
第3章

核分裂と連鎖反応

1. はじめに
 2. 核分裂反応
 3. 核分裂性核種と親物質
 4. 核分裂中性子
 5. 核分裂エネルギー
 6. 核分裂生成物
 7. 燃焼と燃焼度
 8. 核分裂性核種と増殖性能
 9. 増倍率と反応度
 10. まとめ
-

[この章のポイント]

ウラン235等の重い原子核は、中性子を吸収して核分裂し、エネルギーを発生するとともに新たな中性子(核分裂中性子)を2~3個程度放出する。この核分裂中性子を用いることで、核分裂を連鎖的に起こさせることができる。これが核分裂の連鎖反応であり、原子炉の最も基礎的なメカニズムである。核分裂中性子には、核分裂後、即座に放出されるものと、時間遅れを伴って放出されるものとが存在する。時間遅れを伴って放出されるものが遅発中性子であり、その割合は小さいものの、原子炉の制御には不可欠である。核分裂した原子核の破片は核分裂破片と呼ばれ、中性子の吸収などを通じて原子炉の運転に影響を与える。核分裂中性子の一部は、ウラン238等の重い原子核に吸収され、核変換を起こすことにより、新たに核分裂を起こしやすいプルトニウムなどの物質を作ることがある。これを転換と呼び、原子炉の設計方法を工夫することで、消費した以上の核分裂可能な物質を生成することも可能である。このような原子炉を増殖炉と呼ぶ。

第3章 核分裂と連鎖反応

3.1 はじめに

1個の重い原子核が二つの破片に分裂する核分裂は、原子力エネルギーのまさに根幹をなす物理現象である。核分裂の過程では、多量のエネルギーが生成され、また、中性子と γ 線が放出される。一般に、核分裂は中性子の吸収によって生じる。従って、核分裂の際に放出される中性子を上手に利用することにより、核分裂反応をうまく持続させることが可能である。これを核分裂の**連鎖反応** (chain reaction) と呼んでいる。

原子炉物理は、言ってみれば「核分裂とその連鎖反応という物理現象をいかに制御するか」という学問であり、その根幹を正しく理解することは極めて重要である。また、核分裂および連鎖反応は、原子核レベルの現象であるため、「目で見る事が出来ない」。にもかかわらず、広く一般に知られている用語でもあるため、それを正しく理解し、説明できることは原子力を学ぶ者にとっては必須の教養であるとも言える。

本章では、核分裂および連鎖反応に関する基礎的な事項を述べる。

3.2 核分裂反応

既に第1章でも述べたように、原子番号 Z が大きい核種は、核種あたりの**結合エネルギー** (binding energy) が比較的小さく、より結合エネルギーが大きく安定な中位の原子番号を持つ核種 ($Z=35\sim 65$) へ移行しようとする性質がある。また、このような核種は一般的に中性子が過剰な状態にあるため、 α 崩壊や β 崩壊によって、陽子1個あたりの中性子数の割合を減らしてバランスを取り、原子核が最も安定な状態に移行しようとする性質がある。

これらの性質が最も端的な形で現れるのが**核分裂反応** (fission reaction) である。すなわち、1個の原子番号が大きい核種が、2個以上の中位の原子番号を持つ核種 (**核分裂片**: fission fragment) に分裂するとともに、過剰な中性子が数個放出される。この時、元の核種が持つ結合エネルギーより分裂後にできた2個の核種の結合エネルギーの和の方が大きいので、その余剰分をはき出して安定になろうとする。このとき、核分裂片の運動エネルギーなどに形を変えて、原子核外へ熱 (光) エネルギーが放出される。原子力発電所では、このエネルギーを取り出し、蒸気の運動エネルギーに変換することで電気エネルギーを生産している。

3.3 核分裂性核種と親物質

まず、**核分裂性核種** (fissile nuclide) には、外部からの中性子を吸収して核分裂をする (**誘起核分裂**: neutron induced fission) ものと、 α 崩壊と同じくトンネル効果によって自然発生的に核分裂をする (**自発核分裂**: spontaneous fission) ものの2種類が存在する。前者は、外部からの中性子の個数などを変化させることによって人工的に制御することができるが、後者はもっぱら確率的な現象であり、人工的に制御して活用することはできない。その代表的なもの^(注3.1)は $^{252}_{98}\text{Cf}$ であり、原子炉を起動するための中性子源として用いられることがある^(注3.1)。実際の原子炉の中で起こっている核分裂は、ほとんどが前者である。

一方、中性子を捕獲することによって核分裂性核種に変化する、いわば「核分裂性核種の原料」に当たるものを**親物質** (fertile material) と呼ぶ。一般に、自然に存在する核分裂性核種は少ないが、親物質は比較的豊富に存在するので、中性子が飛び交う原子炉の中に親物質を入れて、中性子を吸収させることで核分裂性核種を生産することが世界中で行われている。

原子炉を運転するためには核分裂性核種を消費する必要があるが、うまく設計して親物質からの生産量が消費量と同等、ないし上回る事ができれば、見かけ上、核分裂性核種が消費されない、ないしかえて増産されたことになる。この状態を**増殖** (breeding) と呼ぶ。これは、原子力エネルギーだけに許された、エネルギー源を確保する上で最高に魅力的な技術であり、増殖が可能原子炉 (**増殖炉**: breeder

注3.1: $^{252}_{98}\text{Cf}$ は、原子炉を建設してから初めて起動する場合の中性子源として用いることが多い。 $^{252}_{98}\text{Cf}$ は半減期が2.65年と短いことから、何年にもわたって継続的に使用することが困難である。炉心の中で照射された(燃焼した)燃料にはプルトニウムやキュリウムが含まれるが、 $^{238}_{94}\text{Pu}$ 、 $^{240}_{94}\text{Pu}$ 、 $^{242}_{94}\text{Pu}$ 、 $^{246}_{96}\text{Cm}$ 、 $^{248}_{96}\text{Cm}$ などの核種は自発核分裂による中性子の放出が多い。従って、燃焼した燃料はそれ自体が中性子源になっているため、これを原子炉起動用の中性子源として用いることができる。なお、(原子炉内で照射した)Sbからの γ 線、Amからの α 線をBeに当てることにより、 (γ, n) 、 (α, n) 反応などを発生させ、中性子源として用いる場合もある。

表3.1 主な核分裂性核種と親物質

核分裂性核種	親物質	生成反応
$^{235}_{92}\text{U}$	-----	
$^{239}_{94}\text{Pu}$	$^{238}_{92}\text{U}$	$^{238}_{92}\text{U}(n,\gamma)^* \rightarrow ^{239}_{92}\text{U}(\beta^-)^{**} \rightarrow ^{239}_{93}\text{Np}(\beta^-) \rightarrow ^{239}_{94}\text{Pu}$
$^{241}_{94}\text{Pu}$	$^{240}_{94}\text{Pu}$	$^{240}_{94}\text{Pu}(n,\gamma)^* \rightarrow ^{241}_{94}\text{Pu}$
$^{233}_{92}\text{U}$	$^{232}_{90}\text{Th}$	$^{232}_{90}\text{Th}(n,\gamma) \rightarrow ^{233}_{90}\text{Th}(\beta^-) \rightarrow ^{233}_{91}\text{Pa}(\beta^-) \rightarrow ^{233}_{92}\text{U}$

*) 中性子捕獲反応

**) β^- 崩壊

reactor) を「夢の原子炉」と呼び慣わすゆえんである。

核分裂性核種と親物質の関係としては、主に表3.1に示される3種類がある。

表3.1から解るように、一部の例外を除いて、核分裂性核種は質量数が奇数であり、親物質は質量数が偶数で、陽子数、中性子数がともに偶数の二重偶数核である。これは、第1章で述べたように、二重偶数核はより安定であり、エネルギーの低い中性子によって核分裂が発生しなくなるためである。逆に、質量数が奇数の場合、原子核の安定性がより低く、エネルギーの低い中性子によっても核分裂反応が発生することになる。

表3.1の中で、自然界に存在するものは $^{235}_{92}\text{U}$ 、 $^{238}_{92}\text{U}$ および $^{232}_{90}\text{Th}$ であり、その他は、人工的に作り出される核種である。自然界に存在する唯一の核分裂性核種は $^{235}_{92}\text{U}$ であり、それを生み出す親物質は存在しない。従って、現行の**軽水炉** (light water reactor) のように、 $^{235}_{92}\text{U}$ を主たる燃料として用いた場合、燃料として用いることができる天然資源はあと100年以内に枯渇すると予測されている(注3.2)。

$^{235}_{92}\text{U}$ に代わって有望なのが、表3.1の2行目に示されているU-Puサイクルである。これは、ウラン鉱石の有効成分の99%以上を占める $^{238}_{92}\text{U}$ に中性子を吸収させることにより原子炉内で $^{239}_{94}\text{Pu}$ に転換し、燃料として使用する方法である。

表3.1の3行目は、 $^{239}_{94}\text{Pu}$ が原子炉内でさらに中性子を吸収して高次のアイソトープ (higher isotope) が生み出された結果、副次的に $^{241}_{94}\text{Pu}$ が生成する反応である。この核種は、核燃料として $^{239}_{94}\text{Pu}$ とほぼ同等の性能を持つが、半減期14.4年で β^- 崩壊によって $^{241}_{95}\text{Am}$ に変化する。 $^{241}_{95}\text{Am}$ の微視的核分裂断面積は、 $^{241}_{94}\text{Pu}$ に比べて小さく、また、逆に $^{241}_{95}\text{Am}$ の微視的吸収断面積は $^{241}_{94}\text{Pu}$ に比べて大きいため、「核分裂のしやすさ」という核燃料としての重要な性能が失われるという短所がある。一方、 $^{235}_{92}\text{U}$ や $^{239}_{94}\text{Pu}$ については、このような燃料の核的な特性が変化する心配がない。

上記の反応は特別な核反応のように思えるが、実は、現在広く使われている商業用軽水炉でもこれらの反応が重要な役割を果たしている。第10章で述べるように、現在の商業用軽水炉では、 $^{235}_{92}\text{U}$ の割合を4%程度に高めた燃料が使用されている。残りの96%程度は $^{238}_{92}\text{U}$ である。この燃料の使用開始時には、ほとんどの核分裂反応が $^{235}_{92}\text{U}$ によって発生しているが、運転に伴い、表3.1の2行目、3行目の反応により、 $^{239}_{94}\text{Pu}$ や $^{241}_{94}\text{Pu}$ が生成される。燃料の寿命(約3年程度)末期まで積算して考えると、燃料内で発生した総核分裂数の約1/3は $^{239}_{94}\text{Pu}$ や $^{241}_{94}\text{Pu}$ からの寄与となっている。つまり、我々は、すでに目に見えない形でこの核反応の恩恵に浴しているといえる。

このように、軽水炉(や高速炉)で用いられた燃料には、核分裂性物質である $^{239}_{94}\text{Pu}$ や $^{241}_{94}\text{Pu}$ が含まれているため、これらをリサイクルするのが再処理の目的である。再処理で取り出されたPuは、軽水炉もしくは高速炉において使用される。Puを軽水炉において使用する場合、プルトニウムを**熱中性子炉** (thermal reactor) で使うことになるため、プルスーマルと呼んでいる。

また、第10章で詳しく説明する高速炉はこの核反応をさらに積極的に利用するものであり、 $^{238}_{92}\text{U}$ から $^{239}_{94}\text{Pu}$ への変換がエネルギーの高い(速度の速い)中性子によって起こりやすいことに着目し、核分裂で発生した中性子の速度をできるだけ落とさない形で中性子を利用する。前述したように、炉心の設計を適正に行うと、使った以上の核分裂性核種を親物質から生成することができるという、一見、魔法のようなことが可能となる。試算では、表3.1の2行目と3行目の核反応を100%活用すれば、現在確認されているウラン鉱石の埋蔵量で3000年分のエネルギーを確保することができると思われる。

4行目は「Th-Uサイクル」と呼ばれる。親物質であるThは、地球上に広く存在して

注3.2: 日本は資源の乏しい国であるが、実は、ウランは日本の周囲に「たくさんある」。それは海水の中にある。海水1トン中には、ウランが3mg程度含まれている。海水全体に含まれるウランの総量は約45億トンと推定されており、地上に埋蔵されているウラン量の約1000倍以上にもなると考えられている。そこで、海水中にウランを吸着する特殊な「布」を設置し、海水中のウランを回収する基礎的な研究も進められている。

注3.3: ウランより重い核種で、プルトニウム以外の核種を指す。具体的には、ネプツニウム (Np)、アメリシウム (Am)、キュリウム (Cm) などを指す。原子燃料を原子炉の中で使用することにより発生するが、マイナーアクチニドの一部は、長期間放射線を出し続ける核種がある。このため、マイナーアクチニドを燃料の一部として原子炉で再び使用し、核分裂などの核反応により、より短い寿命の短半減期核種に変換する核変換技術が検討されている。

注3.4: 注1.26にあるように、ハーンとシュトラスマンが核分裂片の特定をし、これが核分裂の発見につながった。ハーンとシュトラスマンの実験は遅い(熱)中性子を用いて行われたものであった。図3.1より、核分裂性核種および親核種は高速中性子に対して核分裂反応を発生させることが分かる。仁科芳雄博士らは第二次世界大戦中にサイクロトロンで加速した重陽子をLiに当てて得た速い中性子をウランに当て、非対称な質量を持つ原子核を発見していた。現在の知見では、これが高速中性子による核分裂現象であることは明らかであるが、仁科芳雄博士らが当時、非対称核の存在をウランが分裂したためと認識していたかどうかは不明である。

いるが、残念ながら核分裂性核種である $^{233}_{92}\text{U}$ は天然に存在しないので、最初の世代の原子炉の燃料としては、 $^{235}_{92}\text{U}$ ないし $^{239}_{94}\text{Pu}$ を利用せざるを得ない。また、副産物として発生する $^{208}_{81}\text{Tl}$ が高エネルギーの γ 線を発生するため、施設の運転や保守が困難になるなどの問題点がある。ただし、4行目の核反応を100%活用すれば、1万5000年分のエネルギーを確保することができるとされる。また、Th-Uサイクルでは原理的にPuがほとんど生成されないことから、マイナーアクチニド核種(注3.3)の発生量が格段に少なくなる。以上のことから、Thは長期的には理想的な核燃料になり得るポテンシャルを有していると考えられる。

主要な核分裂性核種と親核種の**微視的断面積** (microscopic cross section) を図3.1に、また、主要な親物質の微視的捕獲断面積を図3.2に示す。図3.1より、核分裂性核種は低エネルギーの中性子に対して大きな核分裂断面積を有していることが分かる(注3.4)。また、 $^{235}_{92}\text{U}$ に比べて $^{239}_{94}\text{Pu}$ および $^{241}_{94}\text{Pu}$ の核分裂断面積は大きく、燃料としての性能が優れていることが確認できる。これに対し、親物質の微視的核分裂断面積は、低エネルギーの中性子に対しほとんど零であり、ある特定のしきい値より高エネルギーの中性子に対してのみ値を持つ形となっている。一方、親物質の捕獲断面積は中速エネルギー領域において高くなる傾向にあり、低エネルギー中性子が多い熱中性子炉に比べ、高速炉において親物質から核分裂性物質への転換が進みやすいことを示している。これが高速炉において中性子の速度を減速することなく利用するための理由である。

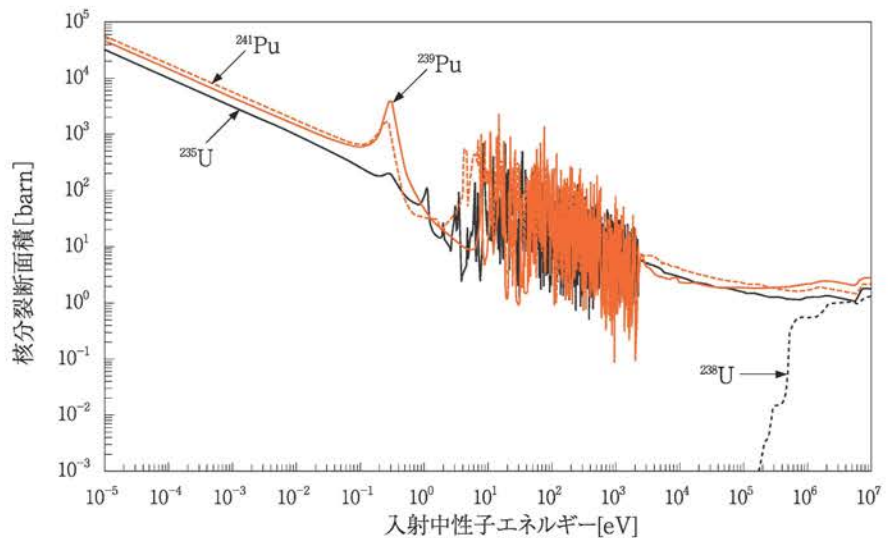


図3.1 主要な核分裂性核種と親物質の微視的核分裂断面積 (JENDL-3.3,293K)

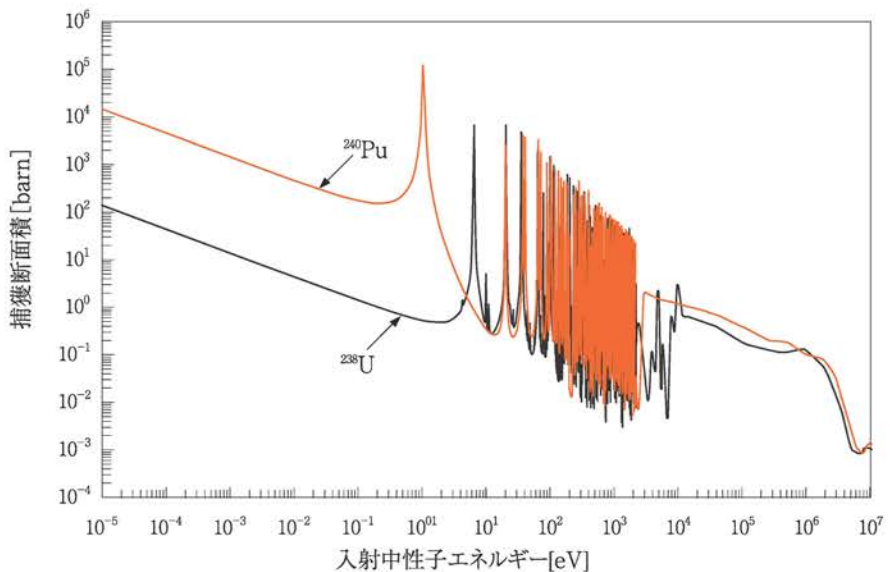


図3.2 主要な親物質の微視的捕獲断面積 (JENDL-3.3,293K)

最後に、「核分裂性核種」と「親物質」の定義に関する注意を述べたい。いわゆるウランやプルトニウムなどの「重核種」と呼ばれる核種は、例外なく核分裂性核種と親物質の両方の性質を兼ね備えており、どの核種がどちらに属するかは、便宜上決めただけである(注3.5)。たとえば、 $^{238}_{92}\text{U}$ は表3.1に見る通り、親物質の代表とされるが、1MeV以上の高エネルギー中性子を当てると量的には少ないものの核分裂を起こす。これは、重核種であるマイナーアクチニド核種の多くについても同様であり、十分に高いエネルギーの中性子を当てれば核分裂反応を起こすことが可能である。なお、マイナーアクチニド核種でも $^{242\text{m}}\text{Am}$ 、 ^{243}Cm といった同位体は、 ^{235}U と同様、低いエネルギー領域において大きな核分裂断面積を有している。近年の新しい原子炉の設計研究では、マイナーアクチニド核種を燃料に混入して、積極的に活用しようという傾向があり、核分裂性核種と親物質の境界があいまいになっているのが現状である。

注3.5: 文献3)、5)においては、fissile nuclideを「核分裂性核種」、fertile materialを「親物質」としており、本教科書では、この用語にならなかった。また、文献3)、5)では、fissileとfertileを総称してfissionable、すなわち「核分裂可能」という用語を用いている。
 なお、文献4)においては、fissile nuclideを「熱核分裂性核種」としており、熱エネルギー領域において、特に核分裂が起こりやすい核種であることを強調した用語を用いている。

3.4 核分裂中性子

核分裂により、元の重核種の原子は2つの核分裂片に分裂すると共に、2個～3個程度の中性を放出する。これを**核分裂中性子** (fission neutron) と呼ぶ。

核分裂中性子のエネルギー分布は、図3.3のように1～2MeV付近にピークを持つ連続スペクトルの形を示す。これを核分裂スペクトルと呼んでいる。核分裂で発生する中性子は、ある特定の決まったエネルギーを持つのではなく、図3.3に示すような確率

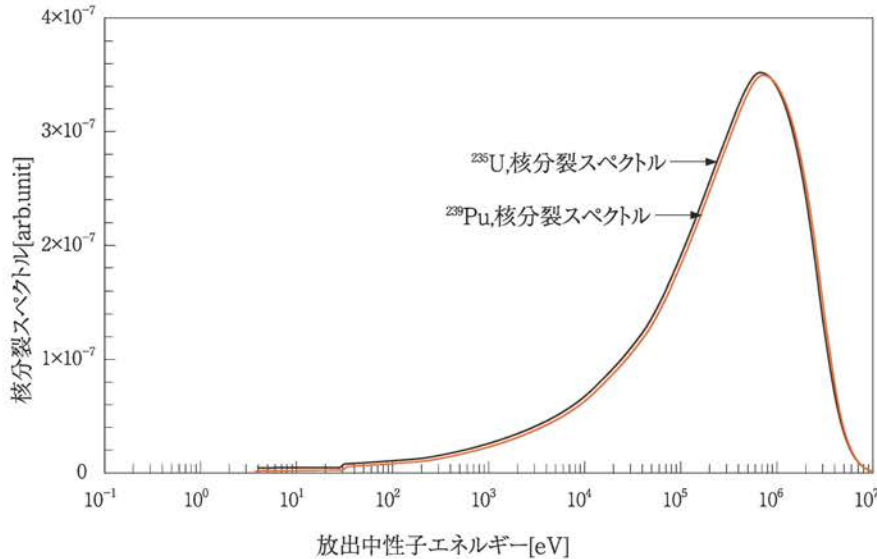


図3.3 核分裂中性子のエネルギー分布 (JENDL-3.3,293K)

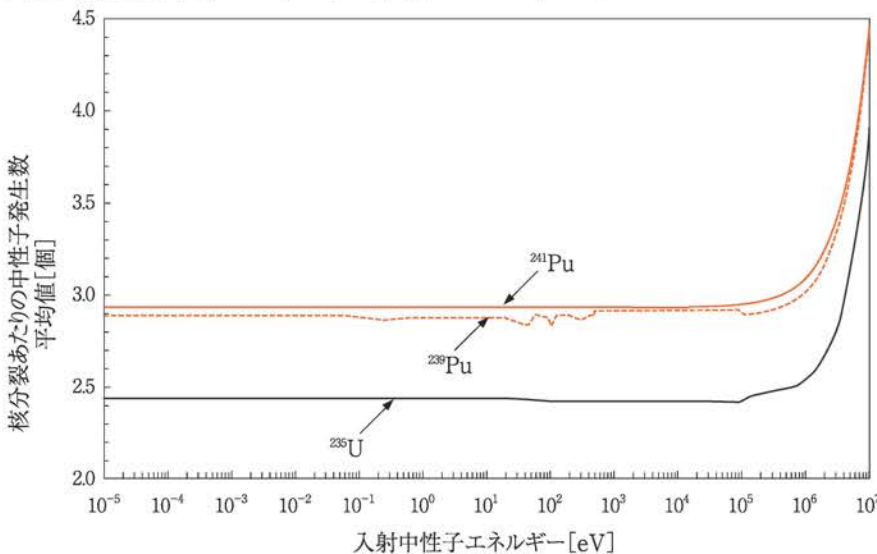


図3.4 主な核種の核分裂中性子発生数 ν と入射中性子エネルギーの関係 (JENDL-3.3,293K)

注3.6: 核分裂中性子のエネルギーと同様に、核分裂の際に発生する中性子の個数も確率的に変化する。一般には核分裂と同時に2個、もしくは3個の中性子が発生する。ただし、核分裂しても中性子が発生しない場合や、4個、5個と多数の中性子が発生する場合もある。これらの平均が図3.4に示した ν 値として示されている。原子炉の通常運転時には、非常に多数の核分裂が発生しているため、核分裂中性子の個数については、「平均値」のみを考慮しておけば十分である。従って、 ν 値としては平均値を用いる。

注3.7: 時定数とは、応答の速さを表す指標の一つで、単位は時間である。時定数が短ければ応答が速く(結果がすぐ現れ)、時定数が長ければ応答が遅い(結果がゆっくり現れる)。正確な定義は、「何かの現象を発生させる原因が生じた場合、結果となる現象が約63.2%現れるまでの時間」を時定数という。

に従ったエネルギー分布を持って発生する。なお、核分裂スペクトルは、分裂する核種の種類によって若干異なっている。

一回の核分裂当たり放出される中性子の個数 ν と核分裂を引き起こす原因となる入射中性子のエネルギーの関係を図3.4に示す(注3.6)。 ν 値は、入射中性子のエネルギーが10keV以下ではほぼ一定値となるが、入射中性子のエネルギーが高くなると、 ν 値は増大する傾向にある。原子炉は核分裂で発生した中性子をうまく利用して連鎖反応を維持することから、 ν 値が高い核種ほど核分裂性物質としては優れていることになる。図3.4に示されているように、特に、 ^{239}Pu や ^{241}Pu は高エネルギー中性子に対して ν 値が大きい。高速増殖炉では、発生した核分裂中性子をできるだけ減速させずにエネルギーを保ったまま再度核分裂を起こすように工夫されているが、この観点から、高速増殖炉の燃料には ^{239}Pu や ^{241}Pu が適切であることがわかるだろう。なお、核燃料としての中性子増倍性能を表すには、3.8節で述べる η 値と呼ばれる指標を使う場合が多い。

核分裂中性子のほとんどすべては、核分裂反応後、 $10^{-7}\sim 10^{-5}$ 秒程度の短期間に放出される。これらを**即発中性子**(prompt neutron)と呼ぶ。一方、ごくわずかではあるが、核分裂反応後、 $10^{-2}\sim 10^2$ 秒程度経過してから放出されるものも存在する。これらを**遅発中性子**(delayed neutron)と呼ぶ。遅発中性子は、核分裂片のうち特殊な核種ができた場合のみ、 β 崩壊の副産物として放出される。このような核種のことを、遅発中性子の産みの親という意味を込めて、**遅発中性子先行核**(delayed neutron precursor)と呼ぶ。先行核になる主な核種としては、Brの同位体(質量数87~92)、Iの同位体(質量数137~140)などがある。図3.5に遅発中性子の先行核の崩壊様式の一例を示す。

遅発中性子は、即発中性子よりも平均エネルギーがやや低いエネルギー分布を持つ(図3.6)ことと、放出までに時間遅れがある(時定数(注3.7)が長い)ことを除けば、原子炉内で即発中性子と同じ働きをする。

核分裂によって生じた新しい中性子は、再び別の場所で核分裂を起こし、これを次々に続けていわゆる連鎖反応(chain reaction)を起こす。連鎖反応間の平均的な時間を**中性子寿命**(neutron lifetime)と呼び、原子炉の型式や燃料の種類によっても違うが、 $10^{-6}\sim 10^{-4}$ 秒程度の値をとる。

核分裂中性子全体のうちで、遅発中性子が占める割合(**遅発中性子割合**: delayed neutron yield)は、第7章で述べるように、原子炉の制御の観点から非常に重要である。なぜなら、原子炉が臨界を保っている時に、そのすべてが即発中性子で占められていたとするならば、時定数 $10^{-6}\sim 10^{-4}$ 秒程度で中性子はネズミ算式に増えていき、原子炉はたちまち暴発してしまう。たとえば、時定数が 10^{-5} 秒の時、一回の核分裂で中性子の個数が1.1倍になるとすると、1ミリ(10^{-3})秒後の中性子数は、1.1の 10^2 倍=14000倍にもなる。最初から用途に合わせてこのように設計されたものが原子爆弾である。

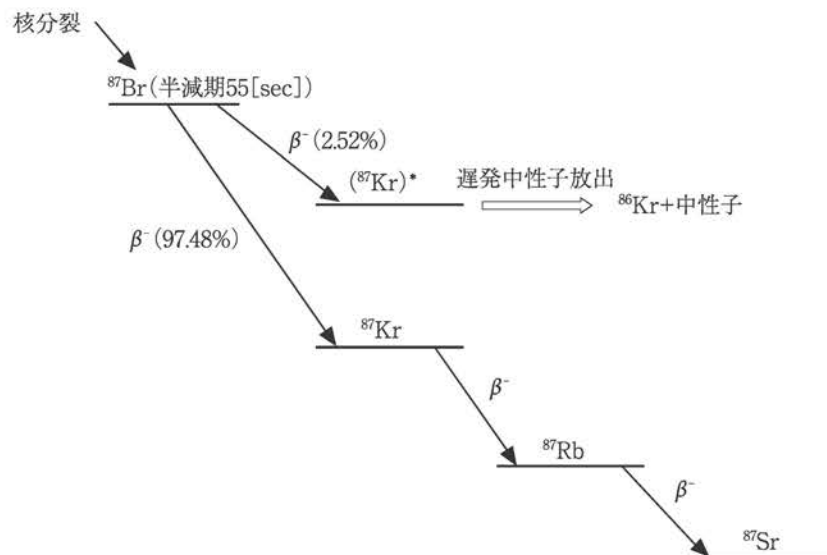


図3.5 遅発中性子の先行核の崩壊様式(一例として遅発中性子核 ^{87}Br を图示(*)は励起状態を示す)

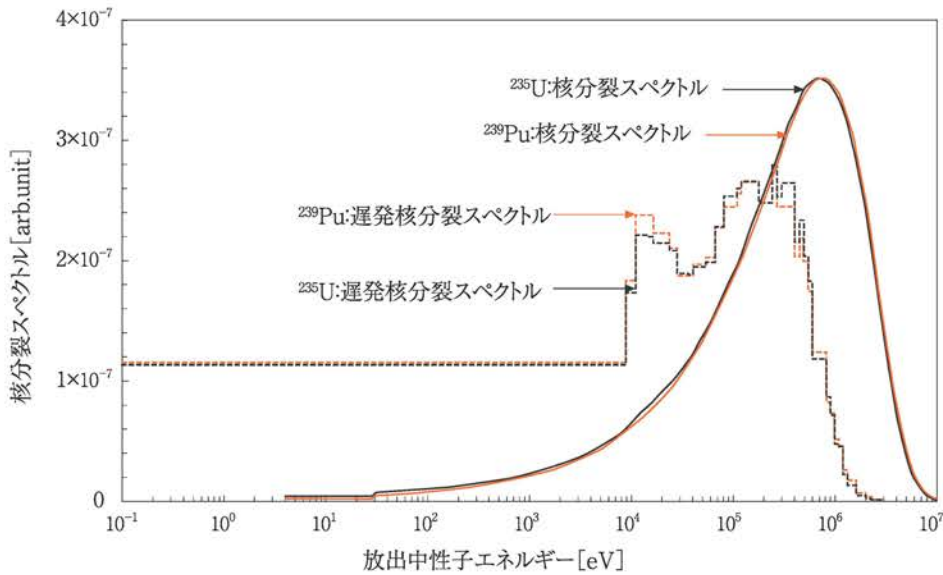


図3.6 遅発中性子と即発中性子のエネルギー分布の比較(JENDL-3.3)
 (遅発中性子と即発中性子のエネルギー分布を比較しやすいように、それぞれ別に規格化している。そのため、遅発中性子と即発中性子の値は直接比較できない。)

一方、遅発中性子に頼らねば原子炉の臨界が保てないという状態（遅発臨界：delayed neutron criticality）にある限り、全体の時定数は遅発中性子に支配される。すなわち、時定数は $10^{-2} \sim 10^2$ 秒程度と穏やかになり、人工的に制御することが可能になる。時定数 10^{-2} 秒の時、先ほどと同様1ミリ秒後の中性子数を求めてみると、1.1の1/10倍=1.01倍という十分穏やかなものになる(注3.8)。

遅発中性子は、先行核から崩壊することで生まれるが、その崩壊定数はまちまちである。また、核分裂片が先行核になる確率も、重核種や入射中性子のエネルギーによって異なる。これを簡易的に扱うために、先行核の崩壊定数が似たものをまとめて、合計で6つのグループ(群)に分けることがよく行われる。これは、遅発中性子の時間的変化を6つの時定数で近似することであり、遅発中性子6群近似(six group delayed neutron approximation)と呼ぶ。この計算のためには、重核種が核分裂した時に発生する先行核の個数の期待値(β_i)を崩壊定数と共にまとめた表3.2のようなものが使われる。

特に、6群すべての総和 $\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i$ を遅発中性子割合(delayed neutron yields)と呼び、すでに前述したように原子炉の時間的ふるまいを決定する重要な物理量である。

たとえば、 ^{235}U がエネルギーが高く速度が大きい高速中性子(fast neutron)で核分裂することを考える。表3.2より、遅発中性子の割合が $\beta=0.0064$ であることから、即発中性子は全体の $1-\beta$ 、すなわち、 $1-0.0064=0.9936$ を占め、遅発中性子の中でも崩壊定数が最も小さいグループ(1群)に属するものが $\beta_1=\beta \times 0.038=0.024\%$ 発生し、その崩壊定数は 0.0127s^{-1} であることなどの情報がわかる。なお、第6章で詳しく学ぶが、エネルギーが低く、速度が小さい中性子を熱中性子(thermal neutron)と呼ぶ。

簡易的な計算の場合には、遅発中性子を1群にひっくるめて扱う場合もあり、これを遅発中性子1群近似(one group delayed neutron approximation)と呼ぶ。なお、原子炉の時間的な振る舞いについては、第7章で詳しく考察を行う。その際、遅発中性子の重要性について改めて議論する。

核分裂性核種が変われば、核分裂によって発生する核分裂生成物の分布が変わり、そこに含まれる先行核の量も変わる。このため表3.2では、核分裂性核種ごとに遅発中性子割合が示されている。前にも述べたように、遅発中性子割合は、外部から与えられた反応度に対して、原子炉が暴走せずマイルドな出力変化に保たれる安全裕度に相当するので、大きい値を取ることが好ましい。表3.2に見るように、一般に ^{235}U や ^{239}Pu などの核分裂性核種では遅発中性子割合が小さく、 ^{238}U や ^{232}Th などの親物質では大きいという傾向がある(注3.9)。

注3.8: もし遅発中性子が存在しなかったならば、核分裂反応の時定数が短すぎて人間の手には負えず、原子炉のように安定に制御することは不可能となり、原子力は専ら爆弾としてのみ活用される呪わしい運命をたどったことだろう。

注3.9: 実際の原子炉では、複数の重核種が核分裂に寄与するので、その寄与率に比例して平均的な値を求める必要がある。たとえば、 ^{239}Pu を核分裂性核種とする高速増殖炉の場合、核分裂の寄与は概ね90%が ^{239}Pu 、10%が ^{238}U であるが、その平均値は $0.0020 \times 0.9 + 0.0164 \times 0.1 = 0.00344$ 程度となり、 ^{239}Pu 単独の場合よりもかなり大きな値をとる。実は、不思議なことに ^{238}U が ^{239}Pu の欠点をカバーするというケースによく出くわす。第8章では燃料温度の上昇により、連鎖反応が抑制される原因となるドップラー効果を扱うが、やはり ^{238}U はドップラー効果が大きいので、より出力上昇をマイルドにする(原子炉の固有の安全性を強調する)方向に働く。また、燃料物性においても、U酸化物は融点も熱伝導率も高く、燃料物性が劣るPu酸化物の欠点をカバーしているのである。このように、 ^{238}U は ^{239}Pu とは工学的に見て絶妙なカップルなのである。

表3.2 主な核種の遅発中性子パラメータ (参考文献1より)

	高速中性子		熱中性子	
	崩壊定数 (1/s)	相対収率 (β_i/β)	崩壊定数 (1/s)	相対収率 (β_i/β)
$^{233}_{92}\text{U}$		$\beta=0.0026$		$\beta=0.0026$
1群	0.0125	0.096	0.0126	0.086
2群	0.0360	0.208	0.0337	0.299
3群	0.138	0.242	0.139	0.252
4群	0.318	0.327	0.325	0.278
5群	1.22	0.087	1.13	0.051
6群	3.15	0.041	2.50	0.034
$^{235}_{92}\text{U}$		$\beta=0.0064$		$\beta=0.0067$
1群	0.0127	0.038	0.0124	0.033
2群	0.0317	0.213	0.0305	0.219
3群	0.115	0.188	0.111	0.196
4群	0.311	0.407	0.301	0.395
5群	1.40	0.128	1.14	0.115
6群	3.87	0.026	3.01	0.042
$^{239}_{94}\text{Pu}$		$\beta=0.0020$		$\beta=0.0022$
1群	0.0129	0.038	0.0128	0.035
2群	0.0311	0.280	0.0301	0.298
3群	0.134	0.216	0.124	0.211
4群	0.331	0.328	0.325	0.326
5群	1.26	0.103	1.12	0.086
6群	3.21	0.035	2.69	0.044
$^{241}_{94}\text{Pu}$				$\beta=0.0054$
1群	—	—	0.0128	0.010
2群	—	—	0.0297	0.229
3群	—	—	0.124	0.173
4群	—	—	0.352	0.390
5群	—	—	1.61	0.182
6群	—	—	3.47	0.016
$^{232}_{90}\text{Th}$		$\beta=0.0203$		
1群	0.0124	0.034	—	—
2群	0.0334	0.150	—	—
3群	0.121	0.155	—	—
4群	0.321	0.446	—	—
5群	1.21	0.172	—	—
6群	3.29	0.043	—	—
$^{238}_{92}\text{U}$		$\beta=0.0164$		
1群	0.0132	0.013	—	—
2群	0.0321	0.137	—	—
3群	0.139	0.162	—	—
4群	0.358	0.388	—	—
5群	1.41	0.225	—	—
6群	4.02	0.075	—	—
$^{240}_{94}\text{Pu}$		$\beta=0.0029$		
1群	0.0129	0.028	—	—
2群	0.0313	0.273	—	—
3群	0.135	0.192	—	—
4群	0.333	0.350	—	—
5群	1.36	0.128	—	—
6群	4.04	0.029	—	—

—: データなし

3.5 核分裂エネルギー

核分裂によって、重核種が核分裂片といくつかの核分裂中性子に変化すると、質量の総和は反応後の方が軽くなる。これを**質量欠損** (mass defect) と呼ぶ。核分裂によって失われた質量を Δm と表すと、アインシュタインの相対性原理により、**核分裂エネルギー** (fission energy) で発生するエネルギー総量は Δmc^2 である。ここで、 c は光速を示す。核分裂エネルギーのほとんどは熱として回収し、工業的に利用できるが、例外としてアンチニュートリノ (anti-neutrino) が持ち出すエネルギーは回収すること

注3.10: 主要なエネルギー源である石炭、石油1gあたりの発生エネルギー量はそれぞれ約 3×10^4 [J]、約 4×10^4 [J]である。このことから、核分裂エネルギーがまさに「桁違い」に高密度であることが理解できる。ちなみに、脂肪1gのエネルギー量は石炭1gとほぼ同じで 3×10^4 [J]である。このエネルギーで体重60kgの人は約0.1km強ランニングすることができる。意外かもしれないが、フルマラソン(約42km)を(脂肪のエネルギーだけで)走っても、脂肪は400g程度しか消費しないのである。仮に脂肪がウラン並みのエネルギー密度であれば、1gで約27万km (!) 走ることができる。

〈解答3.1〉

アボガドロ数を 6.022×10^{23} とすると、 $^{235}_{92}\text{U}$ 1g中に含まれる $^{235}_{92}\text{U}$ の原子数は、

$$1/235 \times 6.022 \times 10^{23} = 2.563 \times 10^{21}$$
 である。一核分裂あたりの放出エネルギー量は

$$202.3 \text{ MeV} = 202.3 \times 10^6 \text{ [eV]} \times 1.602 \times 10^{-19} \text{ [J/eV]} = 3.241 \times 10^{-11} \text{ [J]}$$
 であることから、1gの $^{235}_{92}\text{U}$ がすべて核分裂したときの総発生エネルギー量は

$$2.563 \times 10^{21} \times 3.241 \times 10^{-11} = 8.306 \times 10^{10} \text{ [J]}$$
 となる。(注3.10)

〈例題3.2〉

例題3.1で求めた総発生エネルギー量をMWd、kWhで表せ。なお、MWdは1MW (=1 [MJ/s]) で1日 [day] 間エネルギーが発生したときの総エネルギー量、kWhは1kWで一時間エネルギーが発生したときの総エネルギー量である。

〈解答3.2〉

まず、1MWd、1kWhをJに換算する。

1MWdは

$$1 \text{ [MW]} \times 1 \times 10^6 \text{ [W/MW]} \times 1 \text{ [day]} \times 24 \text{ [hr/day]} \times 3600 \text{ [s/hr]} \\ = 8.640 \times 10^{10} \text{ [W} \cdot \text{s]} = 8.640 \times 10^{10} \text{ [J]}$$

であり、1kWhは

$$1 \text{ [kW]} \times 1 \times 10^3 \text{ [W/kW]} \times 1 \text{ [hr]} \times 3600 \text{ [s/hr]} \\ = 3.600 \times 10^6 \text{ [W} \cdot \text{s]} = 3.600 \times 10^6 \text{ [J]}$$

である。これより、

$$8.306 \times 10^{10} \text{ [J]} \div 8.640 \times 10^{10} \text{ [J/MWd]} = 0.9613 \text{ [MWd]} \\ 8.306 \times 10^{10} \text{ [J]} \div 3.600 \times 10^6 \text{ [J/kWh]} = 2.307 \times 10^4 \text{ [kWh]}$$

となる。MWdという単位は、日常用いることは少ないが、原子炉に装荷される燃料の発熱量の計算によく用いられる。本教科書では、第9章において、再びMWdを用いる。

〈例題3.3〉

国内で用いられている軽水炉のうち、大型のものの熱出力は約3400MWである。この原子炉を1日動かしたとき、 $^{235}_{92}\text{U}$ はどの程度消費されるか？
 なお、実際の炉心では、 $^{235}_{92}\text{U}$ のみならず、 $^{239}_{94}\text{Pu}$ なども核分裂に寄与しているが、ここでは簡単のために核分裂は全て $^{235}_{92}\text{U}$ から発生しているとする。

〈解答3.3〉

熱出力3400MWの原子炉を1日稼働させたときの発生エネルギー量は

$$3400 \text{ [MW]} \times 1 \text{ [day]} = 3400 \text{ [MWd]}$$

である。一方、例題3.2より、 $^{235}_{92}\text{U}$ 1gが全て核分裂したときに発生する熱量は0.9613MWdである。したがって、 $^{235}_{92}\text{U}$ の消費量は

$$3400 \text{ [MWd]} \div 0.9613 \text{ [MWd/g]} = 3537 \text{ [g]}$$

であり、おおむね3.5kgの $^{235}_{92}\text{U}$ が消費される。

$^{235}_{92}\text{U}$ 1gが全て核分裂したときに発生する熱量はおおざっぱに1MWdであるため、原子炉を1日動かしたときの核分裂性物質の消費量は原子炉の熱出力をMWで表したときの数字をグラム単位で表示したものと同程度になる。たとえば、熱出力が1650MWの原子炉であれば、1日でおおむね1.7kgの核分裂性核種が消費される。

例題3.4)

原子炉で用いる燃料には、ウランの酸化物(二酸化ウラン、 UO_2)を焼き固めた小さな円柱状のペレットを用いる(第10章)。燃料ペレット1個の大きさは直径が約1cm、高さが1cm程度であり、二酸化ウランの密度は約 1×10^4 [kg/m³] (約10 [g/cm³]) である。ウラン中の $^{235}_{92}\text{U}$ の濃縮度(重量割合)を軽水炉で標準的に用いられる4wt%としたとき、ペレット1個から発生するエネルギーで一般的な家庭で使用する電気をどの程度の期間、まかなうことが可能か？

〈なお、ペレット中の $^{235}_{92}\text{U}$ は全て核分裂するとし、発生した熱エネルギーから電気エネルギーを得る際の変換効率は34%とする。二酸化ウラン中のウランの重量割合は88%とする。また、一般家庭の使用電力は平均で400Wであると仮定する。

〈解答3.4〉

ペレット1個の重量は

$$0.5[\text{cm}] \times 0.5[\text{cm}] \times 3.1415 \times 1[\text{cm}] \times 10[\text{g}/\text{cm}^3] = 7.854 [\text{g}]$$

であり、その中でウランの重量は

$$7.854 \times 0.88 = 6.911 [\text{g}]$$

である。したがって、 $^{235}_{92}\text{U}$ の重量は

$$6.911 \times 0.04 = 0.2765 [\text{g}]$$

である。(例題3.2)より、 $^{235}_{92}\text{U}1\text{g}$ が全て核分裂したときの発生エネルギー量は $8.306 \times 10^{10} [\text{J}]$ であるため、ペレット1個に含まれる $^{235}_{92}\text{U}$ が全て核分裂したとすると、

$$0.2765 \times 8.306 \times 10^{10} = 2.297 \times 10^{10} [\text{J}]$$

のエネルギーが発生する。電気エネルギーの変換効率を考慮すると、結局、ペレット一個で

$$2.297 \times 10^{10} \times 0.34 = 7.809 \times 10^9 [\text{J}]$$

の電気エネルギーが得られる。一般家庭の電気を平均で400Wとしているため、

$$7.809 \times 10^9 [\text{J}] / 400 [\text{W}] = 7.809 \times 10^9 [\text{W} \cdot \text{s}] / 400 [\text{W}] = 1.952 \times 10^7 [\text{s}]$$

であり、月数に換算すると、約7.5ヶ月となる。

なお、実際には、燃料内の $^{235}_{92}\text{U}$ は全て核分裂するわけではなく、使用済み燃料として取り出される際にも約1%程度の $^{235}_{92}\text{U}$ が残っているのが普通である。しかしながら、前述したように、燃料の使用に伴って $^{238}_{92}\text{U}$ から $^{239}_{94}\text{Pu}$ が発生し、核分裂に寄与すること、また、割合は少ないものの、 $^{238}_{92}\text{U}$ も核分裂に寄与することから、上記の評価は詳細な計算の結果(約8ヶ月)と大きく異なる。

3.6 核分裂生成物

核分裂によって生じた核分裂片を**核分裂生成物**(Fission product:FP)と呼ぶ。核分裂性核種の割れ方は確率的に決まり、結果としてさまざまな核分裂生成物が発生する。この発生割合のことを**核分裂収率**(fission yield)と呼ぶ。核分裂収率は、二つの核分裂片ができることから、2に規格化されている(注3.11)。核分裂生成物の原子量(=質量数)で整理して、発生頻度を示すと、図3.7のように二山状になる。これは、核分裂片ができるだけ安定な核種に落ち着こうとするからで、原子核が安定な不活性元素の一種であるXe(原子量は137程度)やKr(原子量は85程度)ができやすいからである(注3.12)。

この核分裂生成物が一体どういう核種であるかを正確に知ることは、原子炉の設計において以下の四点から重要である。

まず、核分裂生成物の一部は、中性子をよく吸収する性質を持っており、原子炉内の連鎖反応の維持に大きな影響を与える。したがって、原子炉の核的な特性を把握する上で核分裂生成物についての情報は必要不可欠である。この点については第9章で詳しく述べる。

第二に、核分裂片のあるものは遅発中性子の先行核であり、遅発中性子を放出する。すでに述べたように、遅発中性子の放出割合は安全上の理由から重要な物理量である。

第三に、核分裂生成物の多くは放射性であり、強力な β 線と γ 線が放出される。このうち、 β 線は燃料内で100%熱エネルギーに変換され、 γ 線の一部も燃料や構造材の電子と反応することで発熱に寄与する。これを**崩壊熱**(decay heat)と呼ぶ。崩壊熱は、原子の崩壊という物理的な現象によるものであり、人工的に制御することはできない。従って、原子炉を緊急停止させれば、核分裂反応による発熱はほぼ即時に停止するが(厳密に言えば、遅発中性子による影響で若干の発熱は残る)、停止後に発生する崩壊熱を即座に零にする手段はない。

すなわち、「原子炉は急に止まれない」のであり、原子炉の安全性では、原子炉停止後の崩壊熱をいかに除去するかが重要な課題のひとつになっている(注3.13)。崩壊

注3.11: ごくわずかであるが、核分裂片が3個できる「3体核分裂」も存在する。

注3.12: ちなみに、 $^{235}_{92}\text{U}$ が真二つに割れるとすれば、その原子量は118程度になり、この付近にはスズ(原子量は119程度)、銀(原子量は108程度)などの有用な資源が並んでいるので、回収利用したと考える読者がいるかもしれない。しかし、現実には二山の谷間に相当し、ほとんど収率はない。入射中性子のエネルギーを高くすると、「割れ方」のばらつきが大きくなり、谷間が高くなる傾向があるが、収率に換算すると残念ながらほとんど改善は見込めない。ちなみに、計算によれば核分裂片の中に銀が含まれるのは確かであるが、微量である上に放射性同位元素であり、苦勞して回収しても宝飾品などへの転用は難しいと予想される。

注3.13: 1979年に起きたスリーマイル島原子力発電所事故においては、緊急停止信号によって無事に原子炉が停止した後、機器の不具合と運転員の誤った操作によって、崩壊熱を十分に除去できなくなり、結果的に炉心の三分の程度を溶融する結果になった。これは非常用炉心冷却系統(Emergency Core Cooling System, ECCS)の重要性が再確認された事故でもあった。

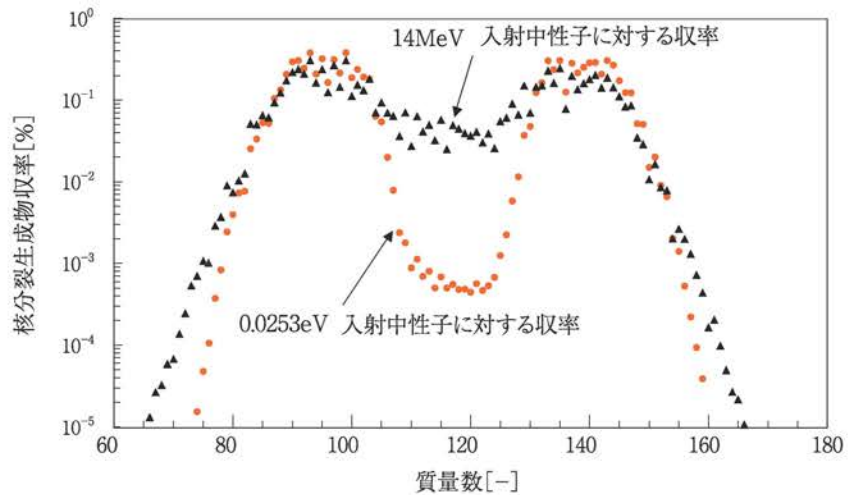


図3.7 核分裂収率の分布図 (JENDL-3.3)

熱を正確に予測するには、核分裂生成物として何が発生するかが正確にわかる必要があることは自明の理であろう。

最後に、XeやKrのように、いくつかの核分裂生成物は**核分裂性ガス** (fission gas) の形で燃料中に放出され、燃料棒内部の圧力を上昇させる。特に、燃焼度 (3.7節) が高い高速炉用の燃料には、このガスの発生による燃料棒中の圧力上昇を抑えるために、**ガスプレナム** (gas plenum) と呼ばれるガス溜めの空間を設けている。燃料棒内部の圧力が高くなりすぎると燃料の破損につながるため、燃料の使用中に燃料内部の圧力がどの程度上昇するかを正確に評価することは重要である。

また、放射性の元素がガスの形で放出されることは、事故時に放出されやすいということを意味しており、原子炉がシステムとして「多重の障壁」を採用している理由の一つになっているといえる。

原子炉事故の際に放出される放射性物質による被ばく量にも核分裂生成物が大きな影響を与える。たとえば、事故時に想定される放射性物質のうち、被ばくりスク全体に占める割合が一番多いのが甲状腺に蓄積しやすい性質を持つ放射性ヨウ素であり、その発生量は核分裂収率から計算することができる。

3.7 燃焼と燃焼度

原子炉内を運転すると、燃料内に含まれる核分裂性核種の核分裂、親核種からの変換、核分裂生成物の発生、中性子の吸収による核種組成の変化などの様々な現象が生じる。これらの現象を原子炉物理では燃焼と呼んでいる。もちろん、原子炉内部では、ウランなどの燃料が酸素と結合して化学的に燃えているわけではないが、核分裂により熱を発生するプロセスを「燃焼」になぞらえているのである。

燃料がどの程度燃焼したかを示す指標として**燃焼度** (burnup) を用いる。燃焼度として一般的によく用いられるものが燃料の初期重量あたりの発熱量であり、単位としては、MWd/t、GWd/tなどが使用される。1t (トン) の初期重金属重量を持つ燃料から1MWdの熱が発生した場合、1MWd/tとなる。ここで重金属とは、ウランやプルトニウムなどの核分裂を起こす物質を示している。

同様に、1tの初期重金属重量を持つ燃料が1GWd (=1000MWd) の発熱をした場合、燃焼度は1GWd/tとなる。ここで注意する必要があるのは、燃焼度が「燃料の初期重金属重量当たり」で定義されていることである。核分裂に伴い、燃料の重量はわずかながら減少する。従って、混乱を避けるために、使用前の燃料に含まれる重金属1tあたりどれくらい発熱したかを燃焼度の指標としている。

また、別の指標として、初期に装荷された重金属原子核のうち、どのくらいの割合の数が核分裂したかを用いる場合もある。これは、**FIMA** (Fissions per Initial Metal Atom) 単位 (unit) と呼ばれ、たとえば、初期重金属原子核のうち、10%が核分裂した場合に10%FIMAとなる。

一般的に、MWd/tは動力炉で、FIMAは試験研究炉などで用いられることが多い。

$^{241}_{94}\text{Pu}$ である。このため、高速増殖炉では、これらの核分裂性核種が燃料として用いられ、燃料の増殖を可能としている。

一方、 0.025eV の熱中性子に対しては $^{233}_{92}\text{U}$ の η 値が最も大きく、熱中性子炉において増殖の可能性があることがわかる。高速炉は、高速中性子による材料損傷が大きいなどの特性があることから、古くから「熱中性子で何とか増殖できないか」が検討されてきた。もし、この技術が可能になれば、扱いやすい水を冷却に用いることが可能となり、さらに現在、商業運転中の軽水炉で燃料を増殖することができる。

ひとつの方向性は、 $^{235}_{92}\text{U}$ や $^{239}_{94}\text{Pu}$ を燃料として使いながら、徹底的に原子炉でのロスを切り詰める方法である。残念ながら、軽水炉では、水素原子による吸収が無視できないので、これによるロスをなくすために、黒鉛や重水を**減速材** (moderator) とした原子炉が次々に開発されていった。しかし、黒鉛も重水も中性子を熱中性子にまで**減速** (slowing down) させる能力が水素に比べて低いため、減速材が占有するスペースが大きくなり、建設コストが高くなる問題点があるため、主流にはなっていない。

もうひとつの方向性は、熱中性子に対する η 値が高い $^{233}_{92}\text{U}$ を活用する方法である。実際、1950年代後半には、アメリカの SHIPPING PORT において、 $^{233}_{92}\text{U}$ を用いた「軽水増殖炉」が実際に設計・設置・運転され、熱中性子を用いて燃料の増倍が可能であることが実証された。

しかし、 $^{232}_{90}\text{Th}$ が $^{233}_{92}\text{U}$ に変換されるまでにひとつ関門がある。中間生成物である $^{231}_{91}\text{Pa}$ が中性子を吸収することで、燃料として役に立たない $^{234}_{92}\text{U}$ へ変化してしまう場合があるのである。これを避け、増殖性能を向上させるためには、生成された $^{231}_{91}\text{Pa}$ を炉心から取り出して、中性子のないところで $^{233}_{92}\text{U}$ に崩壊させればよい。

これを可能にするために考えられた概念が「溶融塩炉」である。この炉では、燃料を「溶融塩」という液体の形 ($\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4-\text{UF}_4$) にして循環させ、炉心で中性子を照射して $^{233}_{91}\text{Pa}$ を生産すると共に、それを回収する連続処理が行われる。しかし、溶融塩燃料は化学的な腐食が激しく、原子炉容器として適当な材料がないことから現時点では実用化には至っていない。

3.9 増倍率と反応度

前節では、 η 値を使って核分裂性核種が持つ増殖能力を考えた。これをさらに深めることにしよう。原子炉には、核分裂性核種以外にも多くの物質があり、中性子を吸収する。すなわち、親物質である $^{238}_{92}\text{U}$ と制御棒のホウ素・銀・インジウム・カドミウム・ハフニウムなどによる強力な吸収がある他、**被ふく管** (cladding) に用いられるジルコニウム、構造材に含まれる鉄、ニッケル、クロム、冷却材の水も微量ではあるが中性子を吸収することを通じて中性子経済を悪化させる。これらの効果を考慮するには、すべての核種の効果を考慮に入れた上で、(3.1)式と同様の考え方を使えばよい。すなわち、核種 i の数密度 N_i 、吸収断面積 $\sigma_{a,i}$ 、核分裂断面積 $\sigma_{f,i}$ 、核分裂あたりの中

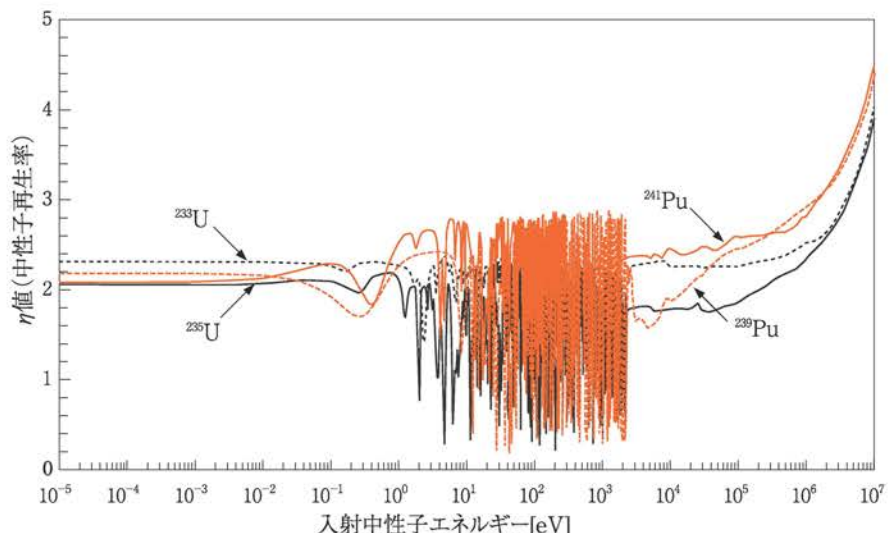


図3.8 核分裂性核種の η 値の中性子エネルギー依存性(JENDL-3.3,293K)

〈解答3.8〉

(a) 巨視的吸収断面積 Σ_a 、巨視的核分裂断面積 Σ_f は以下のように求められる。

1barn= 10^{-28} [m²] であるので、

$$\Sigma_a = 1000 \times 10^{-28} \times 1 \times 10^{27} + 5 \times 10^{-28} \times 2 \times 10^{28} = 1.1 \times 10^2 \text{ [1/m]}$$

$$\Sigma_f = 500 \times 10^{-28} \times 1 \times 10^{27} = 5 \times 10^1 \text{ [1/m]}$$

(b) (3.2) 式から、無限増倍率は

$$k_\infty = \frac{\nu \Sigma_f}{\Sigma_a} = \frac{2.5 \times 5 \times 10^1}{1.1 \times 10^2} = 1.1364$$

(c) ²³⁵Uの原子数密度を x とした場合の無限増倍率の式より

$$k_\infty = \frac{2.5 \times 500 \times 10^{-28} x}{1000 \times 10^{-28} x + 5 \times 10^{-28} \times 2 \times 10^{28}} = 1.0$$

これより、

$$x = 4.0 \times 10^{26} \text{ [1/m}^3\text{]}$$

3.10 まとめ

第3章では、原子力エネルギーを発生させる最も基礎的なメカニズムである核分裂について述べた。以降の章においても、核分裂性核種、核分裂中性子（即発中性子、遅発中性子）、核分裂エネルギー、核分裂生成物などが基礎となる。したがって、本章の内容を十分に理解しておくことが望まれる。

《演習問題》

- [1] ある原子炉の運転中の中性子束は $1 \times 10^{17} [\text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ であり、体積は $1 \times 10^2 [\text{m}^3]$ である。巨視的核分裂断面積を $5.0 [1/\text{m}]$ とすると、炉心の発生熱量をMW単位で求めよ。なお、一回の核分裂あたりの発生熱量は、 $3 \times 10^{-11} [\text{J}]$ とせよ。
- [2] 薄膜状の金属ウランがある。密度は $20 \text{t}/\text{m}^3$ であり、 ^{235}U のみからなっていると仮定する。このとき、以下の問いに答えよ。
- ① 薄膜中の ^{235}U の原子数密度を求めよ。ただし、 ^{235}U の原子量を235、アボガドロ数を 6×10^{23} とせよ。
 - ② ^{235}U の微視的核分裂断面積を500barnとする。このとき、薄膜金属ウランの巨視的核分裂断面積を求めよ。
 - ③ 薄膜状の金属ウランの重さを1mgとする。この薄膜金属ウランを $10^{17} [\text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ の中性子束中においた場合、発熱量をW単位で求めよ。ただし、一回の核分裂あたりの発生熱量は、 $3 \times 10^{-11} [\text{J}]$ とせよ。なお、薄膜金属ウラン中での中性子束の落ち込みは考慮しない。
- [3] PWRの燃料ペレットについて、以下の問いに答えよ。
- (1) この燃料ペレットの初期 ^{235}U 濃縮度を4wt%、密度を $10.0 [\text{t}/\text{m}^3]$ とする。このとき、 ^{235}U 、 ^{238}U の原子数密度を求めよ。なお、U/ UO_2 の重量比を0.88、 ^{235}U 、 ^{238}U の原子量をそれぞれ235、238、アボガドロ数を 6×10^{23} とせよ。
 - (2) 上記のペレットが燃焼し、取り出し時には ^{235}U 濃縮度が1wt%となった。ペレット一個あたりの ^{235}U による総発熱量を[J]の単位で求めよ。なお、 ^{235}U は一回の核分裂あたり200MeVのエネルギーを発生し、 $1 \text{eV} = 1.6 \times 10^{-19} [\text{J}]$ とする。また、ペレットの寸法は直径0.9cm、高さ1.0cmの円柱型である。
 - (3) 上記のペレットの取り出し時の燃焼度をMWd/t単位で求めよ。
- [4] 軽水炉用の燃料ペレット (UO_2) を考える。この燃料ペレットは、半径0.5cm、高さ1cmの円筒形で、密度は $10.0 [\text{t}/\text{m}^3]$ であり、U/ UO_2 の重量比は0.88である。以下の問いに答えよ。なお、Uの平均原子量は (^{235}U の濃縮度にかかわらず) 238、アボガドロ数は 6×10^{23} とせよ。
- (1) ^{235}U 濃縮度を原子数割合で5%とするとき (U全体に対する ^{235}U の原子数割合を5%とするとき)、 ^{235}U および ^{238}U の原子数密度を求めよ。
 - (2) ^{235}U と ^{238}U のエネルギー平均の微視的吸収断面積をそれぞれ1000barnおよび5barn、微視的核分裂断面積を500barnおよび0barnとする場合、燃料ペレットの巨視的吸収断面積および巨視的核分裂断面積を求めよ。ただし、酸素の吸収断面積は無視せよ。
 - (3) (2)の結果を用い、この燃料ペレットの無限増倍率を求めよ。ただし、 ^{235}U の核分裂あたりの中性子放出数 ν を2.5とする。
 - (4) この燃料ペレットが原子炉内に装荷された。装荷位置の平均中性子束は $10^{17} [\text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ であった。装荷時の燃料ペレット一個の発熱量[W]を求めよ。ただし、一回の核分裂あたりの発生熱量は、 $3 \times 10^{-11} [\text{J}]$ とせよ。なお、ペレット内での中性子束の落ち込みは考慮しない。
- [5] 高速炉用の金属燃料ペレット (U-Pu-Zr合金) を考える。この燃料ペレットは、半径0.3cm、高さ1cmの円筒形で、密度は $15.0 [\text{t}/\text{m}^3]$ であり、組成はUが70wt%、Puが20wt%、Zrが10wt%である。また、簡単のためにUが ^{238}U のみから、Puが ^{239}Pu のみからなっているとするとする。以下の問いに答えよ。また、Uの平均原子量は238、Puの平均原子量は239、アボガドロ数は 6×10^{23} とせよ。
- (1) UおよびPuの原子数密度を求めよ。
 - (2) ^{238}U および ^{239}Pu のエネルギー平均の微視的吸収断面積をそれぞれ1.2barnおよび4barn、微視的核分裂断面積をそれぞれ0barnおよび3barnとする場合、燃

料ペレットの巨視的吸収断面積および巨視的核分裂断面積を求めよ。ただし、Zrの巨視的吸収断面積は零とせよ。

- (3) (2)の結果を用い、この燃料ペレットの無限増倍率を求めよ。ただし、ただし、²³⁹Puの核分裂あたりの中性子放出数 ν を3.0とする。
- (4) この燃料ペレットが原子炉内に装荷された。装荷位置の平均中性子束は $10^{18}[\text{m}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}]$ であった。装荷時の燃料ペレット一個の発熱量[W]を求めよ。ただし、一回の核分裂あたりの発生熱量は、 $3 \times 10^{-11}[\text{J}]$ とせよ。なお、ペレット内での中性子束の落ち込みは考慮しない。

[6] 核分裂に関する次の説明で、 a b c に入る言葉として正しい組み合わせは1~5のうちどれか。

「1回の核分裂あたりに発生する平均の中性子数を ν (個) とする。ウラン235の場合、熱中中性子のエネルギーが0.025eVのときの ν は a 個程度である。一方、ウラン238を含む核燃料について、1個の中中性子の吸収あたりに発生する平均の中性子数を η (個) とする。 η は核燃料の増殖を考える上で重要であるが、それはウラン238が中中性子を1個吸収して新しい燃料物質を作る転換比が b に比例するからである。

核燃料の中性子捕獲断面積 (σ_p) と核分裂断面積 (σ_f) の比を $\alpha(=\sigma_p/\sigma_f)$ とすると、これらの関係は c で表される。」

- | | a | b | c |
|---|------|----------|-----------------------|
| ① | 2.43 | η | $\eta=\nu/\alpha$ |
| ② | 2.43 | $\eta-1$ | $\eta=\nu/(1+\alpha)$ |
| ③ | 2.43 | $\eta+1$ | $\eta=\nu/\alpha$ |
| ④ | 2.88 | $\eta-1$ | $\eta=\nu/\alpha$ |
| ⑤ | 2.88 | $\eta+1$ | $\eta=\nu/(1+\alpha)$ |

(出典：技術士 原子力・放射線部門 平成19年度第一次試験)

[7] ウランを燃料とする軽水炉を考える。この燃料の発熱量が $600\text{W}\cdot\text{cm}^{-3}$ の場合、単位体積当たりの核分裂率Rに最も近いものは次のうちどれか。ただし、1核分裂あたりの発生エネルギーは188MeVとし、1eVは $1.6 \times 10^{-19}\text{J}$ である。

- ① $6 \times 10^{11}\text{cm}^{-3}\cdot\text{S}^{-1}$ ② $2 \times 10^{13}\text{cm}^{-3}\cdot\text{S}^{-1}$ ③ $7 \times 10^{13}\text{cm}^{-3}\cdot\text{S}^{-1}$
- ④ $7 \times 10^{14}\text{cm}^{-3}\cdot\text{S}^{-1}$ ⑤ $2 \times 10^{15}\text{cm}^{-3}\cdot\text{S}^{-1}$

(出典：技術士 原子力・放射線部門 平成17年度 第一次試験)

[8] 次の表は、3つの核燃料物質 (²³⁵U、²³⁹Pu、²³³U) の熱中中性子に対する核特性 ($\sigma_f, \sigma_a, \eta = \nu \frac{\sigma_f}{\sigma_a}$ など) をまとめたものである。これを参考にして次の記述のうち誤っているものを選び。

	²³⁵ U	²³⁹ Pu	²³³ U
$\sigma_f(\text{barn})$	577	741	525
$\sigma_a(\text{barn})$	678	1015	573
$\alpha(=\frac{\sigma_c}{\sigma_f})$	0.175	0.370	0.093
ν	2.44	2.90	2.50
η	2.08	2.12	2.29

- ① 1回の核分裂当り放出される中性子数が一番大きい核燃料物質は²³⁹Puである。
- ② 中性子吸収当りに放出される中性子数が一番大きい核燃料物質は²³³Uである。
- ③ 熱中中性子増殖炉の可能性が一番高い核燃料物質は²³³Uである。
- ④ 吸収断面積に対する核分裂断面積の比が一番大きい核燃料物質は²³⁹Puである。
- ⑤ 中性子捕獲断面積が一番小さい核燃料物質は²³³Uである。

(出典：技術士 原子力・放射線部門 平成16年度第一次試験)