

JAERI-M

6150

ナトリウム冷却高速炉によるトリチウム
生産の検討

1975年6月

関 泰・田中吉左右・迫 淳

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

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

ナトリウム冷却高速炉によるトリチウム生産の検討

日本原子力研究所東海研究所核融合研究部

関 泰・田中吉左右⁽¹⁾・迫 淳

(1975年5月23日受理)

昭和60年代に建設が予定されている核融合動力実験炉には、概算によれば1~2キログラムの初期装荷トリチウムが必要とされる。その後の実験炉の運転には年間数百グラム、またそれ以前に行なわれる炉心モックアップ実験にも年間数十グラムのトリチウムの供給が毎年必要であると考えられる。ここでは熱出力100MW程度のナトリウム冷却高速炉により生産できるトリチウムの量を核計算を行なうことにより検討した。

その結果この程度の小型高速炉を利用しても年間100グラム以上のトリチウムを生産できることが明らかになった。

(1) 日本原子力研究所製造部製造技術課

An Evaluation of Tritium Production by a
Sodium-cooled Fast Reactor

Yasushi SEKI, Kichizo TANAKA⁺ and Kiyoshi SAKO

Division of Thermonuclear Fusion Research, Tokai, JAERI
(Received May 23, 1975)

It is estimated that about 1-2 kg of tritium will be necessary for the initial inventory of experimental fusion reactor to be constructed in about 1990. The tritium requirement for subsequent operation of the experimental reactor and mock-up facility are several hundreds and several tens of grams each, respectively. The quantity of tritium produced by a sodium-cooled fast reactor of 100 MWth has been calculated by way of the neutronics.

The production of over 100 g per year is possible by this small fast reactor.

⁺ Division of Radioisotope Production, JAERI

目 次

1. 概 要	1
2. 処女炉心の設定	2
3. 計算法	5
3.1 計算モデル	5
3.2 核特性値の計算法	5
3.3 トリチウム生産量の計算法	6
4. 照射炉心計算	9
4.1 照射炉心の比較	9
4.2 ${}^6\text{Li}$ 濃縮効果の検討	10
5. 黒鉛反射体の利用	14
6. 結 言	17
謝 辞	17
参考文献	18

1 概 要

原子力委員会の原子力開発長期計画(1972年6月)において、昭和60年代に核融合動力実験炉を建設することを目的として、臨界プラズマ試験装置、実験炉々心モックアップ装置などの開発が提案された。実験炉々心モックアップ装置で年間数十g、実験炉では初期装荷量として1~2kg、その後の運転に年間数百gのトリチウムが必要と予想される*。

初期装荷トリチウムを確保する方法としては軽水炉⁽¹⁾⁽²⁾、重水炉⁽³⁾および熔融塩増殖炉(MSBR)⁽⁴⁾⁽⁵⁾を利用する方法などが論じられている⁽⁶⁾。ここでは熱出力100MWのナトリウム冷却高速炉により生産できるトリチウムの量を核計算を行なうことにより検討した。

実際のトリチウムの生産コストを求めるには、生産炉の概念設計を行なう必要があるが、ここでは検討範囲を設計の基本となる項目すなわち核計算上の実現性、言い換えれば生産可能最大の評価という範囲に限定した。そして炉の成立条件として以下の4項目を設定した。

- (1) 炉心体系の寸法を高さ150cm、直径150cmの円柱状とする。
- (2) 制御棒引抜状態の余剰反応度を約4% $\Delta K/K$ とする。
- (3) 制御棒ワースは15% $\Delta K/K^2$ 以上とする。
- (4) 炉心の出力ピーキング・ファクターを1.8以下とする。

この4条件を満たしつつ小型高速炉でどの程度のトリチウム生産が行なえるかを検討した。その方法としてはまず照射用集合体(すなわちトリチウム生産のためのリチウムを含む集合体)を装荷しない処女炉心を設定し、その核的特性を調べた。次にこの処女炉心において以下の3通りの方法によってリチウムを含む集合体を装荷した照射炉心を求めた。

1. 炉心の外側に厚さ10cmのLiAl⁽¹⁾⁽⁷⁾を含む集合体領域を設ける。
2. 炉心の外側に厚さ10cmのLi₂Oを含む集合体領域を設ける。
3. 制御棒領域のfollowerの部分にLi₂Oを装荷する。

それぞれの方式において上記4条件を満たす照射炉心を求め、各炉心におけるトリチウム生産量を計算した。そして第2の方式においては、⁶Liの濃縮度を上げることによりトリチウム生産量を増加できるかを検討した。さらに反射体のステンレス鋼の一部を黒鉛で置き換えた場合のトリチウム生産量を計算した。

* 熱出力100MWtの核融合炉で負荷率を50%とすれば年間のトリチウムの消費量は約2kgである。トリチウム増殖比を0.8とすると必要供給量は年間約400gである。

2 処女炉心の設定

処女炉心，すなわち照射用集合体（トリチウム生産用のリチウムを含む集合体）を装荷する前の炉心としては，原子炉熱出力100MWで炉心高さ55cm，半径35cmの円柱炉心を選んだ。炉心の外側には軸方向に47.5cm，半径方向に40cmの厚さの反射体領域を設けるものとする。さらに半径20.0cmから22.5cmの領域を制御棒の領域とする。Fig.1に設定した処女炉心の2次元円柱モデルを示す。

炉心領域の各成分の体積比はFuel/SUS/Na^{*}がおよそ37/23/37とする。炉心燃料としてはPuO₂-UO₂の混合酸化物燃料を使用し，Pu富化度30w/o，²³⁵Uの濃縮度16a/oとする。制御棒の体積比はB₄C/SUS/Na^{*}~21/23/55，フローワー部分はSUS/Na^{*}~30/55である。反射体領域の体積比はSUS/Na^{*}~70/30である。各領域の原子数密度と1次元計算を行なう際に使用する軸方向バックリング値Bz²をTable 1に示す。

計算された処女炉心の主要核特性値は以下の通りである。

- 制御棒が体系外にある状態のK_{eff}，K_{out} = 1.0426
- 制御棒挿入状態のK_{eff}，K_{in} = 0.8984
- 余剰反応度，

$$\rho_{out} = (K_{out} - 1) / K_{out} = 0.0408 (\Delta k / k)$$

- 制御棒ワース，^{**}

$$\Delta \rho_{CR} = \rho_{out} - \rho_{in} = \frac{K_{out} - K_{in}}{K_{out} \cdot K_{in}} = 0.154 (\Delta k / k^2)$$

- 炉心容積，V_F = 1933 (ℓ)
- 核分裂性物質 (²³⁵U + ²³⁹Pu + ²⁴¹Pu) 装荷量，

$$M = 210.2 \text{ kg}$$

- 出力ピーキング・ファクター，P.F. = 1.67

処女炉心において半径方向の反射体の厚さD_{ref1}を40cmにして，炉心半径R_{core}を変化させた場合のK_{eff}の変化およびR_{core} = 35cmとしてD_{ref1}を変えた場合のK_{eff}の変化をFig.2に示す。この図よりR_{core}が33~36cmの範囲では，K_{eff}はR_{core}が1cm増加する毎にほぼ1.4%大きくなることがわかる。D_{ref1}を45cmより大きくしてもK_{eff}はほとんど大きくなりませんが，D_{ref1}の減少とともにK_{eff}の減少の割合は急になっている。D_{ref1}が35~45cmの範囲では，D_{ref1}の1cmの変化に対するK_{eff}の変化量は0.1%程度である。K_{eff}のR_{core}およびD_{ref1}の変化に対する感度の差を利用して，照射用集合体を装荷した状態においても，R_{core}とD_{ref1}を同時に調整することにより，体系の半径を保存しつつ余剰反応度を処女炉心と等しい4.08%Δk/kとする炉心が求められる。

* SUS316相当

** ここでは制御棒ワースをρ_{out} - ρ_{in}と定義する。

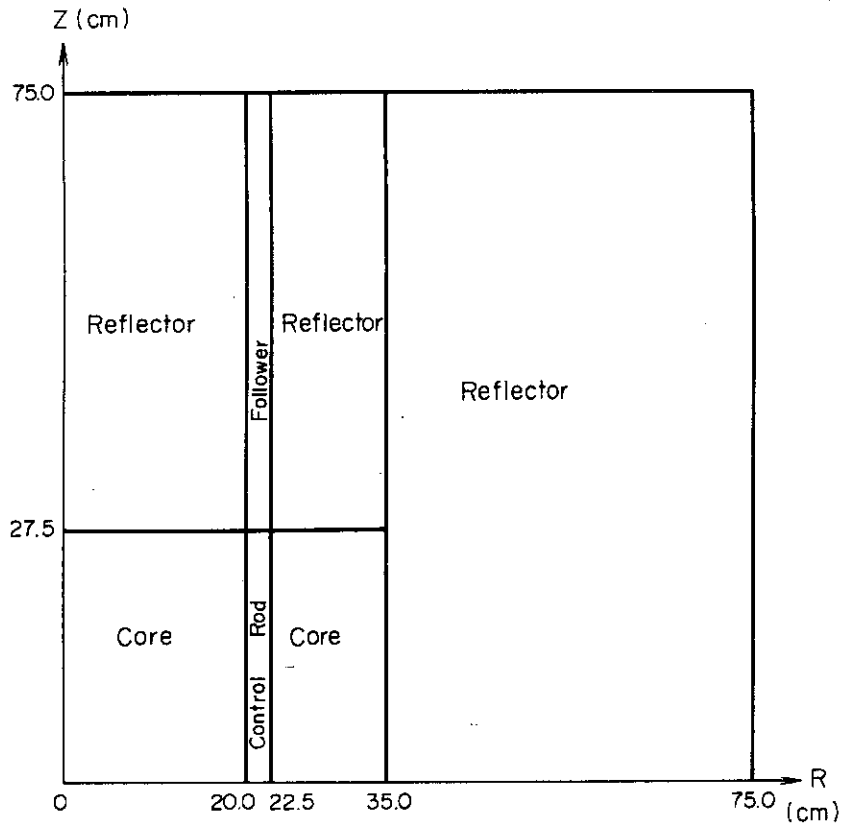


Fig. 1 Two-dimensional model of the virgin core with inserted control rods

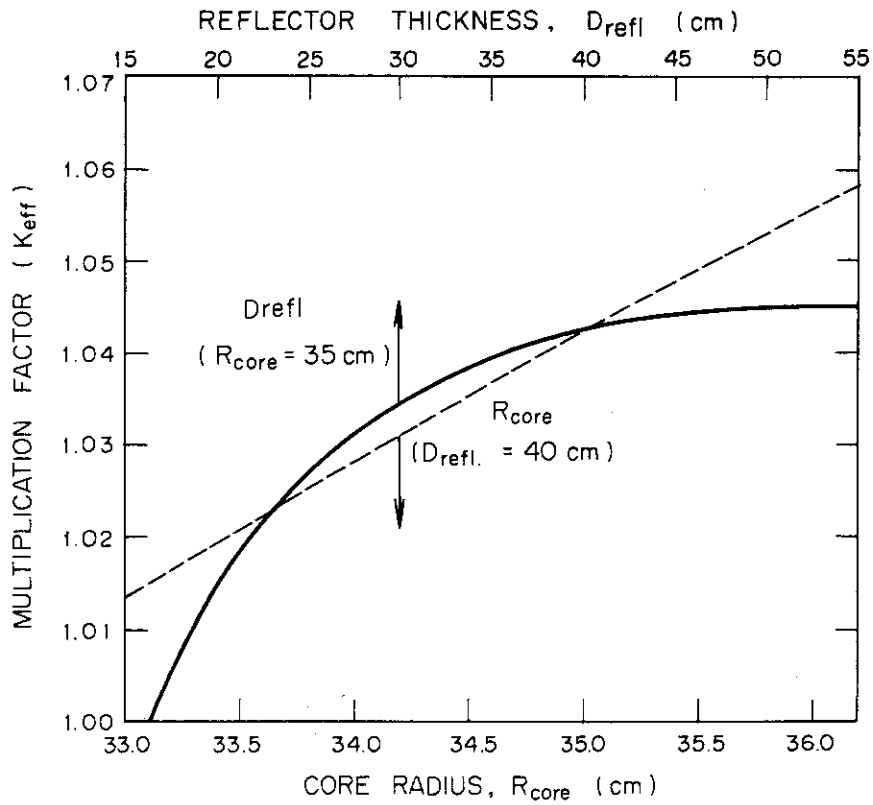


Fig. 2 Change of K_{eff} with the core radius and the reflector thickness

Table 1 Nuclide densities and axial bucklings of each regions

($\times 10^{2.4}$ atoms \cdot cm $^{-3}$)

Nuclide	Region Name						
	Core	Control rod	Follower	Reflector	Graphite	$^6\text{Li Al}$	Li_2O
^{239}Pu	1.71×10^{-3}						
^{240}Pu	6.11×10^{-4}						
^{241}Pu	1.22×10^{-4}						
^{235}U	9.18×10^{-4}						
^{238}U	4.83×10^{-3}						
O	1.62×10^{-2}						1.22×10^{-2}
Na	8.46×10^{-3}	1.25×10^{-2}	1.25×10^{-2}	6.79×10^{-3}	6.79×10^{-3}	1.25×10^{-2}	1.25×10^{-2}
Cr	3.55×10^{-3}	3.54×10^{-3}	4.74×10^{-3}	1.10×10^{-2}	4.74×10^{-3}	3.54×10^{-3}	3.54×10^{-3}
Fe	1.29×10^{-2}	1.29×10^{-2}	1.73×10^{-2}	4.00×10^{-2}	1.73×10^{-2}	1.29×10^{-2}	1.29×10^{-2}
Ni	2.59×10^{-3}	2.58×10^{-3}	3.46×10^{-3}	8.00×10^{-3}	3.46×10^{-3}	2.58×10^{-3}	2.58×10^{-3}
Mo	2.83×10^{-4}	2.82×10^{-4}	3.78×10^{-4}	8.74×10^{-4}	3.78×10^{-4}	2.82×10^{-4}	2.82×10^{-4}
^{10}B		2.07×10^{-2}					
^{11}B		1.86×10^{-3}					
C		5.63×10^{-3}			3.77×10^{-2}		
^6Li						1.11×10^{-3}	1.82×10^{-3}
^7Li						5.83×10^{-5}	2.27×10^{-2}
Al						1.16×10^{-2}	
Axial Buckling (B_z^2)	1.45×10^{-3}	1.17×10^{-3}	1.34×10^{-3}	1.06×10^{-3}	1.06×10^{-3}	1.10×10^{-3}	1.10×10^{-3}

3 計 算 法

本検討のサーベイ的性格を考慮して高速炉のパラメトリック・サーベイの標準的方法である1次元円柱モデルによる多群拡散近似計算によって照射炉心の核特性、トリチウム生成量を計算した。

3.1 計算モデル

Figure 3に検討の対象とした4つの炉心体系(Core)の1次元円柱モデルを示す。Virgin Coreとは前章で設定したトリチウム生産用の照射用集合体を含まぬ処女炉心体系である。 ${}^6\text{Li}$ Al Coreとは ${}^6\text{Li}$ を95%に濃縮したリチウムを2.2w/o含むリチウムアルミニウム合金を含む集合体を炉心の外側に10cmの厚さで装荷した体系である。照射用集合体の体積比は ${}^6\text{LiAl}/\text{SUS}/\text{Na}\sim 21/23/55$ としてある。 Li_2O Coreとは天然リチウム(${}^6\text{Li}/\text{Li} = 0.074$)の酸化物(Li_2O)を含む照射用集合体を炉心の外側に10cmの厚さで装荷した体系であり、 $\text{Li}_2\text{O}(\text{CR})$ Coreは制御棒領域のfollower部分に Li_2O 集合体を装荷した体系である。 Li_2O 集合体の体積比も $\text{Li}_2\text{O}/\text{SUS}/\text{Na}\sim 21\sim 23/55$ としてある。いずれの体系もVirgin Coreと等しい4.08% $\Delta k/k$ の余剰反応度を有し、炉心体系の外側半径は76cmに固定してある。各領域の原子数密度と1次元円柱計算に用いた軸方向バックリング Bz^2 をTable 1にまとめて示す。

3.2 核特性値の計算法

炉定数としては原研核設計研究室の長谷川明氏が作成した25群の最新のJAERI-FAST Set⁽⁸⁾に ${}^6\text{Li}$ と ${}^7\text{Li}$ の2核種を追加したライブラリー・テープを使用した。Liを含むために減速散乱の群数は20と大きく取る必要があった。中性子束の計算は高速炉用一次元拡散コード、EXPANDA-4⁽⁹⁾を2領域の寸法を同時に変化させる臨界調整ができるように修正したもので行なった。1次元計算に使用した軸方向バックリング Bz^2 は処女炉心とほぼ組成、寸法などが等しい炉心に対する2次元計算結果⁽¹⁰⁾より概算したものである。同じ結果から処女炉心におけるZ軸方向の核分裂反応率分布、つまり出力分布は

$$F(Z) = a \cos bZ, \quad b = 0.03467 \quad (1)$$

で表わされるものとした。

(i) 余剰反応度の計算

余剰反応度を

$$\rho_{out} = \frac{K_{out} - 1}{K_{out}} \quad (2)$$

K_{out} ; 制御棒が体系外にある状態の実効増倍率 K_{eff}

と定義する。

(ii) 制御棒ワースの計算

ここでは制御棒ワースを

$$\Delta \rho_{CR} = \rho_{out} - \rho_{in} = \frac{K_{out} - K_{in}}{K_{out} \cdot K_{in}} \quad (3)$$

と定義する。

(iii) 出力ピーキング・ファクターの計算

処女炉心の軸方向の出力分布は(1)式の形をしているので、軸方向ピーキング・ファクターは

$$(P.F.)_{ax} = \frac{\int_{-0.5}^{0.5} a \cos bz \, dz}{1 \times S} = 1169 \quad (4)$$

$$\frac{\int_{-27.5}^{27.5} a \cos bz \, dz}{55 \times S}$$

と計算される。但しSは炉心の水平断面積である。そして $(P.F.)_{ax}$ は照射炉心においても変化しないと仮定する。

半径方向出力ピーキング・ファクター $(P.F.)_{rad}$ は照射炉心においても変化しないと仮定する。

半径方向出力ピーキング・ファクター $(P.F.)_{rad}$ は、核分裂中性子数分布が出力分布と等しいと仮定して1次元計算結果より

$$(P.F.)_{rad} = \frac{P_{max}}{\bar{P}} = \frac{[\int \nu \Sigma_f \phi \, dE]_{max}}{\int \int \nu \Sigma_f \phi \, dE \, dr} \quad (5)$$

$$S$$

として計算する。但し P_{max} 、 \bar{P} はそれぞれ1次元計算より求められる最大および平均核分裂中性子数である。

出力ピーキング・ファクターは

$$P.F. = (P.F.)_{ax} \times (P.F.)_{rad} \quad (6)$$

と定義する。

3.3 トリチウム生産量の計算法

トリチウム生産量を求めるためには、1次元計算より求められた中性子束 ϕ を、原子炉出力から求められる中性子束の絶対値 Φ に換算する必要がある。その換算係数をAで表わすと

$$\Phi = A \phi \quad (7)$$

$$A = \frac{P}{c \int \int \Sigma_f \phi \, dE \, dV} \quad (8)$$

P ; 熱出力 100 (MW)

c ; 1核分裂当り放出されるエネルギー、

3.2×10^{-17} (MW · sec / fission)

となる。

1次元円柱計算では中心面 ($Z = 0.0$ cm) において高さ $0.5 \times 2 = 1.0$ cm の炉心部分に対する fission 数が求まる。処女炉心の計算結果では

$$\int \int \Sigma_f \phi \, dE \, dr = 0.3687 \quad (9)$$

であった。但し EXPANDA-4 において ϕ は

$$\iint \nu \Sigma_f \phi \, dE \, dr = 1.0 \quad (10)$$

として規格化されている。

他方処女炉心において Z 軸方向の核分裂反応分布は、(1)式で与えられていて軸方向の炉心の高さは $27.5 \times 2 = 55$ cm であるので、1次元計算で得られた fission 数に

$$B = \int_{-27.5}^{27.5} \cos bZ \, dZ = 47.04 \quad (11)$$

を掛ければ、炉心全体の fission 数が求まる。但し Z 軸方向の fission 分布がどの半径 r においても(1)の形をとると仮定している。(9)、(11)式より

$$\iint \Sigma_f \phi \, dE \, dV = B \iint \Sigma_f \phi \, dE \, dr = 17.34 \quad (12)$$

となる。しかして(8)式において

$$A = \frac{100}{3.2 \times 10^{-17} \times 17.34} = 1.80 \times 10^{17}$$

である。

トリチウム生成反応、 ${}^6\text{Li}(n, \alpha)t$ 反応と ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)t$ 反応の 25 群断面積は ENDF/B-III⁽¹¹⁾ より $1/E$ を重み函数として求めた。EXPANDA-4 によって計算された中性子束を用いてトリチウム生成量を反応率計算コード APPLE⁽¹²⁾ にて求めた。

1次元計算結果ではトリチウム生成量は

$$t_6 = \iint \Sigma_{n, \alpha}^6 \phi \, dE \, dr \quad (13)$$

$$t_7 = \iint \Sigma_{n, n'\alpha}^7 \phi \, dE \, dr \quad (14)$$

$$t = t_6 + t_7 \quad (15)$$

として求まる。但し $\Sigma_{n, \alpha}^6$ 、 $\Sigma_{n, n'\alpha}^7$ はそれぞれ ${}^6\text{Li}(n, \alpha)t$ と ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)t$ 反応の巨視的断面積である。1秒毎に炉心全体で生成するトリチウム原子数は、(8)、(11)式より

$$\iint (\Sigma_{n, \alpha}^6 + \Sigma_{n, n'\alpha}^7) \phi \, dE \, dV = A \cdot B \cdot t \quad (16)$$

である。原子炉の年間負荷率を 80%、Avogadro 数を N_0 、トリチウムの原子量を A_T とすると、トリチウムの年間生成量 T は

$$T = \frac{A_T}{N_0} \cdot A \cdot B \cdot t \cdot (2.523 \times 10^7) \quad (\text{g} \cdot \text{y}^{-1}) \quad (17)$$

となる。

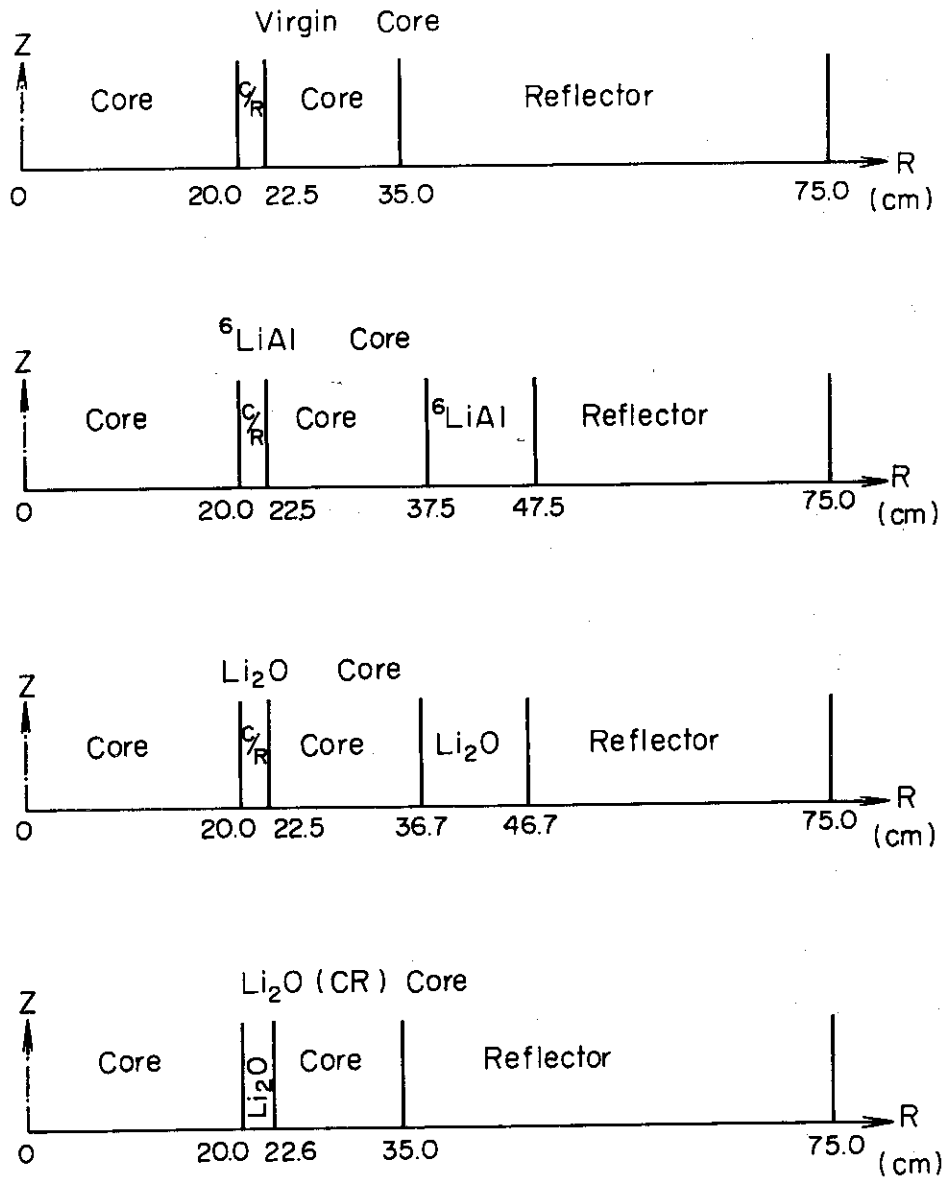


Fig. 3 One-dimensional models of four cores

4 照射炉心計算

トリチウムを生産するために炉心に装荷するリチウム化合物としては天然のリチウムを含む酸化リチウム (Li_2O) とリチウムアルミニウム合金 (${}^6\text{Li Al}$) とを考えた。 Li_2O は原研の核融合動力炉の試設計においてトリチウム再生産用のブランケット物質として選ばれ、⁽¹³⁾ その製造、物性値測定、トリチウム回収実験が現在進められている。 ${}^6\text{Li Al}$ はトリチウム生産に使われた実績があり、⁽⁷⁾ ここでは Li が 2.2w/o の割合で含まれ、 ${}^6\text{Li}$ の濃縮度が 95a/o のものを用いることとした。これらのリチウム含有物は体積比が $\text{Li compound/SUS/Na} \sim 21/23/55$ であるような照射用集合体として装荷するものとした。

照射用集合体の装荷方式としては、 ${}^6\text{Li Al}$ 或いは Li_2O を 10cm の厚さで炉心と反射体の間に装荷する方式と制御棒領域の follower の位置に Li_2O を装荷する方式の 3 通りを考えた。それぞれの方式の照射炉心を ${}^6\text{Li Al Core}$, $\text{Li}_2\text{O Core}$, $\text{Li}_2\text{O (CR) Core}$ と名付ける。炉心体系全体の半径を 75 cm に固定し、余剰反応度を $4.08\% \Delta k/k$ とするために、 ${}^6\text{Li Al Core}$ と $\text{Li}_2\text{O Core}$ において炉心半径 R_{core} と反射体領域の厚さ D_{ref1} とを同時に変化させて臨界調整^{*}を行なった。 $\text{Li}_2\text{O (CR) Core}$ においては、 Li_2O を装荷した制御棒領域の厚さと R_{core} とを同時に変えて臨界調整を行なった。

4.1 照射炉心の比較

Figure 4 に 3 通りの照射方式に対する臨界調整の計算結果を示す。制御棒引抜状態の K_{eff} を処女炉心と同じ 1.0426 とする炉心燃料容積は、 $\text{Li}_2\text{O (CR) Core}$ では処女炉心の容積 193ℓ より 1ℓ 少なく、 $\text{Li}_2\text{O Core}$ と ${}^6\text{Li Al Core}$ ではそれぞれ 215ℓ, 224ℓ となっている。

Table 2 に処女炉心と 3 通りの照射炉心の核特性値およびトリチウムの年間生産量^{*}を示す。制御棒ワースは炉心容積が大きくなると小さくなるが、いずれの炉心においても設定基準値である $15\% \Delta k/k^2$ 以上である。出力ピーキング、ファクターはいずれの炉心においても処女炉心よりも大きくなるが、設定値 1.80 より小さい。トリチウムの年間生産量 T は $\text{Li}_2\text{O Core}$ で 29 g であり $\text{Li}_2\text{O (CR) Core}$ で 14 g である。トリチウムの生産量の 92% 以上が ${}^6\text{Li}(n, \alpha)t$ 反応による T_6 であり、 ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)t$ 反応による T_7 は $\text{Li}_2\text{O (CR) Core}$ で 7.5%, $\text{Li}_2\text{O Core}$ で 4.3% にすぎない。

高速炉において最大のコストを占めるのは ${}^{235}\text{U}$, ${}^{239}\text{Pu}$, ${}^{241}\text{Pu}$ などの核分裂性物質と考えられる。そこで必要とされる核分裂性物質 (${}^{235}\text{U} + {}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}$) 1 kg あたりの年間トリチウム生産、 T/M を求めると $\text{Li}_2\text{O Core}$ が最大値 $0.261 (\text{g} \cdot \text{y}^{-1} / \text{kg})$ と取る。

以上をまとめると 3 通りの照射方式のいずれも設定条件を満たす炉心が得られる。 T/M は最大の $\text{Li}_2\text{O Core}$ においても $0.261 (\text{g} \cdot \text{y}^{-1} / \text{kg})$ とかなり小さな値である。どの照射方式が最適であるかは実際に必要とされるトリチウム量と、各方式の概念設計による詳細な検討結果に依存しよう。

* ここでは $K_{\text{eff}} = 1.0426$ とする炉心を 2 領域の寸法を変えて求めることを意味している。

4.2 ${}^6\text{Li}$ 濃縮効果の検討

4.1より Li_2O Core が最大の T/M を与えることが示された。そこで Li_2O Core において ${}^6\text{Li}$ を濃縮することにより T/M を大きくすることができるかを検討した。

Figure 5 に ${}^6\text{Li}$ 濃縮度の変化に伴うトリチウムの年間生産量 T と、余剰反応度 $4.08\% \Delta k/k$ を得るために必要な核分裂性物質の質量 M とを示す。 ${}^6\text{Li}$ の濃縮度を高めるに従って T は確かに大きくなるが、 M もやはり大きくなっている。

Table 3 に ${}^6\text{Li}$ 濃縮度が天然存在比と等しい 7.4 a/o である Li_2O Core, 20 a/o , 50 a/o , 95 a/o として余剰反応度を $4.08\% \Delta k/k$ とする各照射炉心の核特性値とトリチウムの年間生産量を示す。 ${}^6\text{Li}$ 濃縮度を 20 a/o 以上とすると制御棒ワースは $15\% \Delta k/k^2$ より小さくなり、出力ピーキング・ファクターは 1.80 を越えてしまい設定条件が満たされなくなる。これは ${}^6\text{Li}$ 濃縮度が高い Li_2O 集合体を炉心のすぐ隣に置くことにより、 ${}^6\text{Li}(n, \alpha)t$ 反応による中性子吸収が増加し、これを補償するために炉心燃料が増加したためである。しかしながら T/M は ${}^6\text{Li}$ 濃縮度とともに大きくなるので、設定条件を緩和することが可能であるならば、 ${}^6\text{Li}$ を濃縮することはトリチウム生産量を高める上で有効である。

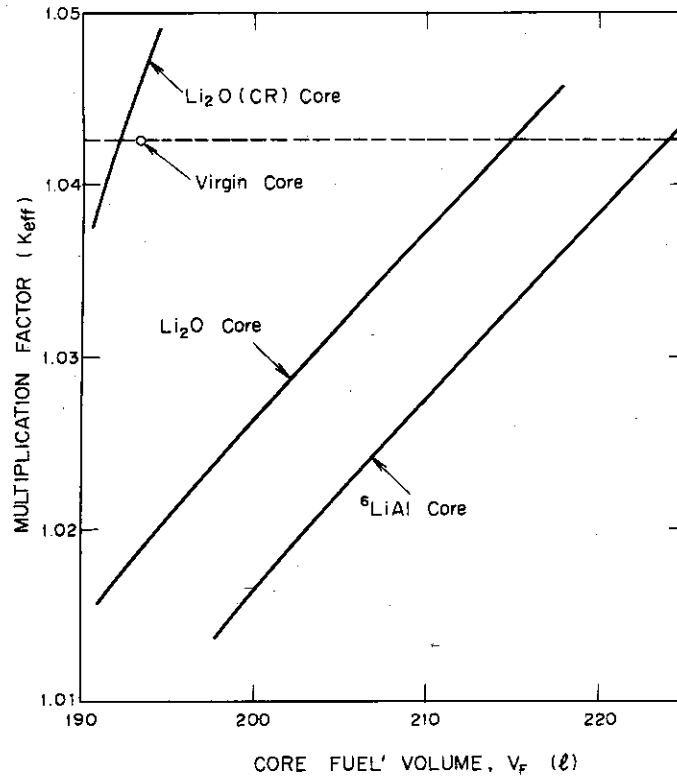


Fig. 4 Dimension search result of the irradiated cores

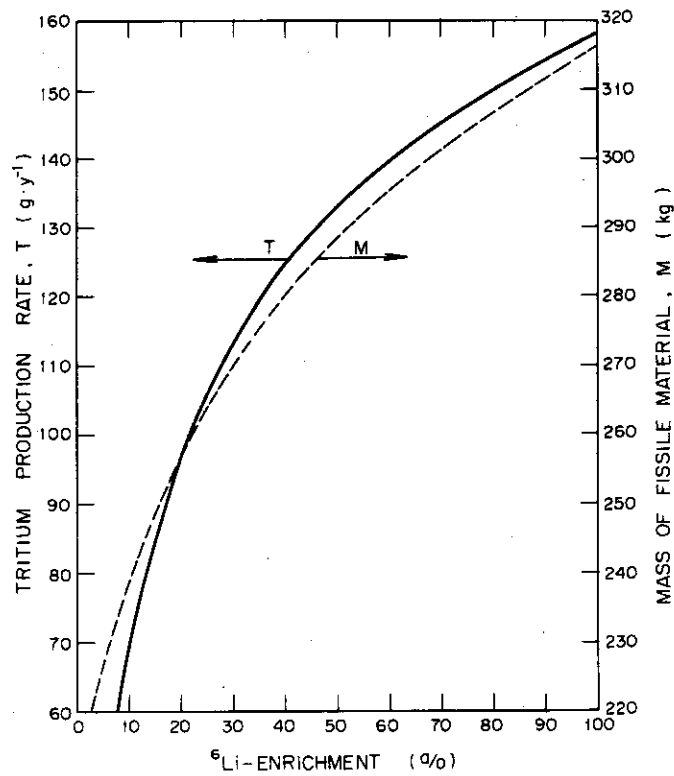


Fig. 5 Tritium production rate and required mass of fissile material as the function of 6Li enrichment

Table 2 Comparison of nuclear characteristics
and tritium production rate

Items	Core			
	Virgin	⁶ Li Al	Li ₂ O	Li ₂ O(CR)
Keff. (C.R. out)	1.0426	1.0426	1.0426	1.0426
Keff. (C.R. in)	0.8984	0.9019	0.9010	0.8908
C.R. worth, ($\Delta k/k^2$)	0.154	0.150	0.151	0.164
Core fuel volume, V (ℓ)	193.3	224.0	214.7	192.3
Fisile mass, M (kg)	210.2	243.5	233.4	209.0
Radial peaking factor	1.43	1.53	1.47	1.44
Axial peaking factor	1.17	1.17	1.17	1.17
Total peaking factor	1.67	1.78	1.72	1.68
T ₆ (g·y ⁻¹)	0.0	29.3	58.5	13.2
T ₇ (g·y ⁻¹)	0.0	0.0	2.5	1.0
T=T ₆ +T ₇ (g·y ⁻¹)	0.0	29.3	61.0	14.2
T/M (g·y ⁻¹ kg ⁻¹)	0.0	0.120	0.261	0.068

T₆ ; Annual tritium production by ⁶Li (n,α)t reaction.

T₇ ; Annual tritium production by ⁷Li (n,n'α)t reaction.

T ; Annual tritium production.

Table 3 Change of nuclear characteristics and tritium production rate with ${}^6\text{Li}$ enrichment

Items	${}^6\text{Li}$ Enrichment (%)			
	7.4	20	50	95
Keff. (C.R. out)	1.0426	1.0426	1.0426	1.0426
Keff. (C.R. in)	0.9010	0.9051	0.9086	0.9104
C. R. worth, ($\Delta K/K$)	0.151	0.146	0.141	0.139
Core fuel volume, V_F (ℓ)	214.7	236.7	265.4	288.1
Fissile mass, M (Kg)	233.4	257.3	288.5	313.2
Radial peaking factor	1.47	1.57	1.68	1.77
Axial peaking factor	1.17	1.17	1.17	1.17
Total peaking factor	1.72	1.83	1.96	2.07
T_6 ($\text{g}\cdot\text{y}^{-1}$)	58.5	95.5	132.6	155.7
T_7 ($\text{g}\cdot\text{y}^{-1}$)	2.5	1.6	0.7	0.1
$T=T_6+T_7$ ($\text{g}\cdot\text{y}^{-1}$)	61.0	97.1	133.3	155.8
T/M ($\text{g}\cdot\text{y}^{-1}\cdot\text{kg}^{-1}$)	0.261	0.378	0.462	0.497

T_6 ; Annual tritium production by ${}^6\text{Li}$ (n, α)t reaction

T_7 ; Annual tritium production by ${}^7\text{Li}$ ($n, n'\alpha$)t reaction

T ; Annual tritium production

5 黒鉛反射体の利用

前章で検討した照射方式では、 Li_2O Core において ${}^6\text{Li}$ の濃縮度を高めるとトリチウム生産量を大きくすることができるが、同時に追加すべき炉心燃料の量が増加し、制御棒ワースの減少と出力ピーキング・ファクターの増大が生じ炉として成立しにくくなることがわかった。その原因は照射用集合体を炉心と反射体の間に置いたため炉心から洩れる中性子量が増加したためである。

他方 Li_2O Core においてトリチウム生産量の95%以上は ${}^6\text{Li}(n, \alpha)t$ 反応によるものであり、 ${}^7\text{Li}(n, n\alpha)t$ 反応はほとんど寄与していない。 ${}^6\text{Li}(n, \alpha)t$ 反応断面積は中性子エネルギーが10KeV以下では $1/v$ 特性を示し、熱中性子に対して950barn程度に大きくなることから、なるべく低いエネルギーの中性子束をできるだけ多量に ${}^6\text{Li}$ に照射することがトリチウム生産量を高める上で有効である。

そこでまず反射特性を高めると同時に照射用集合体にはエネルギーの低い中性子が入射するように照射用集合体を反射体の外側に置くことを考えた。次に上の二つの効果、すなわち中性子の反射効果と減速効果をさらに高めるとともに反射体中での中性子吸収を減少させる目的で、反射体のステンレス鋼の一部を黒鉛で置き換えた。今迄は反射体領域の体積比を $\text{SUS}/\text{Na} \sim 70/30$ としていたのに対して黒鉛反射体では $\text{C}/\text{SUS}/\text{Na} \sim 45/23/30$ とした。黒鉛反射体の原子数密度は第1章のTable1に示してある。

炉心半径と照射用集合体領域の厚さを同時に変化させ、炉心体系の半径を75cmに固定しておいて余剰反応度を4.08% $\Delta k/k$ とする炉心を求めた。その結果得られた3通りの炉心の1次元モデルをFig.6に示す。ここでは第4章の炉心と区別するために外側照射炉心と名付けておく。 ${}^6\text{LiAl-R Core}$ は厚さ30cmの従来の反射体の外側に ${}^6\text{LiAl}$ 集合体を装荷したものである。 ${}^6\text{LiAl-C Core}$ は厚さ30cmの黒鉛反射体の外側に ${}^6\text{LiAl}$ 集合体を装荷したものである。 ${}^6\text{Li}_2\text{O-C Core}$ は ${}^6\text{LiAl-C Core}$ の ${}^6\text{LiAl}$ の代りに ${}^6\text{Li}$ を95a/o濃縮した Li_2O を装荷したものである。

Table4に外側照射炉心の核特性とトリチウム生産量を示す。いずれの炉心も制御棒ワースと出力ピーキング・ファクターは十分に設計基準を満たしている。トリチウム生産量は ${}^6\text{LiAl-R Core}$ では反射体中のステンレス鋼による中性子吸収が大きいため $7.3 \text{ g} \cdot \text{y}^{-1}$ と僅かである。 ${}^6\text{LiAl-C Core}$ においては $47.5 \text{ g} \cdot \text{y}^{-1}$ であり ${}^6\text{LiAl Core}$ の $29.3 \text{ g} \cdot \text{y}^{-1}$ の約1.6倍となっている。 ${}^6\text{Li}_2\text{O-C Core}$ では $141.0 \text{ g} \cdot \text{y}^{-1}$ でありこれは設定基準を満たす炉心の中では最大値である。

以上により黒鉛反射体の外側に照射用集合体を装荷する方式は、反射体効果を高めることにより必要な炉心燃料の量を減少させると同時にトリチウム生産量も多いことがわかる。他方、炉心が小さくなることは、平均出力密度が上昇することであり、運転制御の面でやや難かしさが増す可能性もある。またこの方式では比較的多量の ${}^6\text{Li}$ を必要とする。しかしながら総合的にはこの方式が高速炉を利用したトリチウム生産方式としては最適と考えられ十分な検討に値するものと思う。

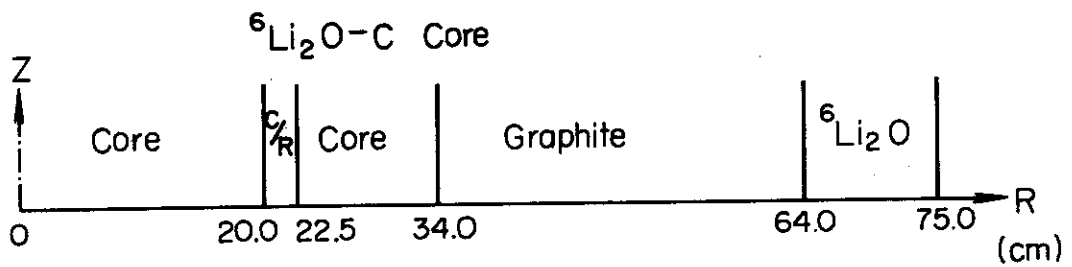
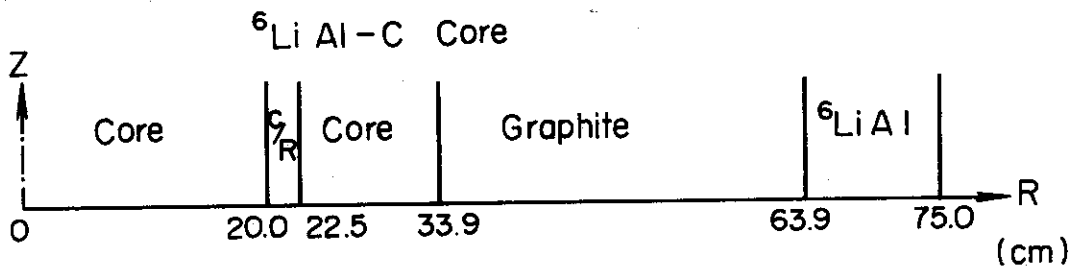
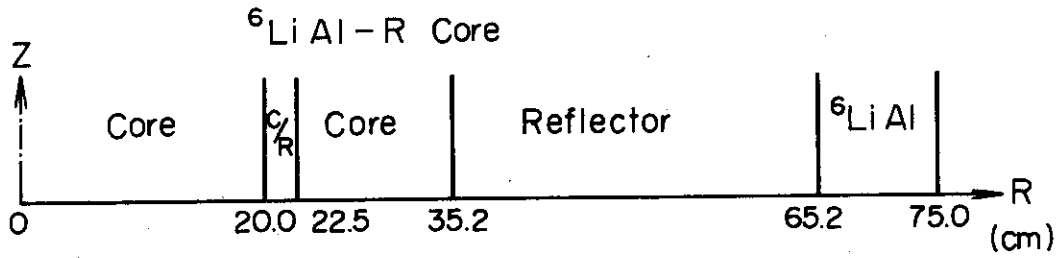


Fig. 6 One-dimensional models of outer irradiation cores

Table 4 Comparison of nuclear characteristics and tritium production rate for the outer irradiation cores

Items	Core		
	⁶ LiAl-R	⁶ LiAl-C	⁶ Li ₂ O-C
Keff (C.R. out)	1.0426	1.0426	1.0426
Keff (C.R. in)	0.8952	0.8249	0.8251
C.R. worth, ($\Delta k/k^2$)	0.158	0.253	0.253
Core fuel volume, V _F (ℓ)	195.2	186.2	181.0
Fissile mass, M (kg)	212.2	202.4	196.8
Radial peaking factor	1.44	1.36	1.32
Axial peaking factor	1.17	1.17	1.17
Total peaking factor	1.68	1.59	1.55
T ₆ (g·y ⁻¹)	7.3	47.6	141.0
T ₇ (g·y ⁻¹)	0.0	0.0	0.0
T = T ₆ + T ₇ (g·y ⁻¹)	7.3	47.6	141.0
T/M (g·y ⁻¹ ·kg ⁻¹)	0.034	0.235	0.716

T₆ : Annual tritium production by ⁶Li (n,α)t reaction

T₇ : Annual tritium production by ⁷Li (n,n'α)t reaction

T : Annual tritium production

6 結 言

熱出力100MWの反射体付高速炉を利用して生産することができるトリチウムの量を核計算により検討した。主な結論は以下の通りである。

1. SUS反射体の内側に Li_2O 或いは ${}^6\text{LiAl}$ 照射用集合体を装荷する方式では、年間15～60g程度のトリチウムを生産できる。
2. 上の方式で ${}^6\text{Li}$ の濃縮度を上げるとトリチウムの生産量は増大するが、炉として成立しにくくなる。
3. 黒鉛反射体の外側に ${}^6\text{Li}$ の濃縮度を高めた Li_2O 照射用集合体を装荷する方式では年間140gのトリチウムを生産できる。

ここでは核計算に範囲を限定した検討を行なったが、今後の課題としては、熱的検討、構造設計、生成したトリチウムの回収法などを含めた生産炉の概念設計が必要である。

謝 辞

今回の計算に使用したJAERI-FAST Setのライブラリ・テープを作成して下さいました核設計研究室の長谷川明氏に深く感謝いたします。高速炉の核計算手法に関して御教示いただきました高速炉設計班の東稔達三氏と大杉俊隆氏に深く感謝いたします。

6 結 言

熱出力100MWの反射体付高速炉を利用して生産することができるトリチウムの量を核計算により検討した。主な結論は以下の通りである。

1. SUS反射体の内側に Li_2O 或いは ${}^6\text{LiAl}$ 照射用集合体を装荷する方式では、年間15～60g程度のトリチウムを生産できる。
2. 上の方式で ${}^6\text{Li}$ の濃縮度を上げるとトリチウムの生産量は増大するが、炉として成立しにくくなる。
3. 黒鉛反射体の外側に ${}^6\text{Li}$ の濃縮度を高めた Li_2O 照射用集合体を装荷する方式では年間140gのトリチウムを生産できる。

ここでは核計算に範囲を限定した検討を行なったが、今後の課題としては、熱的検討、構造設計、生成したトリチウムの回収法などを含めた生産炉の概念設計が必要である。

謝 辞

今回の計算に使用したJAERI-FAST Setのライブラリ・テープを作成して下さいました核設計研究室の長谷川明氏に深く感謝いたします。高速炉の核計算手法に関して御教示いただきました高速炉設計班の東稔達三氏と大杉俊隆氏に深く感謝いたします。

参 考 文 献

- (1) "A Study of Reactor Systems for the Production of Tritium and Radioactive Cobalt", General Nuclear Engineering Corporation, Dunedin, Florida, GNEC-98 (1959)
- (2) 「トリチウム」研究専門委員会, "トリチウム-その性質と挙動", P 47, 日本原子力学会 (1972)
- (3) 同上, P 29
- (4) BRIGGS, R. B., Nucl. Technol., 14[4] 335 (1971)
- (5) 古川和男, 昭和50年日本原子力学会年会要旨集, 第1分冊(炉物理・炉工学) D 48 (1975)
- (6) 井上 泰, 日本原子力学会誌, 15, 11, 742 (1973)
- (7) HUGONY, P., SANVAGE, H., ROTH, E., Bull. d' Inform. Scient. et Techniques No 178, P 3 (1973)
- (8) KATSURAGI, S. et al., JAERI-1195 (1970),
KATSURAGI, S. et al., JAERI-1199 (1970)
- (9) 鈴木友雄, JAERI-memo 3660 (公開) (1969)
- (10) 大杉俊隆, 他, 私信
- (11) DRAKE M. K., BNL-50274 (T601), TID-4500 (1970)
- (12) 関 泰, 公刊予定
- (13) SAKO, K et al., JAERI-M 5502 (1973)