

「JRR-3 シリサイド燃料炉心に関する 反応度管理及び燃焼度管理」

Reactivity Management and Burn-up Management on JRR-3 Silicide-Fuel-Core

加藤 友章 荒木 正明 出雲 寛互 木名瀬 政美
鳥居 義也 村山 洋二

Tomoaki KATO, Masaaki ARAKI, Hironobu IZUMO, Masami KINASE
Yoshiya TORII and Yoji MURAYAMA

東海研究開発センター
原子力科学研究所
研究炉加速器管理部

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator
Nuclear Science Research Institute
Tokai Research and Development Center

August 2007

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp/index.shtml>)
より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター*では実費による複写頒布を行っ
ております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

* 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4 日本原子力研究開発機構内

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920

「JRR-3 シリサイド燃料炉心に関する反応度管理及び燃焼度管理」

日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター

原子力科学研究所 研究炉加速器管理部

加藤 友章・荒木 正明・出雲 寛互・木名瀬 政美・鳥居 義也・村山 洋二

(2007年5月23日受理)

JRR-3 におけるウランアルミニウム分散型燃料（アルミナイド燃料）からウランシリコンアルミニウム分散型燃料（シリサイド燃料）への変更では、ウラン濃縮度を 20%に維持しつつウラン密度を $2.2[\text{g}/\text{cm}^3]$ から $4.8[\text{g}/\text{cm}^3]$ へ増大させた。このウラン密度増大により生じた過剰反応度の増加を抑制するために、可燃性吸収体を採用した。可燃性吸収体の燃焼は、反応度変化に大きく影響を及ぼすため、その燃焼のメカニズムを考察し、実際の原子炉運転に及ぼす影響を解明した。また、過去の運転データを精査し、サイクル初期に確保すべき過剰反応度及び原子炉計画外停止後の再起動可能時間を算出した。

アルミナイド燃料からシリサイド燃料への変更では、燃料の最高燃焼度を 50%から 60%へ増大させ、燃料交換手法を 6 バッチ分散型方式から燃焼度管理方式へ変更した。本方式による燃料交換計画立案では、原子炉運転による燃焼度増加幅の予測が必要となるため、過去の運転データを精査し、燃焼度増加幅の予測手法を確立した。

最後に、燃料有効利用を実現するための新たな燃料交換手法として、燃料装荷位置毎に「使用済燃料とする燃焼度」を設定する手法の提案を行った。本手法を採用することにより、燃料の炉心滞在期間を約 2%増大させることが可能であることがわかった。

Reactivity Management and Burn-up Management on JRR-3 Silicide-Fuel-Core

Tomoaki KATO, Masaaki ARAKI, Hironobu IZUMO, Masami KINASE,
Yoshiya TORII and Yoji MURAYAMA

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator
Nuclear Science Research Institute
Tokai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received May 23, 2007)

On the conversion from uranium-aluminum-dispersion-type fuel (aluminide fuel) to uranium-silicon-aluminum-dispersion-type fuel (silicide fuel), uranium density was increased from 2.2 to 4.8 g/cm³ with keeping uranium-235 enrichment of 20 %. So, burnable absorbers (cadmium wire) were introduced for decreasing excess reactivity caused by the increasing of uranium density. The burnable absorbers influence reactivity during reactor operation. So, the burning of the burnable absorbers was studied and the influence on reactor operation was made cleared. Furthermore, necessary excess reactivity on beginning of operation cycle and the time limit for restart after unplanned reactor shutdown was calculated.

On the conversion, limit of fuel burn-up was increased from 50% to 60%. And the fuel exchange procedure was changed from the six-batch dispersion procedure to the fuel burn-up management procedure. The previous estimation of fuel burn-up was required for the planning of fuel exchange, so that the estimation was carried out by means of past operation data.

Finally, a new fuel exchange procedure was proposed for effective use of fuel elements. On the procedure, burn-up of spent fuel was defined for each loading position. The average length of fuel's staying in the core can be increased by two percent on the procedure.

Keywords : Research Reactor, JRR-3, Silicide Fuel, Reactivity Management, Burn-up Management, Burnable Absorber (Cadmium wire),

目 次

1. 緒言	1
2. JRR-3 の概要	1
3. 反応度管理	1
3. 1 過去の過剰反応度推移	2
3. 2 シリサイド燃料反応度特性	2
3. 2. 1 反応度に影響を及ぼす核種	2
3. 2. 2 可燃性吸収体燃焼の反応度への影響	3
3. 2. 3 反応度運転日数特性	4
3. 2. 4 可燃性吸収体燃焼による原子炉運転への影響	5
3. 3 サイクル過剰反応度の管理	5
3. 3. 1 サイクルあたりの反応度低下幅	5
3. 3. 2 サイクル初期に確保すべき過剰反応度	6
3. 4 原子炉再起動時の反応度管理	6
3. 4. 1 キセノン-135 及びサマリウム-149 のビルドアップによる 反応度特性	6
3. 4. 2 原子炉停止後の再起動可能時間の算出法	7
4. 燃焼度管理	8
4. 1 燃焼度実績値の算出方法	9
4. 2 燃焼度予測法	9
5. 燃料有効利用を考慮した燃料交換手法の提案	10
5. 1 現状の燃料交換手法	10
5. 2 新たな燃料交換手法の提案	13
6. 結言	14
謝 辞	15
参考文献	15
Appendix-A MVP-BURN を用いたシリサイド燃料燃焼解析	37

Contents

1. Introduction	1
2. General Description of JRR-3	1
3. Reactivity Management	1
3. 1 Excess Reactivity Changing by Reactor Operation	2
3. 2 Reactivity Characteristics of Silicide Fuel	2
3. 2. 1 Nuclide Influential for Reactivity	2
3. 2. 2 Influence on Reactivity by Burnable Absorber	3
3. 2. 3 Reactivity - Operation Days Characteristics	4
3. 2. 4 Influence on Reactor Operation by Burnable Absorber	5
3. 3 Excess Reactivity Management on Cycle Operation	5
3. 3. 1 Reactivity Decreasing Value during Operation Cycle	5
3. 3. 2 Necessary Excess Reactivity on Beginning of Operation Cycle	6
3. 4 Reactivity Management on Restarting up of Reactor	6
3. 4. 1 Reactivity Characteristics by Build up of Xe-135 and Sm-149	6
3. 4. 2 Calculation Procedure of Time Limit for Restarting up of Reactor	7
4. Burn-up Management	8
4. 1 Calculation Procedure of Burn-up Results	9
4. 2 Procedure for Previous Estimation of Fuel Burn-up	9
5. Proposal for New Procedure of Fuel Exchange for Effective Use of Fuel	10
5. 1 Current Procedure for Fuel Exchange	10
5. 2 Proposal for New procedure for Fuel Exchange	13
6. Conclusions	14
Acknowledgements	15
References	15
Appendix-A Silicide Fuel Burn-up Analysis by MVP-BURN	37

This is a blank page.

1. 緒言

近年、国内外の試験研究用原子炉において使用される燃料は、燃料芯材を低濃縮ウランアルミニウム分散型合金とした燃料要素（以下、「アルミナイド燃料」という。）から低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金とした燃料要素（以下、「シリサイド燃料」という。）へ変更が進められてきた。JRR-3においても平成11年よりシリサイド燃料を採用しており、平成18年現在でシリサイド燃料を使用した運転を約7年間継続している。

アルミナイド燃料からシリサイド燃料への変更では、ウラン濃縮度を20%に維持しつつ、ウラン密度を2.2 g/cm³から4.8 g/cm³へ増大させた。このウラン密度増大により生じた過剰反応度増加を抑制するために可燃性吸収体（カドミウムワイヤ）を採用した。可燃性吸収体の燃焼は、反応度変化に大きく影響を及ぼすため、原子炉運転中の制御棒動作が複雑なものとなった。そこで、可燃性吸収体の燃焼のメカニズムを考察し、原子炉運転に及ぼす影響を解明した。また、過去の運転データを精査し、反応度管理業務において重要となる、サイクル初期に確保すべき過剰反応度及び原子炉計画外停止後の再起動可能時間を算出した。

アルミナイド燃料からシリサイド燃料への変更では、燃料の最高燃焼度を50%から60%へ増大させ、燃料交換方式を6バッチ分散方式から燃焼度管理方式へ変更した。本方式による燃料交換計画立案では、原子炉運転による燃焼度増加幅の予測が必要となるため、過去の運転データを精査し、燃焼度管理業務として重要となる燃焼度増加幅の予測手法を確立した。

最後に、燃料有効利用を実現するための新たな燃料交換手法として、燃料装荷位置毎に「使用済燃料とする燃焼度」を設定する手法の提案を行った。本手法を採用することにより、燃料の炉心滞在期間を約2%増大させることが可能であることがわかった。

2. JRR-3の概要

JRR-3 (Japan Research Reactor No.3) は、最高熱出力20MWの軽水減速軽水冷却スイミングプール型試験研究用原子炉である。JRR-3の主要緒元をTable 2-1に、外観をFig.2-1に示す。炉心には、標準型燃料要素26体及びフォロワ型燃料要素6体が装荷されている。制御棒は6本でありフォロワ型燃料要素上部に連結されている。燃料要素周囲には、反射体としてベリリウム及び重水タンクが配置されている。炉心配置図をFig.2-2に示す。

標準型燃料要素は21枚の燃料板から構成されており、フォロワ型燃料要素は17枚の燃料板から構成されている。標準型燃料要素及びフォロワ型燃料要素共に、燃料板両側の側板に可燃性吸収体（カドミウムワイヤ）が組み込まれている。燃料要素の仕様をTable 2-2に、燃料要素外観をFig.2-3に示す。

3. 反応度管理

JRR-3 シリサイド燃料は、高ウラン密度及び可燃性吸収体の存在が大きな特徴であり、これら

が同時に燃焼することにより、反応度の変化は複雑なものとなる。本節では、反応度変化を複雑にしている可燃性吸収体の燃焼のメカニズムを考察し、実際の原子炉運転及ぼす影響を解明した。また、過去の運転データを精査し、反応度管理業務において重要となる、サイクル初期に確保すべき過剰反応度及び原子炉計画外停止後の再起動可能時間を算出した。

3. 1 過去の過剰反応度推移

JRR-3 では、シリサイド燃料を使用した原子炉運転を平成 11 年から平成 18 年まで約 7 年間実施している。初装荷炉心の過剰反応度は、11.20% $\Delta k/k$ (10kW 臨界時) であり、運転開始後約 80 日で過剰反応度が最大となり、その値は 17.84 % $\Delta k/k$ (10kW 臨界時) であった。その後過剰反応度は単調減少となり、運転開始後約 250 日で、過剰反応度を補うために初めての燃料交換を実施した。その後は継続的に燃料交換を実施し、過剰反応度の値は、7.32~14.51 % $\Delta k/k$ (10kW 臨界時) の範囲で変動している。参考に 7 年間の過剰反応度推移 (制御棒位置から算出した実績値) の概要を Fig.3-1 に示す。(Fig.3-1 において、約 25 日毎に見られる縦方向の線は、10kW 臨界から 20MW 毒物飽和までの過剰反応度の急激な減少を示している。)

3. 2 シリサイド燃料反応度特性

3. 2. 1 反応度に影響を及ぼす核種

シリサイド燃料の燃焼による反応度特性を把握するために、連続エネルギーモンテカルロコードに燃焼モジュールを追加した MVP-BURN コード (以下、「MVP-BURN」という。) を用いて、シリサイド燃料燃焼解析を実施した。MVP-BURN のベースとなる連続エネルギーモンテカルロコード MVP (以下、「MVP」という。) は、これまでに様々な試験研究用原子炉に使用実績を有し、さらに JRR-3 シリサイド燃料炉心設計にも使用された実績があり、計算精度に関して十分な信頼性が確認されている。JRR-3 における通常運転では、26 日連続運転後に約 9 日間原子炉を停止し、再び 26 日間連続運転を実施する。原子炉運転及び停止により、キセノン-135・サマリウム-149 といた毒物の量は大きく変動するが、原子炉停止期間の後に再び原子炉を起動すると、数日後にはこれらの量は原子炉停止前の状態に戻るため、原子炉を連続的に運転していると仮定しても問題はない。したがって、MVP-BURN による解析では停止期間を無視し連続運転を想定した。(計算条件の詳細等は、Appendix-A を参照)

可燃性吸収体の過剰反応度に与える影響を明確にするために、仮想的に可燃性吸収体を取り除いた場合 (可燃性吸収体の領域を側板の材質であるアルミニウムに置換した場合) の燃焼計算も実施した。可燃性吸収体が存在する場合と存在しない場合との比較として、無限増倍率の燃焼特性を Fig.3-2 に示す。これより、可燃性吸収体が燃焼初期の過剰反応度を抑制していることを確認できる。運転開始後 100 日を経過すると 2 つのグラフはほぼ重なっている。したがって、100 日後には可燃性吸収体としての機能が消滅していることになる。

燃焼初期において過剰反応度変化に大きく影響を及ぼすと考えられる核種は、毒物としてのキセノン-135・サマリウム-149の蓄積及び可燃性吸収体中のカドミウム-113の減少である。キセノン-135、サマリウム-149、カドミウム-113のそれぞれの核種について、原子数密度の燃焼特性と無限増倍率の燃焼特性とを比較したものを、Fig.3-3、Fig.3-4及びFig.3-5に示す。

キセノン-135は運転開始直後約3日間で急激な増加の後飽和し、この影響で初期の無限増倍率が急激に減少する(Fig.3-3)。サマリウム-149は運転開始後約30日間にわたる直線的な増加の後飽和し、この影響で無限増倍率が減少を続ける(Fig.3-4)。

カドミウム-113は運転開始直後から直線的に単調減少する(Fig.3-5)。熱中性子吸収断面積が極めて大きい(Fig.3-6参照)カドミウム-113の減少は、反応度の増加を意味し、キセノン-135及びサマリウム-149が飽和した運転開始後30日以降では、反応度の増加が予想される。しかしながら実際には、運転開始後30日以降もわずかに無限増倍率が減少を続けている。したがって、カドミウム-113の減少が反応度増加に寄与していないことになる。これは、カドミウム-113が極めて大きな熱中性子吸収断面積を有する核種であることに起因する。詳細は次節で考察する。

3. 2. 2 可燃性吸収体燃焼の反応度への影響

可燃性吸収体の反応度への影響を考察するために次のような仮定を行う。可燃性吸収体を構成する原子がカドミウム-113のみとし、可燃性吸収体領域に到達する中性子は全て熱中性子とする。また、全ての熱中性子は可燃性吸収体内部において直進し、平均自由行路だけ進んだ後にカドミウム-113に吸収されることにする。さらに、可燃性吸収体の自己遮蔽効果は無視し、カドミウム-113の原子個数密度が様に減衰することとする。熱中性子の可燃性吸収体中での平均自由行路 λ は、次式により算出される。

$$\lambda = \frac{1}{\Sigma_a} = \frac{1}{N_{Cd}\sigma_a}$$

但し、

Σ_a : カドミウム-113の熱中性子巨視的吸収断面積

σ_a : カドミウム-113の熱中性子微視的吸収断面積 (2.065×10⁴[barn])

N_{Cd} : カドミウム-113の原子個数密度 (初期値=5.67528×10²¹[cm⁻³])

上式を用いて、平均自由行路を0.10~0.40 mmまで変化させたときの、カドミウム-113原子個数密度の値を算出し、さらに、MVP-BURNにより算出したFig.3-5から、それぞれのカドミウム-113原子数密度に対応した原子炉運転日数を求めた。結果をTable 3-1に示す。

中性子の可燃性吸収体中における平均自由行路 λ が、可燃性吸収体の直径(0.4 mm)に比べて十分に小さいとき($\lambda=0.1\sim0.2$ mm)は、可燃性吸収体は熱中性子に対して黒体として機能する(Fig.3-7参照)。つまり、可燃性吸収体領域に到達した中性子全てがカドミウム-113に吸収されることになる。したがって、カドミウム-113の原子数密度が減少しても、可燃性吸収体が熱中性子を吸収する能力が変化していないことになるので、反応度増加に寄与しないのである。

中性子の可燃性吸収体中における平均自由行路 λ が、可燃性吸収体の直径に近くなる($\lambda=0.3\sim 0.4\text{mm}$)と、中性子に対する黒体として機能が急激に薄れてくる (Fig.3-7 参照)。したがって、可燃性吸収体中のカドミウム-113の減少により、カドミウム-113が中性子を吸収する確率が減少し、反応度増加効果をもたらすのである。

3. 2. 3 反応度運転日数特性

3. 2. 1 節及び3. 2. 2 節の結果を用いて、シリサイド燃料反応度特性を「新燃料装荷後の原子炉運転日数」と対比させると次のようになる。なお、以下に示す運転日数の記載は、JRR-3における通常の運転パターンである26日間運転+9日間停止のうち、9日間の停止は考慮していない。また、ここでの議論は、燃料要素1体に着目した反応度特性であり、実際の原子炉運転では様々な燃焼度の燃料要素が混在することに留意する必要がある。

<運転開始後 0-3 日>

キセノン-135の急激な増加により反応度が急激に減少する。サマリウム-149の増加による反応度減少も存在する。燃料(ウラン-235)燃焼による反応度減少は常に存在するが、キセノン-135による影響に比べれば無視できる程度である。カドミウム-113は減少するが、可燃性吸収体は黒体として機能し続ける (Fig.3-7 参照) ので反応度増加の効果はない。

<運転開始後 3-30 日>

キセノン-135はすでに飽和しているため影響はない。サマリウム-149の増加により反応度が減少する。燃料燃焼による反応度減少は常に存在するが、サマリウム-149による影響に比べると小さい。カドミウム-113は減少を続けるが、可燃性吸収体は黒体として機能し続ける (Fig.3-7 参照) ので反応度増加の効果はほとんどない。

<運転開始後 30-45 日>

キセノン-135及びサマリウム-149はすでに飽和しているため影響はない。燃料燃焼による反応度減少は常に存在する。可燃性吸収体の減少による反応度増加効果が現れはじめる (Fig.3-7 参照) が、その影響は小さい。これらが相殺されて反応度はほぼ一定となる。

<運転開始後 45日-60日>

キセノン-135及びサマリウム-149はすでに飽和しているため影響はない。燃料燃焼による反応度減少は常に存在する。運転開始後45日で、可燃性吸収体中の中性子の平均自由行路は可燃性吸収体直径の約半分となり (Table 3-1 参照)、黒体としての機能が薄れてくる (Fig.3-7 参照)。したがって、カドミウム-113減少による反応度増加効果が現れはじめ、この影響が燃料燃焼による反応度減少効果よりも大きく、反応度は増加をはじめ。

<運転開始後 60日-100日>

キセノン-135及びサマリウム-149はすでに飽和しているため影響はない。燃料燃焼による反応度減少は常に存在する。運転開始後60日で中性子の平均自由行路は可燃性吸収体と等しくなり (Table 3-1 参照)、可燃性吸収体に入射した中性子は、平均自由行路以内で可燃性吸収体を脱出できるようになる。つまり黒体としての機能はなくなる (Fig.3-7 参照)。したがって、カドミウ

ム-113 減少による反応度増加効果が大きくなり、これが燃料燃焼による反応度減少効果より大きく、反応度は急激に増加する。

＜運転開始後 100 日＞

運転開始後 100 日以降では、カドミウム-113 はほとんど消失している。したがって、反応度に影響を与えるのは、燃料の燃焼のみであり、燃料の燃焼による核分裂性核種の減少により反応度は減少し続ける。

3. 2. 4 可燃性吸収体燃焼による原子炉運転への影響

シリサイド燃料による運転初期では、過剰反応度が増加する期間が存在したため、原子炉運転時に制御棒挿入操作を行った。初期炉心から 100 日運転後の炉心以降では、原子炉運転に伴い反応度は減少するため、制御棒は引抜操作となった。しかしながら、これ以降においても、まれに数時間～数十時間にわたって制御棒挿入操作を実施することがあった。制御棒挿入操作が生じる時期と燃料交換時期との関係に着目すると、制御棒挿入操作が生じるのは、4 体以上の燃料交換を実施し、実施したサイクルから数えて 2～3 サイクル目であることが多い。前節で述べたように、新たに炉心に装荷された燃料要素は、運転開始後 30 日以降に、可燃性吸収体の黒体としての機能が薄れはじめ、カドミウム-113 の減少による反応度増加効果が現れはじめる。60 日以降に、黒体としての機能がなくなり、カドミウム-113 減少による反応度増加効果がさらに大きくなる。新たに炉心に装荷された燃料要素が有するこれらの特性により、燃料交換実施後 2～3 サイクル目において制御棒挿入操作が生じるのである。2 体程度の燃料交換の場合は、反応度増加効果がその他の燃料燃焼による反応度減少効果に打ち消されてしまうため、制御棒挿入操作が生じることは少ない。

3. 3 サイクル過剰反応度の管理

3. 3. 1 サイクルあたりの反応度低下幅

過去の運転データから 1 サイクルあたりの過剰反応度低下幅について調べた。サイクル初期 10kW 臨界時とサイクル末期原子炉停止直前 20MW 臨界時における過剰反応度の値を、それらの差とともに Table 3-2 に示す。本データは、「初期炉心から数えて標準型燃料要素 26 体及びフロー型燃料要素 6 体の燃料交換実施後の炉心 (R3-14-05 サイクル) 以降で、かつ、4 週間連続運転中に計画外停止がなく、かつ、原子炉起動及び停止日時が通常通り (1 週目月曜日の 11:00 起動、4 週目金曜日 16:30 停止) である運転サイクル」(以下、「平衡炉心規定運転サイクル」という。)を対象として記載している。なお、過剰反応度の値は冷却材温度 20℃換算の値である。結果は、サイクルあたりの反応度低下幅は、平均で約 4.3% $\Delta k/k$ 、最大で約 4.8% $\Delta k/k$ であった。

原子炉運転に伴う反応度低下の主な要因は、運転開始直後のキセノン-135 蓄積によるものと 1 サイクル運転中の燃料燃焼によるものである。上記で算出した反応度低下幅は、これらの合計値

である。

3. 3. 2 サイクル初期に確保すべき過剰反応度

JRR-3 では、1 サイクルあたり約 26 日間（約 4 週間）の連続運転を実施する。したがって、1 サイクルあたりの反応度低下幅を予測し、サイクル初期に確保すべき最低限の過剰反応度を把握する必要がある。最低限の過剰反応度を算出するという意味においては、サイクル末期における制御棒位置はすべての制御棒が上限となる状態を仮定することになるが、原子炉の安定的な運転を確保するためには、制御棒が上限となる状況は避けたい。安定的な運転を確保するためには、自動制御を実施している R-1 制御棒（微調整棒）を微分曲線のピーク位置から極端に離れない位置である 450 mm 以下に維持することが原子炉を安定的に制御する上で望ましい。そこでサイクル末期における R-1 制御棒位置は 450 mm と仮定する。その他の制御棒位置は通常運転において上限としている 750 mm と仮定する。これらの制御棒位置における制御棒反応度値は、過去の制御棒校正結果を用いて算出すると、最大で約 1.0 % $\Delta k/k$ である。

前節に記載したサイクルあたりの過剰反応度低下幅は、サイクル末期の冷却材温度を 20°C と仮定して記載している。しかしながら実際の原子炉運転では、サイクル末期の熱出力は 20MW であるため冷却材温度も高くなっている。したがって、本来の意味での「サイクルあたりの過剰反応度低下幅」を評価するには、冷却材温度による反応度効果を考慮する必要がある。そこで、過去のデータから、サイクル初期 10kW 臨界時の冷却材温度と、サイクル末期の冷却材温度との差をとると、最大でも 20°C であり、この温度差による反応度効果は、約 0.3 % $\Delta k/k$ となる。（シリサイド燃料特性試験時の測定結果より、冷却材温度係数 = 0.013 $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ ）

サイクル初期に確保すべき過剰反応度の算出は、保守側の評価として反応度減少幅を最大値（Table 3-2 から最大値を採用）とし、サイクル末期の制御棒位置を原子炉の安定的な運転を確保できる位置と仮定し、さらに冷却材温度上昇による反応度効果を考慮すると、合計で 6.1 % $\Delta k/k$ である。

上記の値は、4 週間の連続運転初日の 10 kW 臨界において確保する必要がある過剰反応度である。したがって、各運転サイクル前の 1 週間の準備期間（以下、「運転準備週」という。）に実施する原子炉運転において過剰反応度を確認する場合は、その運転実施の時点から 4 週間の連続運転初日の 10 kW 臨界の時点までの原子炉停止期間における反応度変化を考慮する必要がある。この反応度変化は、Sm-149 の蓄積や核分裂生成物の壊変等によるものであり、これらの反応度効果は過去の実績から最大でも 0.2 % $\Delta k/k$ である。したがって、運転準備週の原子炉運転において過剰反応度を確認する場合は、6.3 % $\Delta k/k$ の過剰反応度を必要とする。

3. 4 原子炉再起動時の反応度管理

3. 4. 1 キセノン-135 及びサマリウム-149 のビルドアップによる反応度特性

JRR-3 では、地震等による原子炉計画外停止の際は、点検を実施した後問題がなければ再起動を実施する。定格出力運転(20MW)からの原子炉停止では、キセノン-135 及びサマリウム-149 のビルドアップにより、原子炉が内蔵する過剰反応度が時間とともに減少する。したがって、再起動を検討する際にはキセノン-135 及びサマリウム-149 のビルドアップによる反応度特性を把握する必要がある。

キセノン-135 及びサマリウム-149 のビルドアップによる反応度特性データは、R3-16-01 (平成 16 年 4 月 4 日) サイクルに発生した原子炉計画外停止 (地震による計画外停止) 後の原子炉再起動操作時に取得できたので、本データを用いて評価を実施した。再起動時の制御棒位置からキセノン-135 及びサマリウム-149 のビルドアップ効果に関するデータを取得し、これを最小二乗法によりフィッティングしたものを Fig.3-8 実線に示す。(キセノン-135 及びサマリウム-149 のビルドアップ効果は、原子炉停止後 4 時間程度では、一次曲線に近似できる。) キセノン-135 及びサマリウム-149 のビルドアップ効果は、原子炉停止後 4 時間程度までは、約 $-1.4[\% \Delta k/k/\text{hour}]$ の割合で蓄積する。

前述の取得データを補う意味で、JRR-3 で開発した ^{135}Xe 及び ^{149}Sm 反応度評価プログラム⁽³⁾ を用いてキセノン-135 及びサマリウム-149 ビルドアップによる反応度特性を算出した。この結果を Fig.3-9 に示す。キセノン-135 及びサマリウム-149 のビルドアップ効果は、原子炉停止後急激に増加し、約 9 時間で最大 (約 $6.0\% \Delta k/k$) となる。その後減少に転じ約 34 時間で原子炉停止時の過剰反応度が回復する。なお、本プログラムによる算出結果は、前述の R3-16-01 サイクルにおける取得データとよい一致を示しており、プログラムの信頼性は確保されている。

3. 4. 2 原子炉停止後の再起動可能時間の算出法

原子炉計画外停止後の再起動では、キセノン-135 及びサマリウム-149 のビルドアップ効果によって原子炉の内蔵する過剰反応度が減少するため、再起動が不可能となる時間帯が存在する。いったん再起動が不可能となる時間帯に到達してしまうと、キセノン-135 及びサマリウム-149 による負の反応度効果が減衰し、運転に必要な反応度が確保されるまで起動ができない。

JRR-3 における原子炉計画外停止後の再起動では、停止後数時間で再起動操作を開始する。つまり、キセノン-135 及びサマリウム-149 による負の反応度効果が最大となる前に再起動を実施することになる。したがって、「原子炉計画外停止後に再起動操作を開始しなければならない限界の時間」(以下、「再起動可能時間」という。)が存在する。したがって、再起動を検討する際は、この「再起動可能時間」を把握する必要がある。

実際に再起動を実施する場合、制御棒を下限位置から操作するため、その操作に時間を要する。さらに、低出力からステップ状に出力上昇を行うための時間も必要である。これらの操作を実施している間にもキセノン-135 及びサマリウム-149 のビルドアップは進行する。原子炉出力については、10MW (定格出力 20MW の半分) まで到達していればキセノン-135 の生成と消滅が一致するので、その後はごくわずかな制御棒操作により問題なく 20MW まで到達可能である。したがって、キセノン-135 及びサマリウム-149 のビルドアップが進行を続ける時間としては、原子炉停

止から再起動操作開始までの時間に加えて、再起動操作開始時点から 10MW 到達までの時間を加えればよいことになる。R3-16-01 サイクルの再起動時には、再起動操作開始から 10MW 到達まで 67 分を要した。そこで、これを安全側に 70 分と設定し、再起動可能時間算出時に考慮する。

原子炉計画外停止後の再起動では、キセノン-135 及びサマリウム-149 のビルドアップ効果により、臨界制御棒位置が上限近くになる可能性がある。JRR-3 では通常運転時において 750 mm を上限としているため、6 本の制御棒位置を 750mm としたときの添加可能な制御棒反応度値を考慮する。その値は過去の制御棒校正結果より、最大で約 0.1 % $\Delta k/k$ である。

以上の検討より、再起動可能時間は、

(原子炉停止直前の過剰反応度 - 0.1[% $\Delta k/k$])

> (再起動操作開始から 70 分後のビルドアップによる反応度)

を満たすような「原子炉停止から再起動操作開始までの経過時間の上限」である。これをグラフ化したもの(過剰反応度の値から再起動可能時間を算出するための算出線)を Fig.3-8 点線に示す。具体的な「再起動可能時間」算出方法は次のようになる。

①原子炉停止直前の過剰反応度(20MW 臨界)を算出(原子炉停止直前の制御棒位置より算出)する。

②Fig.3-8 の縦軸に過剰反応度を用い、点線(再起動可能時間算出線)を介して、横軸を読み取る。

上記の方法を用いた再起動可能時間の算出の具体例を以下に示す。

<例 1>スクラム発生直前の過剰反応度 : 8.0% $\Delta k/k$

Fig.3-9 より、キセノン-135 及びサマリウム-149 による負の反応度の最大値は約 6% $\Delta k/k$ である。これに対して、スクラム発生直前の過剰反応度は 8.0% $\Delta k/k$ である。したがって、キセノン-135 及びサマリウム-149 による負の反応度を十分に補うだけの過剰反応度があるので、原子炉は常に再起動可能である。

<例 2>スクラム発生直前の過剰反応度 : 4.0% $\Delta k/k$

Fig.3-9 より、キセノン-135 及びサマリウム-149 による負の反応度の最大値は約 6% $\Delta k/k$ であるのに対して、スクラム発生直前の過剰反応度は、4.0% $\Delta k/k$ である。したがって、再起動可能時間は制限される。過剰反応度 4.0% $\Delta k/k$ を Fig.3-8 点線に用いると、再起動可能時間は、約 1 時間 40 分と算出される。従って、スクラムが発生してから 1 時間 40 分以内に再起動操作を開始すれば、再起動は可能となる。

4. 燃焼度管理

アルミナイド燃料からシリサイド燃料への変更では、燃料の最高燃焼度を 50%から 60%へ増大させ、燃料交換方式を 6 バッチ分散方式から燃焼度管理方式へ変更した。燃焼度管理方式では、燃料の燃焼度を根拠にして燃料交換を実施し、原子炉設置許可申請書(以下、「設置許可書」という。)に記載された制限値である燃焼度 60%を越えることがないように管理しなければならない。したがって、本方式による燃料交換計画立案では、原子炉運転による燃焼度増加幅の予測が必要

となる。そこで、本節では、過去の運転データを精査し、燃焼度管理業務として重要となる燃焼度増加幅の予測を行った。

4. 1 燃焼度実績値の算出方法

JRR-3 シリサイド燃料の燃焼度実績値は、JRR-3 上位計算機（データ収集計算機）に保存されるサイクル積算出力実績値を、SRAC コードシステム（以下、「SRAC」という。）のインプットデータへ入力し、炉心燃焼計算を実施することにより得る。したがって、得られた燃焼度は、「計算値」ではあるが、この値が燃焼度「実績値」となる。

SRAC は、主として熱中性子炉の解析及び設計のために旧日本原子力研究所で開発された総合的な核計算コードシステムであり、様々な試験研究用原子炉の炉心解析に使用されている実績がある。実際に JRR-3 炉心設計に使用された計算コードでもあり、計算精度に関して十分な信頼性が確認されている。

4. 2 燃焼度予測法

燃料要素の燃焼度には制限値があるため、燃料交換計画を立案する際は個々の燃料要素についてサイクルあたりの燃焼度増加幅を予測する必要がある。燃焼度増加幅の予測は、SRAC による計算で実施可能であるが、燃料交換を含めた数年間にわたる長期的な運転計画を立案するには、多大な時間と労力を要するために実用的ではない。そこで、JRR-3 では、過去の燃焼度実績値データを用いて簡易的に燃焼度を予測する方法を用いている。以下に本手法について解説する。

燃料要素装荷位置 p に装荷された燃料要素の、サイクル c における燃焼度増加幅 $\Delta U(p,c)$ は、次式により算出される。

$$\Delta U(p,c) = U_E(p,c) - U_B(p,c)$$

ただし、

$U_E(p,c)$: 燃料要素装荷位置 p に装荷した燃料のサイクル c における末期燃焼度[%]

$U_B(p,c)$: 燃料要素装荷位置 p に装荷した燃料のサイクル c における初期燃焼度[%]

JRR-3 では、各運転サイクルともに定格出力 20MW の 26 日間連続運転であるが、サイクルによってサイクルあたりの積算出力（以下、「サイクル積算出力」という。）がわずかに変動する。個々の燃料要素の燃焼度増加幅は、サイクル積算出力に影響される。したがって、過去の燃焼度増加幅に関するデータを使用して将来の燃焼度増加幅の予測を行う際には、過去のそれぞれのサイクル積算出力を、サイクル積算出力の平均値 $P_{AV}[MWh/cycle]$ で規格化を行う。 P_{AV} は、平衡炉心規定運転サイクル（3. 3. 1 節参照）からデータを収集し、平均値を算出する。算出結果は下記のとおりである。

$$P_{av} = 11570.3[MWh/cycle] \quad (\text{サイクル積算出力の平均値})$$

過去の任意のサイクル c における積算出力を $P(c)[MWh/cycle]$ とすると、燃料要素装荷位置 p

におけるサイクル c あたりの規格化燃焼度増加幅 $\Delta U_s(p,c)$ は、次式により算出される。

$$\Delta U_s(p,c) = \Delta U(p,c) \cdot \frac{P_{av}}{P(c)}$$

MVP-BURN によるシリサイド燃料燃焼特性の計算結果を Fig.4-1 に示す。Fig.4-1 より、単位時間あたりの燃焼度増加幅は、燃焼が進むにしたがって減少していることがわかる。これは、燃焼が進むにつれて核分裂性プルトニウムの燃焼による寄与が増加するためである。したがって、将来の燃焼度増加幅を予測するためには、その燃料要素の現在の燃焼度が重要なパラメータとなる。そこで、過去の燃焼度推移データに関して、サイクル初期燃焼度 $U_B(p,c)$ を 0~60% の間で 5% 刻みに分類し、サイクルあたりの燃焼度増加幅（規格化済） $\Delta U_s(p,c)$ のデータを収集し、その平均値を算出する。結果を Table 4-1 に示す。

JRR-3 では、炉心内で燃料要素のシャフリングを実施している（4.3 節参照）ため、燃料要素装荷位置によっては、新燃料が装荷されない位置や、燃焼の進んだ燃料が装荷されない場所が存在する。そのような装荷位置には燃焼度実績データが存在しない。また、現状の燃料交換手法では燃焼度 55% 以上を使用済燃料の根拠としているため、 $U_B(p,c) \geq 55$ である燃料要素を燃焼させることはない。したがって、 $55 \leq U_B(p,c) < 60$ の範囲のデータが存在しない。Table 4-1 においてデータが存在しない箇所は、「-」で示した。

Table 4-1 には、サイクル初期燃焼度 $U_B(p,c)$ 及び燃料要素装荷位置 e をパラメータとして、サイクルあたりの燃焼度増加幅（規格化済） $\Delta U_s(e,p,c)$ の平均値が記載されている。本データは、過去の燃焼度実績値データをまとめたものであると同時に、そのまま簡易燃焼度予測のためのデータ（以下、「サイクルあたりの燃焼度増加幅予測テーブル」という。）として使用できる。なお、本テーブルを使用する際に、データが存在しない部分のデータを必要とする場合には、直前の燃焼状態における値を使用することにする。（例： $30 \leq U_B(p,c) < 35$ におけるデータが存在しない場合には、 $25 \leq U_B(p,c) < 30$ における値を使用する。）基本的に燃焼度増加幅は燃焼が進むにしたがって減少するので、直前の燃焼状態の値を使用することにより、安全側の評価（燃焼度を大きく評価）となるので問題はない。

以上のようにサイクルあたりの燃焼度増加幅予測テーブル (Table 4-1) を活用することにより、長期的な燃料交換計画立案が容易に実施可能となる。

5. 燃料有効利用を考慮した燃料交換手法の提案

ウラン資源有効利用のために、燃料要素の燃焼度は、設置許可書記載の制限値の範囲内で出来る限り高い燃焼度まで燃焼させることが望ましい。そこで、燃料の有効利用を実現するための新たな燃料交換手法として、燃料装荷位置毎に「使用済燃料とする燃焼度」を設定する手法の提案を行った。

5.1 現状の燃料交換手法

JRR-3 の燃料交換手法は、以前のアルミナイド燃料炉心ではバッチ方式を採用していたが、現在のシリサイド燃料炉心では燃焼度管理方式を採用した。基本的に、本方式はシリサイド燃料使用開始当初から継続しているが、より適切な燃料交換手法とするために、段階を踏んで改良を実施してきた。

(a) 設計時における燃料交換手法（燃料交換手法Ⅰ）

シリサイド燃料炉心設計当初は、設計時に行った SRAC による炉心燃焼計算結果をもとに燃料交換手法を決定した。基本的な考え方は燃焼度管理方式であり、燃料要素の燃焼度が設置許可書に記載された制限値を超えることがないようにすることと、1 サイクル運転（26 日間連続運転）に必要な反応度を確保することである。その他の燃料交換手法を含めて以下に記載する。

- ・次サイクル運転のための過剰反応度を確保できないことが予想される時は、燃焼度の最も高い燃料要素を新燃料と交換し、必要な過剰反応度を確保する。
- ・燃焼度が 50% を超えた燃料要素は、使用済燃料とする（※1）。
（設置許可書に記載された制限値は 60%）
- ・燃料交換は、炉心を点対象として偶数体実施し、出力密度のバランスをとる。
- ・炉心内で、装荷済燃料要素の装荷位置の変更（以下、「炉心内シャフリング」という。）は実施しない。

（※1）シリサイド燃料による運転開始当初は、設置許可書記載の燃焼度制限値 60% に対して、「燃焼度 50% を越えた燃料を使用済燃料とする」という考え方であったため、50% をわずかに超えただけで炉心から取り出していた。その後、「燃焼度 55% を越えた燃料を使用済燃料とする」という考え方へ変更（(b) を参照）されたため、これらの燃料は、炉心へ再装荷され、55% 以上の燃焼度を得ている。

(b) 炉心滞在時間均一化シャフリング方式（燃料交換手法Ⅱ）

燃料要素の炉心滞在時間を均一化するために、炉心内シャフリングを採用することにした。燃料要素の炉心滞在時間を均一化することは、サイクルあたりの燃料交換体数を均一化し、長期間にわたって過剰反応度変動幅の減少につながる。さらに本方式においては、使用済燃料とする燃焼度を「50% 以上」から「55% 以上」へ変更し、燃料の有効利用を図ることにした。その他の燃料交換手法を含めて以下に記載する。本方式は、R3-13-06 サイクル以降に適用した。

- ・燃料交換は、Fig.5-1 に示した方式で、炉心内シャフリングを実施することにより行なう。
（数字が記載された装荷位置に新燃料要素を装荷し、そこにもともと存在した燃料要素は、矢印の場所へ炉心内シャフリングを実施。）
- ・燃焼度が 55% を超えた燃料要素は、使用済燃料とする。（※2）
- ・燃料交換は、炉心を点対象として偶数体実施し、出力密度のバランスをとる。
- ・R、S 位置のフォロー燃料要素は、局所燃焼度が 83% に到達する前に交換する。

(※2) 設置許可書記載の燃焼度制限値 60%に対して、「燃焼度 55%を越えた燃料を使用済燃料とする」という考え方を採用した理由は、当時までに得られた燃焼度実績値において、燃焼末期におけるサイクルあたりの燃焼度増加幅が最大で 4%程度であり、これに 1%の安全余裕度を設けた値が 55%であることに起因する。

(c) ピーキングファクタ低減シャフリング方式（燃料交換手法Ⅲ；現行手法）

炉心滞在時間均一化シャフリング方式（燃料交換手法Ⅱ）により燃料交換を実施する場合、熱的安全係数である核的熱水路係数（以下、「ピーキングファクタ」という。）が設計値（設置許可書記載の設計値 = 3.03）を超える可能性があることが判明した。そこで、ピーキングファクタを低減するために燃料交換手法の改良を行った。

燃料要素は、燃焼スピードが速い位置（熱中性子束が大）ではピーキングファクタが大きくなり、燃焼スピードが遅い位置（中性子束が小）ではピーキングファクタが小さい。また、新燃料要素は燃焼が進んだ燃料よりもピーキングファクタが大きくなる。したがって、燃焼スピードが速い位置へ新燃料要素を装荷すると、相乗効果的によりピーキングファクタが大きくなり、設計値を超えてしまう場合がある。したがって、新燃料要素の装荷位置は常に燃焼スピードが遅い位置とし、一定期間燃焼させた後に燃焼スピードが速い位置へ炉心内シャフリングを実施することにした。

燃焼スピードが速い位置と遅い位置との分類は、過去の燃焼度推移データを用いて実施した。分類の結果を Fig.5-2 に示す。分類は、Region I、Region II、Region III 及び Region IV の 4 種類とした。

Region I：燃焼スピードの速い領域

Region II：燃焼スピードの遅い領域

Region III：非シャフリング領域

Region IV：その他の領域

Region III は、燃料交換作業の都合上炉心内シャフリングを実施しない領域であるため、燃焼スピードによる分類の対象外とした。Region IV は、基本的に燃焼スピードが遅い領域であるが、規則的な炉心内シャフリングを計画する都合上、Region II に含めることができなかった領域である。なお、Fig.5-2 中の①～⑬は、燃料の燃焼スピードの速い方からの順番である。

その他の燃料交換手法を含めて以下に記載する。本方式は、R3-15-03 サイクル以降に適用した。

- ・ Region II (Fig.5-2⑦～⑩) へ新燃料要素を装荷し、一定期間燃焼させた後に、Region I (図中①～④) へ炉心内シャフリングを実施し燃焼末期まで燃焼させる。
- ・ Region III (図中⑪、⑫) には新燃料要素を装荷し、炉心内シャフリングを実施せずに燃焼末期まで燃焼させる。
- ・ Region IV (図中⑤、⑥、⑬) は、基本的には、新燃料要素を装荷し、炉心内シャフリング

を実施せずに燃焼末期まで燃焼させる。ただし、過剰反応度確保のために必要に応じて、燃焼末期に至らない燃料要素を新燃料要素へ交換する。

- ・燃料交換は、炉心を点対象として偶数体実施し、出力密度のバランスをとる。
- ・燃焼度が 55%を超えたものを使用済燃料とする。
- ・使用済燃料プール内の燃焼可能な燃料要素を再装荷し有効利用を図る。
- ・R、S 位置のフォロー燃料要素は、局所燃焼度が 83%に到達する前に交換する。

5. 2 新たな燃料交換手法の提案

これまでの燃料交換手法では、燃料の燃焼度実績値データの蓄積が十分でなかったために安全余裕度を大きめにとる必要があり、55%を超えた燃料要素を使用済燃料として燃料交換の対象としてきた。しかしながら、これまでの7年間にわたるシリサイド燃料炉心運転により、燃焼度実績値データの蓄積が十分に得られ、これらのデータから得た「サイクルあたりの燃焼度増加幅予測テーブル」(Table 4-1)によると、燃焼末期付近においては、1サイクルあたりの燃焼度増加幅は4%以下であることから、燃焼度55%を超えた燃料要素でも、さらにもう1サイクル燃焼できる可能性が高いことがわかった。また、燃料要素のサイクルあたりの燃焼度増加幅が、燃料要素装荷位置によって異なるので、燃料要素装荷位置毎に、「使用済燃料とする燃焼度」(以下、「使用済燃料燃焼度」という。)を設定すべきである。そこで、サイクルあたりの燃焼度予測テーブルを用いて、それぞれの燃料要素装荷位置毎に使用済燃料燃焼度を算出した。なお、このテーブルにおいては、サイクル初期燃焼度55%以上60%未満のデータが存在しない(過去の原子炉運転において、燃焼度55%を超えた燃料要素をさらにもう1サイクル燃焼させた実績がないため)ので、この範囲の燃焼度増加幅の予測には50%以上55%未満のデータを使用する。基本的に燃焼度増加幅は燃焼が進むにしたがって減少するので、この範囲のデータを使用することにより、安全側の評価(燃焼度を大きく評価)となるので問題はない。

設置許可書に記載された燃焼度最大値60%に対して、安全余裕度を1.0%(燃焼度59.0%)、とし、使用済燃料燃焼度を算出した。(サイクルあたりの積算出力合計値はサイクルによってわずかに増減するため、これが、着目している燃料要素のサイクルあたりの燃焼度増加幅へ影響を及ぼす。また、着目している燃料要素の周囲の燃料要素の燃焼状態は、着目している燃料要素のサイクルあたりの燃焼度増加幅へ影響を及ぼす。これらの燃焼度増加幅への影響を安全余裕度1.0%で担保する。燃焼末期におけるサイクルあたりの燃焼度増加幅は最大でも3.5%程度であり、この値に対して1.0%という値は、十分に大きな値である。)結果をTable 5-1に示す。なお、現状の燃料交換手法では炉心内シャフリングを実施しているため、燃焼末期の燃料要素が装荷される機会のない燃料要素装荷位置に関しては算出の対象外とした。R、S制御棒に接続されたR、S位置のフォロー燃料要素に関しても算出の対象外とした(R、S位置のフォロー燃料要素は、標準燃料要素に比べて交換頻度が低く、燃焼度データの蓄積が十分でないため、算出の対象外とした)。

結果より、すべての燃料要素装荷位置で使用済燃料燃焼度が現状の55%を上回り、平均で56.0%、最大で、56.6%となった。これを炉心滞在時間で考えると、平均で約2%増大させることが可能と

なり、燃料の有効利用が実現する。

6. 結言

JRR-3 におけるアルミナイド燃料からシリサイド燃料への変更において採用した可燃性吸収体について、原子炉運転に及ぼす影響を解明し、サイクル初期に確保すべき過剰反応度及び原子炉計画外停止後の再起動可能時間を算出した。また、燃料交換計画立案に必要な燃焼度増加幅の予測を行った。さらに、燃料有効利用を実現するための新たな燃料交換手法として、燃料装荷位置毎に使用済燃料燃焼度を設定する手法の提案を行った。

- ・シリサイド燃料の燃焼初期においては、可燃性吸収体は黒体として機能するため、燃料の燃焼開始後約 30 日間は、可燃性吸収体中のカドミウム-113 の減少が反応度増加に寄与しない。カドミウム-113 の減少が反応度増加に影響を及ぼすのは燃料の燃焼開始後約 30 日以降であり、これは燃料交換後の 2~3 サイクル目に相当する。したがって、燃料交換において 4 体以上の新燃料装荷を実施した場合、その後 2~3 サイクル目においては、定格出力運転中に制御棒挿入操作が生じる場合がある。可燃性吸収体中のカドミウム-113 は、燃料の燃焼開始後 100 日でほぼ消失し、可燃性吸収体としての機能がなくなる。
- ・サイクルあたりの過剰反応度低下幅（運転初日 10kW 臨界から運転最終日 20MW 臨界まで）は、平均で約 4.3% $\Delta k/k$ 、最大で約 4.8% $\Delta k/k$ である。サイクルあたりの過剰反応度低下幅、冷却材温度変化による反応度効果及びサイクル末期に安定運転を確保するための制御棒位置を考慮に入れた、サイクル初期に確保すべき過剰反応度は 6.3% $\Delta k/k$ （10kW 臨界時；冷却材温度 20°C 換算）である。
- ・現状の炉心における、原子炉計画外停止後のキセノン-135 によるビルドアップ効果は、原子炉停止後 4 時間程度までは、1 時間あたり約 -1.4% $\Delta k/k$ の割合で生じる。原子炉計画外停止後の再起動可能時間は、「再起動可能時間算出線」（Fig.3-8）を用いることにより容易に算出可能となった。
- ・過去の燃焼度実績値データを活用することにより作成した「サイクルあたりの燃焼度増加幅予測テーブル」（Table 4-1）により、長期的な燃料交換計画立案が容易に実施可能となった。
- ・シリサイド燃料に関する燃料交換手法は、設計時に想定していた手法からピーキングファクタ低減化等の改良を重ね、現行手法による燃料交換を実施している状況下において、原子炉の安全かつ安定的な運転を実現している。
- ・燃料有効利用を実現するための新たな燃料交換手法として、燃料装荷位置毎に使用済燃料燃焼度を設定する手法を提案した。本手法を採用することにより、燃料の炉心滞在時間約 2% 増大させることが可能となり、燃料の有効利用が実現する。

本報告書に記載した JRR-3 シリサイド燃料炉心に関する検討結果は、今後の JRR-3 炉心管理業務を実施するにあたり有用な情報であり、安全、安定運転及び燃料有効利用の実現に向けて活

用されるべきものである。

謝辞

本報告書作成にあたり、JRR-3 管理課内外の多くの皆様から、様々なご協力をいただきました。研究炉加速器管理部山下清信部長、研究炉利用課和田茂課長代理に技術的なご指導、ご鞭撻をいただきました。MVP-BURN コードの使用にあたっては、核設計技術開発グループ・奥村啓介研究副主幹及び長家康展研究副主幹にさまざまな便宜を図っていただくとともに、コードの機能拡張等も行っていただきました。SRAC コードの使用にあたっては、革新的水冷却炉設計グループ・中野佳洋氏に使用法を含めたアドバイスをいただきました。

その他にも数多くの方々から多大なご支援をいただきました。皆様に深く感謝いたします。

参考文献

- 1) Y. Nagaya, et. al., “MVP/GMVP II : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods”, JAERI 1348 (2005).
- 2) 奥村啓介, 他, “SRAC95 ; 汎用核計算コードシステム”, JAERI-Data/Code 96-015 (1996).
- 3) 木名瀬政美, 曾山和彦, 私信.

Table 2-1 Specification of JRR-3

Items	Data
Type	Low-Enriched-Uranium, Light-Water-Moderated and-Cooled, Pool Type
Thermal Power	20MW
Reactor Core	Equivalent Diameter: approx. 60cm Effective Height: approx. 75cm
Number of Fuel Element	Standard Type: 26 Follower Type: 6
Control Rod	Absorber: Hafnium (Box Type)
Experimental Facility	9 Horizontal Holes 17 Vertical Holes 1 Cold Neutron Facility
Operation Type	Cycle Operation ; 26 Days / Cycle

Table 2-2 Specification of Silicide Fuel Element

Items		Standard Type	Follower Type
Equivalent Reactor Core Size		Approx. 76.2×76.2×1150	approx. 64×64×880
U-235 Enrichment [wt%]		Approx. 20	Approx. 20
U-235 Content [g]		Approx. 472	Approx. 302
Uranium Density [g/cm ³]		Approx. 4.8	Approx. 4.8
Fuel Meat	Thickness [mm]	Approx. 0.51	Approx. 0.51
	Width [mm]	Approx. 62	Approx. 49
	Length [mm]	Approx. 750	Approx. 750
Clad	Thickness [mm]	Approx. 0.38	Approx. 0.38
Fuel Plate	Thickness [mm]	Approx. 1.27	Approx. 1.27
	Width [mm]	Approx. 71	Approx. 60
	Length [mm]	Approx. 770	Approx. 770
Number of Coolant Flow		20	16
Thickness of Coolant Flow [mm]		Approx. 2.35	Approx. 2.40
Fuel Meat Material		Uranium Silicon Aluminum Dispersion Alloy	
Clad Material		Aluminum Alloy	
Burnable Absorber	Absorber Material	Cadmium	
	Diameter [mm]	Approx. 0.4	Approx. 0.4
	Length [mm]	Approx. 750	Approx. 750
	Clad Material	Aluminum Alloy	
	Clad Thickness	Approx. 0.20	Approx. 0.20
	Number of Wire	42	34
Maximum Burnup [%]		60 (Average of Fuel Element)	

Table 3-1 Relation between Mean Free Path Inside of Burnable Absorber
and Operation Days

Mean Free Path λ [mm]	Number Density of Cadmium-113 N_{Cd} [$10^{-24} \cdot \text{cm}^{-3}$]	Operation Days [Days]
0.10	4.8×10^{-3}	Approx.10
0.20	2.4×10^{-3}	Approx.45
0.30	1.6×10^{-3}	Approx.55
0.40	1.2×10^{-3}	Approx.60

Table 3-2 Reactivity Decreasing Value per Operation Cycle

Cycle No.	Excess Reactivity [%Δk/k]		
	Start of Cycle	End of Cycle	Difference between Start and End
R3-14-05	11.04	7.47	3.56
R3-14-07	9.52	5.47	4.05
R3-15-01	8.75	4.24	4.51
R3-15-02	7.64	3.71	3.93
R3-15-03	8.17	3.38	4.79
R3-15-04	7.46	2.76	4.70
R3-16-02	9.09	5.19	3.90
R3-16-03	9.45	5.18	4.27
R3-16-04	9.80	5.50	4.30
R3-16-06	7.99	3.88	4.11
R3-16-07	7.40	3.44	3.96
R3-17-04	11.18	6.68	4.50
R3-17-05	11.27	7.10	4.17
R3-17-07	9.83	5.18	4.65
R3-18-01	9.39	4.81	4.58
R3-18-02	7.69	3.65	4.04
R3-18-03	7.71	3.35	4.35
R3-18-04	8.80	4.40	4.40
R3-18-05	8.22	4.23	3.99
R3-18-06	8.72	4.04	4.68
R3-18-07	7.72	3.79	3.93
Average			4.26
Maximum			4.79

Table 4-1 Standardized Burnup Increasing Value per Operation Cycle
 (Table for Previous Estimation of Fuel Burnup Increasing Value per Operation Cycle)

Burnup on Starting Stage of Cycle [%]	Sa-2		R-2		S-2		R-1		S-1							
	A4	A5	B2	B3	B4	B5	B6	C1	C2	C3	C4	C5	C6	C7	D2	D3
0 ≤ U _B (p,c) < 5	-	5.14	4.48	4.77	5.58	4.67	4.74	4.45	2.90	4.77	-	4.91	3.01	4.59	4.10	-
5 ≤ U _B (p,c) < 10	-	5.07	4.37	4.66	5.46	4.53	4.63	4.29	2.99	4.57	-	4.71	3.05	4.45	3.99	4.89
10 ≤ U _B (p,c) < 15	-	4.95	4.28	4.44	5.36	4.48	4.58	4.23	2.96	4.56	-	4.59	3.03	4.27	3.87	4.82
15 ≤ U _B (p,c) < 20	4.90	4.98	4.24	4.43	5.24	4.35	4.52	4.26	3.08	4.47	5.14	4.54	3.16	4.31	3.90	4.69
20 ≤ U _B (p,c) < 25	4.83	4.80	4.09	4.31	5.09	4.24	4.30	4.14	3.02	4.24	5.05	4.28	3.10	4.17	3.82	4.62
25 ≤ U _B (p,c) < 30	4.38	4.56	4.01	4.11	4.99	4.11	3.88	3.97	2.60	4.11	4.70	4.15	2.75	4.10	3.76	4.39
30 ≤ U _B (p,c) < 35	4.25	4.38	-	3.89	4.70	3.91	-	3.42	2.34	3.69	4.46	-	2.39	3.58	3.02	4.14
35 ≤ U _B (p,c) < 40	4.03	4.13	-	3.66	4.37	3.60	3.58	3.30	2.09	3.57	4.16	3.64	2.11	3.32	2.91	3.89
40 ≤ U _B (p,c) < 45	3.76	3.80	3.12	3.48	4.10	3.39	3.39	3.09	2.13	3.36	3.92	3.48	2.10	3.15	2.72	3.63
45 ≤ U _B (p,c) < 50	3.48	3.50	2.95	3.21	3.79	3.16	3.12	3.07	-	3.21	3.57	3.32	-	3.08	2.60	3.35
50 ≤ U _B (p,c) < 55	3.26	3.28	2.81	2.92	3.48	2.85	2.91	2.57	-	2.88	3.35	3.10	-	2.95	2.36	3.10
55 ≤ U _B (p,c) < 60	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Burnup on Starting Stage of Cycle [%]	Sa-1		R-1		S-1		R-1		S-1							
	G4	G3	F6	F5	F4	F3	F2	F7	E6	E5	E4	E3	E2	E1	D6	D5
0 ≤ U _B (p,c) < 5	-	5.14	4.48	4.75	5.57	4.66	4.74	4.45	2.90	4.77	-	4.91	3.01	4.59	4.10	-
5 ≤ U _B (p,c) < 10	-	5.07	4.31	4.66	5.46	4.53	4.63	4.29	2.99	4.54	-	4.71	3.05	4.44	3.99	4.89
10 ≤ U _B (p,c) < 15	-	4.94	4.32	4.45	5.35	4.48	4.58	4.24	2.96	4.56	-	4.59	3.03	4.27	3.88	4.83
15 ≤ U _B (p,c) < 20	4.90	4.98	4.20	4.43	5.24	4.35	4.51	4.26	3.08	4.47	5.14	4.54	3.16	4.31	3.89	4.68
20 ≤ U _B (p,c) < 25	4.83	4.80	4.10	4.31	5.10	4.25	4.30	4.09	3.02	4.24	5.05	4.28	3.09	4.17	3.82	4.62
25 ≤ U _B (p,c) < 30	4.38	4.56	4.00	4.11	4.99	4.11	3.87	3.96	2.61	4.11	4.70	4.16	2.63	4.11	3.70	4.40
30 ≤ U _B (p,c) < 35	4.25	4.38	-	3.89	4.71	3.90	-	3.43	2.34	3.69	4.46	-	2.39	3.58	3.02	4.14
35 ≤ U _B (p,c) < 40	4.03	4.13	-	3.66	4.37	3.60	3.58	3.30	2.09	3.57	4.17	3.64	2.10	3.32	2.91	3.89
40 ≤ U _B (p,c) < 45	3.75	3.80	3.12	3.48	4.05	3.40	3.38	3.10	2.04	3.36	3.91	3.48	2.10	3.15	2.73	3.64
45 ≤ U _B (p,c) < 50	3.47	3.51	2.96	3.21	3.76	3.15	3.12	3.06	-	3.21	3.58	3.34	-	3.08	2.60	3.35
50 ≤ U _B (p,c) < 55	3.26	3.27	2.81	2.92	3.48	2.85	2.91	2.56	-	2.89	3.35	3.13	-	2.95	2.36	3.10
55 ≤ U _B (p,c) < 60	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

Sa-1, Sa-2, S-1, S-2, R-1, R-2 : Name of Control Rod

A4, A5, B2, B3, B4, B5, B6, C1, C2, C3, C4, C5, C6, C7, D2, D3,

D5, D6, E1, E2, E3, E4, E5, E6, E7, F2, F3, F4, F5, F6, G3, G4 : Name of Fuel loading position (Reference : Fig.4-2 and Fig.4-3)

Table 5-1 Burn-up Value Regarded as Spent Fuel Element at Each Fuel Loading Position

Sa-2			R-2			S-2			average						
A4	A5	B2	B3	B4	B5	B6	C1	C2		C3	C4	C5	C6	C7	D2
55.7	55.7	-	56.1	55.5	56.1	-	56.4	-	-	55.6	-	-	56.0	56.6	55.9
Sa-1			R-1			S-1			56.0						
G4	G3	F6	F5	F4	F3	F2	E7	E6		E5	E4	E3	E2	E1	D6
55.7	55.7	-	56.1	55.5	56.1	-	56.4	-	-	55.6	-	-	56.0	56.6	55.9

Sa-1, Sa-2, S-1, S-2, R-1, R-2 : Name of Control Rod

A4, A5, B2, B3, B4, B5, B6, C1, C2, C3, C4, C5, C6, C7, D2, D3,

D5, D6, E1, E2, E3, E4, E5, E6, E7, F2, F3, F4, F5, F6, G3, G4 : Name of Fuel loading position

(Reference : Fig.4-2 and Fig.4-3)

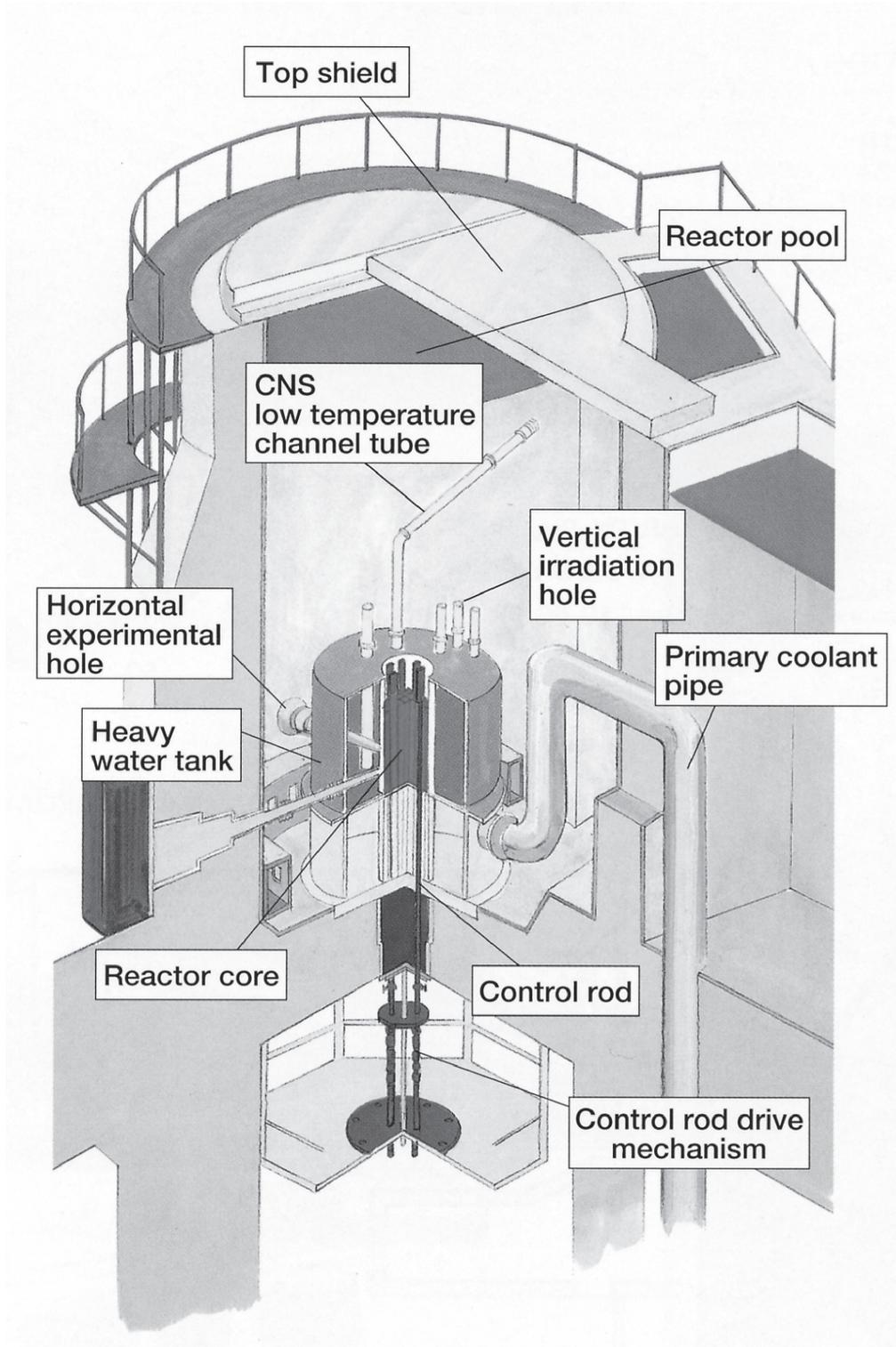


Fig.2-1 Outline of JRR-3 Reactor

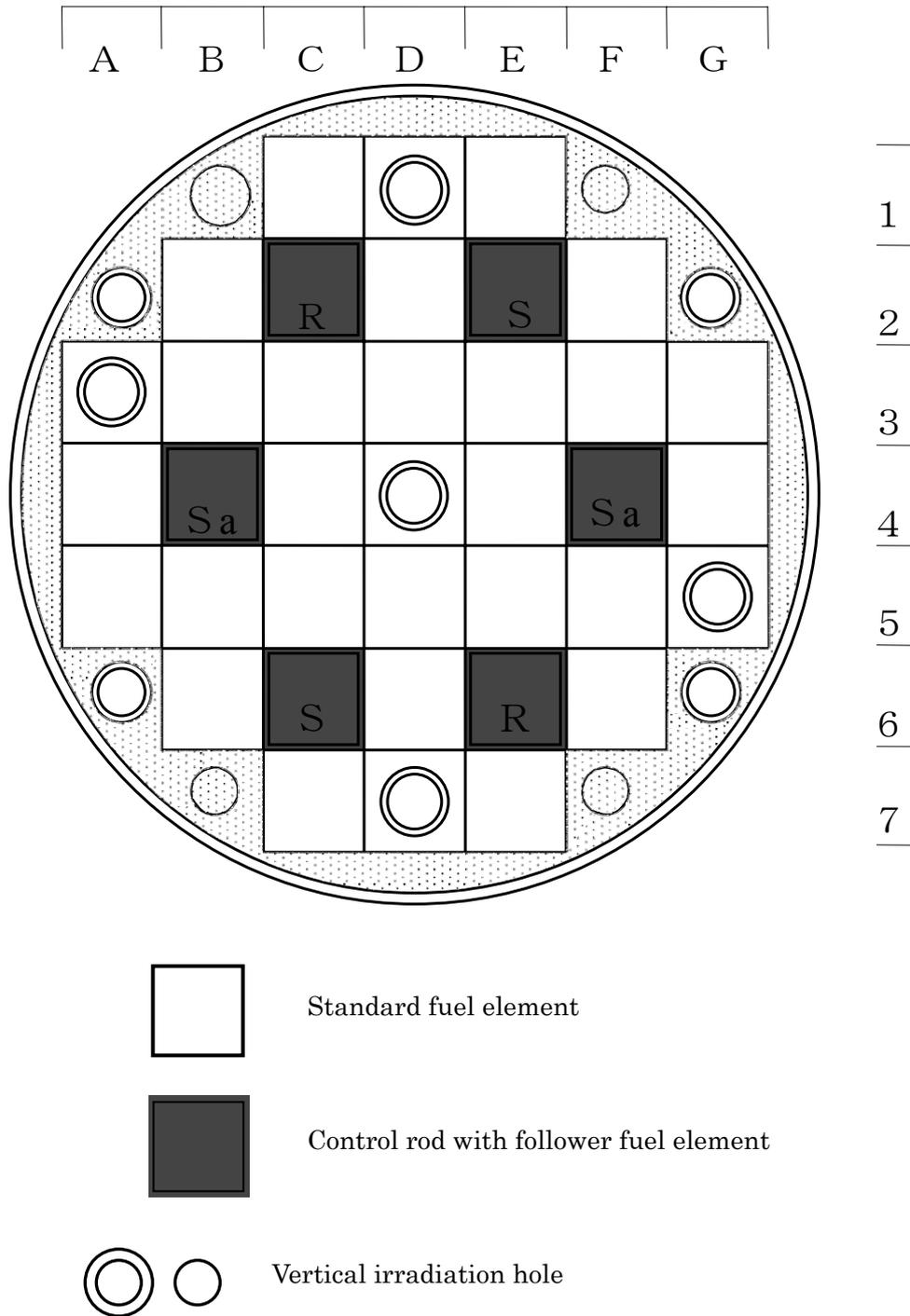


Fig.2-2. Reactor Core Configuration

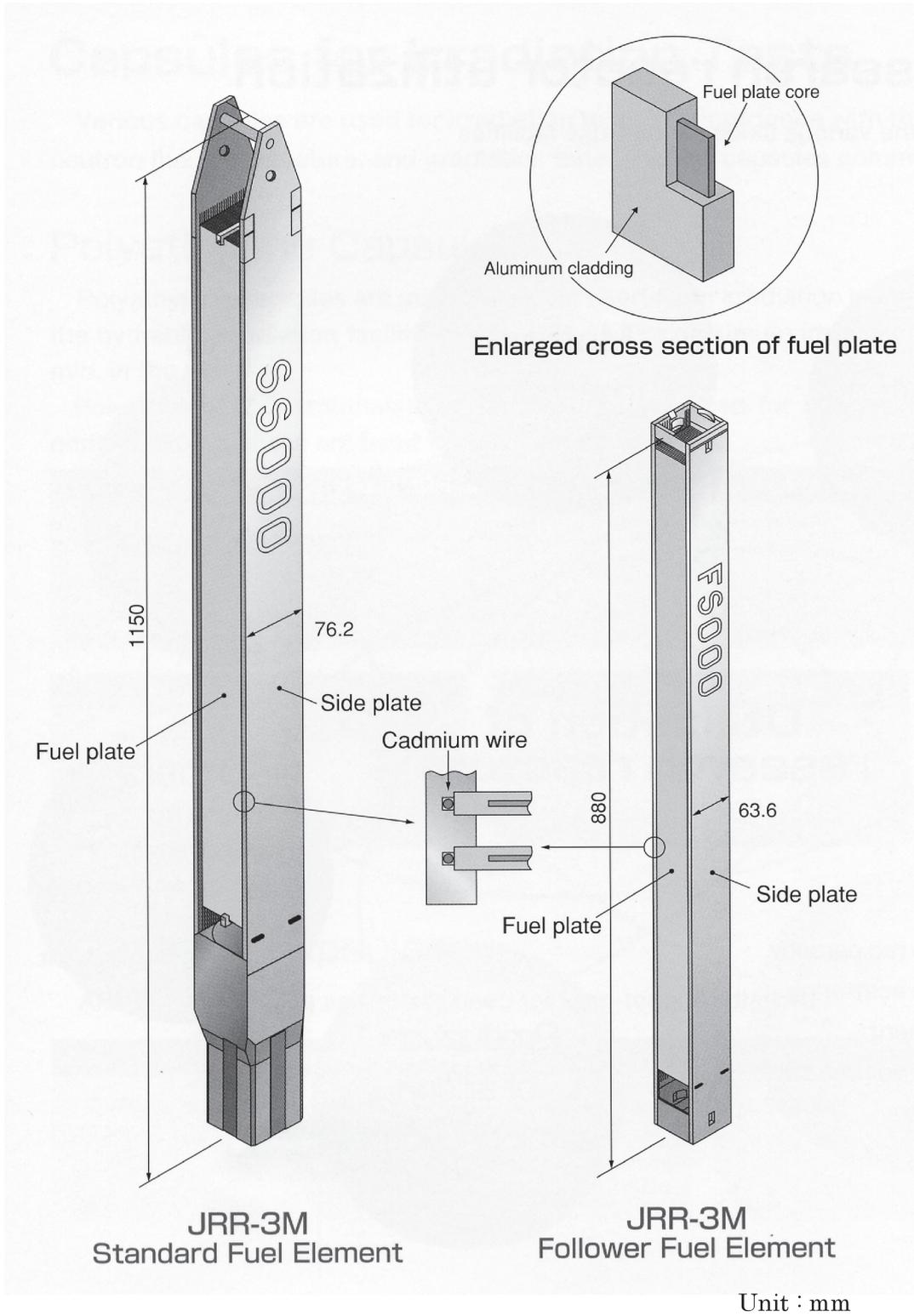


Fig.2-3 Silicide Fuel Element

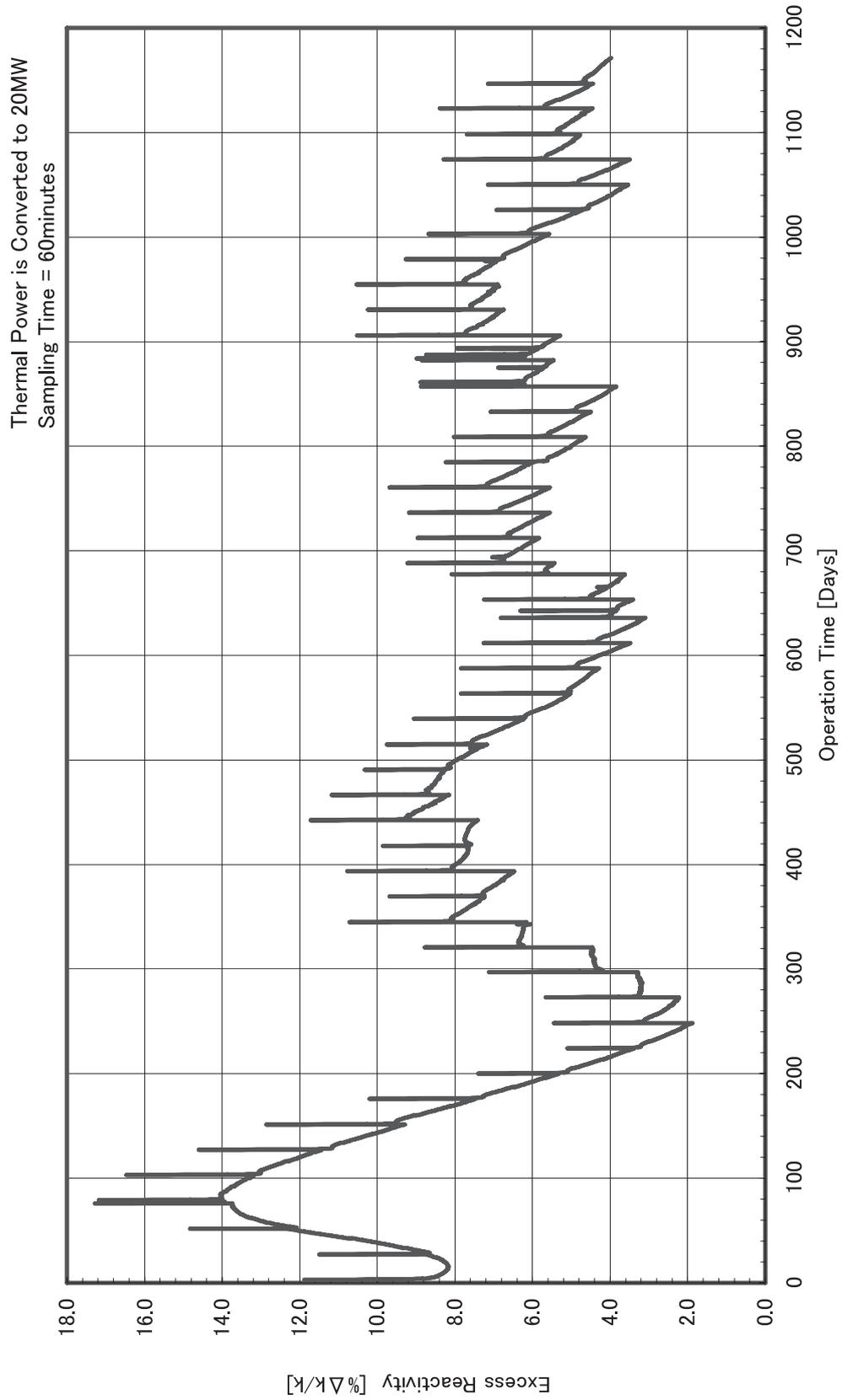


Fig.3-1 Changing of Excess Reactivity on JRR-3 Silicide Fuel Core

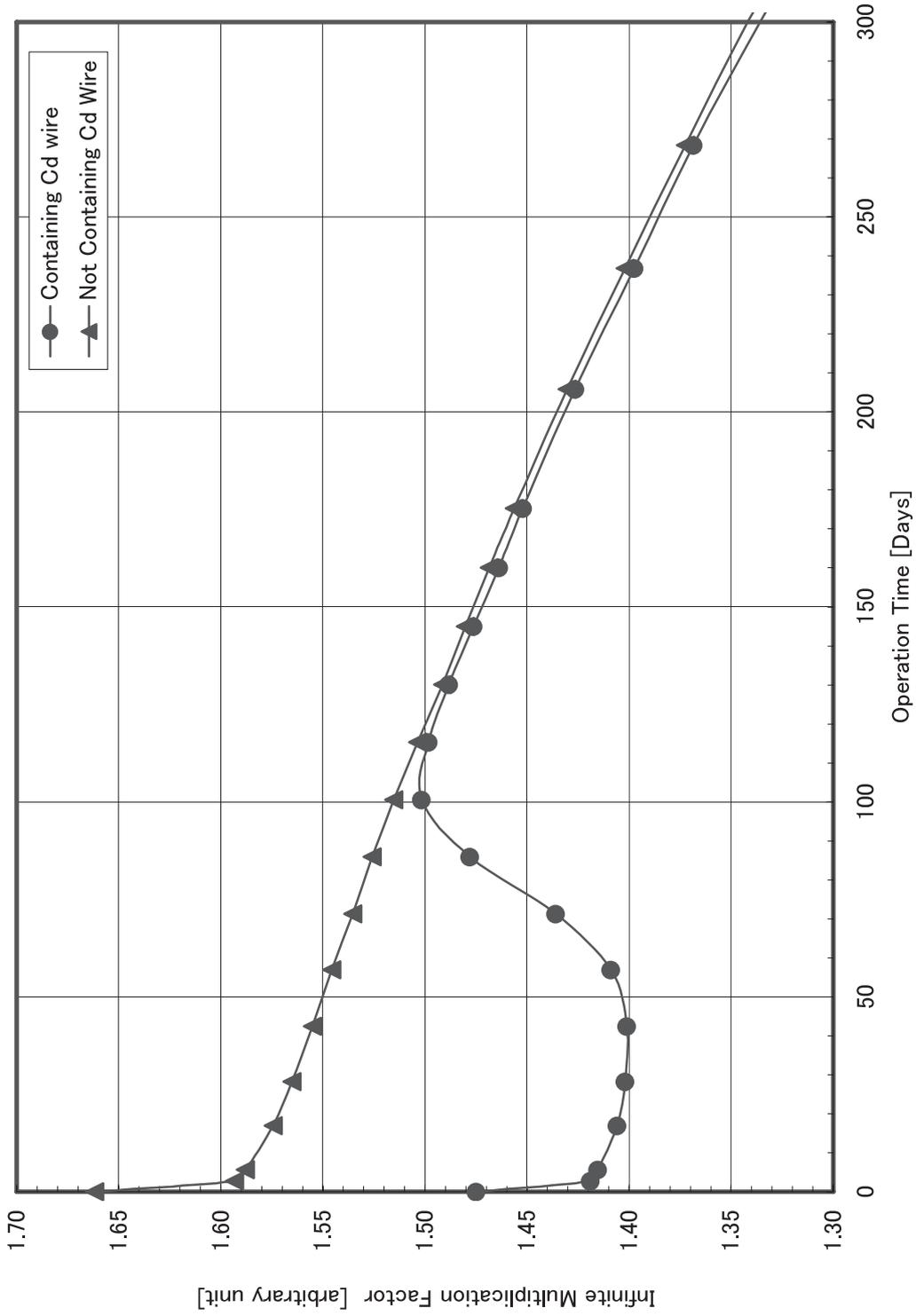


Fig.3-2 Changing of Infinite Multiplication Factor on JRR-3 Silicide Fuel

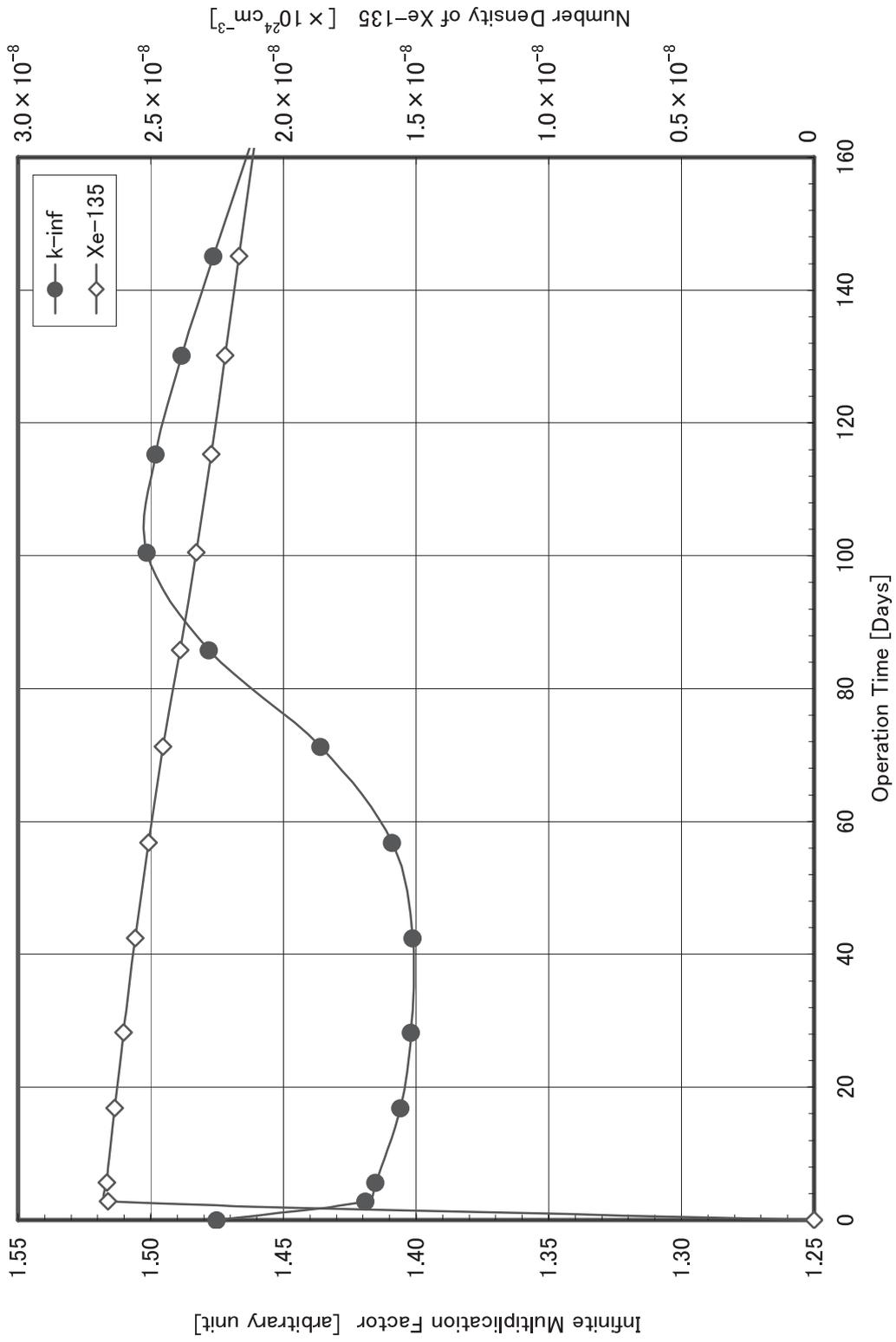


Fig.3-3 Comparison of Infinite Multiplication Factor and Number Density of Xe-135

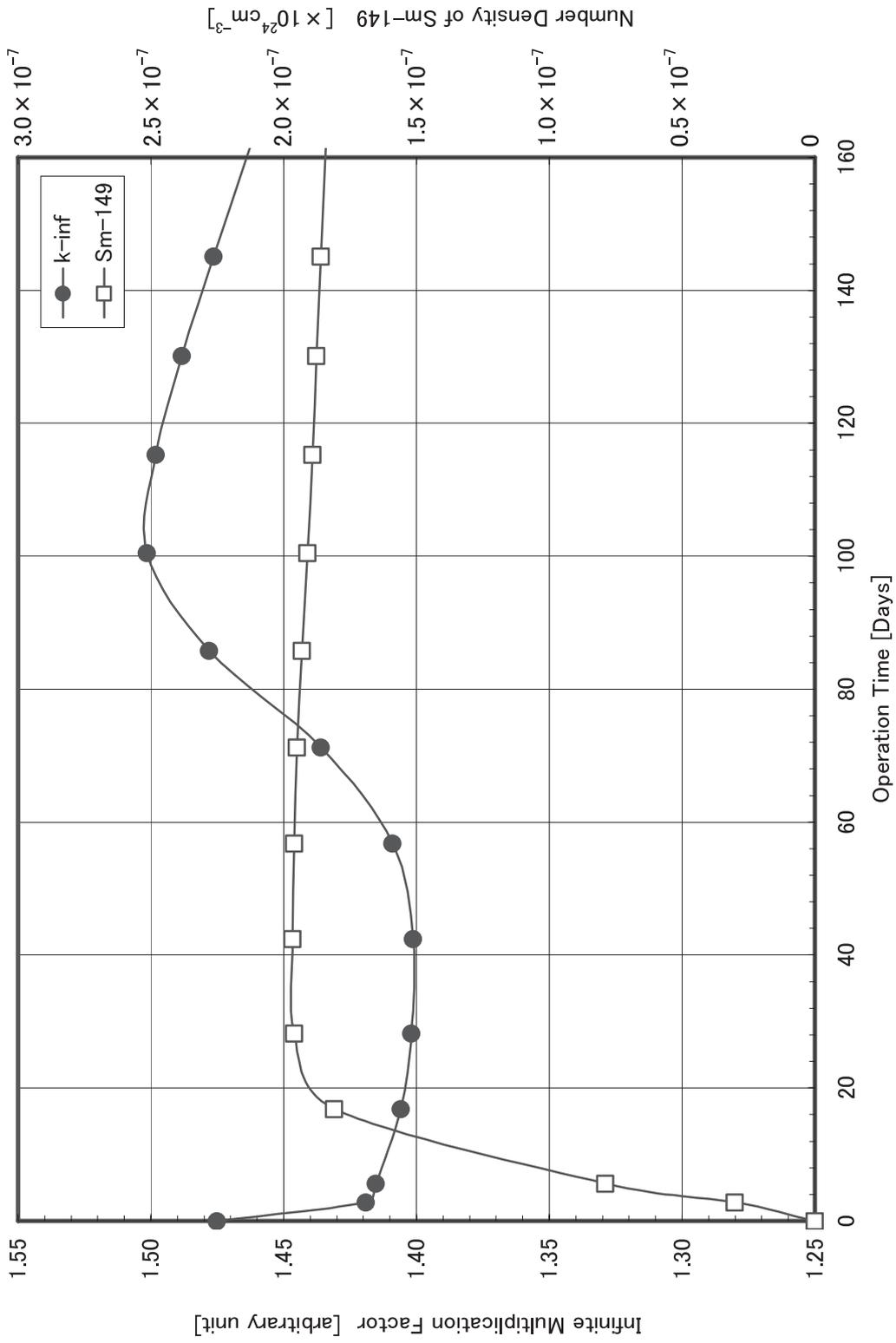


Fig.3-4 Comparison of Infinite Multiplication Factor and Number Density of Sm-149

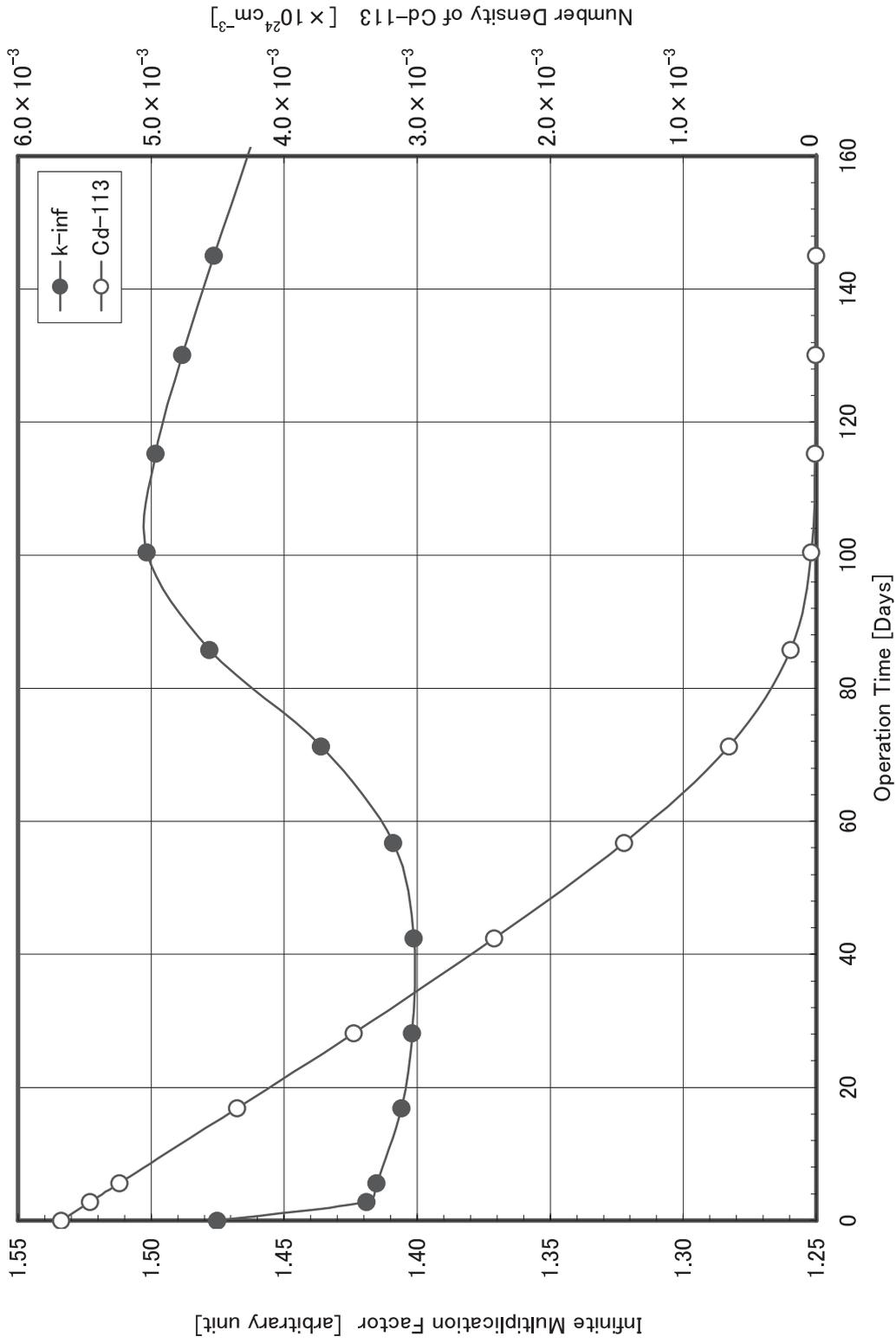


Fig.3-5 Comparison of Infinite Multiplication Factor and Number Density of Cd-113

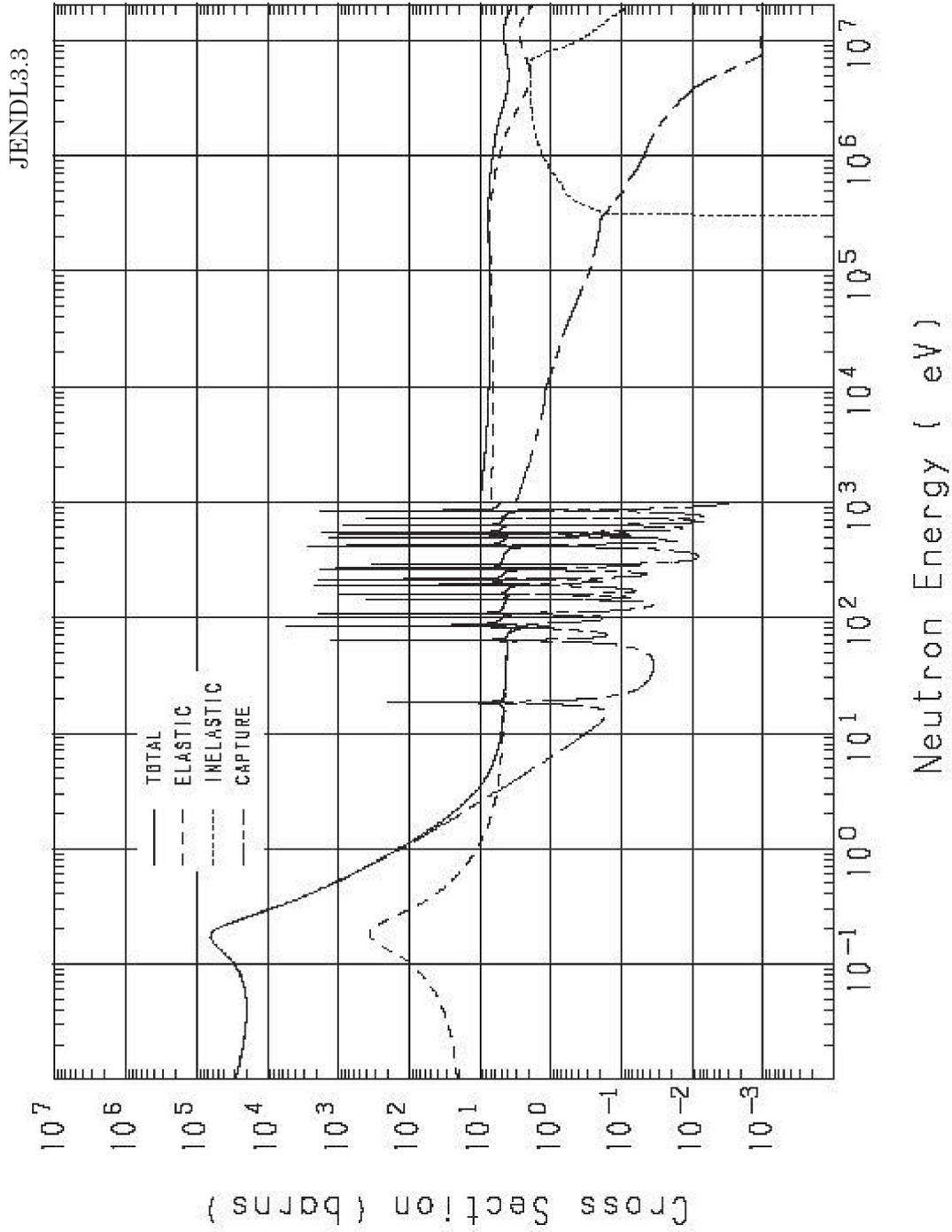


Fig.3-6 Cross Section Data of Cadmium-113

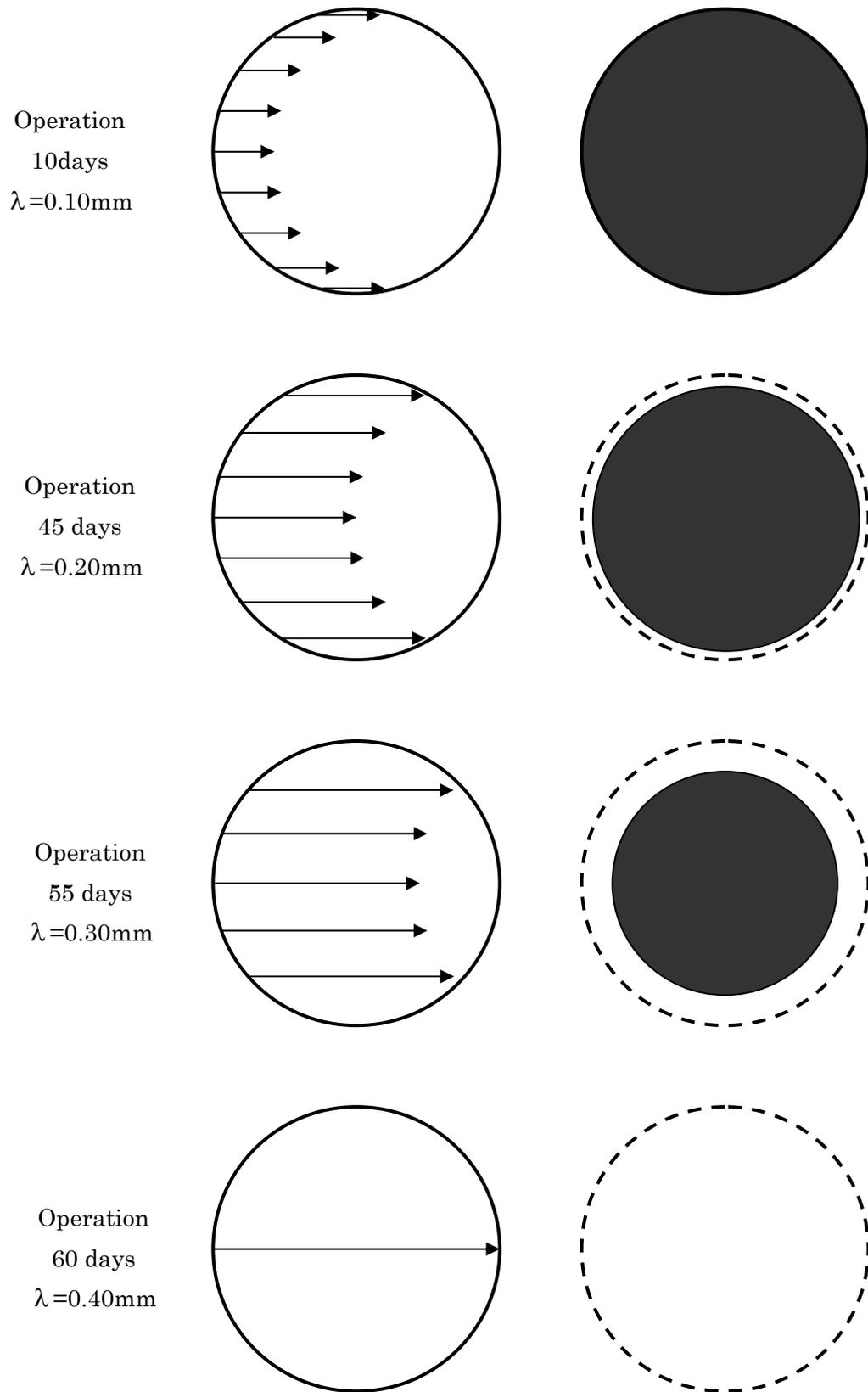


Fig.3-7 Mean Free Path of Thermal Neutron inside of Burnable Absorber

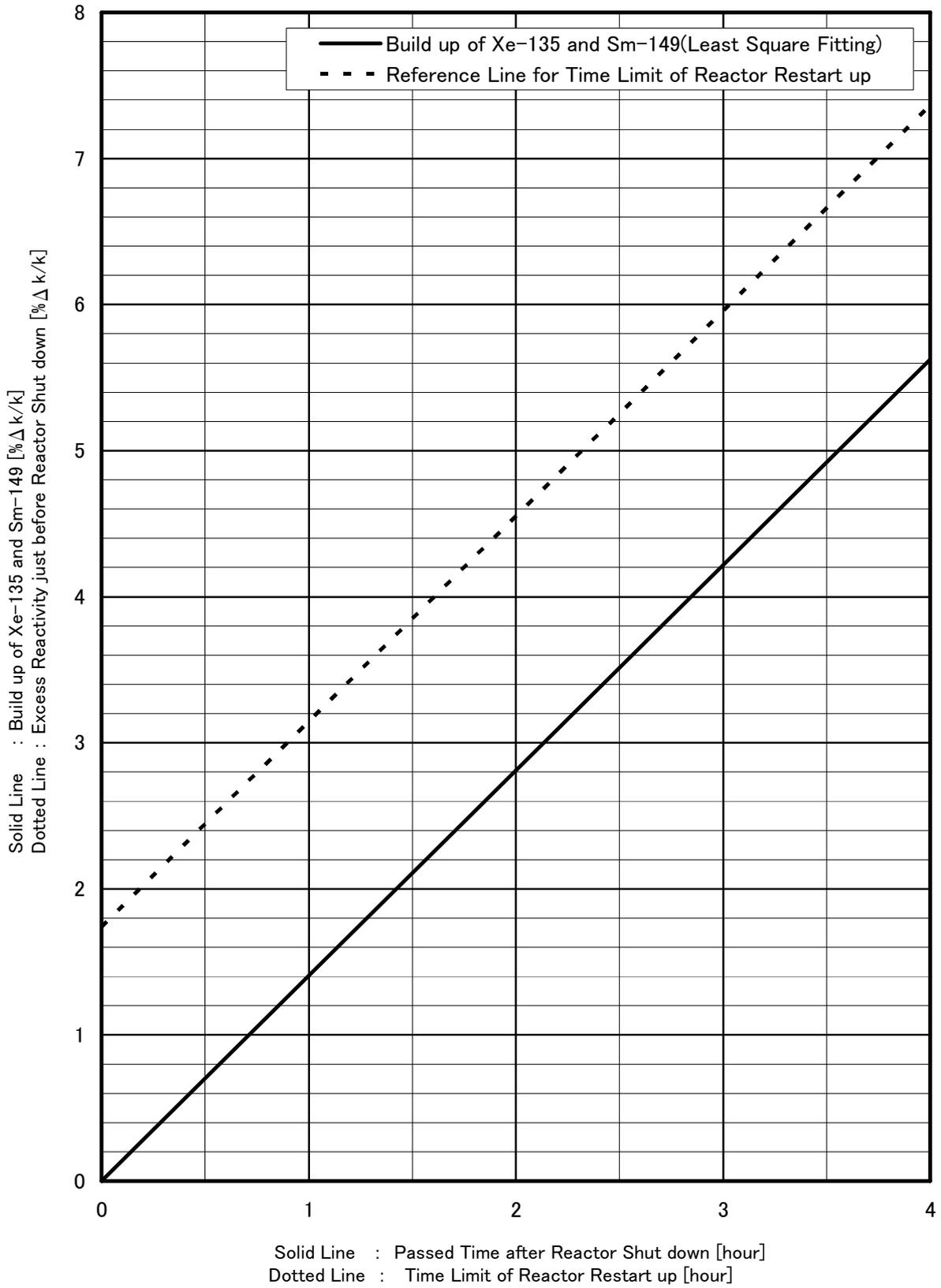


Fig.3-8 Build up of Xe-135 and Sm-149 and Reference Line for Time Limit of Reactor Restart up

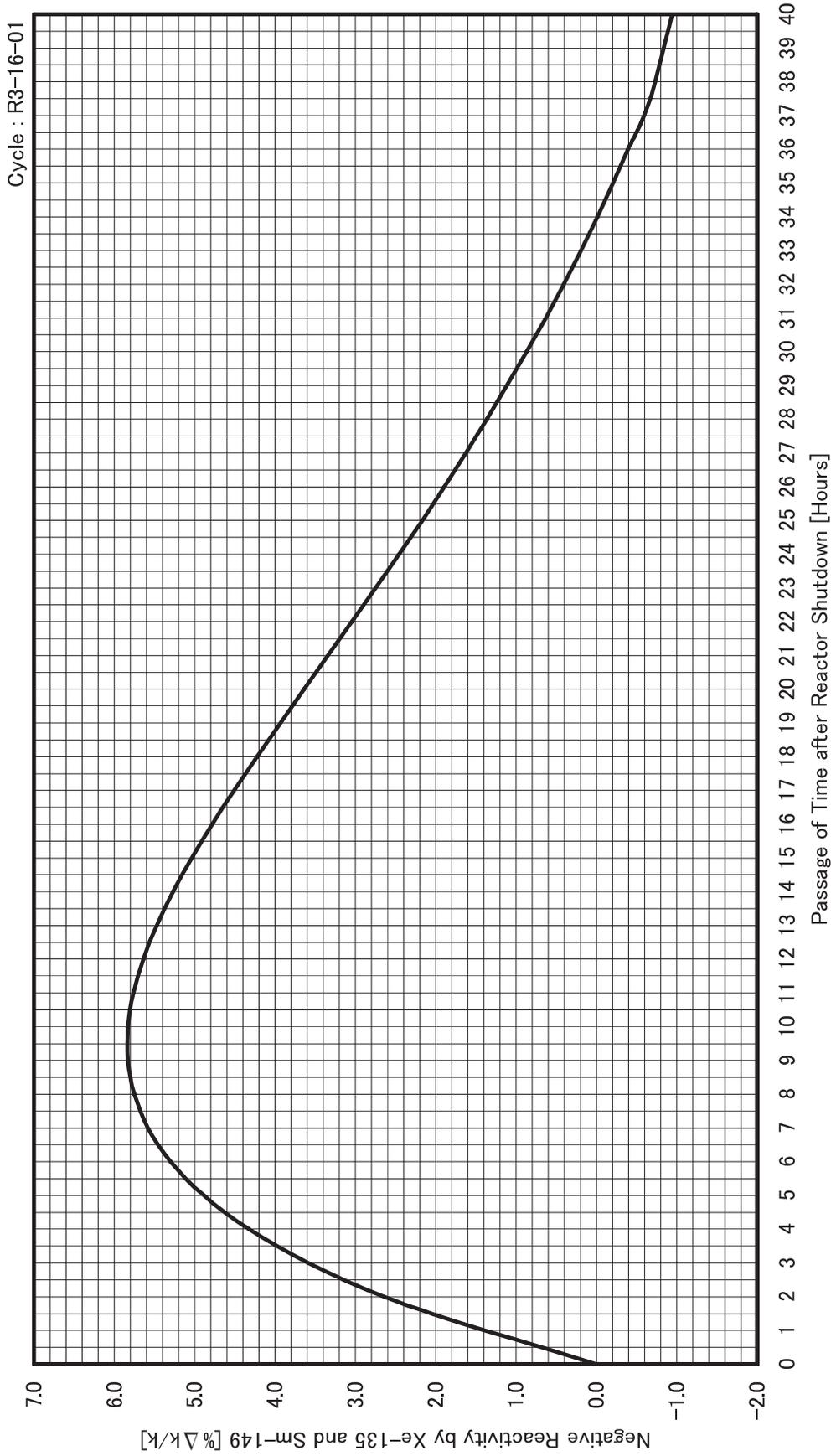


Fig.3-9 Build up Effect by Xe-135 and Sm-149

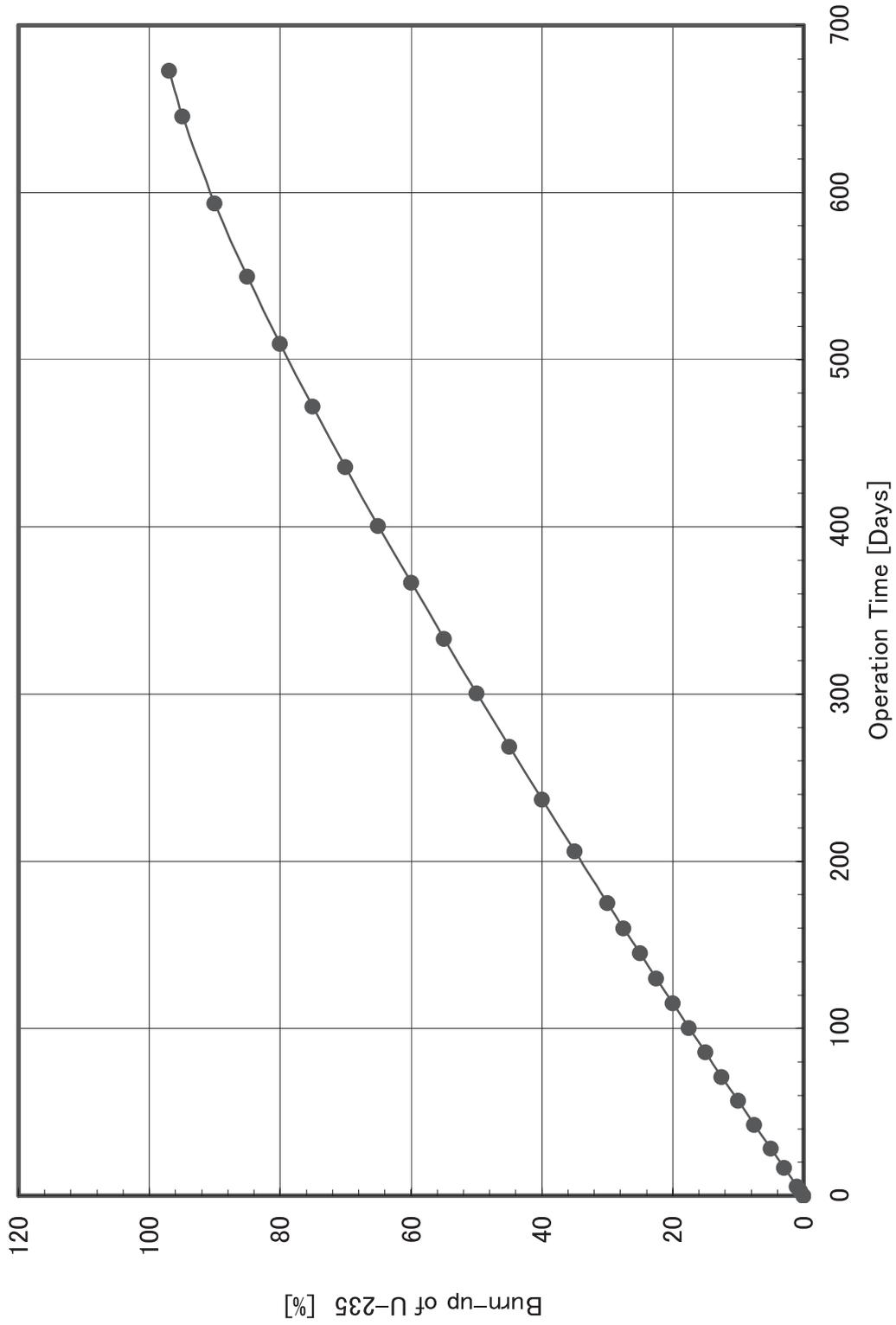


Fig.4-1 Burnup Characteristics of Silicide Fuel

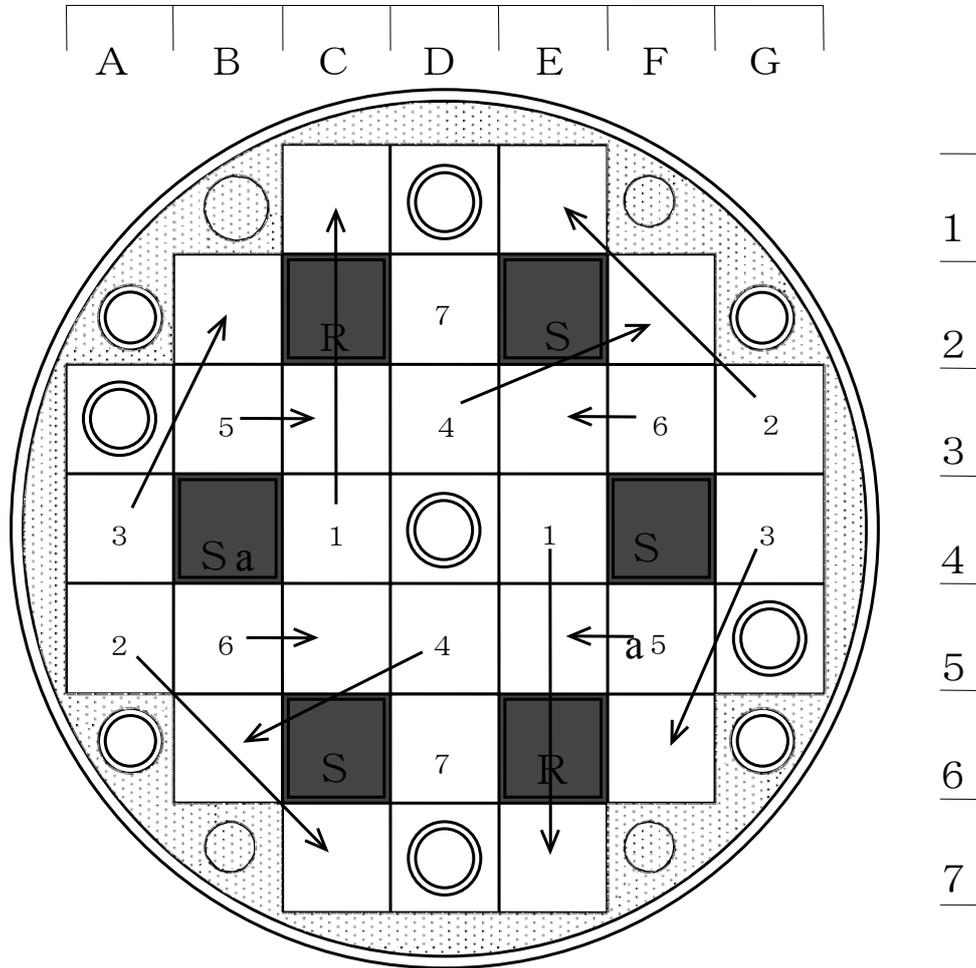
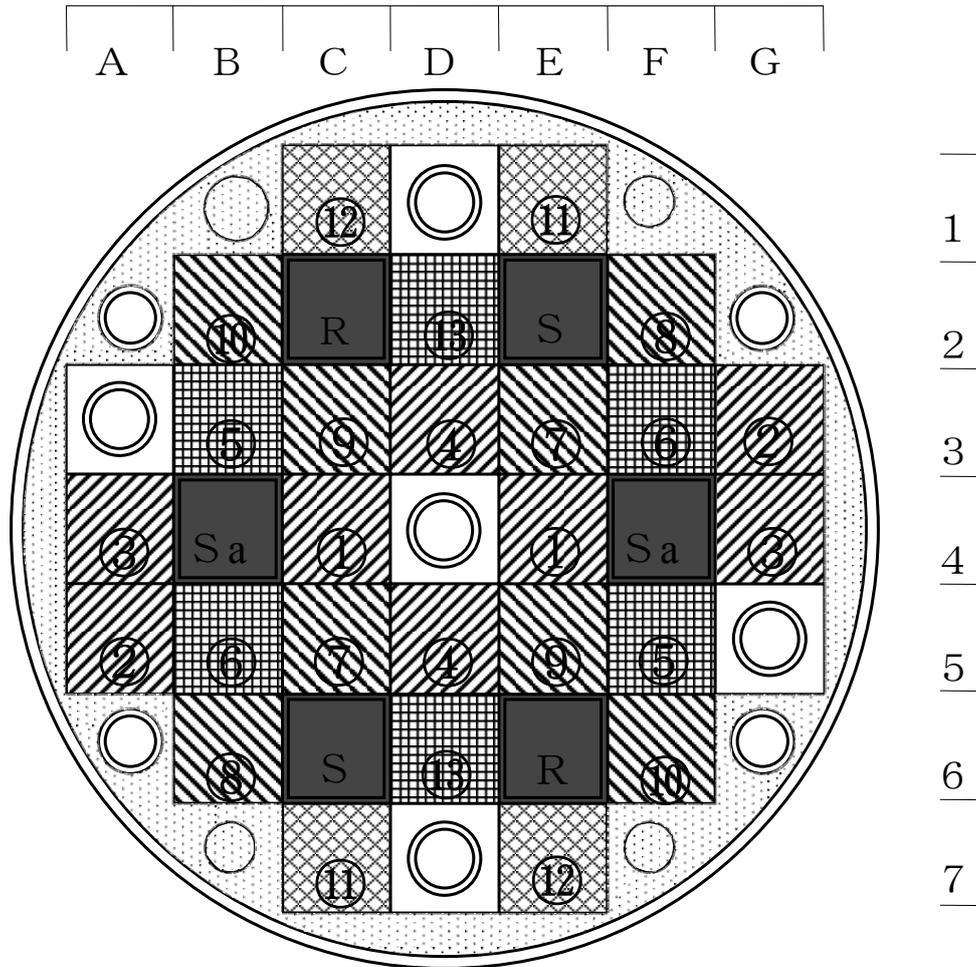


Fig.5-1 Fuel Exchange Procedure II



Shuffling

⑩ → ①

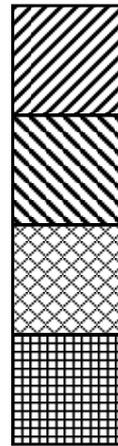
⑨ → ②

⑧ → ③

⑦ → ④

Not Shuffling

⑤, ⑥, ⑪, ⑫, ⑬



Region

I

Region

II

Region

III

RegionIV

Fig.5-2 Fuel Exchange Procedure III

Appendix-A MVP-BURN を用いたシリサイド燃料燃焼解析

MVP-BURN は、連続エネルギーモンテカルロコード MVP に、燃焼モジュール (BURN モジュール) を追加することにより燃焼計算が可能となるものである。開発当初の MVP-BURN では、燃料と独立した領域に存在する可燃性吸収体の取扱いができなかったため、JRR-3 シリサイド燃料に存在する可燃性吸収体の燃焼計算を実施することができなかった。その後、2005 年に公開された MVP/GMVP II に収納された MVP-BURN においては、この取扱いが可能となったため、JRR-3 シリサイド燃料の燃焼計算が実施可能となった。

MVP-BURN では、MVP によるモンテカルロ法に基づく輸送計算と、BURN モジュールによる核種崩壊生成計算を繰り返し実行することにより燃焼計算を実施する。MVP-BURN のベースとなる MVP は、これまでに様々な試験研究用原子炉に使用実績を有し、さらに JRR-3 シリサイド燃料炉心設計にも使用された実績もあり、計算精度に関して十分な信頼性が確認されている。

シリサイド燃料燃焼による反応度特性を把握するために、MVP-BURN を用いてシリサイド燃料燃焼解析を実施した。計算体系は、燃料板 1 枚及びその両側に存在する側板及び可燃性吸収体を単位格子とし、Z 軸方向を無限長とした無限配列とした。計算体系を Fig.A-1 に示す。

燃焼チェーンライブラリは、MVP-BURN コード内蔵の u4cm6fp104bp12T を用いた。本ライブラリでは、カドミウム-113 を核分裂生成物 (以下、「FP」という。) 核種の 1 つとして取り扱っており、カドミウムワイヤを可燃性毒物として使用している場合においても燃焼計算が可能となる。その他の計算条件を Table A-1 に示す。

Table A-1 Calculation Condition for Silicide Fuel Burnup Analysis

Items	Conditions
Number of Neutrons per Batch	10000
Number of Batches for Tallies	50 batches
Number of Batches before Tallies	10 batches
Number of Burnup Step	28 steps
Predictor-Corrector Method	Used for all batches
Thermal Power [MWt/cm]	4.255690E-4
Burnup Chain Library	u4cm6fp104bp12T

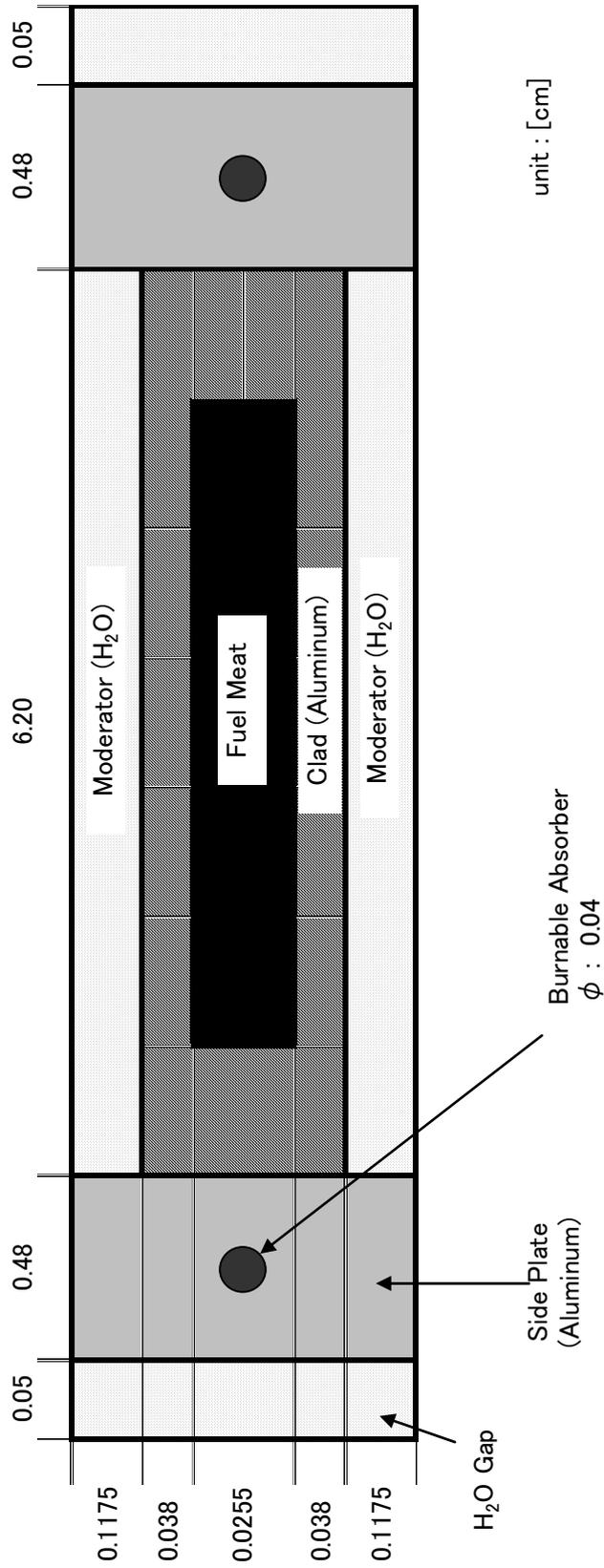


Fig.A-1 Silicide Fuel Plate Calculation Model for MVP-BURN

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度 (質量密度)	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
質量体積 (比体積)	立法メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
(物質量の)濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率	(数の) 1	1

表5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(a)	rad		m ⁰ ・m ⁻¹ =1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)		m ² ・m ⁻² =1 ^(b)
周波数	ヘルツ	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m ⁰ ・kg ¹ ・s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ ・kg ¹ ・s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N・m	m ² ・kg ¹ ・s ⁻²
工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² ・kg ¹ ・s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s ¹ ・A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² ・kg ¹ ・s ⁻³ ・A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² ・kg ¹ ・s ⁻³ ・A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ³ ・A ²
磁束密度	ウェーバ	Wb	V・s	m ² ・kg ¹ ・s ⁻² ・A ⁻¹
磁束	テスラ	T	Wb/m ²	kg ¹ ・s ⁻² ・A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² ・kg ¹ ・s ⁻² ・A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C		K
光照射	ルーメン	lm	cd・sr ^(e)	m ² ・m ⁻² ・cd=cd
(放射性核種の)放射能	ルクス	Lx	lm/m ²	m ² ・m ⁻² ・cd=m ² ・cd
吸収線量, 質量エネルギー一分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	s ⁻¹
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当量	シーベルト	Sv	J/kg	m ² ・s ⁻²

- (a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形成するときのいくつかの用例は表4に示されている。
- (b) 実際には、使用する時は記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号“1”は明示されない。
- (c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。
- (d) この単位は、例としてミリセルシウス度m°CのようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘着力のモーメント	ニュートンメートル	Pa・s	m ⁻¹ ・kg ¹ ・s ⁻¹
表面張力	ニュートン毎メートル	N・m	m ² ・kg ¹ ・s ⁻²
角速度	ラジアン毎秒	N/m	kg ¹ ・s ⁻²
角加速度	ラジアン毎平方秒	rad/s	m ⁰ ・m ⁻¹ ・s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	rad/s ²	m ⁰ ・m ⁻¹ ・s ⁻² =s ⁻²
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	W/m ²	kg ¹ ・s ⁻³
質量熱容量 (比熱容量), 質量エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/K	m ² ・kg ¹ ・s ⁻² ・K ⁻¹
質量エネルギー (比エネルギー)	ジュール毎キログラム	J/(kg・K)	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	J/kg	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	W/(m・K)	m ⁰ ・kg ¹ ・s ⁻³ ・K ⁻¹
電界の強さ	ボルト毎メートル	J/m ³	m ⁻¹ ・kg ¹ ・s ⁻²
体積電荷	クーロン毎立方メートル	V/m	m ⁰ ・kg ¹ ・s ⁻³ ・A ⁻¹
電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ³	m ⁻³ ・s ¹ ・A
誘電率	ファラド毎メートル	C/m ²	m ⁻² ・s ¹ ・A
透磁率	ヘンリー毎メートル	F/m	m ⁻³ ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
モルエネルギー	ジュール毎モル	H/m	m ⁰ ・kg ¹ ・s ⁻² ・A ⁻²
モルエントロピー	ジュール毎モル毎ケルビン	J/mol	m ² ・kg ¹ ・s ⁻² ・mol ⁻¹
モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol・K)	m ² ・kg ¹ ・s ⁻² ・K ⁻¹ ・mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラムグレイ	C/kg	kg ⁻¹ ・s ¹ ・A
吸収線量	ワット毎ステラジアン	Gy/s	m ² ・s ⁻³
放射強度	ワット毎平方メートル	W/sr	m ⁴ ・m ⁻² ・kg ¹ ・s ⁻³ =m ² ・kg ¹ ・s ⁻³
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² ・sr)	m ² ・m ⁻² ・kg ¹ ・s ⁻³ =kg ¹ ・s ⁻³

表6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
リットル	l, L	1l=1 dm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=10 ³ kg
ネーパ	Np	1Np=1
ベル	B	1B=(1/2)ln10(Np)

表7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位でSI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1eV=1.60217733(49)×10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1u=1.6605402(10)×10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1ua=1.49597870691(30)×10 ¹¹ m

表8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里	海里	1海里=1852m
ノット	ノット	1ノット=1海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	1a=1 dam ² =10 ² m ²
ヘクタール	ha	1ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
バール	bar	1bar=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1Å=0.1nm=10 ⁻¹⁰ m
バイン	b	1b=100fm ² =10 ⁻²⁸ m ²

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn・s/cm ² =0.1Pa・s
ストークス	St	1 St=1cm ² /s=10 ⁻⁴ m ² /s
ガウス	G	1 G=10 ⁴ T
エルステッド	Oe	1 Oe=(1000/4π)A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx=10 ³ Wb
スチルブ	sb	1 sb=1cd/cm ² =10 ⁴ cd/m ²
ホト	ph	1 ph=10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm/s ² =10 ⁻² m/s ²

表10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
X線単位	X unit	1X unit=1.002×10 ⁻⁴ hm
ジャンマ	y	1 y=1 nT=10 ⁻⁹ T
ジャンスキー	Jy	1 Jy=10 ⁻²⁶ W・m ⁻² ・Hz ⁻¹
フェルミ	f	1 fermi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット	metric carat	1 metric carat = 200 mg = 2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリ	cal	
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

