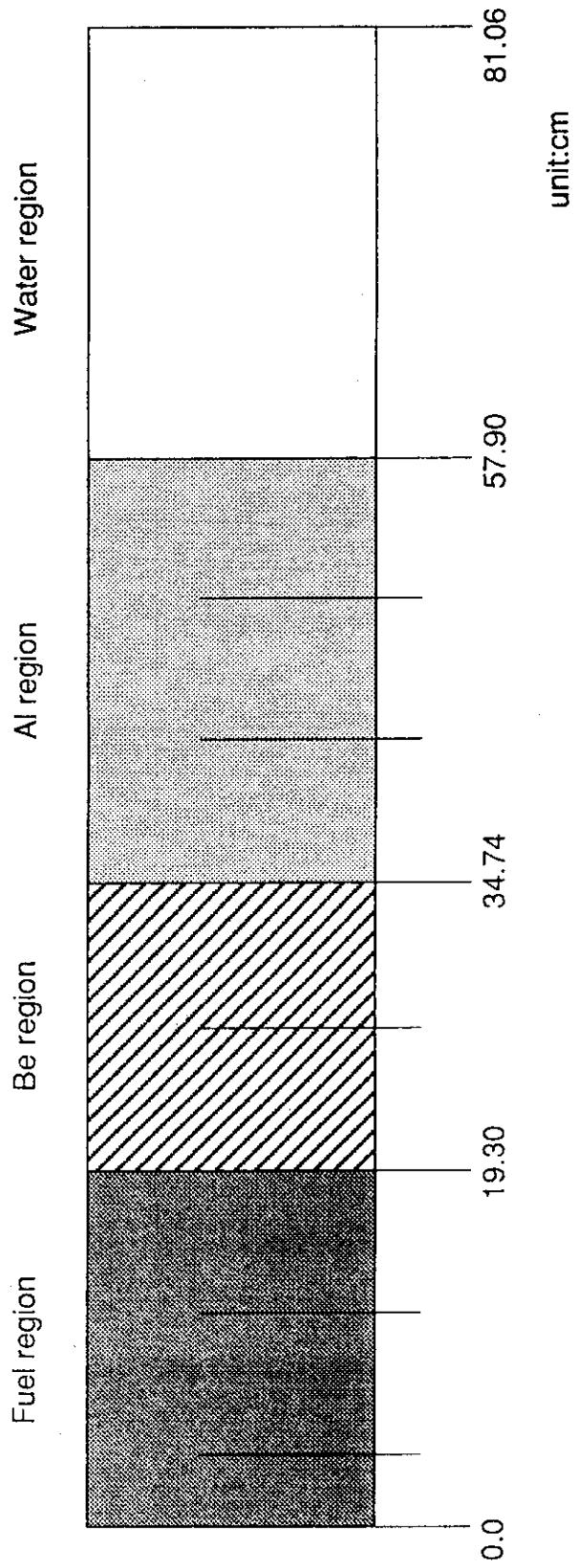


Fig. 3.2.1 Calculation Model of JMTR Core (ANISN, 1-D Slab)

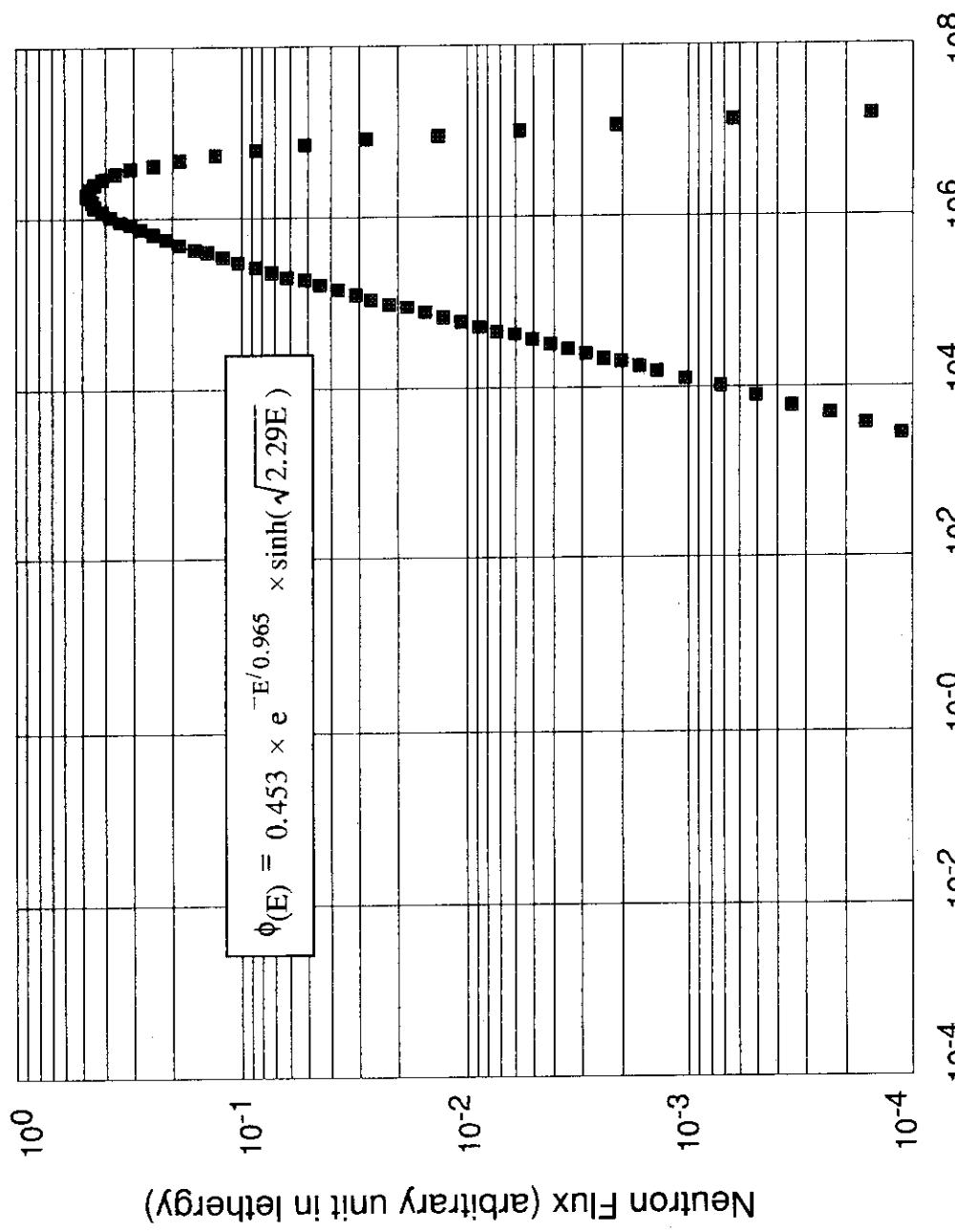
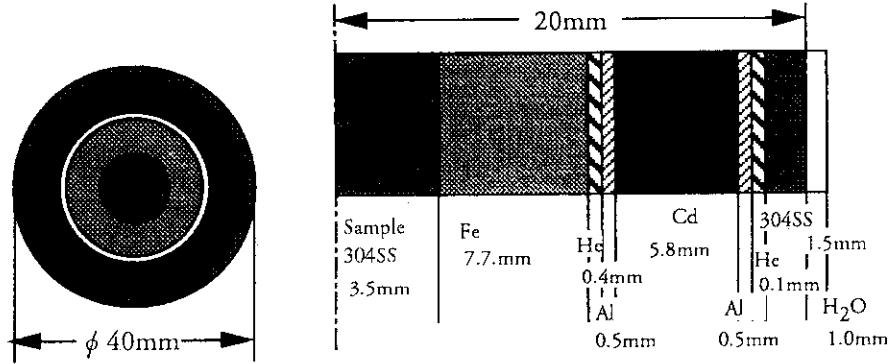
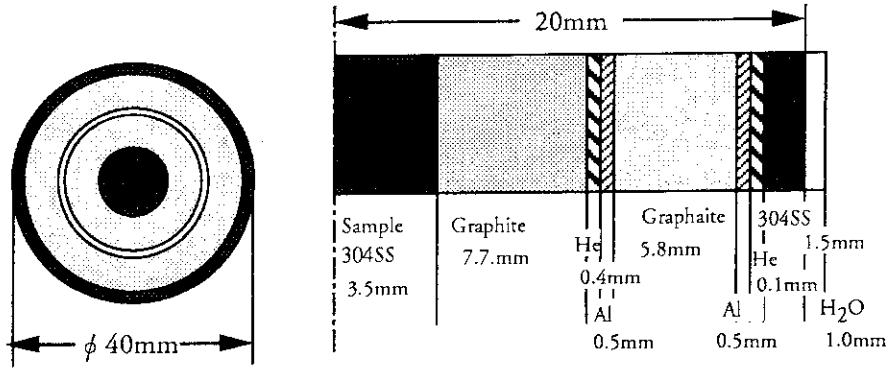


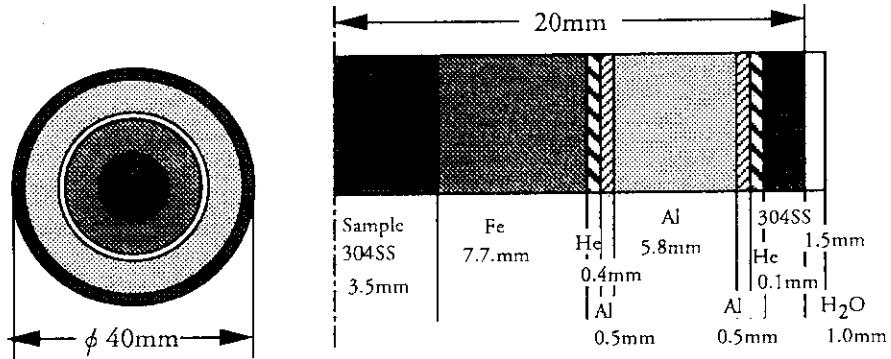
Fig. 3.2.2 Fission Spectrum



(a) Thermal Cut-off Capsule



(b) Thermal Trapping Capsule



(c) Normal Designed Capsule

Fig. 3.3.1 Calculation Model of Spectrul Tailored Capsule
(ANISN, 1-D Cylinder)

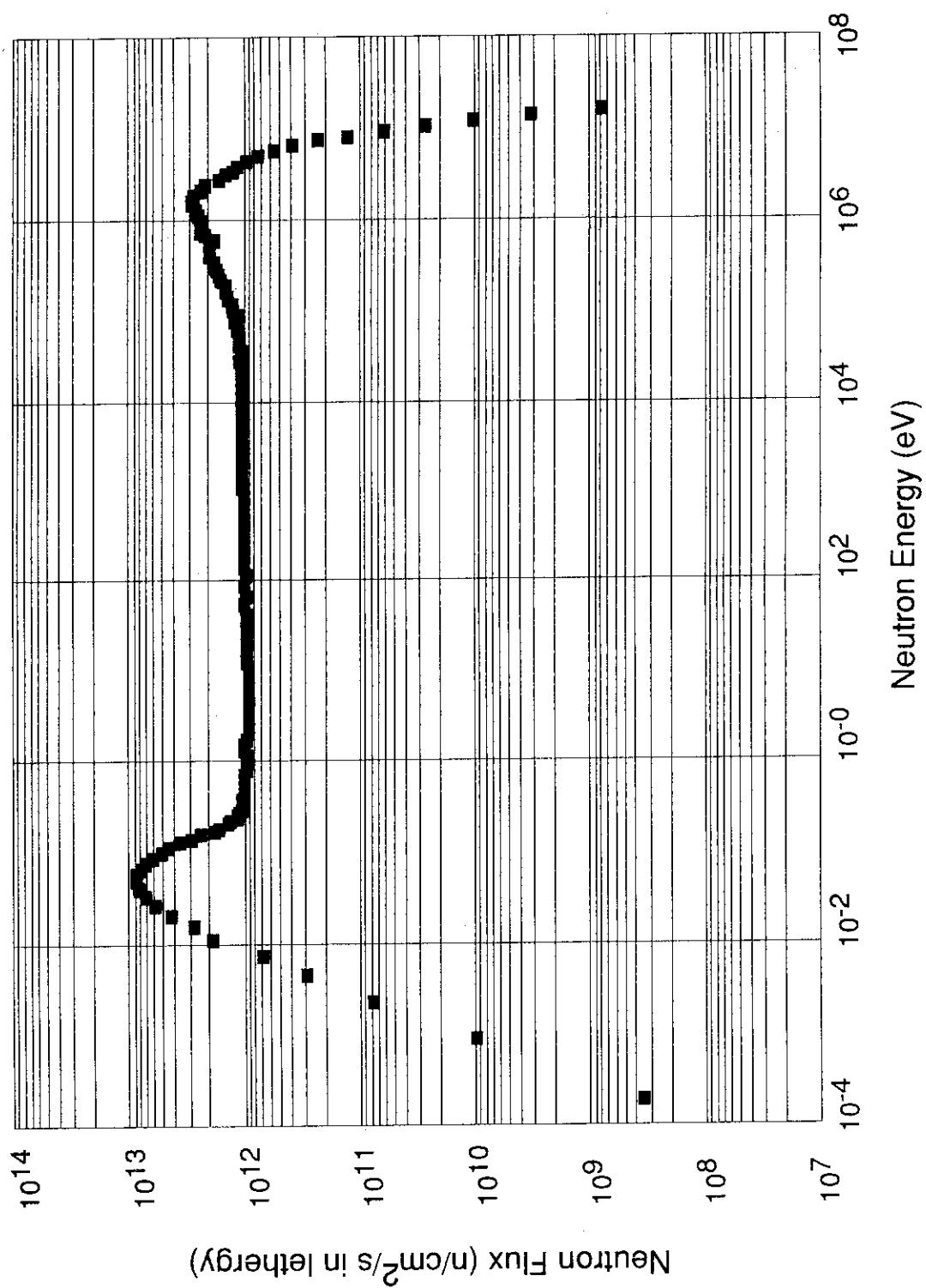


Fig. 3.3.2 Averaged Neutron Spectrum at Irradiation Hole
(in Beryllium Reflector No.1 region of JMTR)

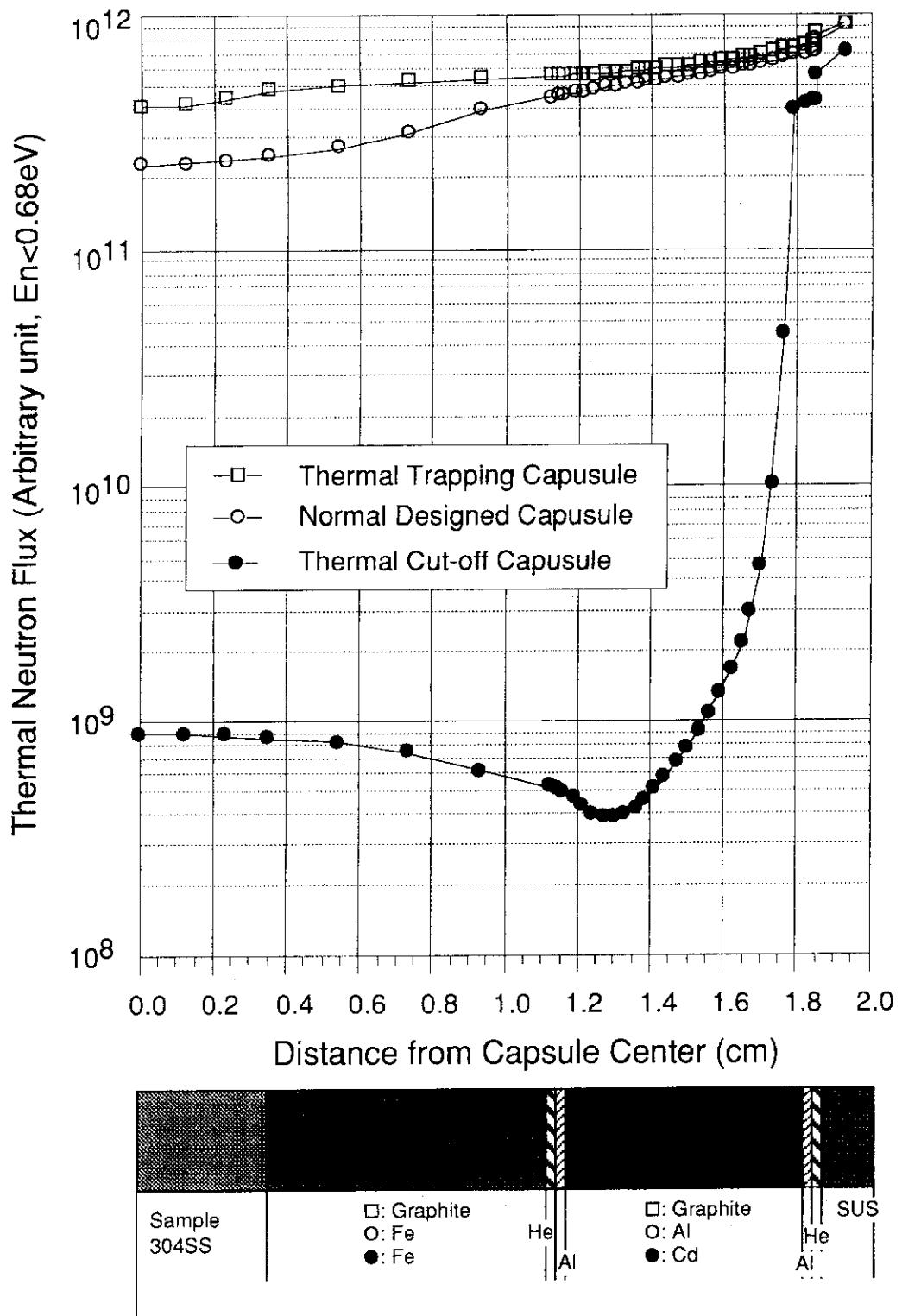


Fig. 4.1.1 Radial Distribution of Thermal Flux in Spectrum Tailored Capsule

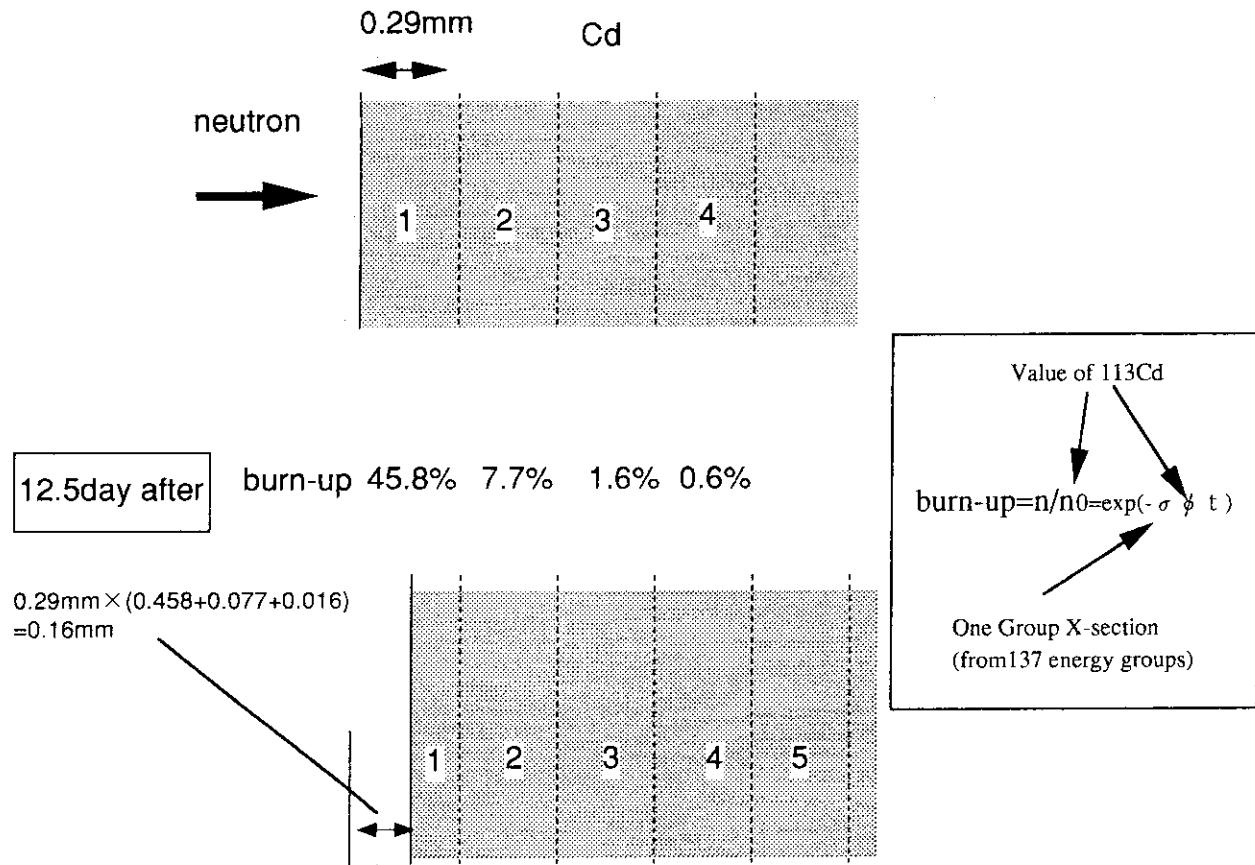


Fig. 4.1.2 Rough Estimation on Required Thickness of Cadmium for 200-Day Irradiation

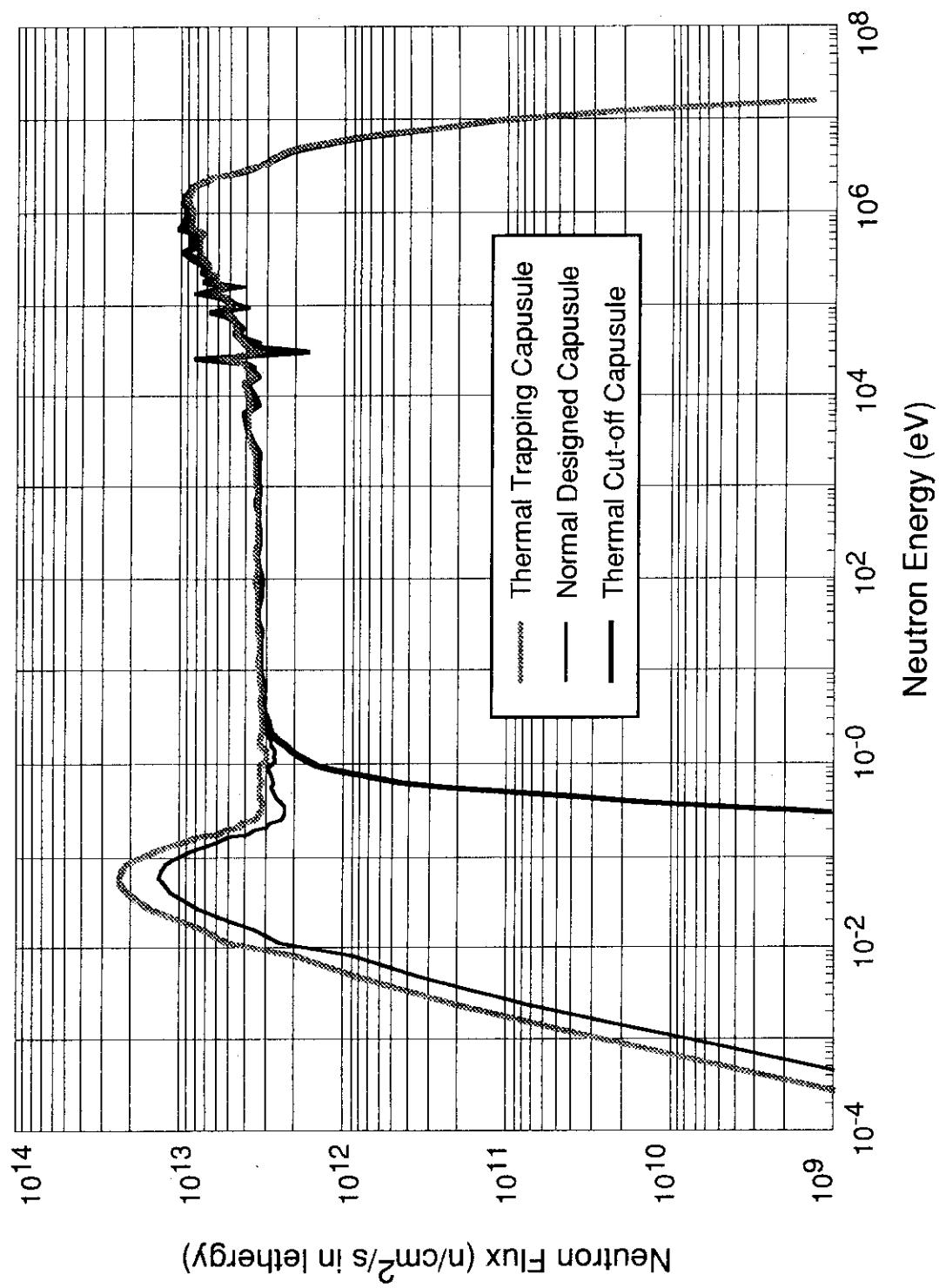


Fig. 4.1.3 Neutron Spectrum in 304 Stainless Steel Specimen

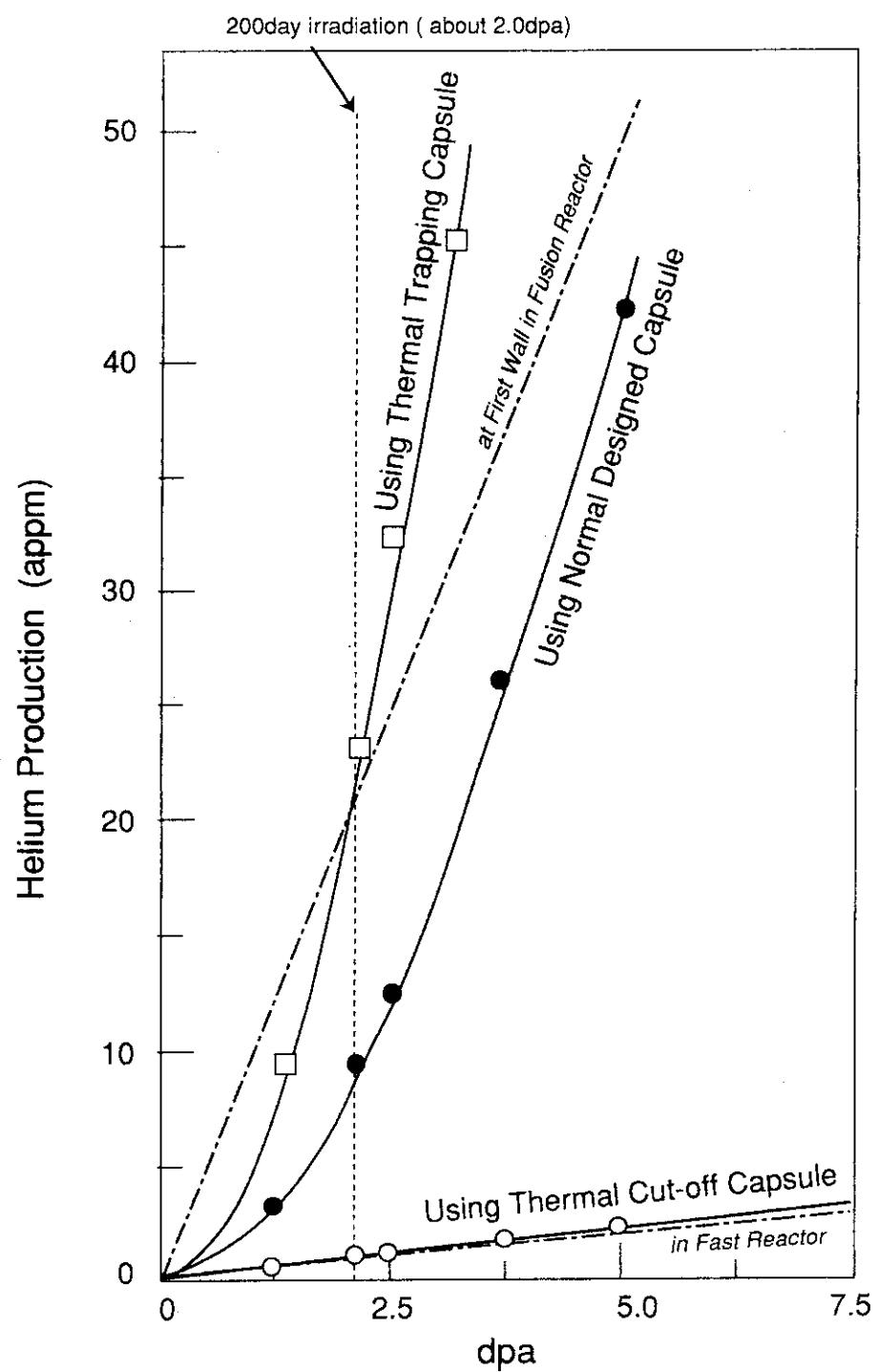


Fig. 4.2.1 Helium Production in 304 Stainless Steel