

陽子加速器・ハイブリッド高速炉の 炉心特性の予備検討

1997年6月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター

システム開発推進部・技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section, O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Nareta-machi, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken 311-13, Japan.

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation) 1996

陽子加速器・ハイブリッド高速炉の 炉心特性の予備検討

小綿 泰樹* 大坪 章*

要 旨

加速器と未臨界高速炉とを組み合わせたハイブリッド炉（加速器ハイブリッド高速炉）の特徴（出力制御性、硬中性子スペクトル等）を生かし、これまで主として超ウラン元素（TRU）を消滅させる性能に着目して検討を行ってきた。使用する加速器の形式として、単位出力当りの中性子発生数の観点から、加速ビームが電子又は陽子の場合を比較した。その結果、ターゲット（タンゲステン）原子核とのスポレーション反応を利用する陽子加速器が優れており、当然TRU消滅特性も有利であることが分かった。

本来、高速炉は転換比が高いので加速器のような外部中性子源を組み合わせれば、制御棒や高富化プルトニウム燃料を使用しなくても出力密度を高くして長期運転が可能であると考えられる。すなわち、核分裂性プルトニウムを自給できる（燃料自給）特性もっている。従って、本報告書では、陽子加速器の高い中性子発生能力に基づく原子炉制御への適用性を利用し、陽子加速器ハイブリッド高速炉の炉心特性を2D-BURNコードを用いて概略的に検討した。

出力密度300w/ccでターゲット部を無視した円筒炉心を想定し、炉心の寸法と全炉心体積に占める燃料の体積比をパラメータとして行った燃焼計算から燃料自給の可能性を検討した。この結果、炉心高さと半径がそれぞれ100cmの炉心では、初期炉心にのみ中富化度（約10wt%）のウラン又はプルトニウム燃料を装荷すれば、以後の燃焼サイクルには天然ウランのみを供給するだけで長期運転が可能になる見通しが得られた。なお、より詳細な解析は次年度に行う予定である。

* 大洗工学センター 基盤技術開発部 先進技術開発室

Core Characteristics on a Hybrid Type Fast Reactor System combined with Proton Accelerator

Yasuki KOWATA* and Akira OTSUBO*

Abstract

In our study on a hybrid fast reactor system, we have investigated it from the view point of transmutation ability of trans-uranium(TRU) nuclide making the most effective use of special features(controllability, hard neutron spectrum) of the system. It is proved that a proton beam is superior in generation of neutrons compared with an electron beam. Therefore a proton accelerator using spallation reaction with a target nucleus has an advantage to transmutation of TRU than an electron one.

A fast reactor is expected to primarily have a merit that the reactor can be operated for a long term without employment of highly enriched plutonium fuel by using external neutron source such as the proton accelerator. Namely, the system has a desirable characteristic of being possible to self-sustained fissile plutonium. Consequently in the present report, core characteristics of the system were roughly studied by analyses using 2D-BURN code.

The possibility of self-sustained fuel was investigated from the burnup and neutronic calculation in a cylindrical core with 300w/cc of power density without considering a target material region for the accelerator. For a reference core of which the height and the radius are both 100cm, there is a fair prospect that a long term reactor operation is possible with subsequent refueling of natural uranium, if the medium enriched(around 10wt%) uranium or plutonium fuels are fully loaded in the initial core. More precise analyses will be planned in a later fiscal year.

*Frontier Technology Development Section, Advanced Technology Division.

陽子加速器・ハイドリッド高速炉の炉心特性の予備検討

目 次

1. はじめに	1
2. 燃料自給型炉としての基本要件	2
2.1 燃料自給型炉の定義	2
2.2 燃焼計算条件	2
2.3 増殖体系となる炉心形状の設定	3
2.4 計算結果	4
3. 燃料自給型炉としてのシステム構成	29
3.1 燃料交換の方法	29
3.2 解析条件	29
3.3 解析項目	30
3.4 解析結果	30
4. 考察	38
4.1 燃料交換のバッチ数について	38
4.2 初期炉心の実効増倍率	38
4.3 燃料交換期間の調整による反応度制御の可能性	38
4.4 プルトニウム燃料の燃焼特性	39
4.5 長期サイクル炉心の可能性	39
5. おわりに	40
謝辞	41
参考文献	42

表リスト

- 表2-1 炉心計算に使用した中性子エネルギー群構造
- 表2-2 燃料及び炉心構造材の原子数密度と炉心に占める燃料体積比
- 表2-3 炉心高さと燃料体積比をパラメータとした場合の燃焼計算による実効増倍率の変化
- 表2-4 燃料体積比=47%の炉心の燃焼による実効増倍率の変化
- 表2-5 燃料体積比=47%の炉心の燃焼による燃料組成の変化
- 表2-6 燃料体積比=47%の炉心の燃焼による燃料核種の重量変化

図リスト

- 図2-1 燃料自給型を目指すハイブリッド高速炉の2次元炉心計算体系（ターゲット領域は無視）
- 図2-2 燃焼による実効増倍率の変化（燃料体積比=40%）
- 図2-3 燃焼による実効増倍率の変化（燃料体積比=50%）
- 図2-4 燃焼による実効増倍率の変化（燃料体積比=60%）
- 図2-5 炉心高さ（=半径）と実効増倍率との関係（燃料体積比=40%）
- 図2-6 炉心高さ（=半径）と実効増倍率との関係（燃料体積比=50%）
- 図2-7 炉心高さ（=半径）と実効増倍率との関係（燃料体積比=60%）
- 図2-8 燃焼による燃料核種の重量変化（燃料体積比=40%）
- 図2-9 燃焼による燃料核種の重量変化（燃料体積比=50%）
- 図2-10 燃焼による燃料核種の重量変化（燃料体積比=60%）
- 図2-11 燃焼によるプルトニウム含有率の変化（燃料体積比=40%）
- 図2-12 燃焼によるプルトニウム含有率の変化（燃料体積比=50%）
- 図2-13 燃焼によるプルトニウム含有率の変化（燃料体積比=60%）
- 図2-14 炉心に占める燃料体積比と炉心高さ（=半径）との関係
- 図2-15 天然ウラン装荷炉心の燃焼による実効増倍率の変化（燃料体積比=47%、炉心高さ=100cm）
- 図2-16 燃焼によるプルトニウム含有率の変化（燃料体積比=47%）
- 図2-17 燃焼によるウラン及びプルトニウム核種の重量変化（燃料体積比=47%）
-
- 図3-1 5バッチ燃料交換を伴う燃料自給型炉の燃焼による実効増倍率の変化（ Pu^{fiss} 富化度=12wt%、燃料体積比=40%）
- 図3-2 12wt%濃縮ウラン（燃料体積比=35%）装荷炉心の燃焼による実効増倍率の変化
- 図3-3 燃料交換期間一定で10バッチ燃料交換を伴う燃料自給型炉の燃焼による実効増倍率の変化（ ^{235}U 濃縮度=12wt%）
- 図3-4 燃料交換期間可変で10バッチ燃料交換を伴う燃料自給型炉の燃焼による実効増倍率の変化（ ^{235}U 濃縮度=12wt%）
- 図3-5 プルトニウム富化度と燃料体積比をパラメータとしたプルトニウム燃料装荷炉心の燃焼特性
- 図3-6 初装荷用と取り替え用のプルトニウム燃料中プルトニウム富化度をパラメータとした燃料交換を伴う燃料自給型炉の燃焼特性（サイクル燃焼期間5年、3バッチ）

1. はじめに

加速器と未臨界高速炉を組み合わせたハイブリッド炉（加速器ハイブリッド高速炉）の炉心特性に関する研究に関しては、その特徴を生かしてこれまで主として超ウラン元素（TRU）の消滅性能に着目して検討してきた^{(1)~(3)}。加速器ハイブリッド高速炉に採用する加速器としては、中性子の発生効率の点からターゲット（タングステン）とのスポレーション反応を利用する陽子加速器が有利であることが分かった^{(4),(5)}。本加速器ハイブリッド高速炉に陽子加速器を使用した場合、電子加速器を使用した場合に比べてTRU消滅量は約100倍増加することが判明した⁽³⁾。

高速炉は本来転換比が高いので、炉心が未臨界状態であっても加速器のような外部中性子源を組み合わせれば、多数の制御棒や高富化度のプルトニウム燃料を使用しなくても出力密度を高くして長期運転が可能であると考えられる。すなわち、この特長を生かせば加速器ハイブリッド高速炉では運転を継続するために必要な核分裂性プルトニウムを自ら供給できる（燃料自給）特性をもたせることができる。炉心の増殖比がほぼ1.0に近ければ、燃焼による反応度低下は極めて小さく、いわゆるフェニックス性をもつことになる。そこで未臨界度が大きく、かつ増殖による核分裂性プルトニウムの蓄積量が少ない期間（初期炉心）を重点的に加速器の出力を増強させて対処すれば、その後のサイクルは例えば天然ウラン燃料のみの使用で長期運転が可能になると考えられる。これは燃料の長寿命化を意味し、燃料製造、処理等に係わるコストが軽減され、原子炉の安全性のみならず、経済性の向上にも寄与することが期待できる。

ここでは、高い中性子発生能力をもつ陽子加速器を原子炉制御へ適用し、それと未臨界高速炉を組み合わせたハイブリッド炉（陽子加速器ハイブリッド高速炉）の炉心特性を2D-BURNコードを用いて概略的に検討する。そのため炉心内に設置すべきターゲット部は無視して単純化した炉心を想定する。そして高速炉固有の高いプルトニウムへの転換性と陽子加速器の良好な出力制御性を兼ね備えた本ハイブリッド炉について、燃料自給特性を生かすことで長期サイクル運転が可能となる方策を探ることとする。

2. 燃料自給型炉としての基本要件

2.1 燃料自給型炉の定義

燃料自給型炉として考えている陽子加速器ハイブリッド高速炉は燃料の増殖性に着目しているため、天然ウラン程度の低い核分裂性物質濃度の燃料（低濃度燃料）の利用を主眼としている。天然ウラン燃料だけを装荷した初期炉心では未臨界度が大きすぎ陽子加速器を駆動しても高出力を得ることは一般に困難である。このため初期炉心ではある程度高い核分裂性物質濃度の燃料（高濃度燃料）を炉心に装荷しておき、陽子加速器を駆動して外部から強制的に体系内に中性子を発生させる方法でその出力密度を保持する。それ以後の燃焼が進んだ炉心では高速炉の高転換性の特長を生かして、蓄積した核分裂性プルトニウムの燃焼により所定の出力密度を保持して長期間運転が継続できるか、又は初装荷燃料よりはるかに低い低濃度燃料（天然ウラン程度）を部分的に取り替えるだけで同様の長期運転が可能になるような陽子加速器ハイブリッド高速炉を、ここでは燃料自給型炉と定義する。

天然ウラン燃料を炉心で燃焼させた場合を考えてみる。天然ウラン燃料をある出力密度で燃焼させると、この体系の初期増殖比が高いので実効増倍率は時間とともに増加する。しかしある一定期間燃焼させれば実効増倍率は平衡に達し、この時増殖比もほぼ一定値（約1.0）になっているとみなせる。このように天然ウラン燃料でも初期はともかく燃焼が進んで未臨界度が小さくなれば、陽子加速器で中性子を発生させて出力密度を保持することが可能である。

以下では炉心の大きさ、燃料組成、炉心全体積に占める燃料の体積との比（燃料体積比）等のパラメータを適切に選ぶことによって、高いプルトニウムへの転換（燃料自給）特性をもつ燃料自給型炉が工学的に成立する基本的要件を検討する。

2.2 燃焼計算条件

燃料自給型炉の基本的な要件を検討するために、炉心の中性子拡散計算及び燃焼計算を以下の条件で行った。

① 炉心体系

陽子加速器及びターゲット部は考慮せず、体系は図2-1に示す2次元R-Z形状の炉心とする。

② 炉心寸法

炉心は1領域だけで構成されるとし、図2-1に示すようにその上・下部と側部に遮蔽体を設けた。炉心の高さHと半径Rの比は「もんじゅ」炉心の寸法を参考にして1.0とし、炉心寸法(H又はR)をパラメータとして50、100、150cmの3種を選択する。

③ 核定数

JENDL3.2 (70群)⁽⁶⁾を用いた。

④ エネルギー群

炉心拡散計算は7群に縮約して行った。エネルギー群構造を表2-1に示す。

⑤ 組成

炉心及び遮蔽体各領域の原子数密度を、燃料体積比をパラメータ（40、50、60%）として表2-2に示す。なお、燃料はすべて窒化物（UN, PuN）を用いることとする。

⑥ 計算コード

2次元拡散燃焼計算コード：2D-BURN⁽⁷⁾

⑦ 熱出力

平均出力密度は「もんじゅ」炉心を参考にして300W/ccに設定する。

⑧ 中性子スペクトル

加速器の陽子ビーム（固定線源）強度を調節することにより所定の熱出力を得る加速器ハイブリッド高速炉⁽⁸⁾では、炉心内の中性子束分布と中性子スペクトルはそれぞれ正確には臨界時とは異なるが、ここでは簡単のためこれらは臨界時と変わらないものとした。

2.3 増殖体系となる炉心形状の設定

陽子加速器による外部的中性子発生で炉心出力を維持することを想定するが、燃料自給型炉の炉心形状は大まかには次のような考え方に基づいてパラメータサーベイ計算によって設定する。つまり、天然ウランを初期炉心の燃料とし燃料交換なしで燃焼させ、核分裂性物質（主に²³⁹Pu）濃度が平衡に達した組成で臨界にできる体系とする。

このような炉心条件の範囲を探索するため、以下で選択したパラメータの組合せで、燃焼に伴う組成変化（プルトニウムの蓄積・燃焼）による実効増倍率の変化が、燃料体積比や炉心寸法にどのように依存するかを把握する。なお、燃料体積比47%のケース10は2.4節の計算結果を考慮して追加したものである。

燃料体積比：40, 50, 60%

炉心高さ (=半径)：50, 100, 150cm

ケース	燃料体積比 (%)	炉心高さ (cm)
1	40	50
2	40	100
3	40	150
4	50	50
5	50	100
6	50	150
7	60	50
8	60	100
9	60	150
10	47	100

2.4 計算結果

(1) 炉心形状のサーベイ

燃料体積比を40、50、60%に変化させ出力密度を300W/ccで燃焼させた場合の計算結果を以下に示す。

① 燃焼による実効増倍率の変化

炉心高さをパラメータ（50、100、150cm）とした場合の結果を表2-3及び図2-2～図2-4に示す。

② 炉心高さの実効増倍率の関係

図2-2～図2-4の結果から炉心高さを50～150cmに変化させた場合の結果を図2-5～図2-7に示す。

③ 燃焼による燃料核種の重量変化

炉心高さを100cmに固定した場合のU-238及びPu-239～Pu-242の結果を図2-8～図2-10に示す。

④ 燃焼によるプルトニウム含有率の変化

炉心高さを100cmに固定した場合の核分裂性プルトニウム（Pu^{fs}）及び全プルトニウムの結果を図2-11～図2-13に示す。

(2) 炉心形状の設定

炉心高さ、燃料体積比をパラメータとして天然ウラン燃料体系で燃焼計算した(1)の結果を用いて、概略的な燃料自給型炉の炉心形状を設定する。2.3節で述べた考え方に従って、燃焼期間の経過とともに増加した増殖比が飽和しているとみなせる5年燃焼時で $k_{\text{eff}}=1.0$ を保持できる炉心高さを燃料体積比毎に図2-2～図2-4から読み取る。このことは炉心高さ、実効増倍率をプロットした図2-5～図2-7で $k_{\text{eff}}=1.0$ になる炉心高さを内挿して求めることである。このようにして得られた燃料体積比と炉心高さの関係を図2-14に示す。ここでは、図2-14の曲線上又はそのやや上側（斜線部）が燃料自給型炉として工学的に成立性を見込める範囲と考えることにする。更に、現状の炉心設計上の工学的検討では、燃料体積比を50%未満にすることが望ましいことを考えると、図2-14に示した $k_{\text{eff}}=1.0$ になる燃料体積比と炉心高さの曲線から、高さ100cmの炉心が燃料体積比で50%未満（47%）になるので、この炉心を選定することとした。

次に、以上で設定した高さ、半径が各々100cm、燃料体積比47%の炉心において長期（約15年）の燃焼計算を実行し、燃焼による実効増倍率、燃料組成等の変化を求める。以下にその計算結果を示す。

① 燃焼による実効増倍率の変化 : 図2-15

② 燃焼によるプルトニウム含有率の変化 : 図2-16

③ 燃焼による燃料核種の重量変化 : 図2-17

表2-1 炉心計算に使用した中性子エネルギー群構造

Neutron energy group structure for a core diffusion calculation using 2D-BURN code. (1/2)

エネルギー範囲	70群		18群		7群	
	群	Fission Spect.	群	Fission Spect.	群	Fission Spect.
10.0(MeV) ~ 7.7880(MeV)	1	8.3498×10^{-3}	1	3.10598×10^{-2}	1	1.502228×10^{-1}
7.7880 ~ 6.0653	2	2.2710×10^{-2}				
6.0653 ~ 4.7237	3	4.5869×10^{-2}				
4.7237 ~ 3.6788	4	7.3294×10^{-2}	2	1.19163×10^{-1}	2	4.330980×10^{-1}
3.6788 ~ 2.8650	5	9.7428×10^{-2}				
2.8650 ~ 2.2313	6	1.1210×10^{-1}				
2.2313 ~ 1.7377	7	1.1520×10^{-1}	3	2.09528×10^{-1}	3	4.05449×10^{-1}
1.7377 ~ 1.3534	8	1.0837×10^{-1}				
1.3534 ~ 1.0540	9	9.5137×10^{-2}	4	2.2357×10^{-1}		
1.0540 ~ 0.82085	10	7.9137×10^{-2}				
0.82085 ~ 0.63928	11	6.3114×10^{-2}	5	1.74274×10^{-1}	3	4.05449×10^{-1}
0.63928 ~ 0.49787	12	4.8710×10^{-2}				
0.49787 ~ 0.38774	13	3.6643×10^{-2}				
0.38774 ~ 0.30197	14	2.7021×10^{-2}	6	1.48467×10^{-1}	4	1.084796×10^{-2}
0.30197 ~ 0.23518	15	1.9618×10^{-2}				
0.23518 ~ 0.18316	16	1.4072×10^{-2}				
0.18316 ~ 0.14264	17	9.9987×10^{-3}	7	6.0711×10^{-2}	4	1.084796×10^{-2}
0.14264 ~ 0.11109	18	7.0524×10^{-3}				
0.11109 ~ 0.086517	19	4.9459×10^{-3}				
86.517(keV) ~ 67.379(keV)	20	3.4531×10^{-3}	8	2.1997×10^{-2}	3	4.05449×10^{-1}
67.379 ~ 52.475	21	2.4025×10^{-3}				
52.475 ~ 40.868	22	1.6671×10^{-3}				
40.868 ~ 31.828	23	1.1543×10^{-3}	9	7.5227×10^{-3}	4	1.084796×10^{-2}
31.828 ~ 24.788	24	7.9794×10^{-4}				
24.788 ~ 19.305	25	5.5089×10^{-4}				
19.305 ~ 15.034	26	3.7995×10^{-4}	10	2.50311×10^{-3}	4	1.084796×10^{-2}
15.034 ~ 11.709	27	2.6185×10^{-4}				
11.709 ~ 9.1188	28	1.8035×10^{-4}				
9.1188 ~ 7.1017	29	1.2416×10^{-4}	11	8.2215×10^{-4}	5	3.833064×10^{-4}
7.1017 ~ 5.5308	30	8.5444×10^{-5}				
5.5308 ~ 4.3074	31	5.8784×10^{-5}				
4.3074 ~ 3.3546	32	4.0433×10^{-5}	12	2.68388×10^{-4}	5	3.833064×10^{-4}
3.3546 ~ 2.6126	33	2.7806×10^{-5}				
2.6126 ~ 2.0347	34	1.9120×10^{-5}				
2.0347 ~ 1.5846	35	1.3146×10^{-5}	13	8.7359×10^{-5}	5	3.833064×10^{-4}
1.5846 ~ 1.2341	36	9.0376×10^{-6}				
1.2341 ~ 0.96112	37	5.3758×10^{-6}				

(2/2)

エネルギー範囲	70群		18群		7群	
	群	Fission Spect.	群	Fission Spect.	群	Fission Spect.
961.12(eV) ~ 748.52(eV)	38	0.0	15	0.0	6	0.0
748.52 ~ 582.95	39	0.0				
582.95 ~ 454.00	40	0.0				
454.00 ~ 353.58	41	0.0	16	0.0		
353.58 ~ 275.36	42	0.0				
275.36 ~ 214.45	43	0.0				
214.45 ~ 167.02	44	0.0	17	0.0		
167.02 ~ 130.07	45	0.0				
130.07 ~ 101.30	46	0.0				
101.30 ~ 78.893	47	0.0	18	0.0	7	0.0
78.893 ~ 61.442	48	0.0				
61.442 ~ 47.851	49	0.0				
47.851 ~ 37.267	50	0.0				
37.267 ~ 29.023	51	0.0				
29.023 ~ 22.603	52	0.0				
22.603 ~ 17.603	53	0.0				
17.603 ~ 13.710	54	0.0				
13.710 ~ 10.677	55	0.0				
10.677 ~ 8.3153	56	0.0				
8.3153 ~ 6.4760	57	0.0				
6.4760 ~ 5.0435	58	0.0				
5.0435 ~ 3.9279	59	0.0				
3.9279 ~ 3.0590	60	0.0				
3.0590 ~ 2.3824	61	0.0				
2.3824 ~ 1.8554	62	0.0				
1.8554 ~ 1.4450	63	0.0				
1.4450 ~ 1.1254	64	0.0				
1.1254 ~ 0.87642	65	0.0				
0.87642 ~ 0.68256	66	0.0				
0.68256 ~ 0.53158	67	0.0				
0.53158 ~ 0.41399	68	0.0				
0.41399 ~ 0.32242	69	0.0				
0.32242 ~ 10 ⁻³	70	0.0				

表2-2 燃料及び炉心構造材の原子数密度と炉心に占める燃料体積比

Atomic number density of fuel and structural material used in a core and volume ratio of fuel.

(1) 原子数密度 (atom/barn/cm)

核種	炉心				遮蔽体	
	燃料(40%)	燃料(50%)	燃料(60%)	燃料(47%)	径方向	軸方向
Mn	2.6242E-04	1.9682E-04	1.3121E-04	1.9682E-04	1.0497E-03	7.8727E-04
Fe	1.1273E-02	8.4548E-03	5.6365E-03	8.4548E-03	4.5091E-02	3.3818E-02
Cr	3.1424E-03	2.3568E-03	1.5712E-03	2.3568E-03	1.2570E-02	9.4272E-03
Ni	2.2108E-03	1.6581E-03	1.1054E-03	1.6581E-03	8.8433E-03	6.6325E-03
Mo	2.5045E-04	1.8784E-04	1.2523E-04	1.8784E-04	1.0018E-03	7.5136E-04
Na	8.9704E-03	7.8491E-03	6.7278E-03	8.5219E-03	4.4852E-03	8.9704E-03
N	1.3667E-02	1.7084E-02	2.0501E-02	1.6059E-02	0	0
U-235	9.8472E-05	1.2309E-04	1.4771E-04	1.1570E-04	0	0
U-238	1.3568E-02	1.6960E-02	2.0352E-02	1.5942E-02	0	0

(2) 燃料体積比

炉心燃料	0.4	0.5	0.6	0.47
冷却材	0.4	0.35	0.3	0.38
構造材	0.2	0.15	0.1	0.15

表2-3 炉心高さ と燃料体積比をパラメータとした場合の燃焼計算による実行増倍率の変化

Change in effective multiplication factor in burnup calculation as functions of core height and fuel volume ratio.

(1) 燃料体積比=40%

炉心高さ* (cm)	燃焼期間 (年)						
	0.0	0.5	1.0	2.0	3.0	4.0	5.0
50	0.2261	0.4893	0.5626	0.6462	0.6893	0.7143	0.7288
100	0.2729	0.6853	0.7736	0.8737	0.9244	0.9530	0.9690
150	0.2880	0.7545	0.8467	0.9509	1.0033	1.0326	1.0487

* 炉心半径と同一

(2) 燃料体積比=50%

炉心高さ* (cm)	燃焼期間 (年)						
	0.0	0.5	1.0	2.0	3.0	4.0	5.0
50	0.2575	0.5070	0.5891	0.6856	0.7379	0.7704	0.7918
100	0.3030	0.6759	0.7753	0.8904	0.9517	0.9891	1.0130
150	0.3169	0.7319	0.8357	0.9558	1.0192	1.0578	1.0821

(3) 燃料体積比=60%

炉心高さ* (cm)	燃焼期間 (年)						
	0.0	0.5	1.0	2.0	3.0	4.0	5.0
50	0.2840	0.5196	0.6074	0.7130	0.7722	0.8106	0.8369
100	0.3275	0.6657	0.7716	0.8967	0.9654	1.0092	1.0388
150	0.3402	0.7115	0.8223	0.9525	1.0235	1.0686	1.0989

表2-4 燃料体積比=47%の炉心の燃焼による実効増倍率の変化

Change in effective multiplication factor with burnup in a core of fuel volume ratio=47%

期間 (年)	keff
0.0	0.2970
0.5	0.6853
1.0	0.7773
2.0	0.8888
3.0	0.9473
4.0	0.9825
5.0	1.0043
7.0	1.0250
9.0	1.0268
11.0	1.0178
13.0	1.0018
15.0	0.9812

表2-5 燃料体積比=47%の炉心の燃焼による燃料組成の変化

Change in atomic number density of fuel nuclide with burnup in a core of fuel volume ratio=47%

(atom/barn/cm)

燃焼期間 (年)	0.0	1.0	3.0	5.0	7.0	9.0	11.0	13.0	15.0
U-238	1.594E-02	1.481E-02	1.381E-02	1.305E-02	1.238E-02	1.177E-02	1.120E-02	1.066E-02	1.014E-02
Pu-239	0.000E+00	7.721E-04	1.131E-03	1.267E-03	1.322E-03	1.333E-03	1.317E-03	1.286E-03	1.244E-03
Pu-240	0.000E+00	4.526E-05	1.258E-04	1.930E-04	2.509E-04	2.988E-04	3.380E-04	3.695E-04	3.940E-04
Pu-241	0.000E+00	1.828E-06	8.439E-06	1.603E-05	2.380E-05	3.107E-05	3.765E-05	4.346E-05	4.845E-05
Pu-242	0.000E+00	5.532E-08	5.067E-07	1.372E-06	2.627E-06	4.192E-06	6.012E-06	8.030E-06	1.019E-05
U+Pu	1.594E-02	1.563E-02	1.508E-02	1.453E-02	1.398E-02	1.344E-02	1.290E-02	1.236E-02	1.183E-02
Pu	0.000E+00	8.192E-04	1.266E-03	1.478E-03	1.600E-03	1.667E-03	1.699E-03	1.707E-03	1.697E-03
Pu ^{fis} %	0.0	5.0	7.6	8.8	9.6	10.1	10.5	10.7	10.9
Pu/(U+Pu) %	0.0	5.2	8.4	10.2	11.4	12.4	13.2	13.8	14.3

表2-6 燃料体積比=47%の炉心の燃焼による燃料核種の重量変化

Change in weight of fuel nuclide with burnup in a core of fuel volume ratio=47%

燃焼期間 (年)	重量(kg)								
	0.0	1.0	3.0	5.0	7.0	9.0	11.0	13.0	15.0
U-238×1/10	247.46	229.92	214.38	202.63	192.22	182.75	173.88	165.44	157.32
Pu-239	0.00	120.35	176.27	197.54	206.13	207.71	205.28	200.38	193.93
Pu-240	0.00	7.08	19.69	30.21	39.27	46.77	52.91	57.84	61.67
Pu-241	0.00	0.29	1.33	2.52	3.74	4.88	5.92	6.83	7.62
Pu-242	0.00	0.01	0.08	0.22	0.41	0.66	0.95	1.27	1.61

H: 炉心高さ R: 炉心半径

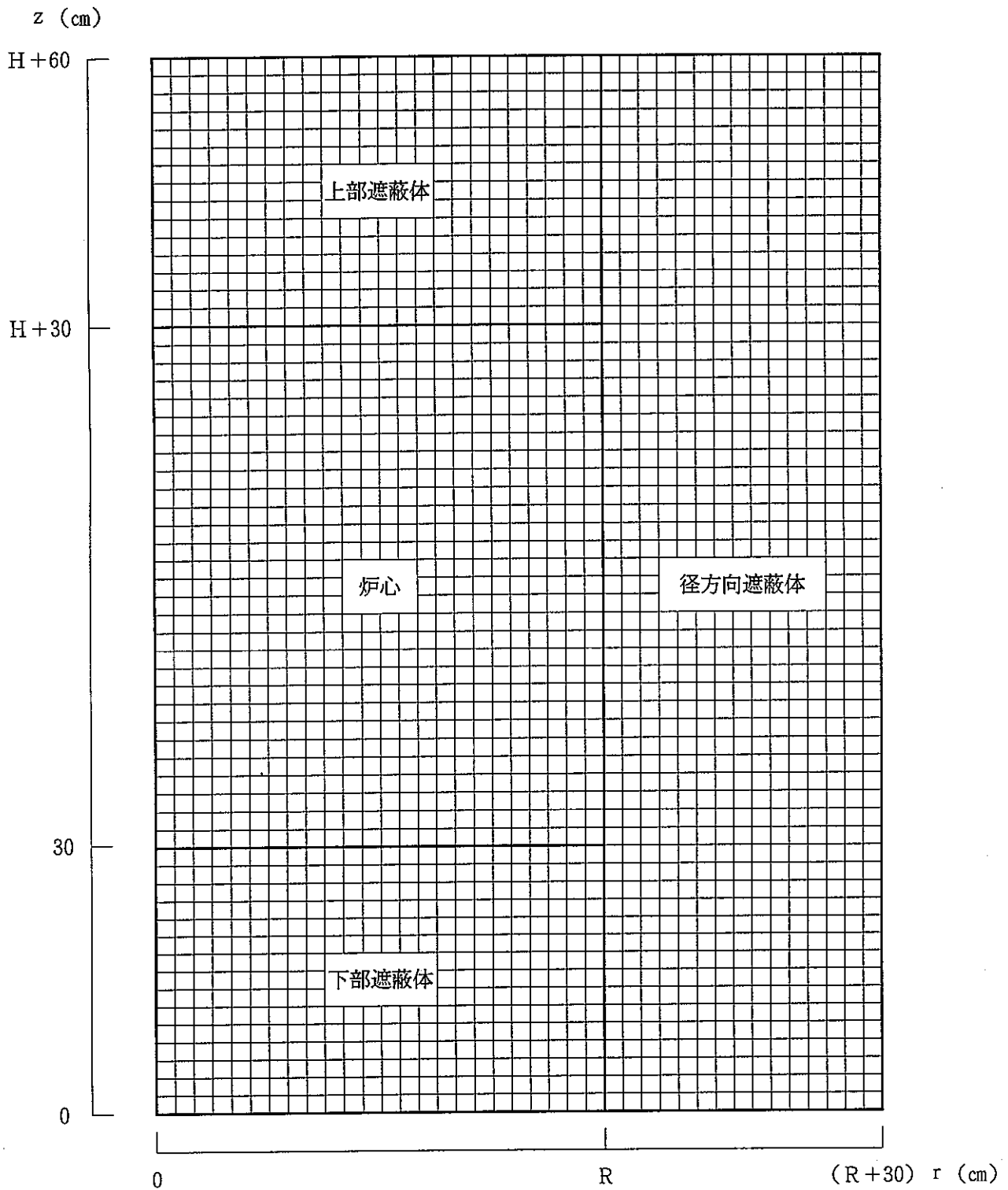


図2-1 燃料自給型を目指すハイブリッド高速炉の2次元炉心計算体系 (ターゲット領域は無視)

Two dimensional core calculation geometry of fuel self-supporting type hybrid reactor without target region.

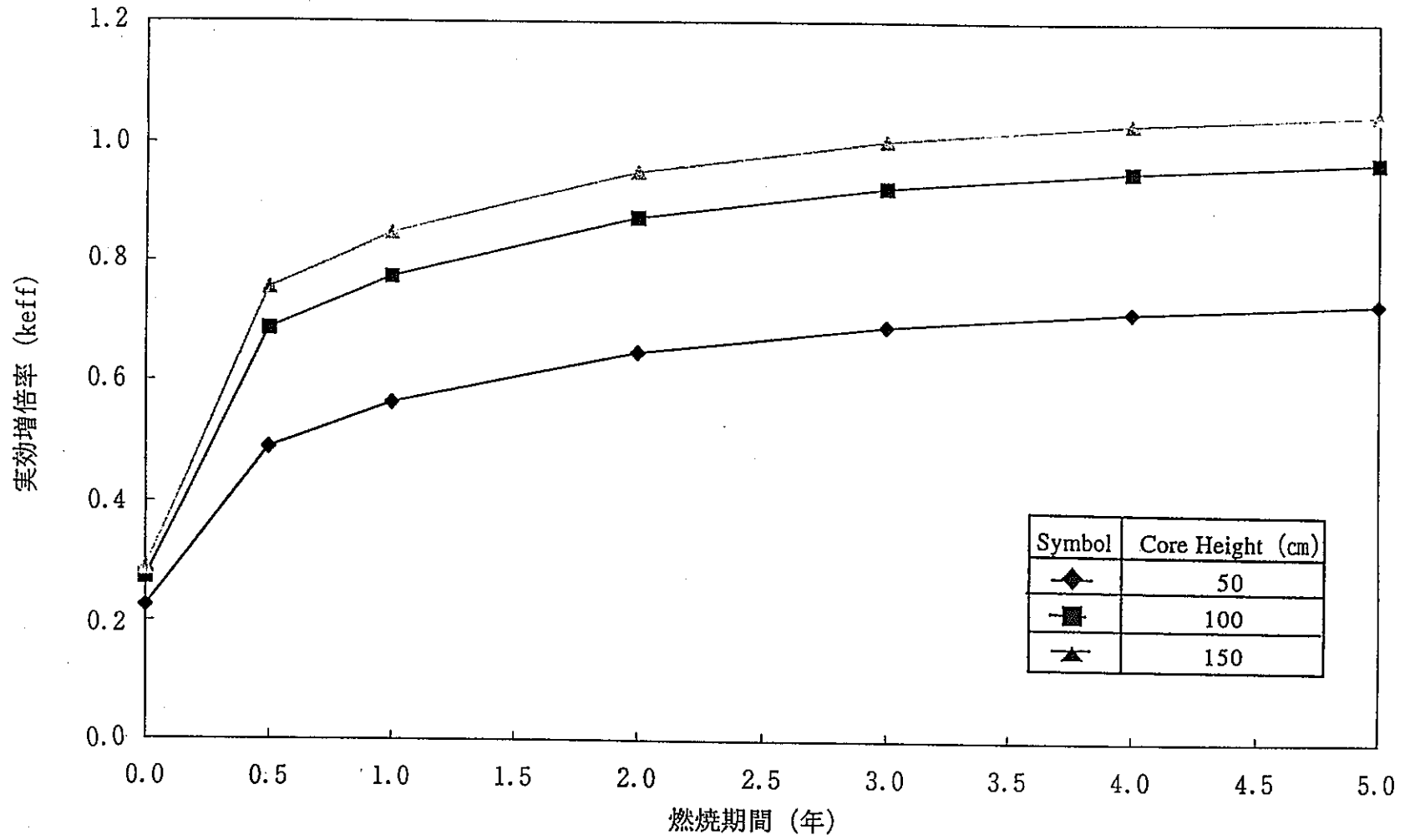


図2-2 燃焼による実効増倍率の変化 (燃料体積比=40%)

Change in effective multiplication factor with burnup in a core of fuel volume ratio=40%

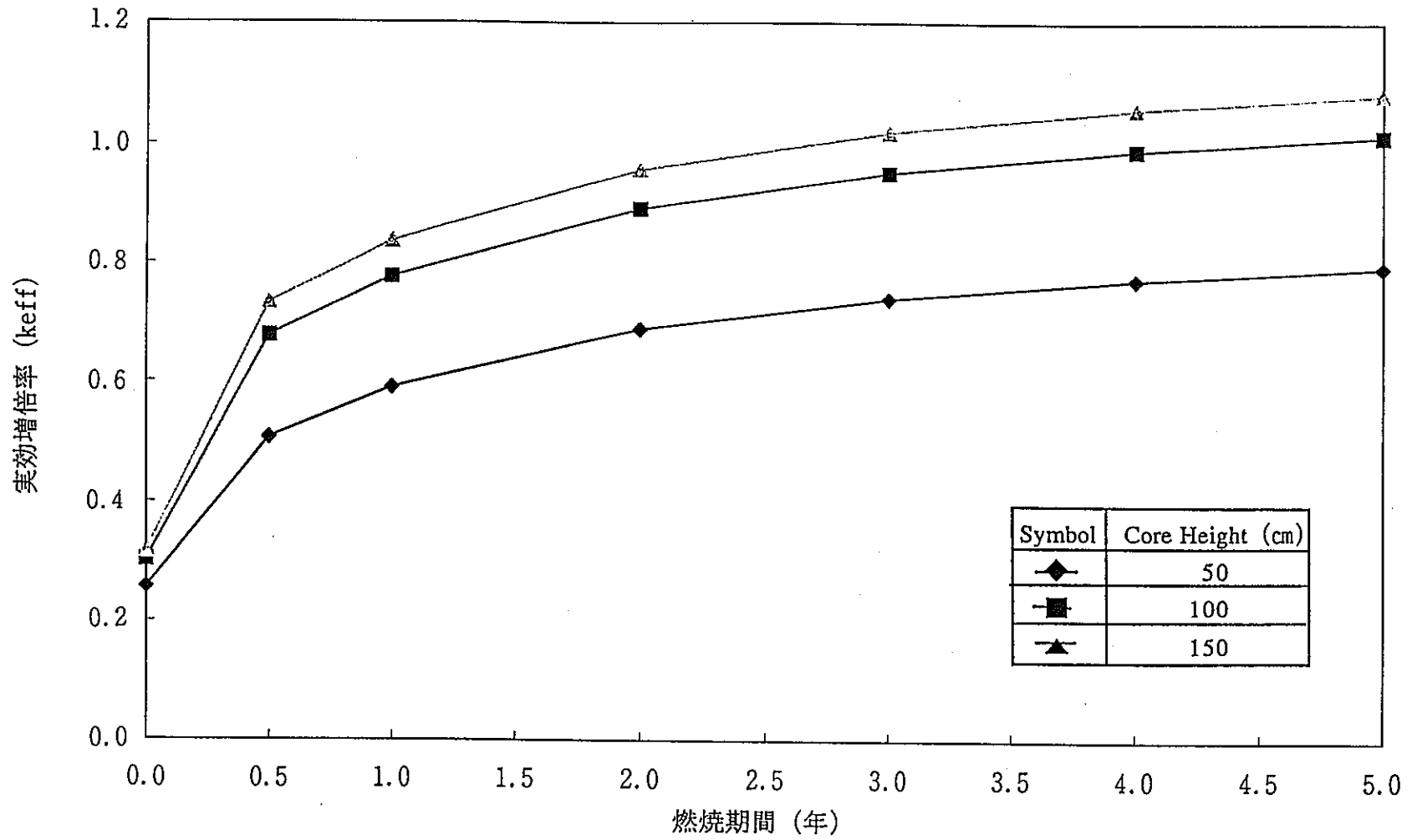


図2-3 燃焼による実効増倍率の変化 (燃料体積比=50%)
Change in effective multiplication factor with burnup in a core of fuel volume ratio=50%

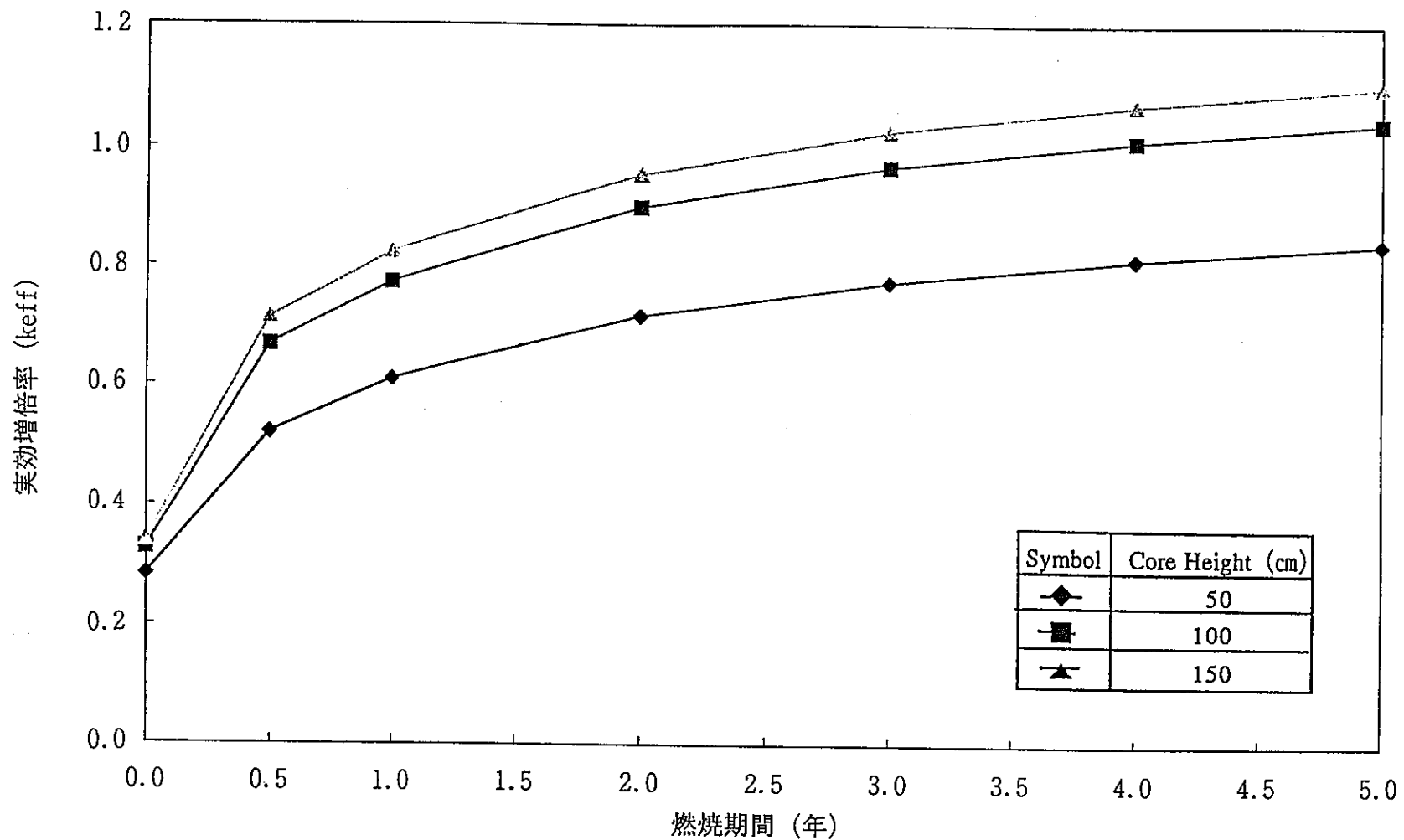


図2-4 燃焼による実効増倍率の変化 (燃料体積比=60%)
 Change in effective multiplication factor with burnup in a core of fuel volume ratio = 60%

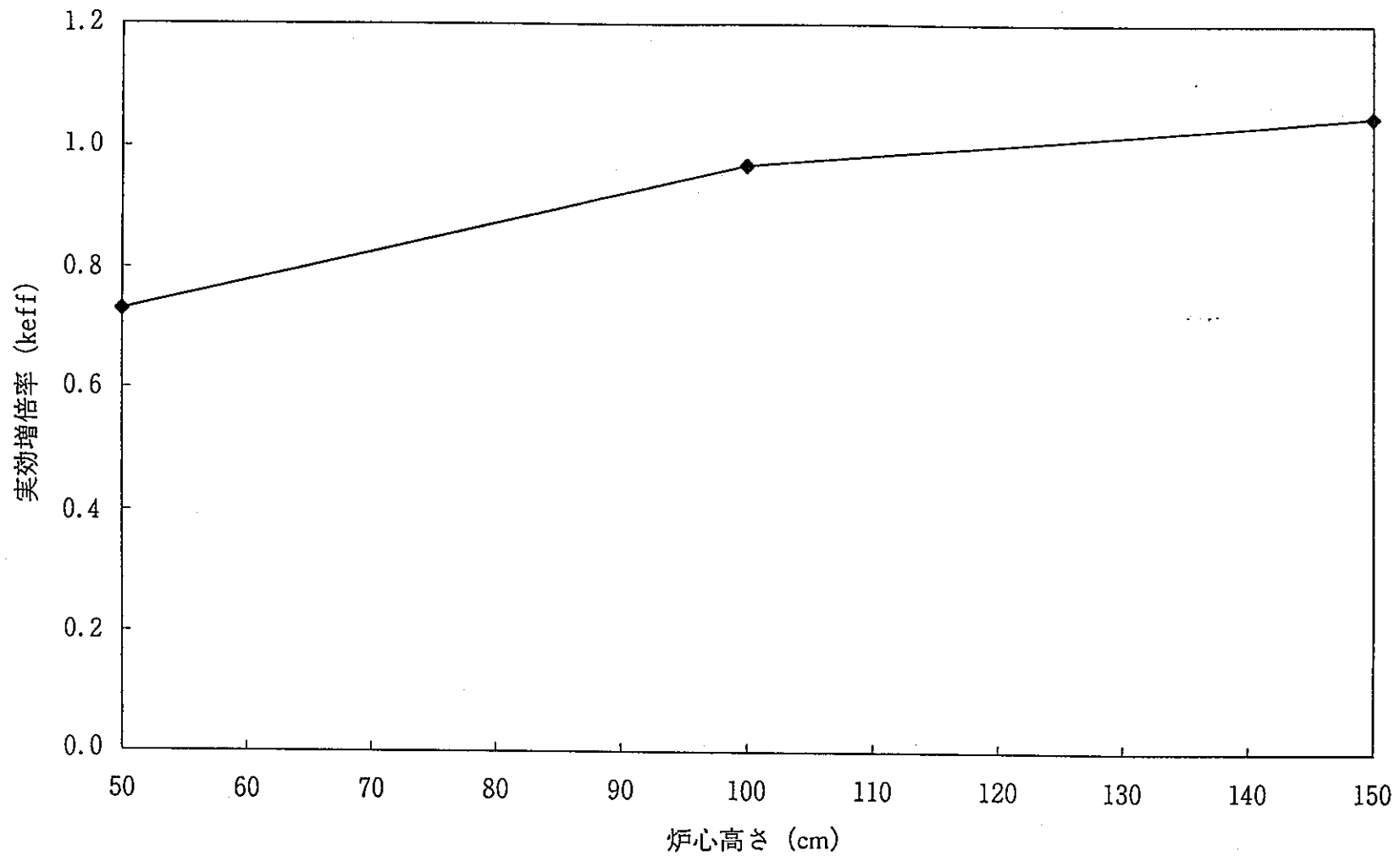


図2-5 炉心高さ (=半径) と実効増倍率との関係 (燃料体積比=40%)

Relation between core height (=radius) and effective multiplication factor in a core of fuel volume ratio=40%

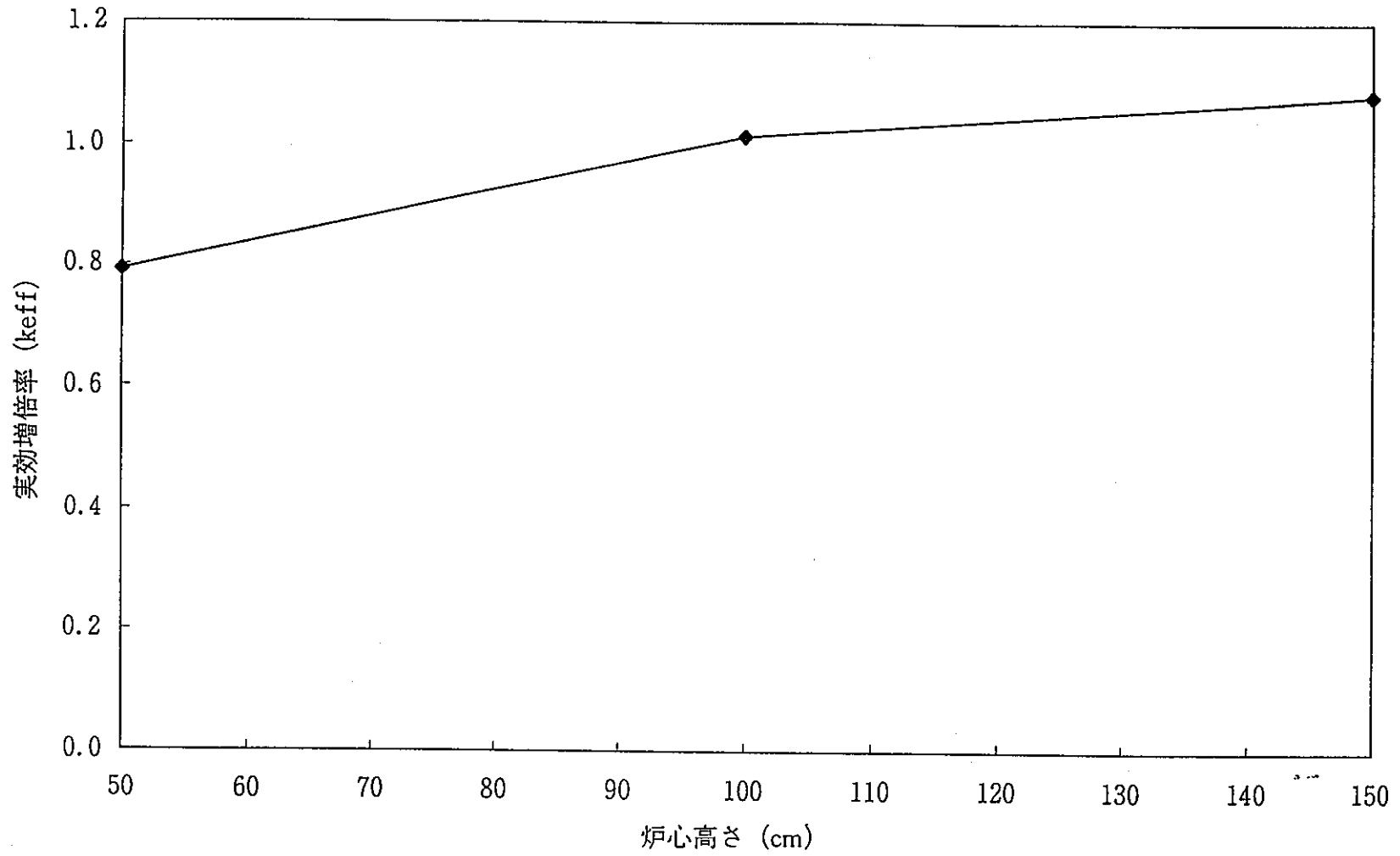


図2-6 炉心高さ (=半径) と実効増倍率との関係 (燃料体積比=50%)
Relation between core height (=radius) and effective multiplication factor in a core of fuel volume ratio=50%

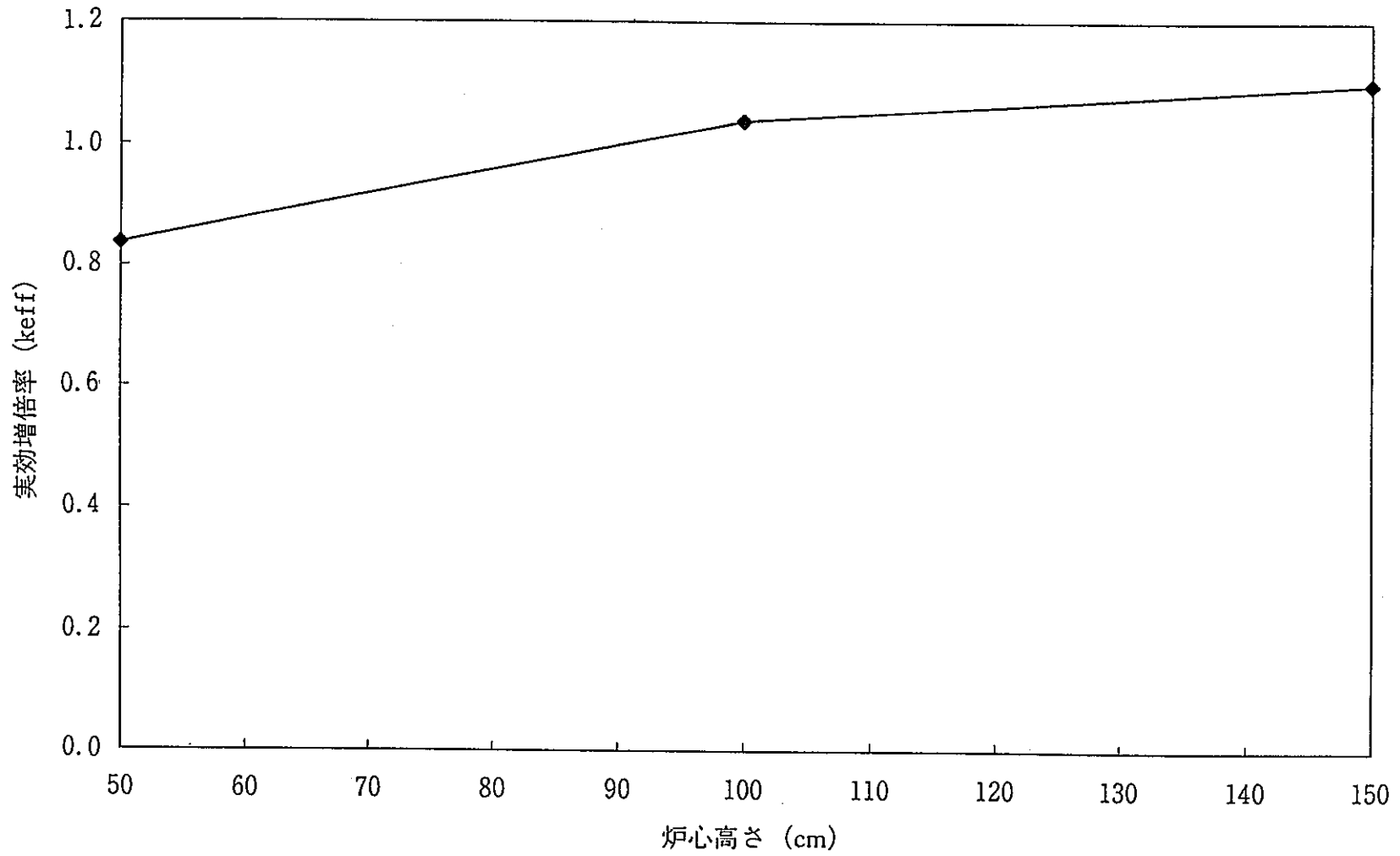


図2-7 炉心高さ (=半径) と実効増倍率との関係 (燃料体積比=60%)
Relation between core height (=radius) and effective multiplication factor in a core of fuel volume ratio=60%

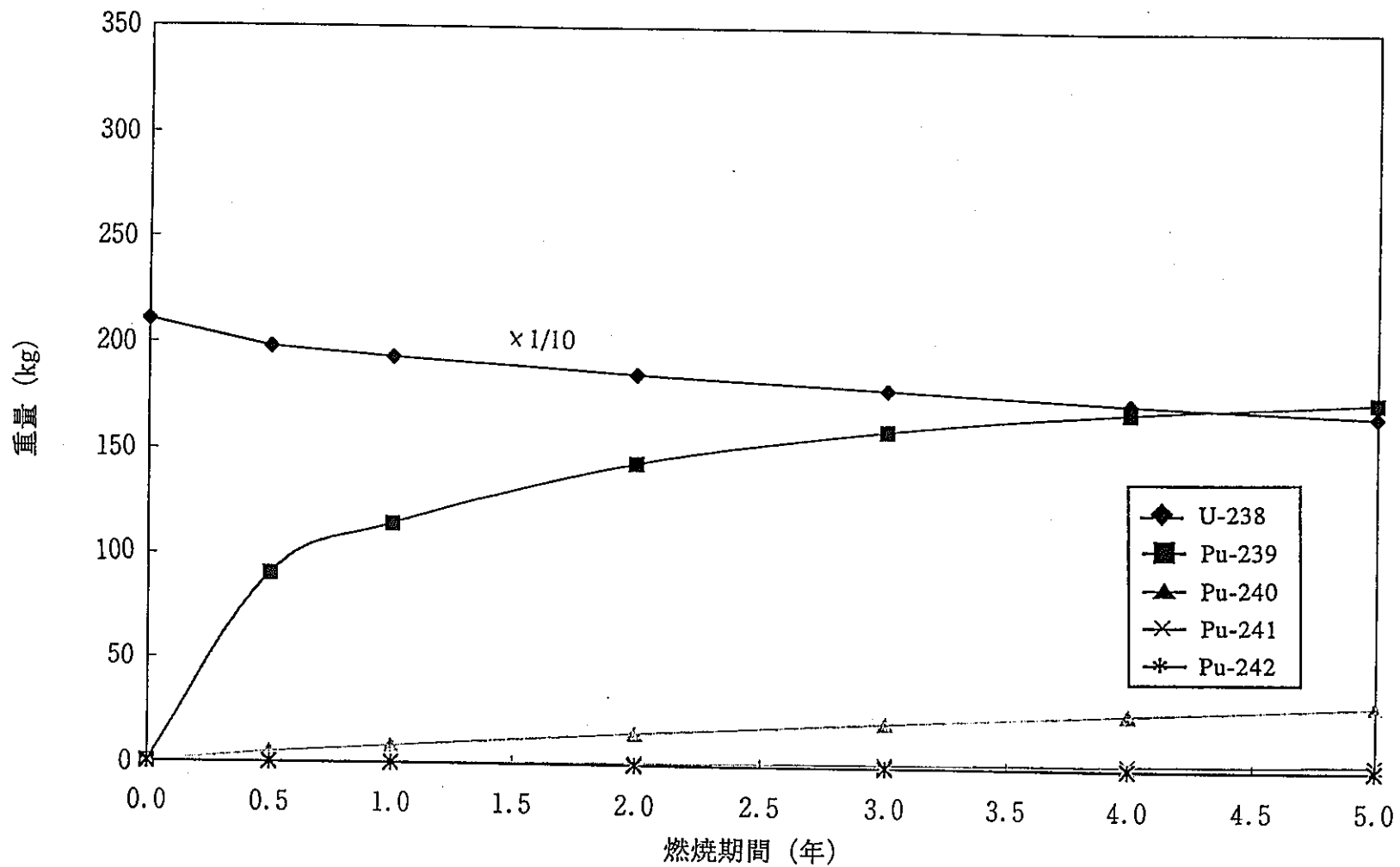


図2-8 燃焼による燃料核種の重量変化 (燃料体積比=40%)
 Change in weight of fuel nuclide with burnup in a core of fuel volume ratio=40%

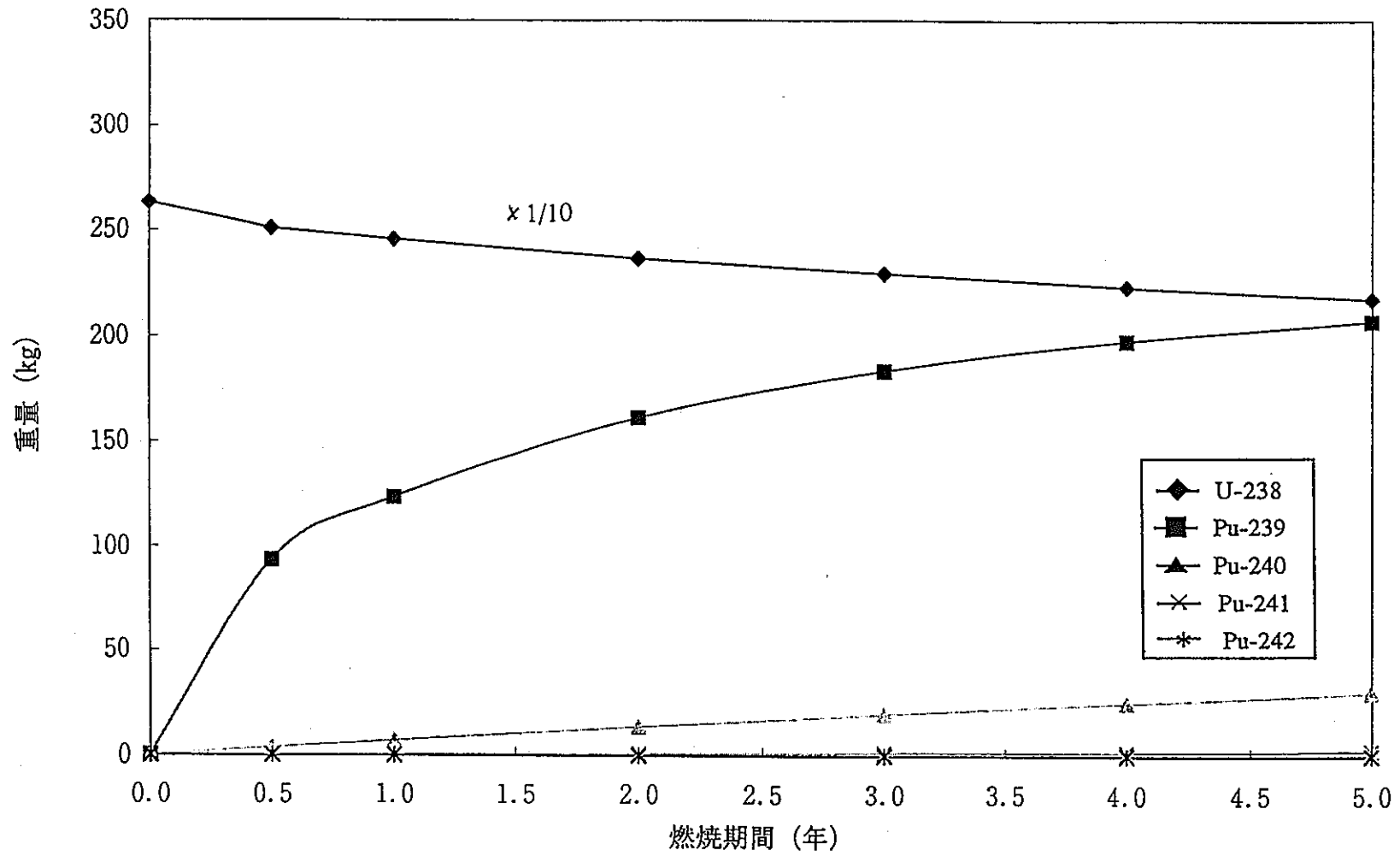


図2-9 燃焼による燃料核種の重量変化 (燃料体積比=50%)
 Change in weight of fuel nuclide with burnup in a core of fuel volume ratio=50%

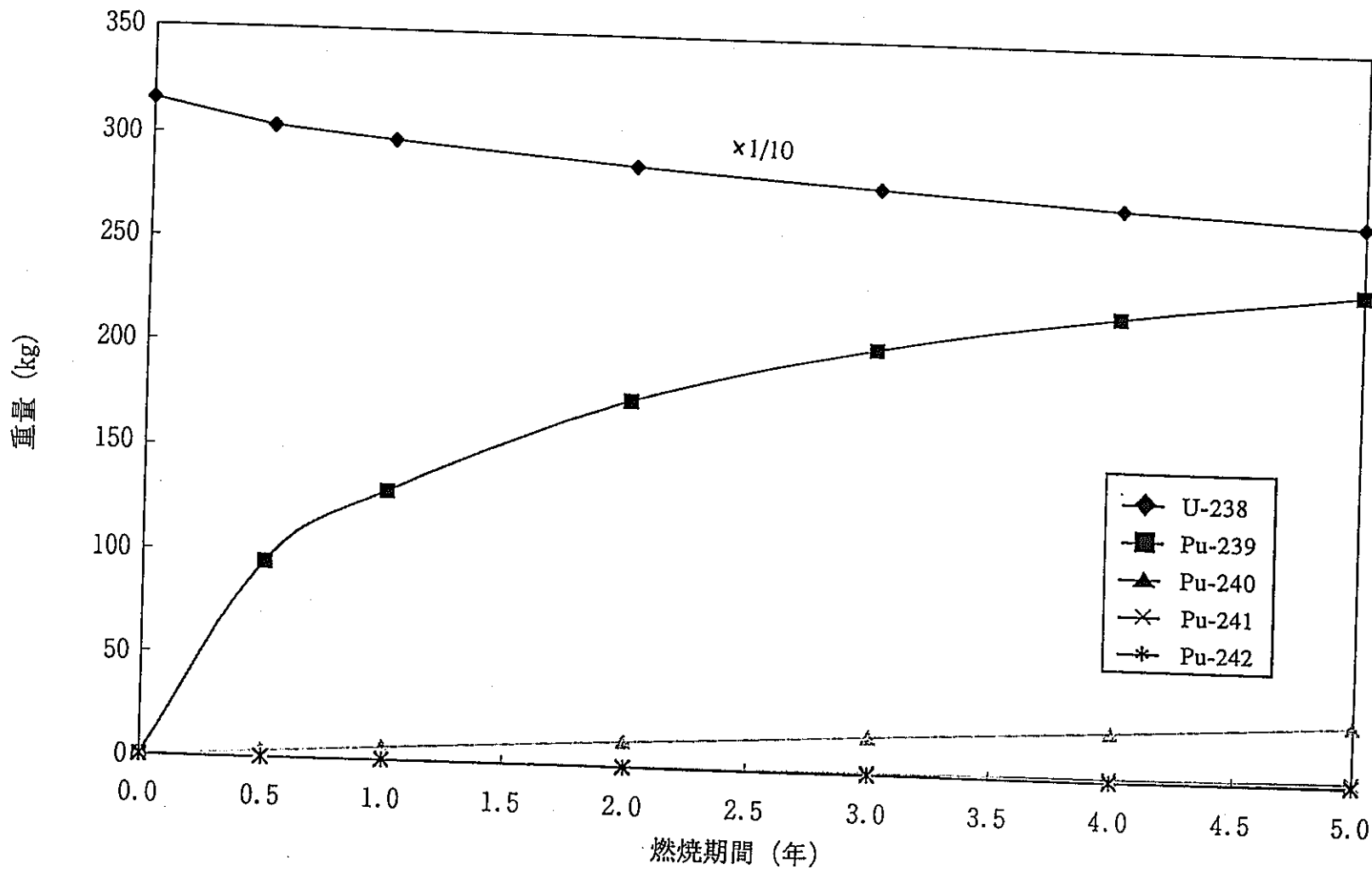


図2-10 燃焼による燃料核種の重量変化 (燃料体積比=60%)
 Change in weight of fuel nuclide with burnup in a core of fuel volume ratio=60%

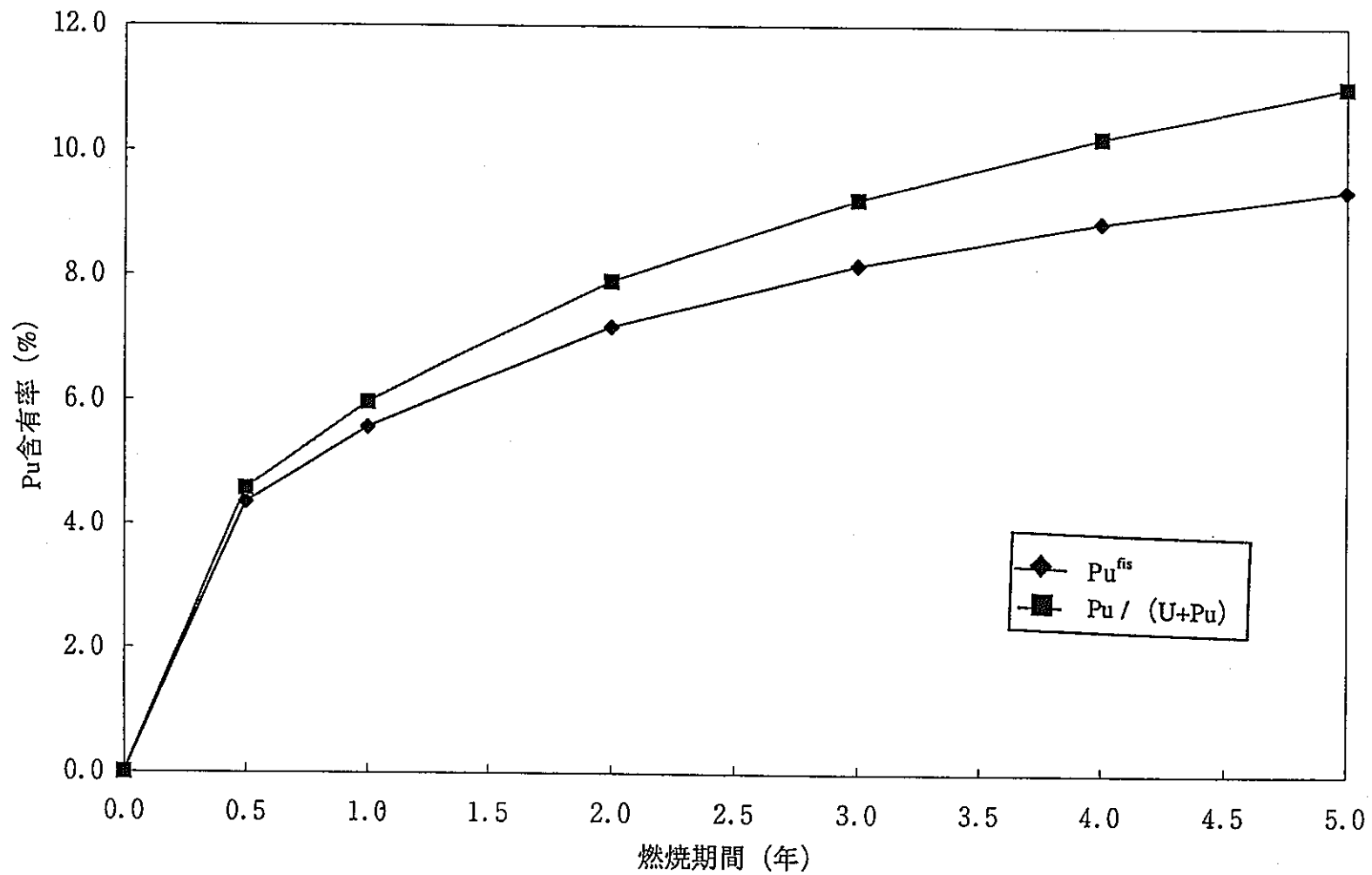


図2-11 燃焼によるプルトニウム含有率の変化 (燃料体積比=40%)
Change in total and fissile plutonium with burnup in a core of fuel volume ratio=40%

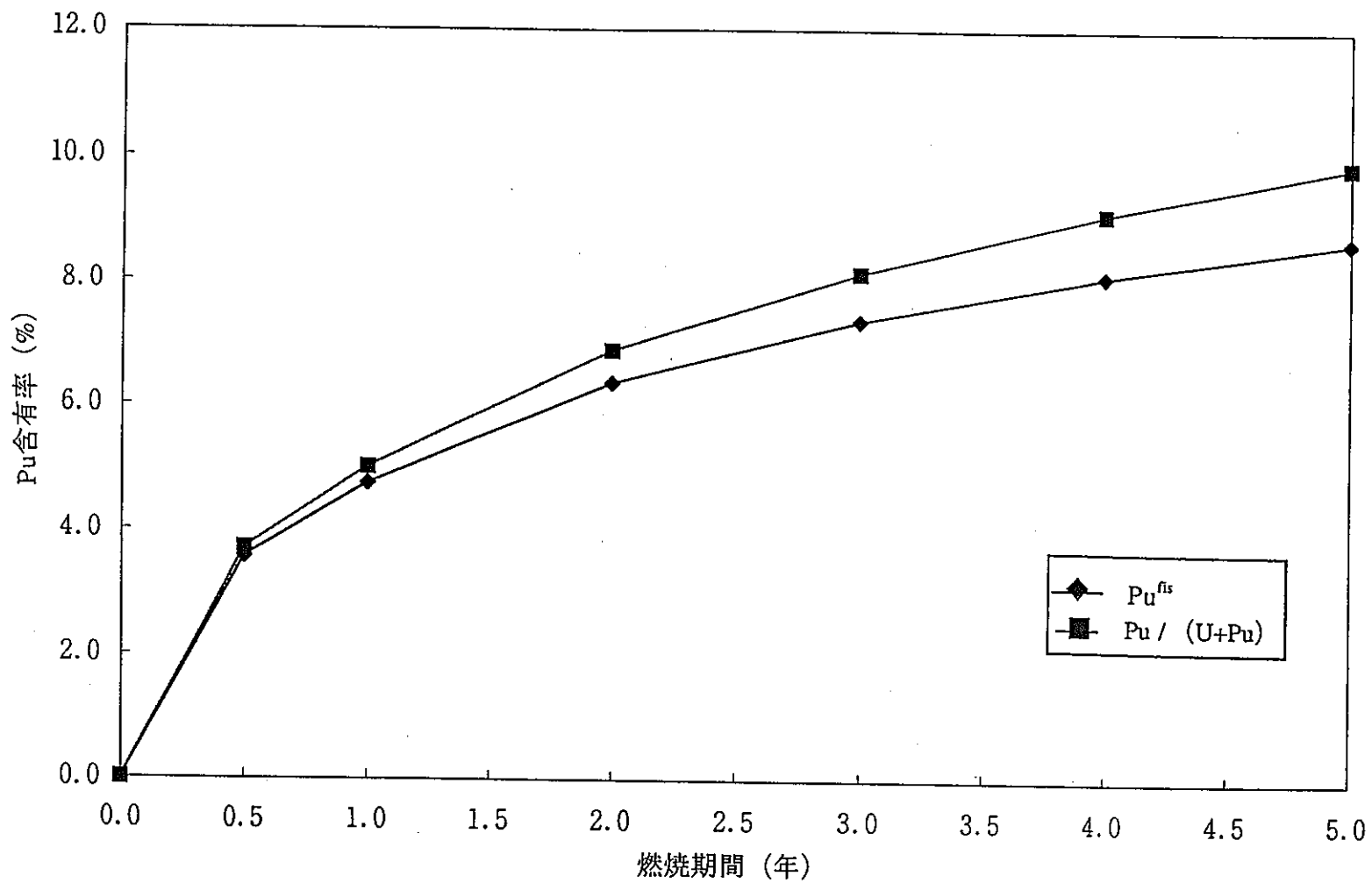


図2-12 燃焼によるプルトニウム含有率の変化 (燃料体積比=50%)
Change in total and fissile plutonium with burnup in a core of fuel volume ratio=50%

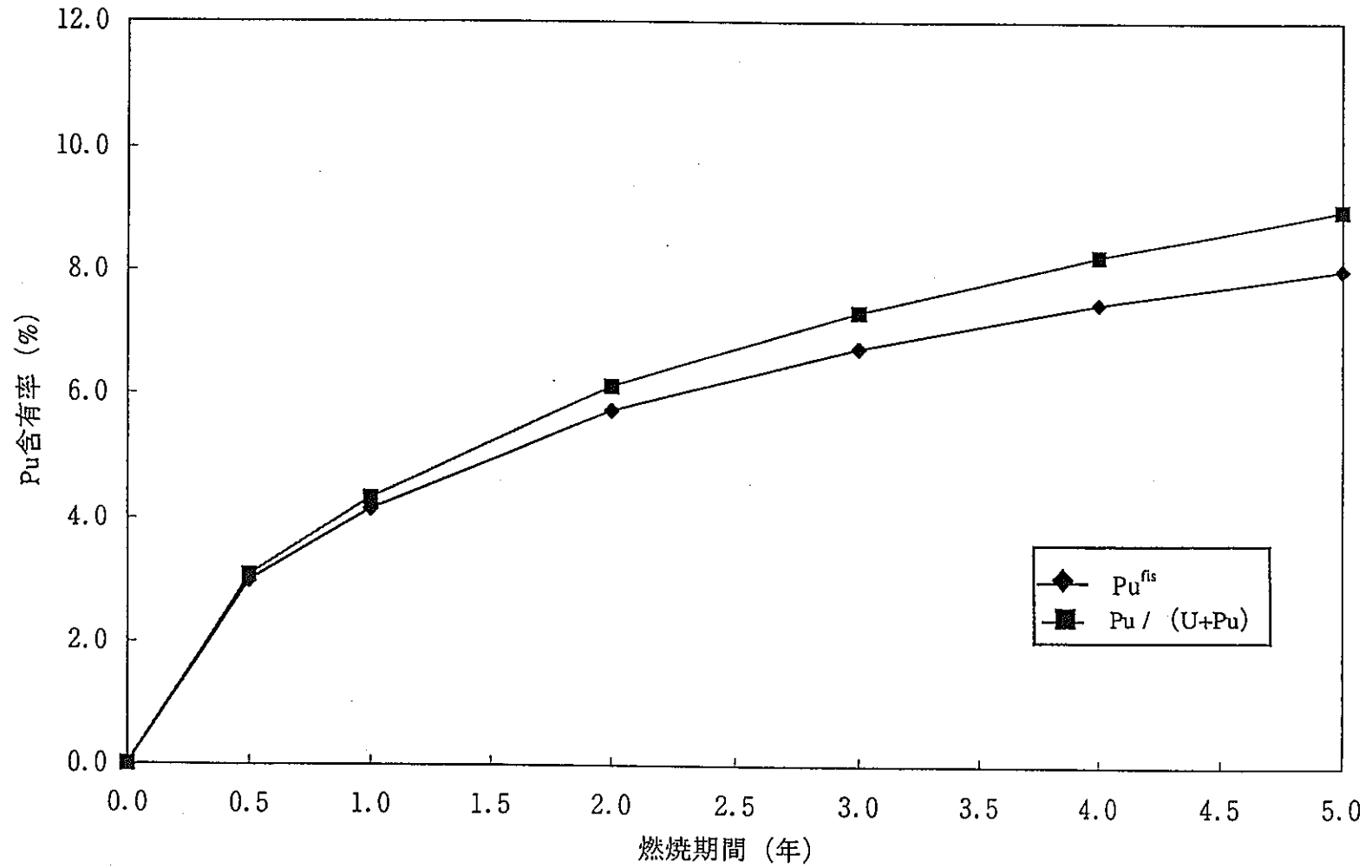


図2-13 燃焼によるプルトニウム含有率の変化 (燃料体積比=60%)
Change in total and fissile plutonium with burnup in a core of fuel volume ratio=60%

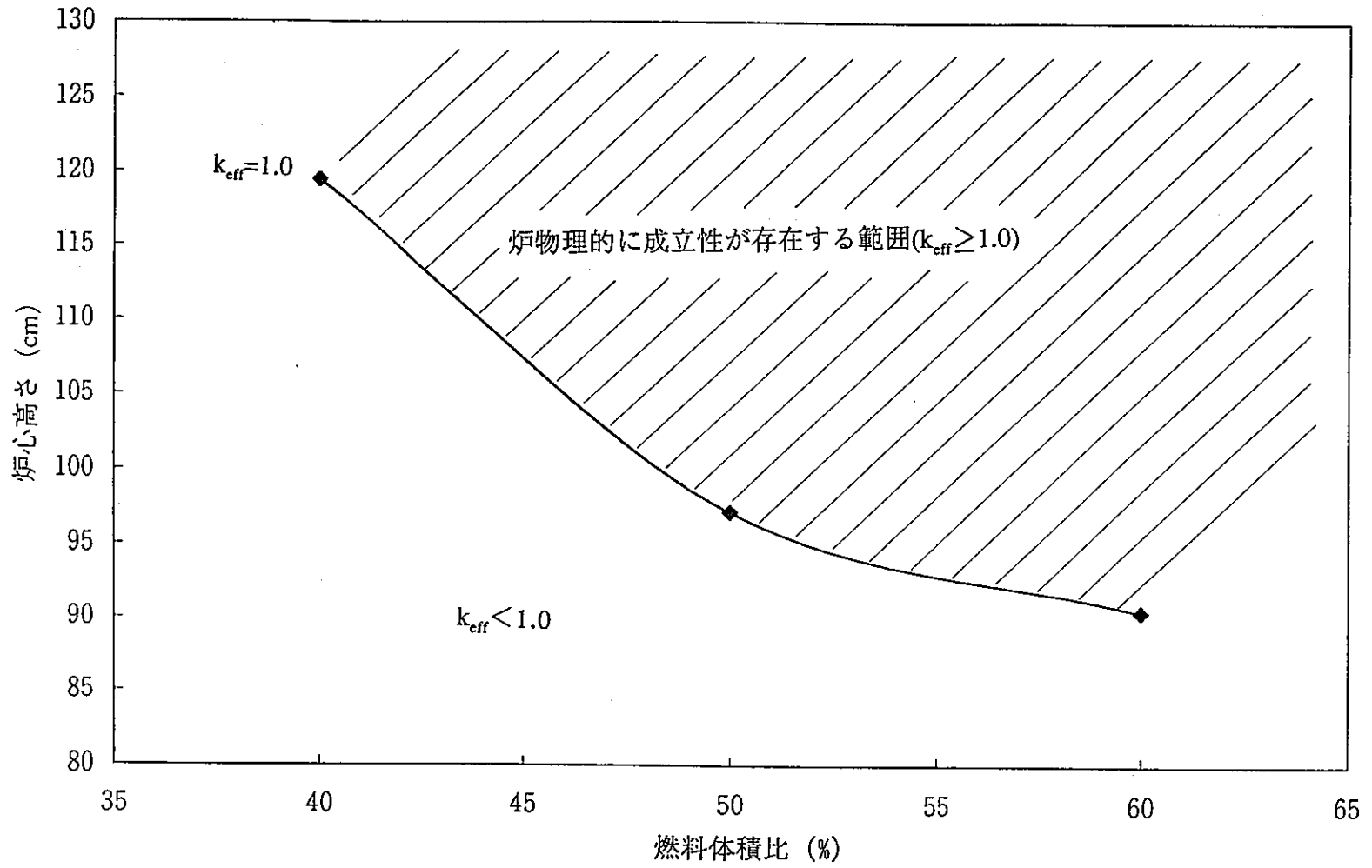


図2-14 炉心に占める燃料体積比と炉心高さ (=半径) との関係
 Relation between fuel volume ratio and core height (=radius) indicating physically meaningful extent

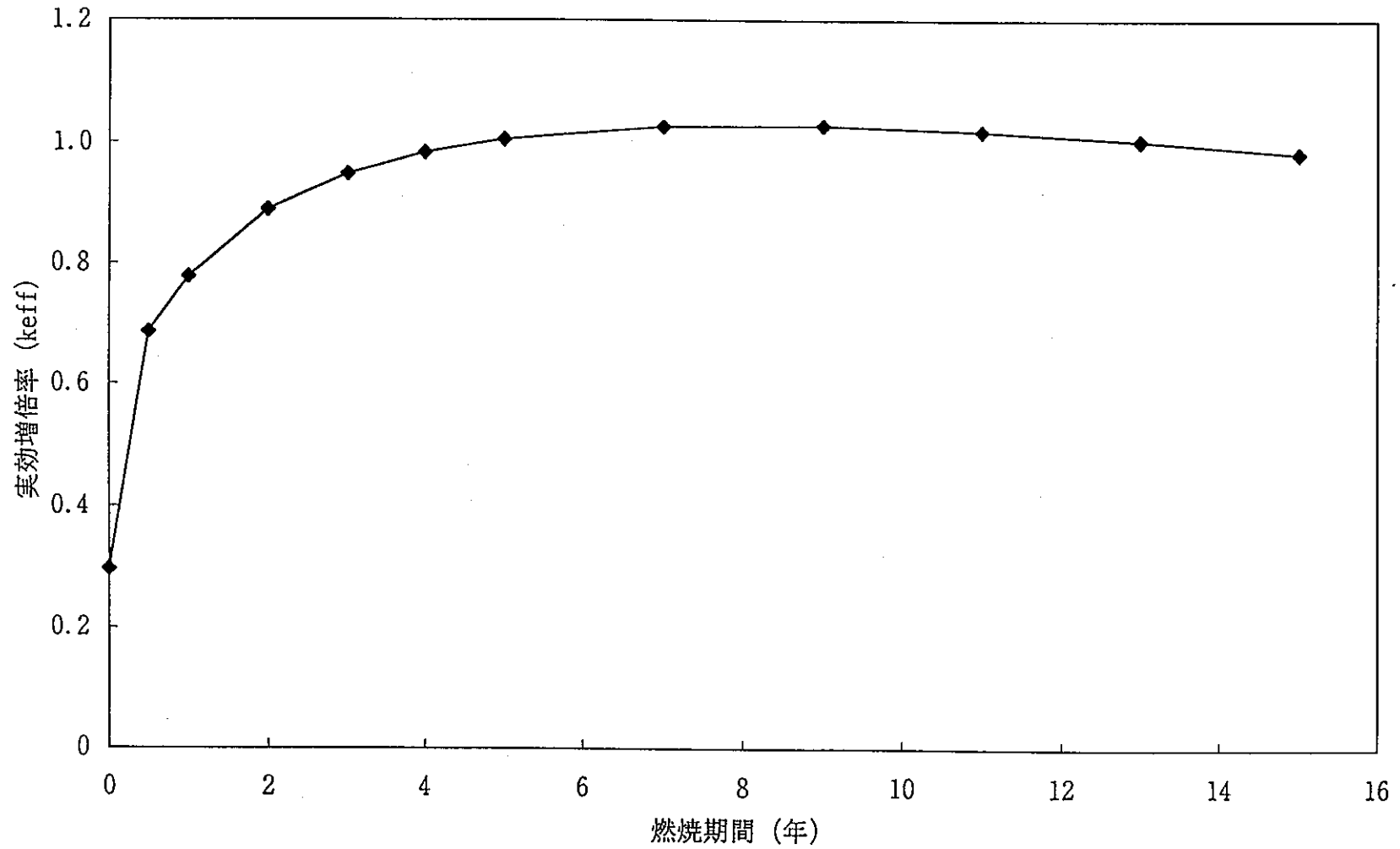


図2-15 天然ウラン装荷炉心の燃焼による実効増倍率の変化 (燃料体積比=47%、炉心高さ=100cm)
Change in effective multiplication factor with burnup in natural uranium core having fuel volume ratio=47% and core height=100cm

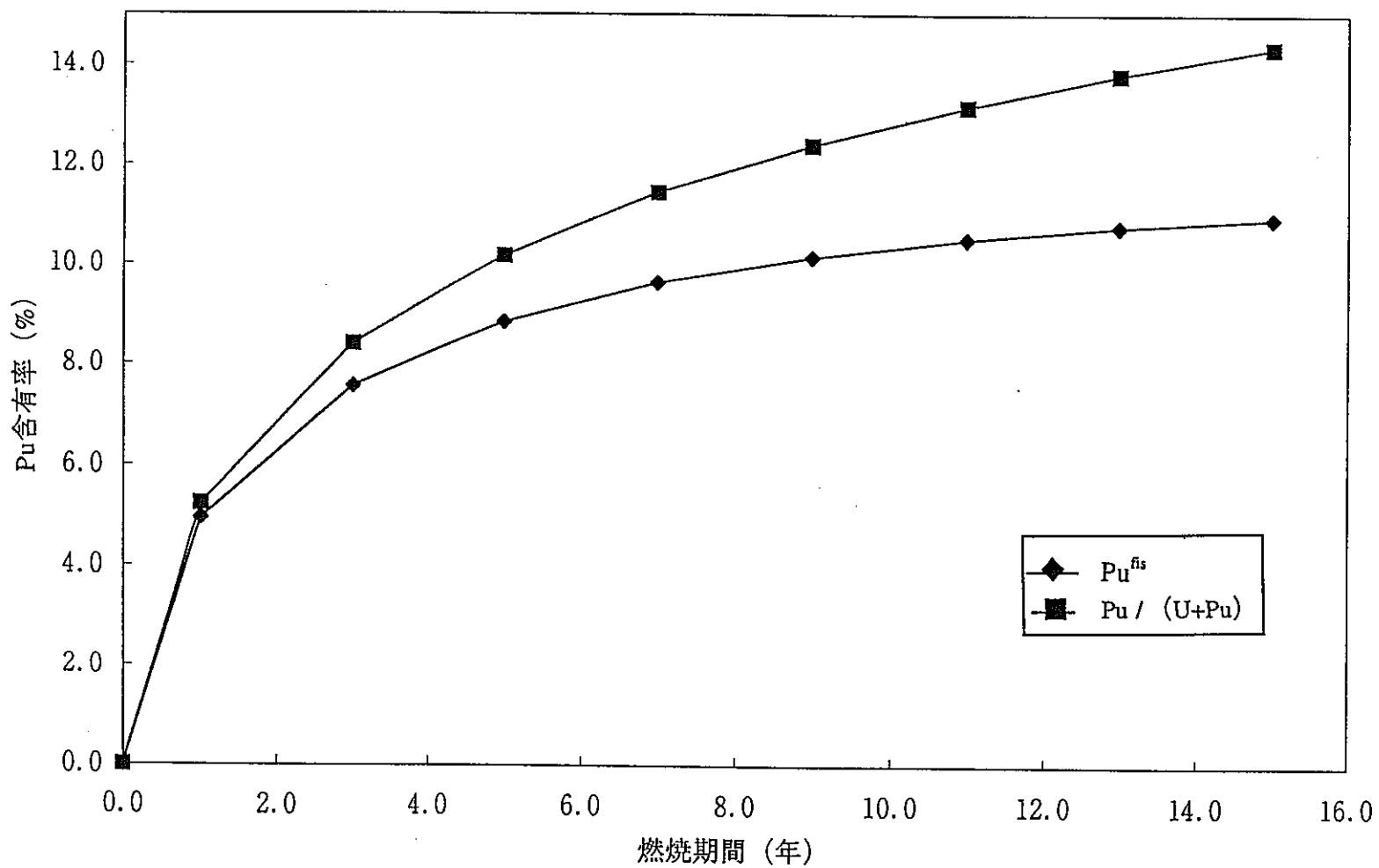


図2-16 燃焼によるプルトニウム含有率の変化 (燃料体積比=47%)
Change in total and fissile plutonium with burnup in case of fuel volume ratio=47%

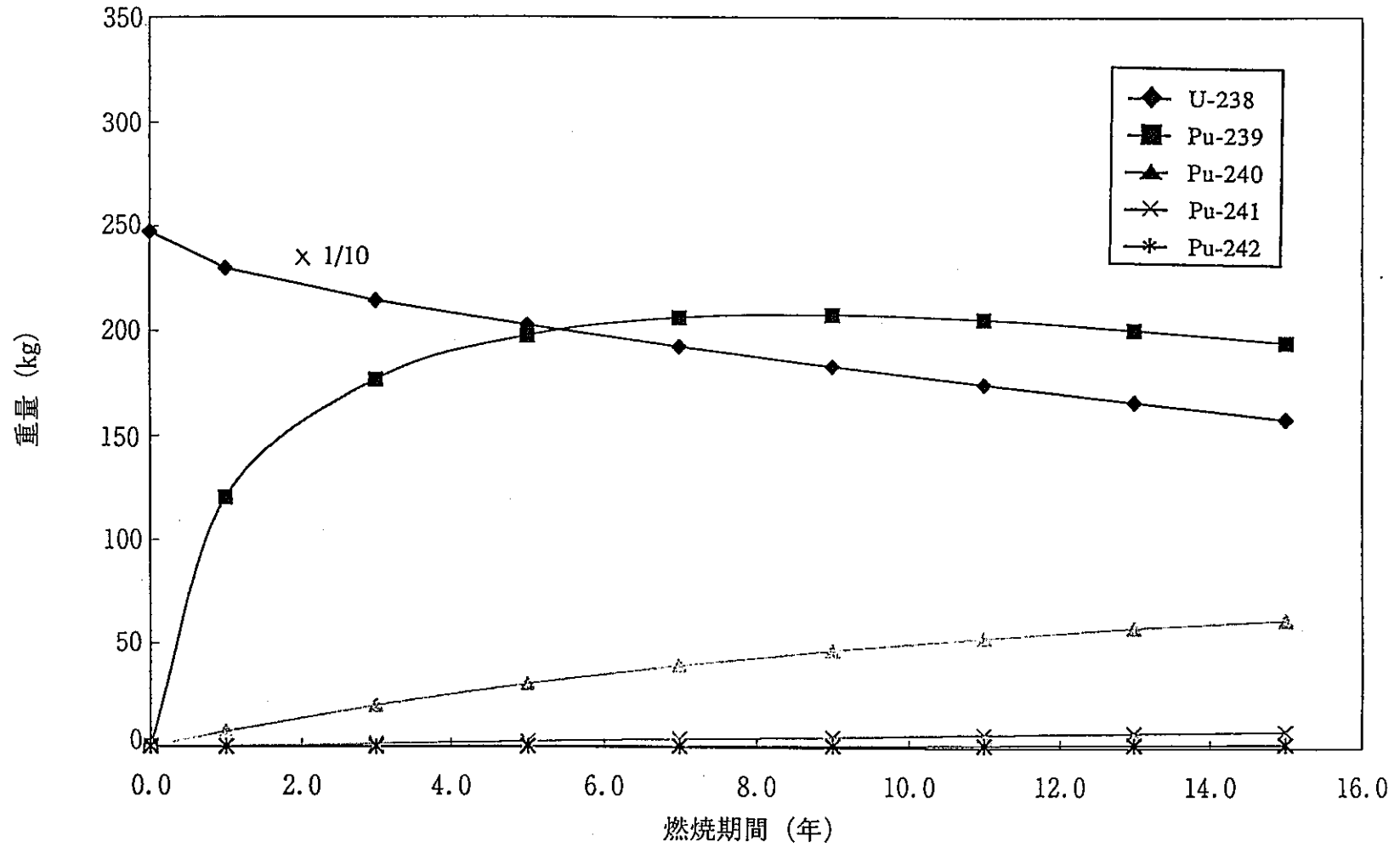


図2-17 燃焼によるウラン及びプルトニウム核種の重量変化 (燃料体積比=47%)
 Change in weight of fuel nuclide with burnup in case of fuel volume ratio=47%

3. 燃料自給型炉としてのシステム構成

高さと半径がそれぞれ100cmの円筒炉心とすれば、図2-15より燃料体積比47%の炉心がプルトニウムの生成すなわち燃料自給特性をもちうる基本的要件の必要条件を満足できることが分かる。ここでは、燃料交換等を工夫することにより工学的な成立性の十分条件について検討する。

3.1 燃料交換の方法

図2-16の結果から、燃焼による燃料核種の組成変化を調べると全プルトニウムは緩やかに増加する傾向であるが、核分裂性プルトニウム (^{239}Pu) は燃焼期間約10年で10.5～11.0%程度のところではほぼ平衡に達している。従って、燃料交換を行う場合には、交換後の炉心の平均核分裂性プルトニウム含有率が約11%の平衡値に接近している範囲で交換を行えばよいことを意味している。

ここで、陽子加速器による原子炉出力の制御能力の点から実効増倍率 k_{eff} が燃焼期間中に変動する許容範囲は、以下の理由から $0.95 \geq k_{\text{eff}} \geq 0.90$ とする。

- ① 陽子ビームの平均強度を、陽子加速器製作の現状の技術水準と妥当な制御能力から10mAと考えられる。もし上限を $k_{\text{eff}}=0.95$ と考えれば陽子ビーム強度は約5mAでよく、下限を $k_{\text{eff}}=0.90$ とすれば約13mA必要である。この程度の陽子ビーム強度であれば妥当な設計上の制御範囲と考えてよい。なお、 $0.95 < k_{\text{eff}} < 1.0$ であればその上限は陽子ビーム強度を抑制するだけでよいので制限はない。ただし、未臨界炉を導入する陽子加速器ハイブリッド高速炉の特徴を生かす点では、実効増倍率は0.98以下であることが望ましい。
- ② 制御棒に相当するものを用いて加速器の運転停止時に燃焼による反応度低下を全燃焼期間を通じて静的な反応度補償をすることは安全性保持の観点で問題はない。しかし、加速器と原子炉の運転中に制御棒等の操作によって反応度を変化させることは陽子加速器ハイブリッド高速炉の工学的特徴を減殺するものであり好ましくない。そのため、燃焼による反応度の変化幅は陽子加速器の性能を考慮して約5% ($k_{\text{eff}}=0.95 \sim 0.90$) を目標とし、最大では8% Δk ($k_{\text{eff}}=0.98 \sim 0.90$) 以下になるような方策をとることとする。

3.2 解析条件

各サイクル燃焼期間中における微小な反応度変化は、例えば炉心内の燃料チャンネル等に吸収体などを固定的に挿入するか又は引き抜くことによって調整が可能である。しかし今回の検討では、主に燃焼による比較的大きな反応度変化を補償して運転を継続す

る方策について、以下の解析条件を設定して検討する。なお、解析方法については基本的に第2章に述べた手法と同様であり、燃料もすべて窒化物とする。

- (1) 初装荷炉心にのみウラン又はプルトニウムの核分裂性核種の含有率を高くした燃料を使用して、所定の炉心出力を確保するための陽子加速器のビーム電流の制御範囲が過大にならないようにする。
- (2) 取り替え燃料は燃料加工・処理過程を軽減し、更にプルトニウムの拡散・移動を最小限に抑制することを意図して天然ウランを使用することを目標にする。
- (3) 燃料交換バッチ数は10以下とする。

3.3 解析項目

燃料体積比をパラメータとして以下の項目について計算した。

- (1) 初期炉心の実効増倍率を0.90～0.95程度の未臨界に設定するために必要な初装荷燃料の核分裂性プルトニウム Pu^{fs} 富化度又はウラン濃縮度。
- (2) 初装化プルトニウム燃料の Pu^{fs} 含有率と燃焼特性（燃焼期間と実効増倍率の関係）
- (3) 取り替え燃料を天然ウラン又はプルトニウム燃料とする場合の長期サイクル運転を可能にする平衡サイクル炉心の構築。

3.4 解析結果

出力密度300W/ccで燃焼させた場合の計算結果の一例を以下に示す。

- (1) 高濃度燃料装荷初期炉心の燃焼特性及び取り替え燃料の交換パターンによるサイクル運転特性

図3-1 : Pu^{fs} 富化度12wt%、燃料体積比40%の初期炉心において、5バッチで取り替え燃料を天然ウランとした場合の燃焼による実効増倍率の変化

図3-2 : ウラン濃縮度12wt%、燃料体積比35%のウラン炉心において、燃料取り替えをしない場合の燃焼による実効増倍率の変化

図3-3 : ウラン濃縮度12wt%、燃料体積比47%の初期炉心において、10バッチ（燃料交換期間一定）で取り替え燃料を天然ウランとした場合の燃焼による実効増倍率の変化

図3-4 : ウラン濃縮度12wt%、燃料体積比47%の初期炉心において、10バッチ（燃料交換期間可変）で取り替え燃料を天然ウランとした場合の燃焼による実効増倍率の変化

- (2) 初装荷プルトニウム燃料の燃焼特性

図3-5 : Pu^{fs} 富化度と燃料体積比をパラメータとして燃料交換をしない場合の燃焼による実効増倍率の変化

(3) プルトニウム燃料を利用した場合の長期サイクル運転特性

図3-6 : 初装荷用と取り替え用のプルトニウム燃料中 Pu^{fis} 富化度をパラメータとしてサイクル期間5年、3バッチ燃料交換を伴う燃料自給型炉の燃焼による実効増倍率の変化

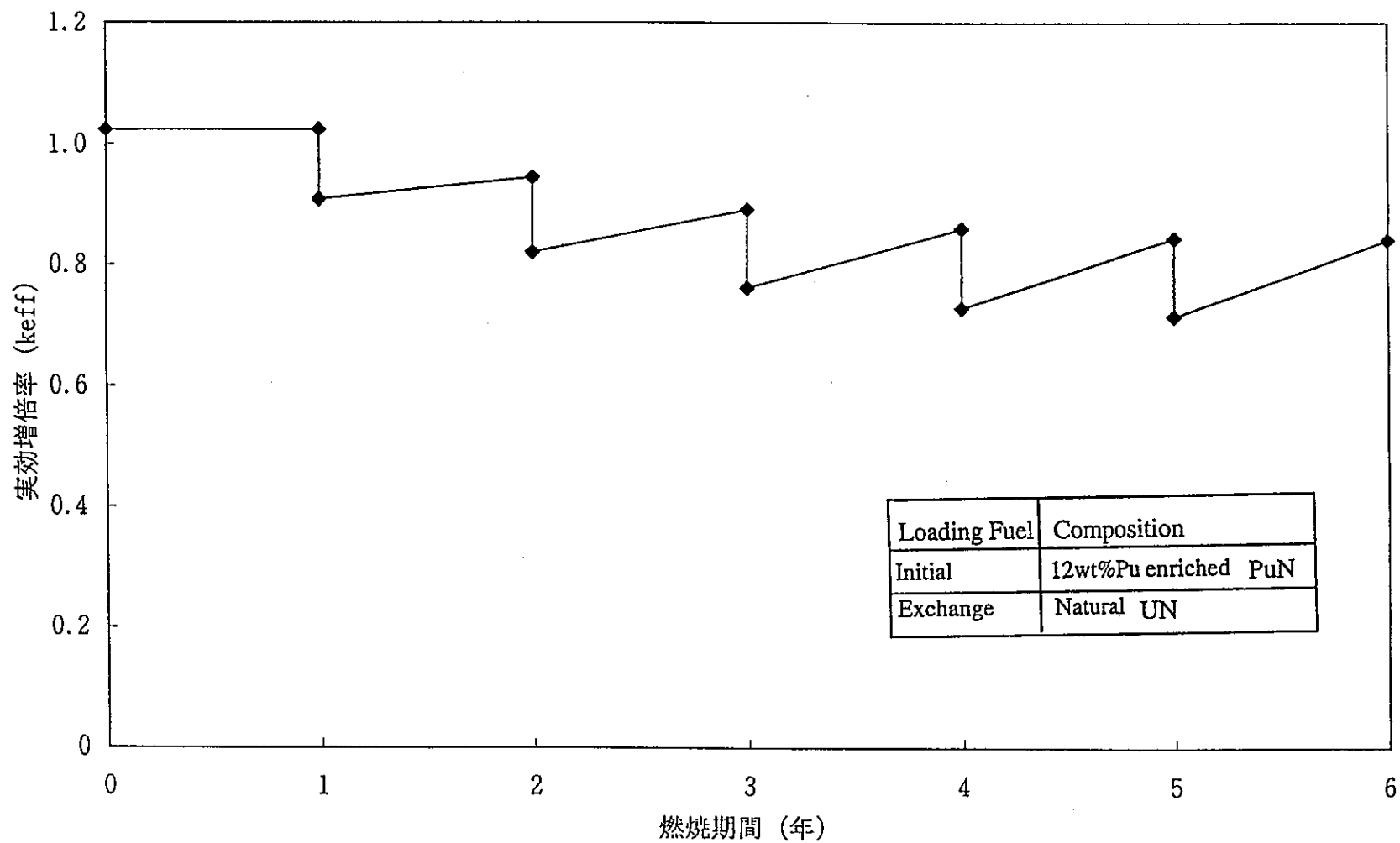


図3-1 5バッチ燃料交換を伴う燃料自給型炉の燃焼による実効増倍率の変化 (Pu^{fs} 富化度=12wt%、燃料体積比=40%)

Change in effective multiplication factor with burnup and 5 batch refueling in fuel self-supporting type hybrid reactor
(Pu^{fs} enrichment=12wt%、fuel volume ratio=40%)

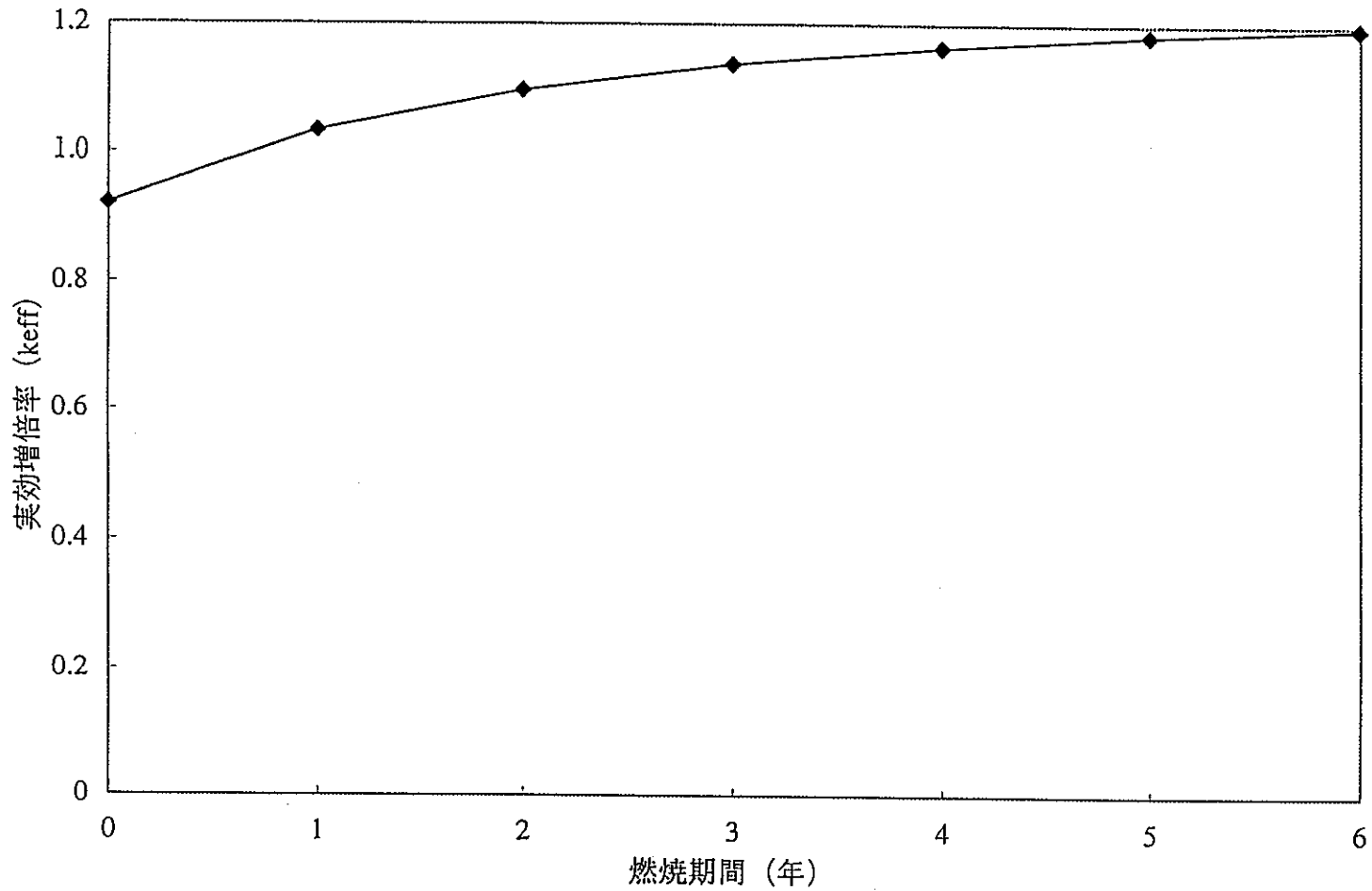


図3-2 12wt%濃縮ウラン（燃料体積比=35%）装荷炉心の燃焼による実効増倍率の変化
Change in effective multiplication factor with burnup in 12wt% enriched uranium core in case of fuel volume ratio=35%

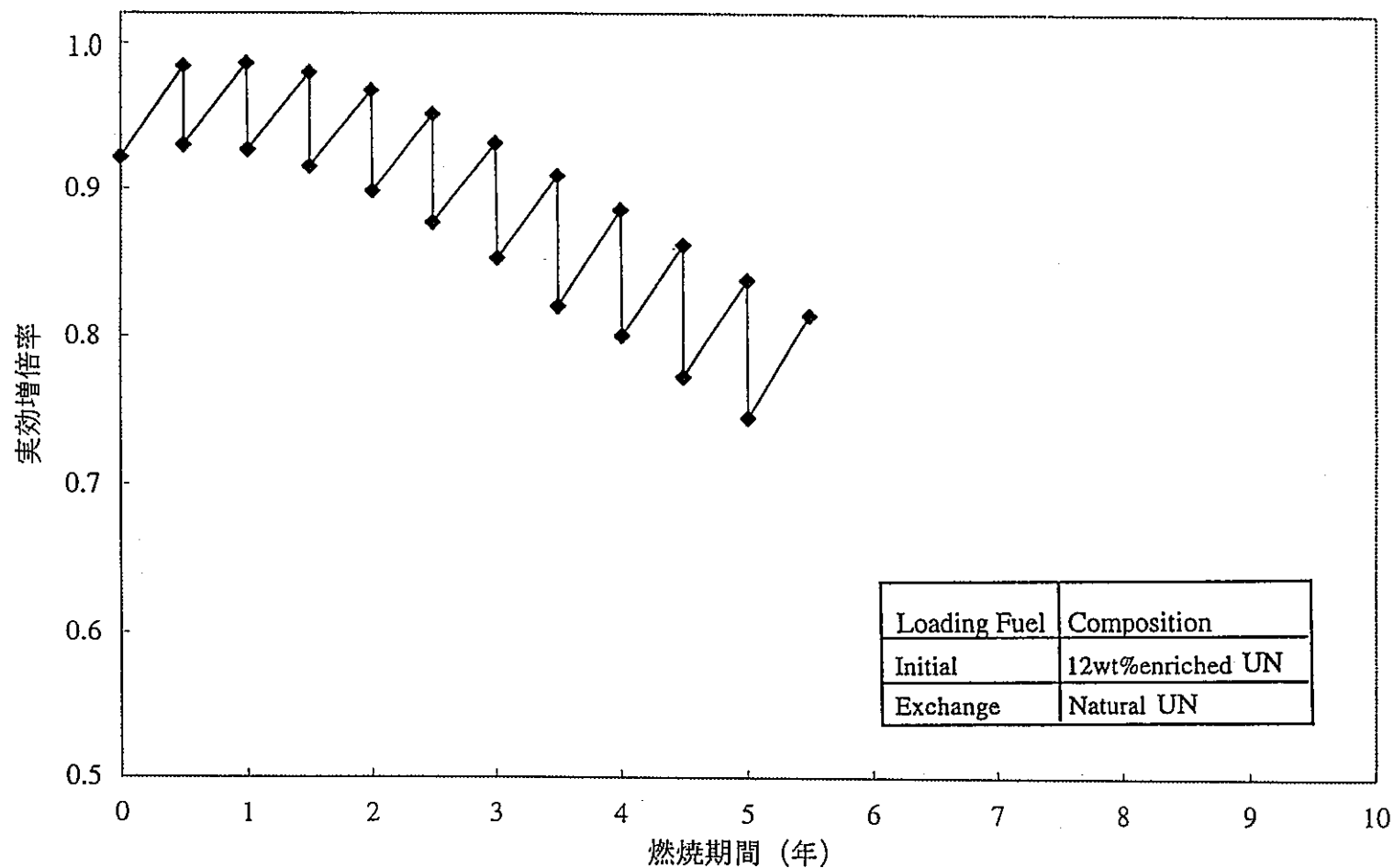


図3-3 燃料交換期間一定で10バッチ燃料交換を伴う燃料自給型炉の燃焼による実効増倍率の変化
(^{235}U 濃縮度=12wt%)

Change in effective multiplication factor with burnup and 10 batch refueling in fuel self-supporting type hybrid reactor fueled with 12wt% enriched uranium (refueling period is constant)

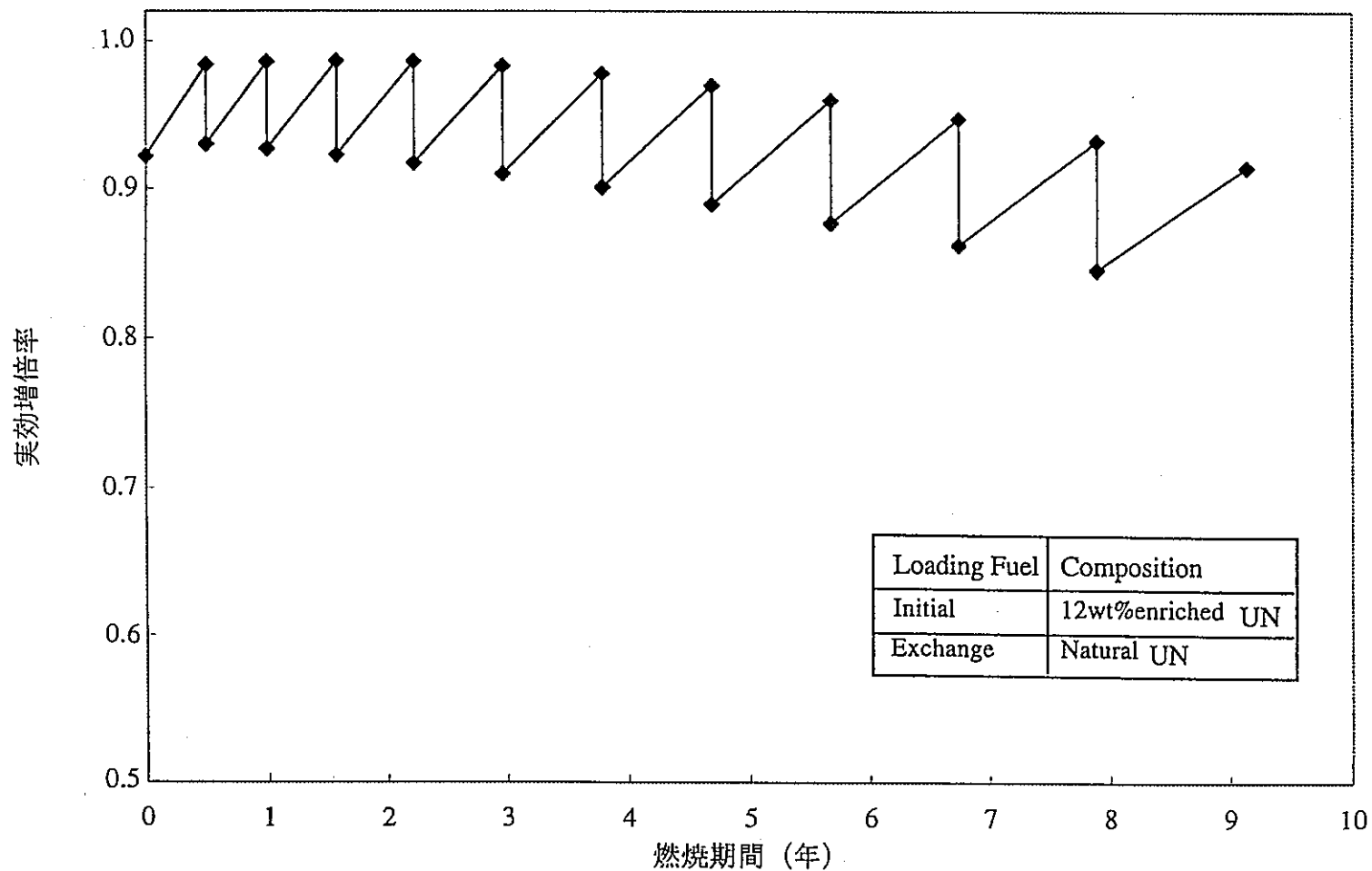


図3-4 燃料交換期間可変で10バッチ燃料交換を伴う燃料自給型炉の燃焼による実効増倍率の変化
(^{235}U 濃縮度=12wt%)

Change in effective multiplication factor with burnup and 10 batch refueling of natural uranium in the hybrid reactor fueled with 12wt% enriched uranium (refueling period is variable)

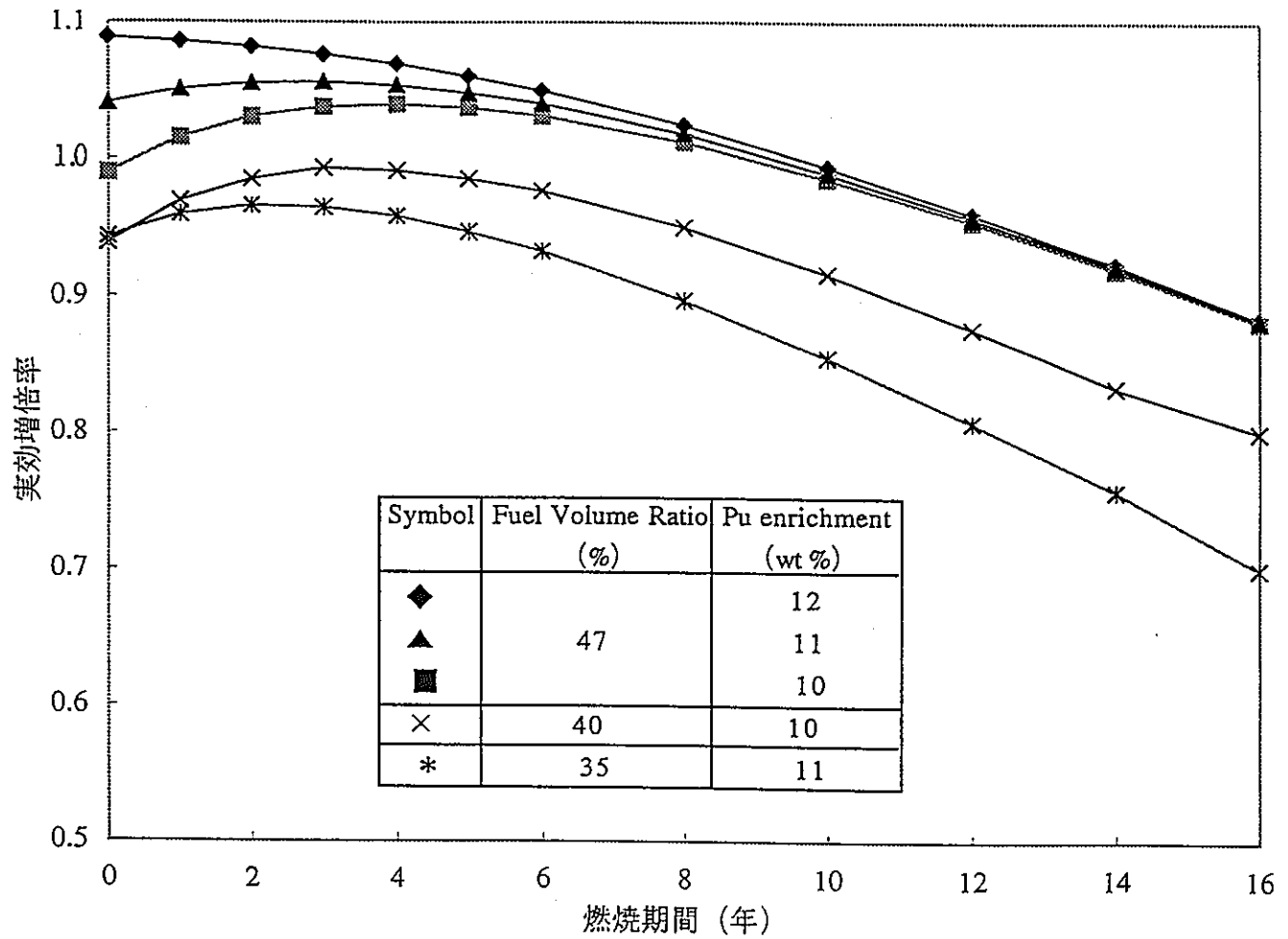


図3-5 プルトニウム富化度と燃料体積比をパラメータとしたプルトニウム燃料装荷炉心の特性
 Burnup characteristic of enriched plutonium core as parameters of Pu^{fis} enrichment and fuel volume ratio in initial fuels

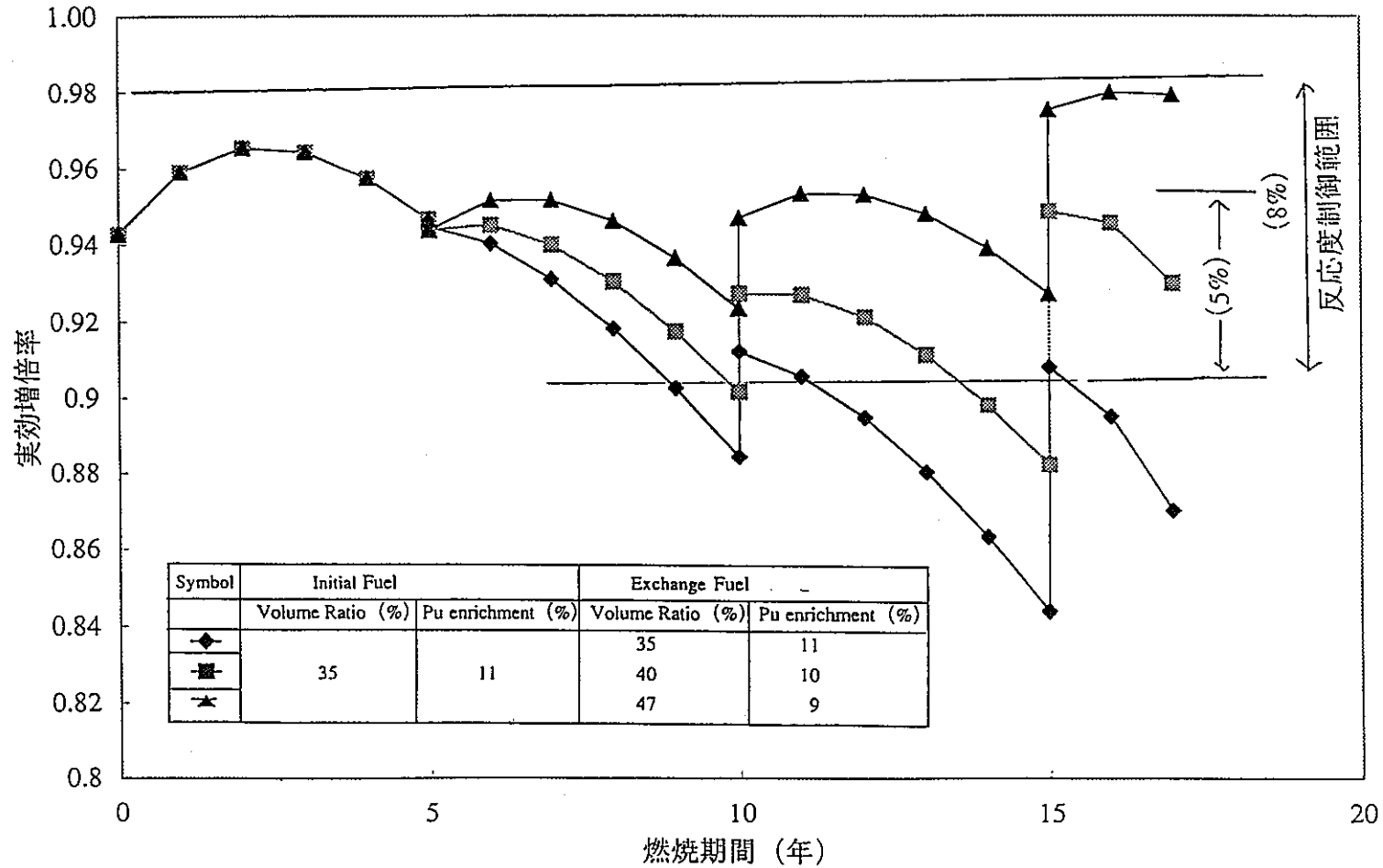


図3-6 初装荷用と取り替え用のプルトニウム富化度をパラメータとした燃料交換を伴う燃料自給型炉の燃焼特性 (サイクル燃焼期間5年、3バッチ)

Burnup characteristic of enriched plutonium core with 3batch refueling as parameters of Pu^{is} enrichment and fuel volume ratio in exchange fuels (refueling period=5years)

4. 考 察

4.1 燃料交換のバッチ数について

図3-1に、燃料体積比40%でPu²³⁹富化度12wt%のプルトニウム燃料を全装荷した初装荷炉心において、1年毎に1/5ずつ天然ウランの取り替え燃料で交換し続けた場合の実効増倍率の変化を示す。この結果、燃料交換によって反応度は約10%低下しており、前述した反応度制御範囲の目標である平均5%Δk（最大8%Δk）を満足しないことが判明した。しかし、燃料交換後は燃焼サイクルが進むほど反応度は緩やかに増加することが分かる。

通常のバッチ交換の場合、例えば全装荷体数の1/10程度以上の多数体の交換を行えば、燃料交換によって炉心の正の反応度変化が過大になってしまう。これを抑制するためには新燃料の核分裂性物質の富化度を決定するか、又はステンレス鋼のような材質からなる希釈集合体とか固定吸収体等の反応度調整材を予め炉心に装荷しておき、これを天然ウラン燃料に交換することによって燃料交換時の反応度変化を小さくすることが必要である。

4.2 初期炉心の実効増倍率

4.1節で述べたプルトニウム燃料を使用した場合と比較するために、初装荷炉心の燃料に濃縮ウランを使用した場合の実効増倍率と燃焼期間の関係を検討する。ここでは簡単のため、核分裂性ウランの濃縮度は4.1節で述べた12wt%Pu²³⁹富化プルトニウム燃料と同一の12wt%とした。図3-2に、燃料体積比35%で12wt%濃縮ウランを初装荷燃料に用いた場合の燃焼計算結果を示す。この結果、未燃焼時の炉心の k_{eff} は目標である0.90~0.95の範囲になっている。なお、このウラン燃料の燃料体積比を4.1節のプルトニウム燃料のそれより5%低くした理由は、同一の40%とすれば k_{eff} が目標値0.95を超えるためである。

4.3 燃料交換期間の調整による反応度制御の可能性

4.2節で述べた12wt%濃縮ウラン燃料を初装荷燃料とし、天然ウラン（燃料体積比47%）を取り替え燃料として1/10ずつ一定の燃焼期間毎の燃料交換を続けた場合の反応度の燃焼による変化を検討する。なお、燃料交換バッチについてここでは4.1節で検討した5バッチではなく10バッチを採用した理由は、12wt%濃縮ウランを取り替え燃料にすれば5バッチ交換では反応度変化が目標値である5%Δkを超える可能性があるためである。

図3-3に、1/2年毎に燃料交換を行った場合の燃焼期間と実効増倍率の結果を示す。この場合では、燃料交換を多数行うほど反応度の低下量が增大している。図3-4には、燃

料交換による反応度の低下を抑制するため、第3サイクル以降の燃焼期間を1ヶ月ずつ延長した場合の燃焼期間と実効増倍率を示す。この計算例に示すように、10バッチの燃料交換でも燃焼期間を次第に延長するなどして調整すれば反応度の過大な低下にならず改善が見られた。

4.4 プルトニウム燃料の燃焼特性

図3-5に、 Pu^{fiss} 富化度（10～12wt%）と燃料体積比（35、40、47%）をパラメータとしてそれぞれを組み合わせたプルトニウム燃料を初装荷燃料に使用する場合、燃焼による実効増倍率の変化を比較して示す。この結果、 Pu^{fiss} 富化度が10wt%前後であれば、燃料体積比の大小によらず燃焼期間が約4年まではプルトニウムの増殖によって反応度が増加し、それ以後は緩やかに下降に転ずることが分かる。なお、初期炉心の実効増倍率では次の組合せの燃料がほぼ等価となる。

燃料体積比	35%	40%	47%
Pu^{fiss} 富化度	11%	10%	9% (外挿値)

4.5 長期サイクル炉心の可能性

ここでは4.4節で取り上げた燃料体積比35%、11wt%の Pu^{fiss} 富化プルトニウム燃料を初装荷燃料として使用した炉心において、燃焼期間5年、3バッチの燃料交換を行う場合、取り替え燃料の形態の違いによる燃焼特性がどのように変化するかを一例として計算した。図3-6に、取り替え燃料の燃料体積比と Pu^{fiss} 富化度をパラメータとして燃焼による実効増倍率の変化を示す。

この結果、燃料体積比47%で Pu^{fiss} 富化度が9wt%のプルトニウム燃料を取り替え燃料として使用すれば、所定の反応度制御範囲（8% Δk ）を満足することが分かる。ただし、ここでは初装荷燃料と取り替え燃料それぞれの燃料体積比は燃料ペレットの中心空孔の径で調整することを想定した。

5. おわりに

高速炉の高い転換率と陽子加速器の高い出力制御性を利用した陽子加速器ハイブリッド高速炉が、核分裂性プルトニウムを自給しながら所定の出力密度で長期運転できる可能性について2D-BURNコードを用いた解析により概略的に検討した。ここでは、燃焼によって未臨界度が增加しても、陽子加速器の電流を調整することで出力密度を300w/ccに保持することとし、炉心計算では炉心内のターゲット部の存在は無視した円筒炉心を想定した。炉心高さ (=半径) と燃料体積比をパラメータとして燃焼計算を行った結果、炉心高さ と半径がそれぞれ100cmの炉心で燃料体積比が35~47%とすれば、以下のように陽子加速器ハイブリッド高速炉が所定の出力密度で長期運転できる見通しを得た。

- (1) 現状の加速器のビーム制御能力と所定出力を維持するための加速器駆動用負荷の抑制を考慮すれば、未臨界高速炉を全燃焼サイクルわたって8% Δk (0.90~0.98) の範囲で制御する必要がある。このため、初装荷燃料としては核分裂性核種を約10wt%濃縮 (富化) したウラン又はプルトニウム燃料を使用する必要がある。それ以後の燃焼が進んだ炉心では燃料交換サイクルを可変にしたり、取り替え燃料の組成を調整する方策をとればよい。
- (2) 初装荷燃料、取り替え燃料ともにウランを使用する場合、10バッチの燃料交換で燃焼期間を初期の0.5年から次第に延長してゆけば、取り替え燃料が天然ウランで長期連続運転が可能である。
- (3) 初装荷燃料、取り替え燃料ともにプルトニウムを使用する場合、長期連続運転をするためには約9wt%富化プルトニウム燃料を使用し、3バッチの燃料交換で5年の燃焼サイクルにすればよい。
- (4) 陽子加速器ハイブリッド高速炉について、原子炉出力の保持と燃焼の継続を確認するためには更に以下を検討する必要がある。
 - ① 実際に加速器を駆動して陽子ビームと反応させるターゲットを炉心に設置することによる炉心特性、遮蔽特性等への影響。
 - ② 増倍体系の出力分布が未臨界時と臨界時とで同一であるとした仮定の妥当性の検証。
 - ③ 陽子ビームとターゲットとの核反応過程を炉心計算に導入する必要性。

謝 辞

本報告書における解析では、新型炉技術開発株式会社の横堀 仁氏に御協力頂きました。ここに、感謝の意を表します。

参考文献

- (1) 日本原子力学会「消滅処理」研究専門委員会編、"消滅処理研究の現状", p94 (1994).
- (2) 大坪 章他、"電子加速器・核分裂ハイブリッド炉核熱計算"、PNC TN9410 96-205 (1996).
- (3) 大坪 章他、"陽子加速器・核分裂ハイブリッド炉核熱計算"、PNC TN9410 97-029 (1997).
- (4) H. Takahashi, "The Use of Accelerator in Nuclear Energy", ICENES '93, p393 (1993).
- (5) M. Segev, et al., "Transmutation of Neptunium, Americium, Technetium, and Iodine in Fast Spectrum Cores Driven by Accelerated Protons", *Nucl. Sci. Eng.*, 122, 105 (1996).
- (6) K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library JENDL-3", JAERI-1319.
- (7) 三菱原子力工業株式会社、"高速増殖炉核設計計算コードの概要"、MAPI-F-0001, (1981).
- (8) H. Takahashi, "A New Role of Accelerator to Nuclear Energy", *Progress in Nuclear Energy*, Vol.29, p423 (1995).