

## <概要>

核設計は開発中の原子炉に、三段階で係わってくる。第一段階は原子炉の特性決定、第二段階は原子炉の性能確認、第三段階は原子炉の運転管理である。核設計の基本は、仕様を決めて、原子炉中の中性子の振る舞いを定め、臨界条件を求めることである。臨界条件を定める方法には、輸送方程式を解く方法が専ら使われる。中性子と媒質の原子核との核反応断面積には評価済み核データファイルが使用され、それを基に多数群の群定数を作成して使用する。臨界条件が定まったら、反応率分布、出力分布、反応度係数、反応度変化、毒物による反応度変化、制御棒等の反応度、核分裂生成物による毒物の生成・消滅、動特性パラメータ、燃焼による核種組成変化、反応度変化、増殖比等を求め、原子炉の基本仕様が決定される。

## <更新年月>

2004年09月

(本データは原則として更新対象外とします。)

## <本文>

### 1. 原子炉の核設計

#### (1) 核設計の役割

原子炉の開発では、核設計が重要な役割を演じる。原子炉の安全運転には、原子炉の特性の把握が重要で、精度の高い核設計が必要である。原子炉の改良、新規原子炉の開発に、核設計は不可欠のステップである。核設計は、大きく分けて三段階で、原子炉とかわわってくる。第一段階は核設計による原子炉の特性決定、第二段階は原子炉の性能確認、第三段階は原子炉の運転管理である。

第一段階は、原子炉の基本仕様を決定するために行われる。例えば、日本原子力研究所大洗研究所（現日本原子力研究開発機構）のHTTRを例にとると、核設計システムとして、図1に示すものが使用され、現在のHTTRの基本仕様が決定されている。第二段階は、核設計の手法が妥当かどうか、導出された核特性が正しいかどうかを臨界集合体により確認する。この際、実験条件によっては、核設計による解析が必要となる。HTTRでは中性子束分布、出力分布の検証の他、表1に示す反応度が測定されている。第三段階は、建設終了後、原子炉起動前に行われる各種のデータの確認と運転管理用データ作成のために行われる。核設計の基本は、原子炉の中で起こる中性子の核反応とそれに起因する中性子の振る舞いを定め、臨界条件を求めることである。

### 2. 臨界条件の取り扱い

#### (1) 古典的臨界条件

原子炉中の中性子の振る舞いは、単位領域中の中性子増加の割合が、中性子の生成、消滅（吸収、漏れ）とバランスするという関係に基づいている。図2は原子炉の典型的な中性子スペクトル（エネルギー分布）を示している。熱中性子炉では中性子スペクトルは熱エネルギー

(0.025eV)を中心とする部分と核分裂スペクトル(0.1~10MeV)部分とその中間部分(減速領域)に分けられる。減速領域では<sup>238</sup>Uの共鳴吸収(後述)を除いて中性子の吸収は殆ど無いとして、ライフサイクルに分けた取り扱い(図3)によって、所謂、四因子公式による無限増倍率に中性子が漏れない確率を掛けた、実効増倍率による記述が使用された(表2)。現在は、初期の仕様決定で使われる。

#### (2) 最近の臨界条件の取り扱い

高速中性子炉の場合、及び最近の第四世代原子炉等の場合、一般に中性子は全てのエネルギーで核分裂を起こすから、図3のライフサイクルに分離した扱いはできない。このため、原子炉の

中での中性子の生成と消滅の比として臨界条件を表現する。

原子炉内  $r$  点の単位体積中の速さ  $V$  (エネルギー  $E$ ) で、 $\Omega$  方向に向かう中性子密度  $n(r, E, \Omega)$  に対して、単位時間を通して中性子の割合は  $Vn$  で表される。これを中性子束  $\phi$  という。中性子密度が時間的に変化する割合は、単位時間に発生する割合から漏れる割合と吸収される割合を引いたものに等しい。この方程式は、空気等の気体の運動を表す気体分子運動論の一般化された基礎方程式で、輸送現象について正確な予測を与えるボルツマン方程式と呼ばれるもので、中性子束  $\phi (=V \times \text{中性子密度})$ 、飛行方向  $\Omega$  (角度) を定める方程式となっている (表 3)。実際にはこの方程式は、中性子の角度、速度 (エネルギー) について離散化して解くか (決定論的手法: 拡散近似、モーメント法、マトリックス法等によって)、モンテカルロ法 (確率論的手法: シミュレーション) によって解くかの 2 つの方法があり、最近では取り入れる近似の少ない (実体系を模擬できる 3 次元形状や連続エネルギーの取り扱いが容易にできる) シミュレーション法が広く利用され、誰でも、容易に核計算ができるようになっている。

### 3. 輸送方程式に現れる諸量

入力の数として、原子炉を構成する物質 (燃料、減速材、冷却材、構造材等) の核反応の確率、すなわち巨視的断面積—核分裂断面積、吸収断面積 (中性子が原子核に吸収される反応、核分裂断面積  $(n, f) + \text{捕獲断面積 } (n, \gamma)$ )、散乱断面積 (弾性、非弾性)—及び核反応後の 2 次中性子の角度、エネルギー分布、核分裂から出てくる中性子の角度、エネルギー分布、核分裂あたりの中性子放出数等のデータ (表 3) が必要となる。

これらの量は、 $r$  点の単位体積中の原子核  $A$  の個数密度と核反応  $X$  の微視断面積—ATOMICA <03-06-01-03> 原子核と核反応に示されている—を用いて求めることができる (表 4)。主要な燃料、親物質 (後述) の核分裂及び捕獲の微視断面積を図 4、図 5 に示す。

### 4. 中性子拡散方程式による取り扱い

#### (1) エネルギースケール

熱中性子炉では主要な核分裂反応が熱エネルギー、0.001~0.5eV の範囲で起こる。また、核分裂で発生する中性子は 0.1~15MeV の間にある。このエネルギーの範囲を同時に表現するスケールとして自然対数目盛レサジー (Lethargy:  $u = \ln(E_0/E)$ ,  $E_0$  は通常 10MeV) を使う。通常の核計算では、このスケールでエネルギー領域を等分しエネルギーについて離散化し、 $r$  点のエネルギー群  $g$  内の中性子束の総和  $\phi_g(r, \Omega)$  について輸送問題を扱う。

#### (2) 拡散方程式

原子炉が充分大きく、あまり複雑な構造でない場合、中性子束の角度による違いはそれほど小さくなく、等方に近い、 $\phi_g(r, \Omega) = \phi_g(r) + \text{流れ密度}$ 、として扱うことができる。方程式を表 5 に示す。表中の  $k_{eff}$  はこの方程式をの固有値、実効増倍率である。

#### (3) 臨界条件

核分裂による連鎖反応が進行している媒質中で、臨界になるための条件とは、核分裂反応による中性子の生成と、吸収と漏れによる中性子の損失が釣り合う状態を意味する。表 5 の式で、 $k_{eff} < 1.0$  の場合、核分裂で発生する中性子の数を真の値  $\nu$  より  $1/k_{eff}$  倍する必要があることを意味し、未臨界状態であり連鎖反応は起こらない。

$k_{eff} = 1.0$ : 臨界状態である。連鎖反応は継続し、中性子数は一定数を保持。

$k_{eff} > 1.0$ : 超臨界状態で、中性子の損失 (吸収と漏洩による) 以上に中性子が発生し、臨界事故を引き起こす状態。

この臨界条件は、表 3 の中性子輸送方程式には  $C = 1/k_{eff}$  として適用される。

### 5. 核設計システム

原子炉では、連鎖核分裂反応が持続するよう、核燃料 ( $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$  等核分裂によるエネルギーの生成、中性子の生成)、核燃料親物質 (中性子捕獲による核燃料への転換、 $^{238}\text{U}$  は中性子を捕獲した後、2 回ベータ崩壊して  $^{239}\text{Pu}$  になる。) 減速材 (散乱による中性子エネルギーの低下)、冷却材 (核分裂による発生エネルギーの外部取り出し)、構造材 (原子炉の炉心構造部分)、を最適な状態で組み合わせて、核的成立性 (臨界条件)、安全性の要件を満たすようにする。その際、表 2 と核反応断面積の知識が役に立つ、代表的な核種の核反応断面積の値を表 6 に示す。この表では、原子炉設計で重要な核分裂断面積、捕獲断面積について、2200m 値、核分裂スペクトル平均、熱中性子スペクトル平均、高速炉スペクトル平均の数値をあげてある。この後、燃料体、炉心、反射体等の仕様を定め、表 3 または表 5 に示す中性子の輸送方程式を解いて実効増倍率や中性子束を求め、実効増倍率、出力分布、スペクトルインデクス (核反応率比、スペクトルの状況を表す指標)、転換 (増殖) 比、等の特性データを評価し、その仕様の核的効果について検討することが核設計である。

#### (1) 共鳴断面積及び中性子スペクトル変動の効果

仮に、20 種類の原子核が原子炉の燃料集合体、構造材、冷却材として関係があるとする、核

反応の種類を最小4とし70群の扱いをするとして、核計算には5600の微視断面積類が必要になる。散乱については、弾性散乱、非弾性散乱について、g'群からg群への散乱のマトリックスが必要になる。また、Fe、 $^{238}\text{U}$ 等の原子核では、あるエネルギーで急激に断面積が増加する中性子の共鳴捕獲がある。図6に $^{238}\text{U}$ の共鳴捕獲を示す。媒質の温度によってドップラー効果によって断面積のピークは減少し、横に広がる。炉内の中性子のスペクトルは中性子が吸収されるため共鳴エネルギー付近で凹みをもち、 $^{238}\text{U}$ が多くなるほど凹みは大きくなり、 $^{238}\text{U}$ の炉内中性子スペクトルによる平均断面積は小さくなる。これを自己遮蔽効果という。一方、媒質の温度が上昇すると断面積は広がり、スペクトルの凹みは小さくなり、断面積の平均値は大きくなる。高速中性子炉などのスペクトルの硬い炉では、中性子の微視断面積が、統計的にしか判っていない共鳴エネルギー領域が主要なエネルギー領域になる。このエネルギー域の、断面積のドップラー効果が重要な寄与をする。また、スペクトルの硬い炉では、減速の効果を持つ媒質（水素、ナトリウム）の密度が部分的に減少することによって一部でスペクトルがより硬くなり、正の反応度を印加することがある（ナトリウムボイド効果）。これらの扱いも含めた、微視断面積を用意する必要がある。

## (2) 原子炉計算コードと断面積ライブラリー

・実際の原子炉の設計計算では必要な核反応データを入力定数として、中性子の輸送方程式や拡散方程式を解く計算コードが準備され、比較的容易に利用できる。高度情報科学技術研究機構（RIST）の原子力コードセンター（<http://www.rist.or.jp/nucis/>）から、これら核定数や原子炉計算コードを入手できる。

・核分裂炉の炉心設計、遮蔽設計、核燃料施設の遮蔽設計、核融合炉のブランケット設計、加速器施設設計などの、幅広い設計や新型炉の研究を目的として、微視断面積の評価済み核データファイルが世界各国で作成され、利用に供されている。米国からは、ENDF/B-VI.8が、日本では日本原子力研究所（現日本原子力研究開発機構）の核データセンターからJENDL-3.3が、ヨーロッパでは、JEFF-3.0が公開されている。これらは原子炉内の中性子輸送計算に使えるよう、中性子エネルギー20MeV以下で起こる全ての有意な核反応のデータを網羅し、汎用ファイルと呼ばれている。

・汎用ファイルは、原子炉の設計計算にすぐに使えるようにはなっていない、炉定数処理コード（NJOY等）を通して、核設計計算を行う輸送計算コード等で利用できる状態に変換して使用する。対象とする炉心等を考慮した中性子束を重みに微視断面積を平均した、エネルギー群数にして数十から数百の決定論コード用の群定数や、特定のモンテカルロ・シミュレーションコード用のライブラリーに変換して使用する。核計算コードとライブラリーとは密に結合しており、通常代表的なライブラリーが、輸送計算コードには組み込んであり、簡単に使用できる。

(3) 炉定数（炉計算用の核定数：群定数）中性子エネルギーを多数の群に分割して、そのエネルギー群内では平均された一連の核定数（群定数）が用意されている。多群法に基づく原子炉の解析に必要な群定数は、断面積が媒質の組成、燃料の格子構造（非均質性）、温度など原子炉系で決まる変数に依存する。群定数としては組成、温度、非均質性などはいくつかのパラメータを導入すると自己遮蔽因子などとして理論的に整理でき、炉系に依存しない群定数セットの作成が可能である。通常、これら炉系に独立な一組の群定数を使用して、炉系依存の核反応断面積を作成し、炉心設計、遮蔽設計等の実用計算が行われる。

## 6. 核特性諸量の評価

(1) 反応率分布：微視断面積と中性子束から評価される。 $R(r) = \int \sigma(e) \phi(r, E) dE$  その際、測定条件に合わせた核反応断面積作成が重要である。この比は炉内の中性子スペクトルの状態を示す指標となる。

(2) 出力分布：出力の平坦化、制御棒の装入位置の決定、熱中性子炉ではキセノン反応度及びこれによる出力振動の抑制で、重要な量である。反応率分布と同様に求められる。

(3) 反応度係数、反応度変化：原子炉の反応度変化には、ドップラー効果に代表される燃料や構造材の温度変化に対し即発的に生じるもの（核的な性質）から、冷却材ボイド効果（高速炉でのNaボイド効果）、減速材、燃料、構造材の温度変化による膨張、縮小、変形効果、また、圧力変動による減速材の密度変化等もかかわってくる。これら炉の物理的状況変化に対応した安全上重要なパラメータについては、臨界実験などを用いた核設計値の確認も必要とされる。

(4) 毒物による反応度変化：制御棒等の挿入による反応度変化、燃料棒落下等の誤動作による反応度印加、可燃毒物、可溶性毒物等の変動に伴う反応度、出力変動に伴う反応度変化、出力振動などがある。

その他、動特性パラメータ、燃焼による反応度変化と増殖・消滅処理にかかわる評価等がある。

## <関連タイトル>

[原子燃料の基礎 \(03-06-01-01\)](#)

[原子核と核反応 \(03-06-01-03\)](#)

[原子炉・核融合炉材料の照射損傷 \(03-06-01-05\)](#)

[原子核物理の基礎 \(3\) 核反応 \(03-06-03-03\)](#)

---

## <参考文献>

- (1) 安茂弘（監修）、原子力辞典編集委員会（編）：原子力辞典、日刊工業新聞社（1995）
  - (2) 堀 雅夫（監修）、基礎高速炉工学編集委員会（編）：基礎高速炉工学、日刊工業新聞社（1993）
  - (3) (Ed.) T.Nakagawa et. Al., "Curves and Tables of Neutron Cross Sections in JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2002-020 Part I (Z=1-50) JAERI (2002)
  - (4) (Ed.) T.Nakagawa et. Al., "Curves and Tables of Neutron Cross Sections in JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2002-020 Part II (Z=51-100) JAERI (2002)
  - (5) James J. Duderstadt and Louis J. Hamilton "Nuclear Reactor Analysis" JHON WILEY & SONS, Inc. (1976) (訳本) 成田正邦、藤田文行（共訳）：原子炉の理論と解析（上）、（下）、現代工学社（上1980、下1981）
  - (6) Clefs CEA n°45 – Nuclear physics and safety CEA (2000)
  - (7) A.M.Weinberg et.al., The Physical Theory of Neutron Chain Reactors, University of Chicago Press (Oct.1958)
  - (8) JAERI-1332, Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) (1994年9月)
  - (9) DOE Technical Standards Full-Text Documents : DOE HDBK-1019/2-93DOE Fundamentals: Nuclear Physics and Reactor Theory Volume 2,
  - (10) DOE Technical Standards Full-Text Documents : DOE HDBK-1019/1-93DOE Fundamentals: Nuclear Physics and Reactor Theory Volume 1,
-



# 表1 評価されたHTTRの主要核特性

余剰反応度		
温度及びFP生成		0.088Δk/k
燃焼		0.043Δk/k
反応度余裕		0.018Δk/k
誤差		0.016Δk/k
合計		0.165Δk/k
停止余裕		
制御棒		
制御可能反応度		>0.18Δk/k
制御反応度		<0.165Δk/k
停止余裕		>0.015Δk/k
RSS*		
制御可能反応度		>0.18Δk/k
制御反応度		<0.088Δk/k
停止余裕		>0.092Δk/k
最大反応度印加率		$2.3 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$
燃料燃焼		
平均		22GWd/t
最大		33GWd/t
反応度係数		
燃料温度係数		$-(1.5-4.6) \times 10^{-5} \Delta k/k/^{\circ}C$
反射体温度係数		$(-17.1-0.99) \times 10^{-5} \Delta k/k/^{\circ}C$
出力係数		$-(2.4-0.4) \times 10^{-3} \Delta k/k/MW$
出力ピーク		
径方向		1.1
軸方向		1.7

\* Reserved Shutdown System

下記の出典より作成した。

[出典] JAERI-1332, Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) (1994年9月)、  
p.24

## 表2 実効増倍率のライフサイクル的取り扱い

無限増倍率: 無限大の原子炉の増倍率(媒質で決まる性質)

$$k_{\infty} = \frac{\text{現世代に核分裂で発生する中性子数}}{\text{前の世代で吸収された中性子数}} \quad k_{\infty} = \varepsilon p f \eta$$

高速分裂効果

$$\varepsilon = \frac{\text{全ての核分裂で発生した高速中性子の数}}{\text{熱中性子による核分裂で発生した高速中性子の数}}$$

共鳴を逃れる確率

$$p = \frac{\text{熱中性子になる中性子の数}}{\text{減速を始める中性子の数}}$$

熱中性子利用率

$$f = \frac{\text{燃料に吸収される熱中性子の数}}{\text{原子炉内の全ての媒質に吸収される熱中性子の数}}$$

再生率

$$\eta = \frac{\text{熱中性子核分裂で発生する高速中性子の数}}{\text{燃料に吸収される熱中性子の数}}$$

実効増倍率

$$k_{\text{eff}} = \frac{\text{現世代に核分裂で発生する中性子数}}{\text{前の世代で吸収された中性子数} + \text{前の世代で炉から漏れた中性子数}}$$

高速中性子の漏れない確率: 原子炉の大きさで決まる性質

$$\mathcal{L}_f = \frac{\text{炉から漏れない高速中性子の数}}{\text{全ての核分裂で発生した高速中性子の数}} \quad k_{\text{eff}} = k_{\infty} \mathcal{L}_f \mathcal{L}_t$$

熱中性子の漏れない確率: 原子炉の大きさで決まる性質

$$\mathcal{L}_t = \frac{\text{炉から漏れない熱中性子の数}}{\text{熱エネルギーになる中性子の数}}$$

(注) 燃料に吸収された中性子の一部が核分裂を起こし、次世代の中性子を発生する。  
下記の出所から作成した。

[出所] DOE Technical Standards Full-Text Documents: DOE HDBK-1019/2-93  
DOE Fundamentals: Nuclear Physics and Reactor Theory Volume 2, Module 3,  
<http://www.eh.doe.gov/techstds/standard/hdbk1019/h1019v2.pdf>, p.2-13

# 表3 中性子の輸送方程式

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi(r, E, \Omega)}{\partial t} = - \Omega \cdot \text{grad} \phi(r, E, \Omega) + \int dE' \int d\Omega' \Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \phi(r, E', \Omega') \\ - (\Sigma_s(r, E) + \Sigma_a(r, E)) \phi(r, E, \Omega) + \int dE' \int d\Omega' \frac{\chi(r, E' \rightarrow E)}{4\pi} v(r, E') \Sigma_f(r, E') \phi(r, E', \Omega') \\ + Q(r, E, \Omega)$$

- (1)  $V$  エネルギー  $E$  の中性子の速度  $= (2E/M_n)^{1/2}$   
 $= 1.389 * (E/M_n)^{1/2} * 10^7 \text{ m/sec}$   $E$  の単位 Mev  $M_n$  中性子の質量 単位 amu
- (2)  $\phi(r, E, \Omega)$   $r$  点の単位体積中でエネルギー  $E$  で、単位時間に  $\Omega$  方向に向かう中性子の数(中性子束)  
 $\phi(r, E, \Omega)/V$  は中性子の密度を表す
- (3)  $\Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega)$   $r$  点でエネルギー  $E'$  で、 $\Omega'$  方向に向かう中性子が散乱によってエネルギー  $E$  となり、 $\Omega$  方向に向かう確率
- (4)  $\Sigma_s(r, E)$   $r$  点でエネルギー  $E$  の中性子が散乱される確率
- (5)  $\Sigma_a(r, E)$   $r$  点でエネルギー  $E$  の中性子が吸収される確率
- (6)  $\Sigma_f(r, E)$   $r$  点でエネルギー  $E$  の中性子が核分裂を起こす確率
- (7)  $v(r, E)$   $r$  点でエネルギー  $E$  の中性子による核分裂で発生する中性子の数
- (8)  $\chi(r, E' \rightarrow E)$   $r$  点でエネルギー  $E'$  の中性子による核分裂で発生する中性子のスペクトル(エネルギー分布)
- (9)  $Q(r, E, \Omega)$   $r$  点の中性子源からエネルギー  $E$  の中性子が  $\Omega$  方向に放出される割合

上式の左辺は中性子密度の時間変化を表す。  
 右辺第1項は  $\Omega$  方向の中性子の流れ密度の変化、  
 第2項は散乱衝突によって生成される中性子の割合、  
 第3項は吸収と散乱で消滅する中性子の割合、  
 第4項は核分裂によって生成する中性子の割合を表す。

(3)~(6)は巨視断面積と呼ばれる。(3)~(8)は表4のように定義されている。

臨界条件を求める場合は、左辺をゼロとして、右辺の  $Q(r, E, \Omega)$  をゼロとし、  
 $v(r, E)$  を  $C$  倍して 生成と消滅がバランスする  $C$  を求める。 $C=1$  のとき、臨界である。

下記の出典から作成した。

[出典] A.M. Weinberg et.al, The Physical Theory of Chain Reactors, Chapter IX, 1958、ほか

## 表4 巨視的断面積等(輸送方程式の入力データ)

$$\begin{aligned}
 \Sigma_s(\mathbf{r}, E' \rightarrow E, \mathbf{\Omega}' \rightarrow \mathbf{\Omega}) &= \Sigma (\sigma_{esA}(E' \rightarrow E, \mathbf{\Omega}' \rightarrow \mathbf{\Omega}) + \sigma_{isA}(E' \rightarrow E, \mathbf{\Omega}' \rightarrow \mathbf{\Omega})) ND_A(\mathbf{r}) \\
 \Sigma_s(\mathbf{r}, E) &= \Sigma (\sigma_{esA}(E) + \sigma_{isA}(E)) ND_A(\mathbf{r}) \\
 \Sigma_a(\mathbf{r}, E) &= \Sigma \sigma_{aA}(\mathbf{r}, E) ND_A(\mathbf{r}) \\
 \Sigma_f(\mathbf{r}, E) &= \Sigma \sigma_{fA}(\mathbf{r}, E) ND_A(\mathbf{r}) \\
 \nu(\mathbf{r}, E) &= \Sigma \nu_A(E) \sigma_{fA}(E) ND_A(\mathbf{r}) / \Sigma_f(\mathbf{r}, E) \\
 \chi(\mathbf{r}, E' \rightarrow E) &= \Sigma \chi_A(E' \rightarrow E) \nu_A(E) \sigma_{fA}(E) ND_A(\mathbf{r}) / (\nu(\mathbf{r}, E) \Sigma_f(\mathbf{r}, E))
 \end{aligned}$$

添え字のない  $\Sigma$  は原子核Aについての和を表す。

$\sigma_{xA}(\mathbf{r}, E)$  は、原子核Aのx反応(微視)断面積

$ND_A(\mathbf{r})$  は、 $\mathbf{r}$ 点における原子核Aの個数密度を表す。

[出典] A M Weinberg et.al, The Physical Theory of Chain Reactors, Chapter IX, 1958, ほか



## 表5 拡散方程式による中性子の輸送

$$\begin{aligned}
 & -\operatorname{div} D^g(\mathbf{r}) \operatorname{grad} \phi^g(\mathbf{r}) + \left\{ \sum_a \Sigma_a^g(\mathbf{r}) + \sum_f \Sigma_f^g(\mathbf{r}) \right\} \phi^g(\mathbf{r}) \\
 & = \sum_{g' \neq g} \sum_s \Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\mathbf{r}) \phi^{g'}(\mathbf{r}) + \frac{\chi^g}{k_{\text{eff}}} \sum_{g' \neq g} \nu \Sigma_f^{g'}(\mathbf{r}) \phi^{g'}(\mathbf{r})
 \end{aligned}$$

$$\sum_f \Sigma_f^g(\mathbf{r}) \quad \text{は除去断面積} \quad = \sum_{g' \neq g} \sum_s \Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\mathbf{r})$$

$\chi$ 反応断面積は下に示すように、巨視的断面積のgエネルギー群の平均値である。

$$\Sigma_x^g(\mathbf{r}) = \int dE \Sigma_x(\mathbf{r}, E) \phi(\mathbf{r}, E) / \int dE \phi(\mathbf{r}, E) \quad \text{エネルギー積分は群g内で行う。}$$

左辺第一項は拡散によってr点の単位体積から漏れていく割合を表している。

$Dg(\mathbf{r})$  を拡散係数という。

第2項は吸収と散乱によって単位体積内でg群から除去される割合

右辺第1項は、単位体積内で他の群の中性子が散乱によってg群に入ってくる割合

第2項は単位体積内の核分裂によってg群に入ってくる中性子の割合

下記の出典から作成した。

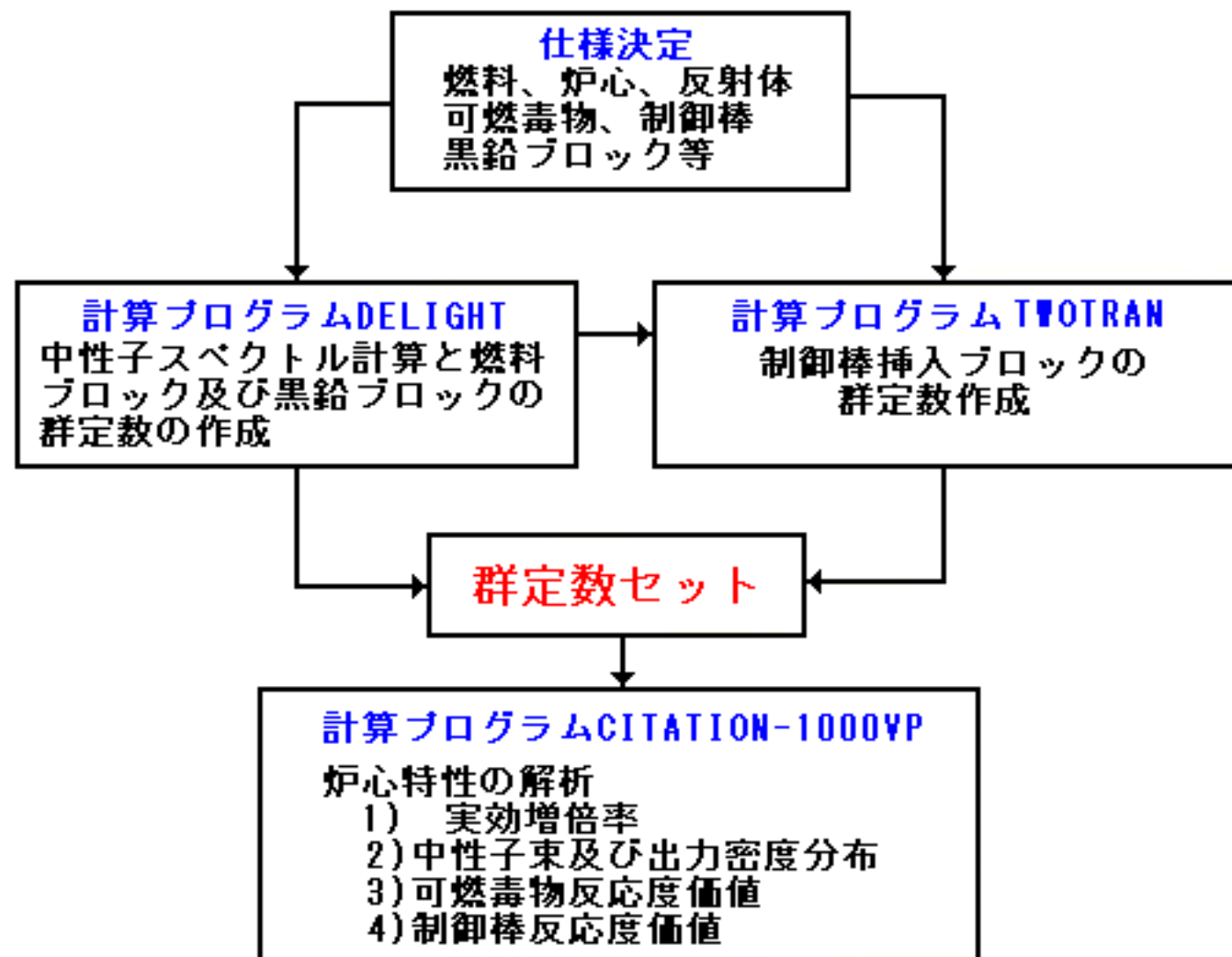
[出典] A.M. Weinberg et al., The Physical Theory of Chain Reactors, Chapter XI, 1958、ほか

表6 主要核種の平均断面積の値

(単位:バースン=10<sup>-24</sup>cm<sup>2</sup>)

		2200m/sec	核分裂スペクトル平均	PWRスペクトル平均	FBRスペクトル平均
U-235	Fission	585.1	1.238	42.24	1.92
	Capture	98.69	.0914	9.97	.594
U-238	Fission	.000012	.308	.095	.04887
	Capture	2.717	.072	7.088	.3344
Pu-239	Fission	747.4	1.801	112.2	1.814
	Capture	270.3	.0534	64.14	.529
H-1	Capture	.332	.000039	.0251	.000207
B-10	(n,alpha)	3837.	.436	290.	2.737
C-12	(n,alpha)	.	.001223	.000436	.000179
O-16	(n,alpha)	.	.007629	.002329	.000945
Na-23	Capture	.5314	.000283	.043	.001729
Cr-52	Capture	.775	.00225	.064	.00842
Fe-56	Capture	2.59	.00339	.204	.0113
Ni-58	Capture	4.62	.0087	.358	.0239

[出典]Curves and Tables of Neutron Cross Sections in JENDL-3.3 JAERI-Data/Code 2002-020 JAERI (2002)



下記の出典から作成した。

## 図1 HTTRの核設計コードシステムの構造

[出典] JAERI-1332, Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) (1994年9月)、p.15

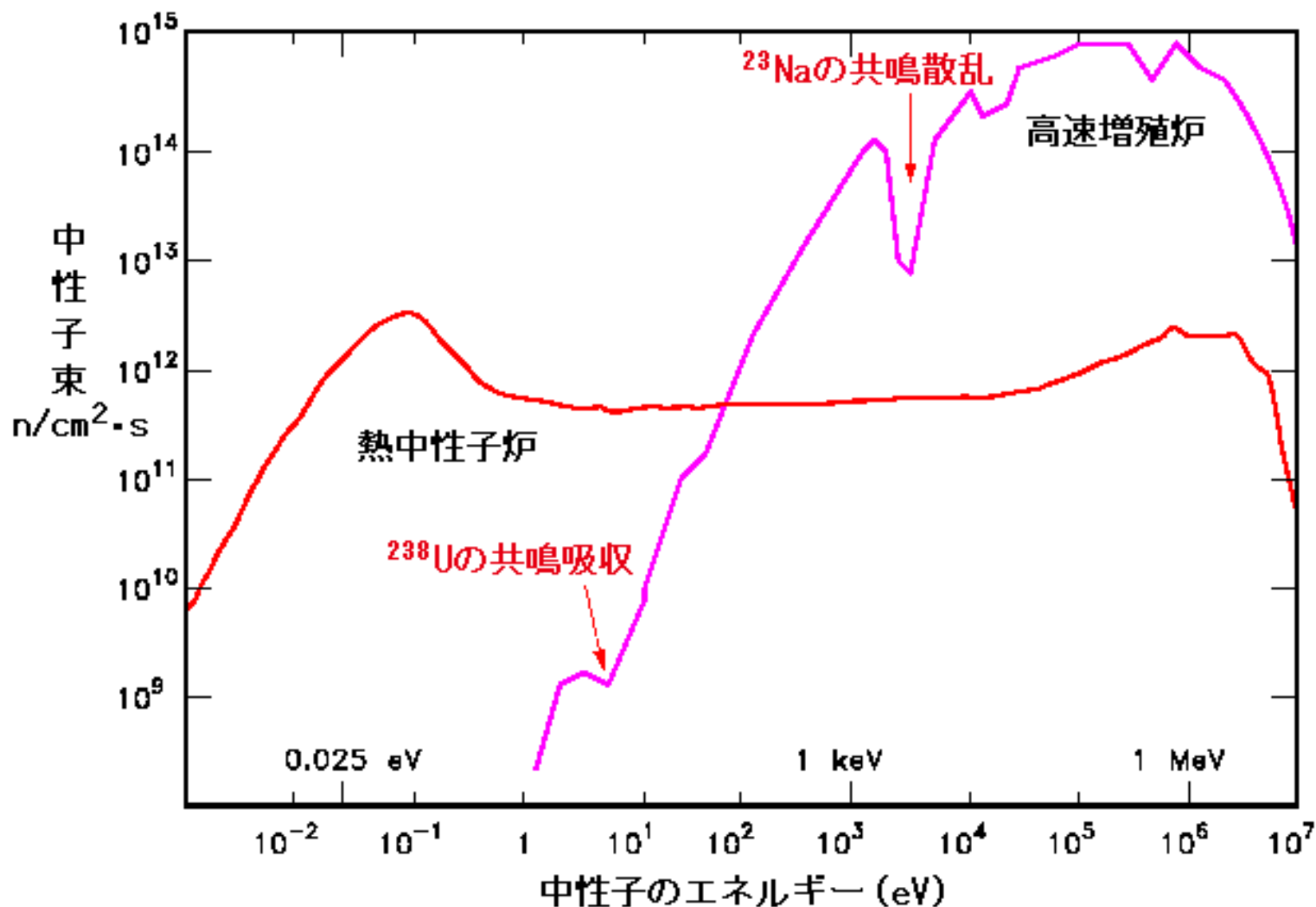


図2 典型的な原子炉内中性子スペクトル

[出所] DOE Technical Standards Full-Text Documents: DOE HDBK-1019/1-93  
DOE Fundamentals: Nuclear Physics and Reactor Theory Volume 1,  
<http://www.eh.doe.gov/techstds/standard/hdbk1019/h1019v1.pdf>, p.34

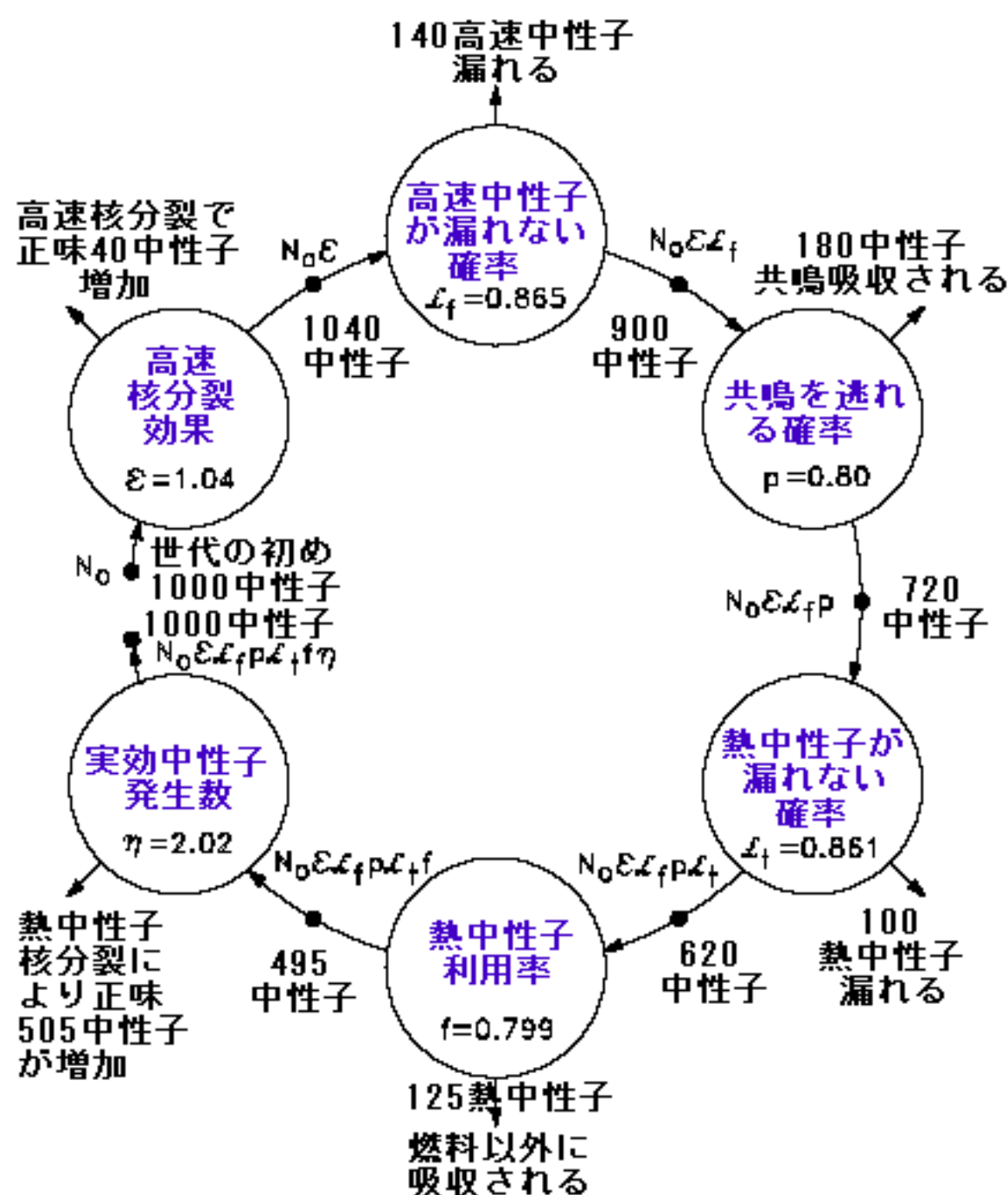
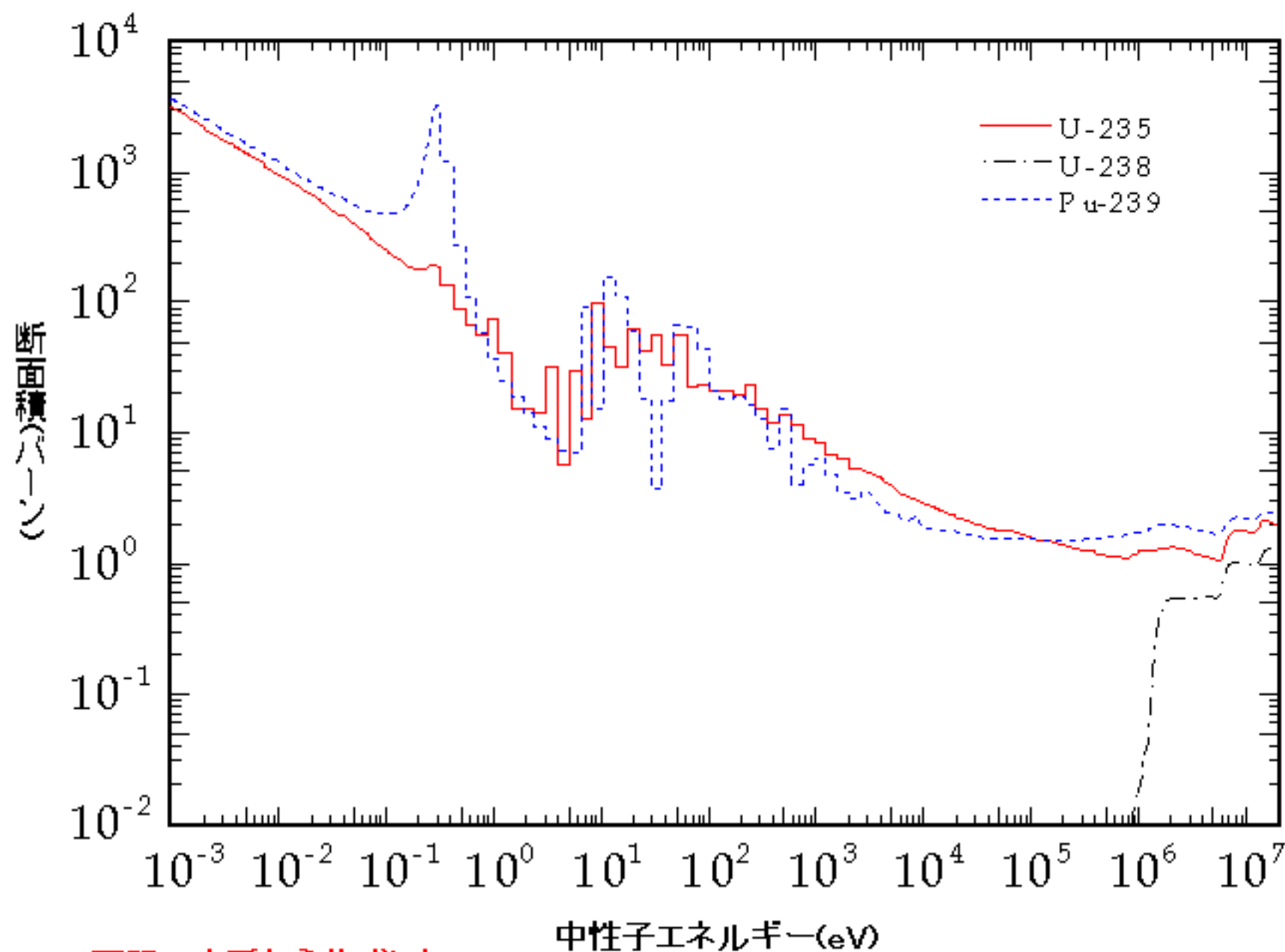


図3 臨界状態の熱中性子炉内の  
中性子ライフサイクルの例

[出所] DOE Technical Standards Full-Text Documents: DOE HDBK-1019/2-93 DOE Fundamentals: Nuclear Physics and Reactor Theory Volume 2, <http://www.eh.doe.gov/techstds/standard/hdbk1019/h1019v2.pdf>, p.11

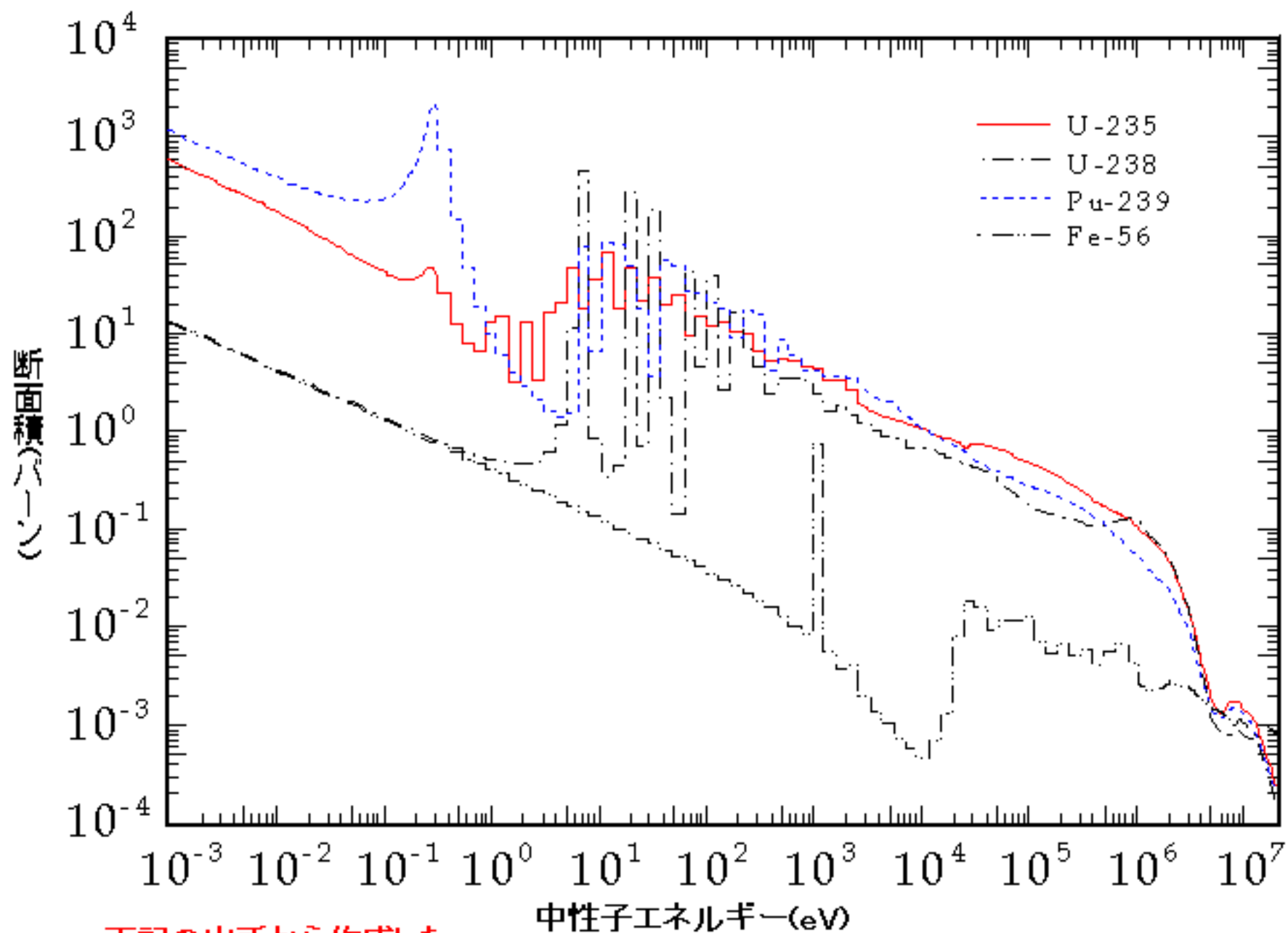




下記の出所から作成した。

#### 図4 核分裂断面積

[出所](Ed.) T.Nakagawa et. Al, "Curves and Tables of Neutron Cross Sections in JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2002-020 Part II (Z=51-100) JAERI(2002), <http://wwwndc.tokai.jaeri.go.jp/reports/index.html>, JENDL-3.3 Figs



下記の出所から作成した。

図5 捕獲断面積

[出所](Ed.) T.Nakagawa et. Al., "Curves and Tables of Neutron Cross Sections in JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2002-020 Part II (Z=51-100) JAERI(2002), <http://www.ndc.tokai.jaeri.go.jp/reports/index.html>, JENDL-3.3 Figs

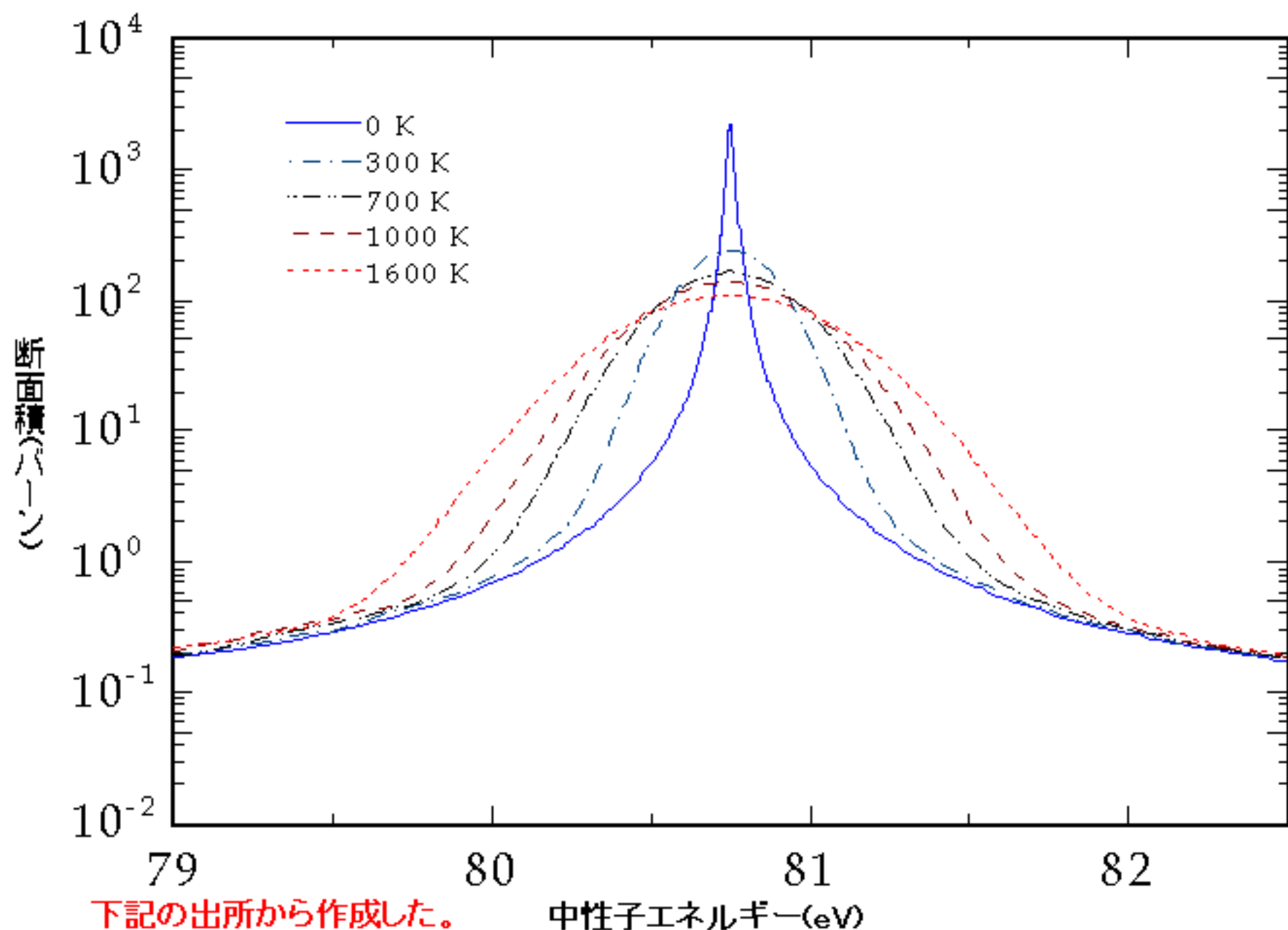


図6 U-238の捕獲断面積

[出所] JAERI, Nuclear Data Center, Drawing of evaluted cross section graphs,  
<http://wwwndc.tokai.jaeri.go.jp/Fig/endfplot.html>