

## 第 9 章 出力の変化と原子炉の動特性

## 内容

第9章 出力の変化と原子炉の動特性.....	189
9.1 即発中性子と遅発中性子.....	191
9.2 原子炉の出力変化.....	196
9.2.1 世代ごとの中性子数の変化.....	196
9.2.2 遅発中性子がない場合の原子炉の出力変化.....	199
9.2.3 遅発中性子がある場合の原子炉の出力変化.....	200
9.2.4 遅発臨界と即発臨界.....	201

## 【この章のポイント】

- ・ 核分裂で発生する中性子には、核分裂後即座に発生する即発中性子と、核分裂生成物の $\beta^-$ 崩壊に伴い核分裂から十数ミリ秒から数十秒程度の時間遅れをもって発生する遅発中性子がある。遅発中性子は、核分裂で発生する中性子のうち、おおむね 1%未満しか存在しないが、原子炉の時間的な振る舞いに非常に大きな影響を与える。
- ・ 仮に遅発中性子が存在しないとすると、臨界状態の原子炉に対して制御棒をわずかに引き抜いただけで原子炉出力は急激に上昇するため、原子炉を工学的に制御することは困難である。
- ・ 実際の原子炉では、遅発中性子が存在するため、臨界からのズレが大きくならない限り、原子炉の出力は穏やかに変化し、工学的な制御が可能になる。
- ・ 臨界からのズレが大きくなると、遅発中性子が存在しなくても臨界の維持が可能になり、原子炉の出力が急激に変化するようになる。

本章までの説明は、原子炉出力が一定、すなわち臨界状態（実効増倍率 $k_{\text{eff}}=1$ ）であり、核分裂反応率が時間とともに増減しない定常状態の原子炉を対象にしてきた。本章では、原子炉出力が変化する挙動である「原子炉の動特性」に着目する。対象とする出力変化の時間スケールは数秒から数時間程度である<sup>1</sup>。また、原子炉の出力変動に伴い、原子炉の温度が変化するが、この温度変化は原子炉の実効増倍率に影響を与える。このような相互依存関係（フィードバック効果）については、第 12 章で説明する。

## 9.1 即発中性子と遅発中性子

## 【この節のポイント】

- ・ 核分裂中性子には、即発中性子と遅発中性子の二種類がある。
- ・ 遅発中性子は核分裂で生じた遅発中性子先行核から生じる。この際、核分裂が発生してから十数ミリ秒から数十秒程度の時間遅れを伴う。
- ・ 遅発中性子は、全核分裂中性子のうち、おおむね 1%未満の希少な存在である。遅発中性子の割合は、核分裂反応を引き起こす中性子のエネルギーや核分裂する核種に依存する。
- ・ 発生時の遅発中性子のエネルギーは、即発中性子より低い。

核分裂によって発生する中性子（核分裂中性子）には二種類ある。一つは、核分裂と同時に放出される中性子であり、**即発中性子（prompt neutron）**とよばれる。もう一つは、核分裂が発生してからしばらくしたのちに核分裂生成物から放出される中性子であり、**遅発中性子（delayed neutron）**とよばれる。遅発中性子は次のような特徴をもつ：

<sup>1</sup> 燃焼に伴う、より長時間（数時間～年）にわたる原子炉の特性の変化については、第 8 章で扱った。

- 一回の核分裂から放出される遅発中性子数は、核分裂する核種にもよるが、一回の核分裂で放出される中性子数の1%にも満たないほど少ない。
- 遅発中性子は核分裂ののち十数ミリ秒から数十秒程度遅れて核分裂生成物から放出される。
- 遅発中性子のエネルギーは即発中性子のエネルギーよりも低い。

ここではまず、遅発中性子が核分裂生成物から放出されるメカニズムについて理解を深めよう。このメカニズムをイメージしやすくするため、例えば、ある会社で内紛が勃発し、会社が二つに分裂する場合を考えよう。時々聞く話ではあるが、その会社にとっては重大なお家騒動であるに違いない。このようなお家騒動で分裂した直後の会社は、非常に騒々しく、エネルギーに満ちた「ハイテンション状態」になっていることが想像できる。

核分裂は、原子核にとっては重大なお家騒動である。核分裂生成物（原子核）は「ハイテンション状態」、つまり、エネルギー的に高い状態にある。核分裂生成物は、この有り余ったエネルギーを何らかの形で外部に放出しないと「落ち着かない」、つまり、安定な状態にはならない。エネルギーの有り余った人間がカラオケやスポーツでエネルギーを発散し心の安定を得ようとするように、エネルギー的に高い状態にある原子核は、放射線を放出し、エネルギー的により安定な状態になろうとする。

このプロセスを具体的に説明すると次のようになる。核分裂生成物は、一般的に、陽子の数に比べて中性子の数が多く、バランスが悪い。そのため、中性子が陽子と電子に分かれ、この電子が原子核から放出される $\beta^-$ 崩壊を起こすことがある。この $\beta^-$ 崩壊は、核分裂からある程度の時間遅れを伴って発生し、その時間遅れの度合いは核分裂生成物の種類に依存する。核分裂から比較的短時間で（十数ミリ秒で） $\beta^-$ 崩壊する核種もあれば、1分程度の時間遅れを伴うものもある。人間にも「我慢強い人」と「我慢強くない人」がいるのとそっくりなのかもしれない。

さて、 $\beta^-$ 崩壊を起こした核分裂生成物は、 $\beta^-$ 崩壊によりエネルギーを部分的に放出しているが、まだエネルギーが有り余っている状態であり、さらに、 $\gamma$ 線などの放出によりエネルギーを外部に放出する。この際、 $\gamma$ 線ではなく原子核内の中性子を放出する場合がある。この現象を外部から見ていると、核分裂が発生した後、時間遅れを伴って中性子が発生しているように見える。これが遅発中性子の発生メカニズムである。

以上のメカニズムをもう少し具体的に説明する。遅発中性子を放出する核分裂生成物の一つである Br-87 を例として、核分裂の発生から遅発中性子が放出されるまでの流れを図 9-1 に示す。Br-87 は約 55 秒の半減期をもつ放射性同位体であり、 $\beta^-$ 崩壊を経て基底状態または励起状態の Kr-87 となる。Kr-87 の原子核には様々な励起エネルギー準位が存在しており、低い準位でも約 5.4 MeV である。一方、Kr-87 原子核の中性子数は 51 であり、原子核が特に安定になる魔法数 50 よりも一つだけ多い。一般に、魔法数より一つ多い核子の結合

エネルギーは小さいことが知られており、51番目の中性子の結合エネルギー（中性子ひとつを原子核から無限遠に引き離すために必要なエネルギー）は約5.1 MeVである。つまり、励起状態のKr-87は、自分の原子核から余分な中性子をひとつ放出し、魔法数50の安定なKr-86になるために必要なエネルギーをもつことがある。このため、励起状態のKr-87は $\gamma$ 線遷移をおこなうだけでなく、中性子をひとつ放出する可能性がある。この中性子が遅発中性子である。励起状態のKr-87から中性子が放出されるまでの時間は、親核種であるBr-87の半減期よりもはるかに短いため、遅発中性子はあたかもBr-87の $\beta^-$ 崩壊から放出されていると見なすことができる。核分裂生成物のうち、遅発中性子の放出をともなう崩壊をおこなすBr-87のようなものを**遅発中性子先行核（delayed neutron precursor）**とよぶ。

遅発中性子先行核は現在までに250種類以上あることが知られている。核分裂の発生から遅発中性子が放出されるまでの時間は遅発中性子先行核の $\beta^-$ 崩壊の半減期に依存しており、短い場合は十数ミリ秒程度、長い場合は約55秒である。

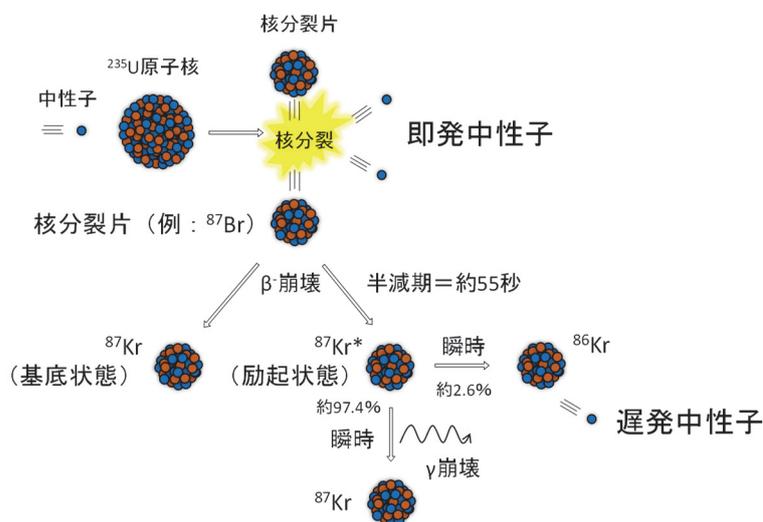


図 9-1 核分裂の発生から遅発中性子の放出までの流れの一例

続いて即発中性子と遅発中性子の数の比について説明する。ひとつひとつの核分裂反応に着目した場合、即発中性子と遅発中性子の放出数はランダムに変化するため、ここでは1回の核分裂反応から放出される即発中性子と遅発中性子の割合に着目する。例えば、U-235が熱中性子によって核分裂反応を起こした場合、全核分裂中性子に対する遅発中性子の割合（**遅発中性子割合（delayed neutron fraction）**）は約0.0065（0.65%）であることが実験的に測定されている。これは、核分裂で発生する平均中性子数を2.4とすると、1回の核分裂反応から放出される遅発中性子数の平均値は $2.4 \times 0.0065 = 0.0156$ であるから、核分裂反応が $1/0.0156 \approx 64$ 回発生する間に平均的に遅発中性子が1つ放出されることを意味している。

遅発中性子割合は、核分裂する核種と核分裂を引き起こす中性子のエネルギー（高速中性

子/熱中性子)に依存する。これは、核分裂する核種、さらには核分裂を起こす中性子のエネルギーに核分裂で発生する核分裂生成物の出来高(発生割合)が依存するためである。これについて表9-1に例を示す。

遅発中性子のエネルギーは一般的に即発中性子の平均エネルギー約2 MeVよりも小さい。図9-2に即発中性子と遅発中性子のエネルギースペクトルを示す。遅発中性子は、不安定な核分裂生成物(遅発中性子先行核、例: Br-87)が $\beta^-$ 崩壊を通じてエネルギーを放出したのち、娘核(例: Kr-87)の余ったエネルギー(例: 約5.4 MeV)が同娘核の中性子の結合エネルギー(例: 約5.1 MeV)よりも高い場合に放出されることを述べた。放出される中性子のエネルギーは、娘核の余ったエネルギーと中性子の結合エネルギーとの差で決まる。

表9-1 主な核分裂性核種と遅発中性子割合 (JENDL-4.0 評価値に基づく)

核種と中性子エネルギー	平均中性子数	平均遅発中性子数	遅発中性子割合
U-235 (0.025 eV)	2.4363	0.0159	0.0065
U-235 (3.4 MeV)	2.8498	0.0170	0.0060
U-238 (4.5 MeV)	3.0092	0.0463	0.0154
Pu-239 (0.025eV)	2.8786	0.0062	0.0022
Pu-239 (3.0 MeV)	3.2886	0.0066	0.0020

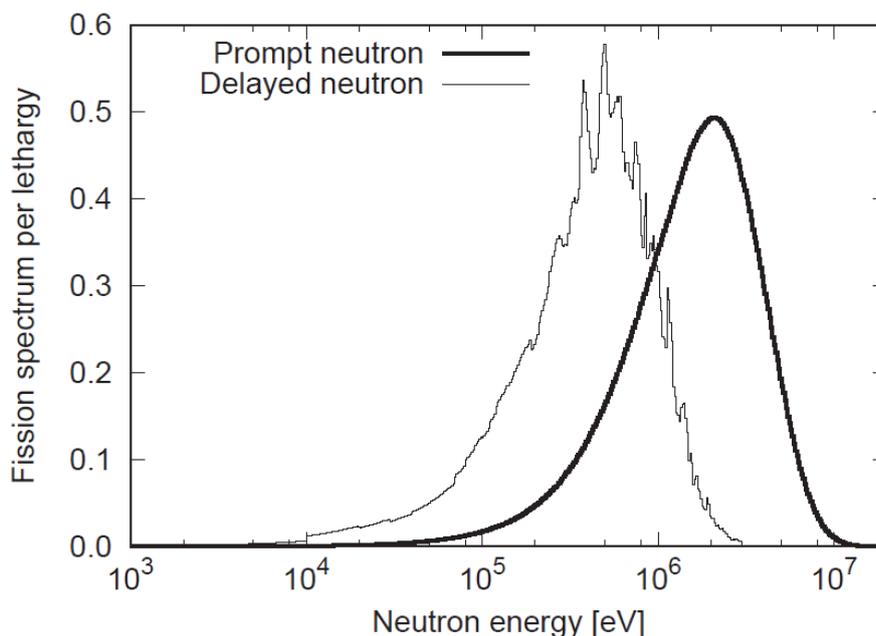


図9-2 即発中性子と遅発中性子のエネルギースペクトルの比較例。  
評価済み核データファイル JENDL-4.0 の U-235 における 1 keV 中性子入射による核分裂反応について多群化して表示したものである。

【発展的内容】 即発中性子と遅発中性子、どちらが核分裂を起こしやすい？

図 9-2 で示したように、遅発中性子は即発中性子に比べて、発生したときのエネルギーが低い。では、ここに生まれたての即発中性子と遅発中性子が 1 個ずつあったとしよう。即発中性子と遅発中性子、どちらが核分裂を引き起こす確率が高いだろうか。

一般的な原子炉（熱中性子炉）は、減速材と中性子を衝突させ、中性子のエネルギーを低下させることで、核分裂反応を起こしやすくしている。これは、第 4 章および第 5 章で説明したように、核分裂断面積が低エネルギー側で大きいからである。

誕生直後の中性子のエネルギーが低ければ、熱中性子に減速するまでに必要な減速材との衝突回数は一般的に少なくなり、中性子が炉心の外側へ漏洩する確率も小さくなる。この観点から考えると、次の核分裂反応に対する貢献度合いは即発中性子よりも遅発中性子の方が大きいのではないかと推察される。実際、U-235 濃縮度が高い小型の原子炉においては、確かに遅発中性子のほうが即発中性子より核分裂に寄与しやすい。しかし、大型の商業用の軽水炉で計算してみると、即発中性子のほうが遅発中性子より核分裂に寄与しやすいという結果になる。なぜだろうか。

この一見矛盾した結果は、高速の中性子が U-238 の核分裂を引き起こす「高速（中性子による）核分裂」によって説明できる。第 5 章で説明したように、軽水炉においては、U-235 の濃縮度が最大でも 5 wt% 以下の低濃縮ウラン燃料を使用している。軽水炉においても、核分裂の主役はエネルギーの低い中性子による U-235 の核分裂であるが、第 5 章の図 5-1 に示したように、高速中性子による U-238 の核分裂も 10% 程度の割合で存在する。遅発中性子は、発生時のエネルギーが低いことから、確かに低エネルギー領域までの減速は早く行われ、原子炉からの漏洩も少ない。しかし、低濃縮度のウラン燃料を使用した大型の軽水炉においては、遅発中性子のエネルギーが低いことにより、低エネルギー領域までの減速が早く行われる効果より U-238 の高速核分裂が減少する効果のほうが大きくなり、また、原子炉からの中性子の漏洩は元々少ないため原子炉からの漏洩が減少する効果は小さい。その結果として、エネルギーの低い遅発中性子のほうが即発中性子より次の核分裂に対する寄与は小さくなる。なお、軽水炉において、遅発中性子が核分裂を引き起こす確率は、即発中性子に比べて約 5% 小さい。つまり、核分裂への寄与という観点では、100 個の遅発中性子は、おおむね 95 個の即発中性子と同じ程度の「価値」に見えるといえる。

## 9.2 原子炉の出力変化

### 【この節のポイント】

- ・ 中性子の生成と消滅のバランスが崩れると、原子炉内の中性子数が変化し、その結果、出力が変化する。
- ・ 即発中性子だけを考えた場合、非常に短時間に原子炉の出力が変化するため、工学的に制御することは不可能である。ただし実際には、ごくわずかに遅発中性子が存在するために、原子炉の出力の変化が穏やかになり、工学的に制御することが可能となっている。
- ・ 遅発中性子の発生割合を $\beta$ としたとき、原子炉の実効増倍率が $(1+\beta)$ を超え、遅発中性子なしでも超臨界になる状態を即発臨界と呼ぶ。即発臨界になると、原子炉の出力が急上昇するため、安全上大きな脅威となる。

### 9.2.1 世代ごとの中性子数の変化

第7章で「中性子の一生」について説明したが、中性子に「一生がある」ということは、原子炉の中において、時間とともに中性子の集団の「世代交代」が行われているとイメージすることができる。実効増倍率は第6章および第7章において「現在の世代の中性子数」と「次の世代の中性子数」の比率として定義されており、世代を重ねると（時間が経過すると）中性子数がどのように増えていく/減っていくか、を示す指標であった。原子炉は通常、一定の出力で運転されているが、出力が一定ということは、原子炉は臨界（実効増倍率=1）であることを示している。

ここではまず、原子炉出力の増減と実効増倍率の関係について考えてみる。この関係を説明するため、身近な例として貯金を複利運用した場合を考えよう。複利運用とは、原資（元手となる貯金）の運用によって得た利益を次の原資にすべて加えて運用する投資方式である。例えば、貯金額 10,000 円を原資として年利 5%で運用した場合、

$$\begin{aligned} 2 \text{年目の原資} &= 1 \text{年目の原資 } 10,000 \text{円} + 10,000 \text{円} \times \text{年利 } 5\% \\ &= 1 \text{年目の原資 } 10,000 \text{円} \times 105\% \\ &= 10,500 \text{円} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} 3 \text{年目の原資} &= 2 \text{年目の原資 } 10,500 \text{円} + 10,500 \text{円} \times \text{年利 } 5\% \\ &= 2 \text{年目の原資 } 10,500 \text{円} \times 105\% \\ &= 11,025 \text{円} \end{aligned}$$

というふうに貯金額は増加する。50年間運用した場合の貯金額の変化を図9-3に示す。図9-3には、年利10%のケースもあわせて示してある。重要なことは、複利で運用した場合、貯金額が時間とともに直線状に増加するのではなく、時間が経つにつれて加速度的に増えていくことである。

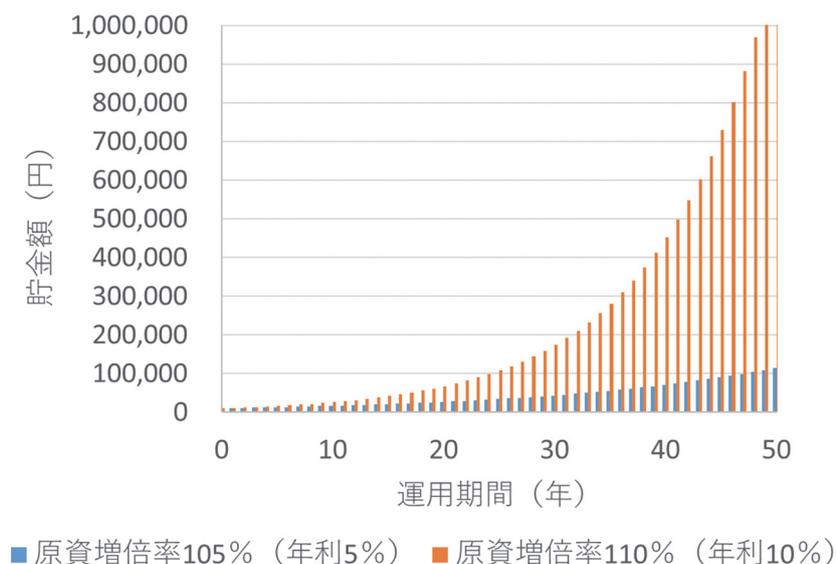


図 9-3 複利運用された貯金額の増え方

原子炉に話を戻すと、原資は原子炉内のある時刻の中性子数に相当し、原資の増倍率（上の例では 105%）が実効増倍率に相当している。もし原資の増倍率が 100%（実効増倍率 = 1）であれば、これは金利がゼロということであり、原資（中性子数）は増えもしないし減りもしない。原資の増倍率が 100%を下回れば（実効増倍率 < 1）、これはマイナス金利ということであり、原資（中性子数）は次第に減少する。

原子炉内の中性子数は原子炉出力に比例するため、原資と原資の増倍率の関係は原子炉出力（原子炉内の中性子数）と実効増倍率の関係と同じである。このように考えてみると、原資が 10,000 円（中性子が 10,000 個）でも 1 億円（中性子が 1 億個）でも、原資の増倍率が 100%（実効増倍率 = 1）であれば原資は増えもしないし減りもしない。つまり、原資（中性子の個数=原子炉出力に比例）の大小と原資の増倍率（実効増倍率）の大小は独立なものであることが分かる。原資（中性子の個数）が大きいからといって、原資の増倍率（実効増倍率）が大きいと考えるのは誤りである。もっとも、原資が大きいと、当然ながら金利の絶対額は大きくなる（そのため、多額の運用をすると、多額の利益を得ることができる可能性が高くなる）。つまり、中性子の個数が多い（= 出力が高い）と、増加する中性子の個数は大きくなる。しかし、増加した中性子の比率、すなわち、増加率は中性子の個数とは無関係である。

原子炉では制御棒（中性子吸収材）の挿入/引抜などによって、中性子の生成と消滅のバランスを崩し、原子炉内の中性子数を変化させることで原子炉出力を変化させている。例えば、臨界状態の原子炉に制御棒を挿入すれば、中性子の吸収は増加し、核分裂に寄与する中性子数は減少する。この結果、核分裂により発生する中性子数は減少するため、実効増倍率は 1 より小さくなり、原子炉出力は低下する。原子炉出力を再び一定とするためには、制御棒を引き抜き、再び中性子の生成と消滅をバランスさせればよい。

さて、次は原子炉出力が増減するのに要する時間について考えてみる。複利運用の例では1年ごとに原資（貯金額）は増減する。原子炉では、ある世代として生成された中性子が核分裂反応によって次の世代の中性子を生成するまでの平均時間が貯金の場合の「1年」に相当している。この時間のことを**世代時間**と呼んでいる。1世代時間だけ経過後、中性子数は実効増倍率を乗じた個数に変化する。

貯金額の増え方、すなわち資産運用は、通常、年単位で考える。資産運用において、貯金額の増え方を秒単位で考えることはないであろうし、逆に世紀単位で考えることもない。これは、金利が年単位で表示されていることが多いためである。言い方を変えると、横軸を年で考えたときに、意味のある貯金額の変化が見えてくるということになる。

では、原子炉の出力の変化を考える場合、どの程度の時間スケールを対象とすべきであろうか。これは、これまでの議論から明らかなように、世代時間となるであろう。次節以降、「遅発中性子がない場合」と「遅発中性子がある場合」について、世代時間がどの程度になるか、その結果、原子炉出力がどのように変化するかについて説明を行う。

#### 【発展的内容】 世代時間と中性子の寿命、そして中性子の生成時間

原子炉物理の一般的なテキストの「動特性」の項では、中性子の寿命（厳密には即発中性子寿命）と中性子の生成時間という2つのパラメータが導入される。これらのパラメータと、本文中で述べられた世代時間の関係を整理しよう。

例として人口が100万人の都市を考える。

この都市において、ある年に1万人が亡くなり、また1万人が生まれたとしたとき、この都市に住む人々の「1世代の長さ」をどのように評価できるだろうか。「1世代の長さ」を、「その都市に住む人々が完全に入れ替わるのに必要な時間」と考えるならば、答えは100年となるであろう。このとき、時間の流れを「年」ではなく「世代」で考えるとすれば、100年という長さの1世代の間に100万人が生まれて100万人が亡くなる、ということになる。従って、このような都市に住む人々の寿命は1世代=100年と言えるだろうし、「この都市に住む人々が新たに生まれてくるのに必要な時間の長さ」という、ちょっとイメージしにくいパラメータを考えたときには、やはり1世代=100年と言えるだろう。原子炉物理では、「人々の寿命」が中性子の寿命に、「人々が新たに生まれてくるのに必要な時間」が中性子の生成時間に、それぞれ対応する。

では、ある年に1万人が亡くなった一方で、2万人が生まれたとしたときに、この都市の「1世代の長さ」はどう評価できるだろうか？この都市の人口は100万人なので、「亡くなる」ことによって（100万の）人々が入れ替わるのに必要な時間（=寿命）は100年となるが、「生まれる」ことによって（100万の）人々が入れ替わるのに必要な時間（=生まれるのに必要な時間）は50年となり、「1世代の長さ」の定義によって結果が変わることになる。この例は、亡くなる数と生まれる数が釣り合っていないときには「1世代の長さ」を明確に定義するのは難しいことを示唆している。

この教科書のような原子炉物理の初等的なテキストでは、1世代の長さとして世代時間

というパラメータが用いられることがあるが、一般的なレベルのテキストでは中性子の寿命と生成時間のみが定義され、世代時間が議論に用いられることはない。

### 9.2.2 遅発中性子がない場合の原子炉の出力変化

ここでは、話を単純にするため、無限大の原子炉において核分裂反応によって即発中性子のみが生成される状況を想定し（遅発中性子割合が 0 であると仮定して）、1 秒間でどれほど原子炉出力が変化するかについて考えてみる。

即発中性子が生成されてから無限大の原子炉内のどこかで吸収されるまでの平均時間を**即発中性子寿命 (prompt neutron life-time)** という。人間の寿命と同じ概念である。即発中性子寿命は、原子炉の燃料や使用されている減速材の有無、種類に大きく依存する。典型的な軽水炉では即発中性子寿命はおおむね  $10^{-5}$  秒オーダーである。ここでは世代時間と同じ意味のパラメータと考えてもらって差し支えない。

もし、この原子炉が定常出力で運転されてきて（実効増倍率 = 1）、ある時刻に実効増倍率が 1.0001 に増加したとする。通常の商業炉において実効増倍率を 0.0001 変化させるためには、制御棒を数センチ動かすだけで十分であり、非常に小さな影響であるといえる。中性子の寿命が  $10^{-5}$  秒であることから、1 秒間に中性子は 10 万 ( $10^5$ ) の世代を重ねることになる。したがって、定常運転時の中性子数を仮に 1 とすると、1 秒後の中性子数は、 $1 \times 1.0001 \times \dots \times 1.0001$  (1.0001 を 10 万回くりかえして掛け合わせる)  $\approx 22,000$  であり、1 秒間に原子炉出力が約 2 万倍に増加することになる (図 9-4)。1.0001 は、預金金利でいうと、年利 0.01% であり、現在の普通預金の金利に相当している。一般的な感覚としては、「普通預金に預けていても、お金は増えない」ということであるが、10 万年預けると、理論的には約 2 万倍になるということであり、今 1 万円預けると、(金利が変わらなければ) 西暦 102,019 年には 2 億円を超えることになる。

さて、実効増倍率の僅かな変化に対し、出力が急激に変動するような原子炉を工学的に制御することは不可能である。しかし、現実には原子炉の出力は制御可能である。ではなぜ、軽水炉の原子炉出力は制御できているのであろうか。

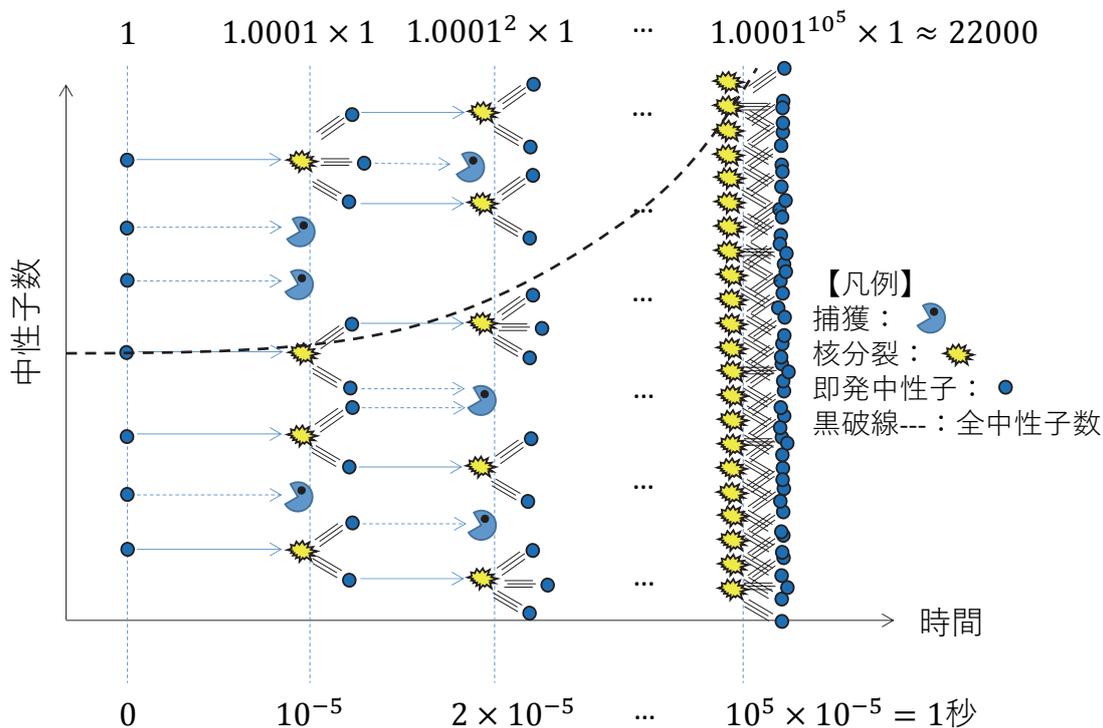


図 9-4 即発中性子のみで超臨界（即発超臨界）の場合の中性子数の時間変化

### 9.2.3 遅発中性子がある場合の原子炉の出力変化

研究室（会社の部署でもよい）のメンバーでチームをつくり、富士山登頂リレーマラソンに参加した場合を想定してみよう。トレイルランニングなどの持久競技を得意とする健脚のメンバーもいるだろうし、体力に自信のないメンバーもいるであろう。容易に想像できるが、このチームの登頂タイム（または区間平均タイム）は体力に自信のないメンバーの割合とそのタイムに大きく左右されるはずである。特に、体力に自信のないメンバーが一人以上いるか、まったくいないかで、大きく平均タイムが変わることが予想できる。

別の例として、集団行動を考えよう。集団行動は、集団が全員揃わないと開始できないため、集団内に遅刻の常習犯がいるかどうかで集団の行動のスピードが大きく左右されることが予想できる。

遅発中性子は、「体力に自信のないメンバー」もしくは「遅刻の常習犯」に相当するものであり、ごく少数であるが、核分裂中性子の中に遅発中性子が存在することで、原子炉の出力の変動が緩やかになる。

9.1 節で説明したように、核分裂反応によって即発中性子と遅発中性子が生成される。全中性子に対する平均的な寿命は、即発中性子の割合・寿命と遅発中性子の割合・寿命を考慮して計算することができる。即発中性子の割合と寿命が 0.9935 と  $10^{-5}$  秒、遅発中性子の割

合と寿命が 0.0065 と 13 秒である場合、全中性子の平均寿命は、 $0.9935 \times 10^{-5} + 0.0065 \times 13 = 0.085$  秒となる。なお、遅発中性子の寿命であるが、「遅発中性子が発生してから消滅するまで」の時間ではなく、「核分裂が起きてから遅発中性子が発生し、消滅するまで」の時間である。遅発中性子はその寿命のほとんどの時間を遅発中性子先行核の中で過ごし、遅発中性子先行核から放出されると、即発中性子と同程度の時間（軽水炉では  $10^{-5}$  秒程度）で消滅する。遅発中性子は、一生のほとんど（数年）を地下で過ごし、成虫になって地上に出てから 1 カ月程度で寿命が尽きるセミみたいな存在であるともいえるかもしれない。

ここで重要なことの一つは、全中性子の平均寿命がほぼ遅発中性子の割合と寿命で決まっていることである。例えば、即発中性子の寿命が  $10^{-7}$  秒と  $1/100$  になったとしても、平均寿命は 0.085 秒であり先の結果と変わらない。つまり、「体力に自信のないメンバー」もしくは「遅刻の常習犯」である遅発中性子の割合とその寿命で全中性子の平均寿命が決まることになる。

さて、全中性子の平均寿命が 0.085 秒であった場合、中性子個数の時間変化はどのようになるだろうか。この場合、1 秒間における中性子の世代数は、 $1/0.085 = 12$  世代であり、即発中性子のみからなる場合（10 万世代）とは大きく異なる。

9.2.2 節と同じように、実効増倍率が 1.0001 になる状況を考える。1 秒後の中性子個数は、 $1 \times 1.0001 \times \dots \times (1.0001 \text{ を } 12 \text{ 回掛ける}) = 1.0012$  であり、1 秒間に 0.1%、中性子の個数が増加、つまり、出力が増加するという結果になる。これは、人間の感覚から言っても比較的緩やかな変化であり、十分に制御が可能であると言える。

人間社会では、「遅刻常習犯」は困りもの、として捉えられるが、原子炉の制御は、この「遅刻常習犯」のおかげで可能となっていることを改めて認識しよう。

#### 9.2.4 遅発臨界と即発臨界

9.2.2 節では、即発中性子のみが存在すると考えた場合の原子炉の振る舞い、9.2.3 節では、現実の世界に合わせて、即発中性子と遅発中性子がともに存在する場合の原子炉の振る舞いを説明した。

それでは、ここで、ある原子炉を考え、この原子炉から制御棒を引き抜くことを考える。9.2.3 節で説明したとおり、制御棒をわずかに引き抜いて、実効増倍率が 1 よりも少し大きな状況になった場合、原子炉出力は緩やかに上昇する。では、制御棒の引き抜き量をより大きくしていったら、どのようなことが起こるのであろうか。以降では、核分裂によって生じる中性子のうち遅発中性子が占める割合を  $\beta$  と記述する。

9.2.3 節で、遅発中性子を考慮した全中性子の平均寿命は、軽水炉の場合 0.085 秒程度と説明した。制御棒の引き抜き量を大きくして、実効増倍率を 1.01 にした場合、1 秒後の原子炉出力は、 $1 \times 1.01 \times \dots \times (1.01 \text{ を } 12 \text{ 回掛ける}) = 1.13$  となると考えるかもしれないが、これは誤りである。なぜ、このようにならないかを以下に説明する。

実効増倍率が 1.0001 である場合、即発中性子のみを考慮した実効増倍率は、遅発中性子を見捨てるため、 $\beta$ （例えば 0.0065）を実効増倍率から差し引いて  $1.0001 - 0.0065 = 0.9936$

となる。つまり、即発中性子の増倍率は1より小さい。そのため、遅刻常習犯である遅発中性子が生まれてくるまで待たないと、原子炉の臨界を維持できない状態となっている。

一方、実効増倍率が1.01である場合、即発中性子のみを考慮した実効増倍率は  $1.01 - 0.0065 = 1.0035$  であり、1より大きい。つまり、遅刻常習犯の遅発中性子を「無視しても」、あるいは「いないとしても」、臨界を超過している状態である。これは、9.2.2節で説明した遅発中性子を考慮しない場合と同一の状況であり、従って、中性子数は急上昇する。具体的には、今回の場合、1秒間で中性子数は1個から約  $10^{151}$  (10の151乗) 個になると計算できる。

このように、原子炉においては、実効増倍率がある値より大きくなると、中性子個数の増加(すなわち、出力の増加)が極めて急激になる。この状態は、即発中性子のみで臨界状態、あるいは超臨界状態になっていることから、**即発臨界 (prompt critical)** (あるいは、**即発超臨界 (prompt supercritical)**) と呼ばれている。即発臨界になると、原子炉の出力が急激に上昇することから、原子炉の安全性にとって大きな脅威となり得る。そのため、特殊な試験研究炉を除いて、原子炉が運転中に即発臨界にならないよう設計されており、また運転時に厳重な注意が払われている。

では、どの程度実効増倍率が大きくなれば即発臨界になるのであろうか。ポイントは、遅刻常習犯の遅発中性子を「いないものとしても」原子炉が超臨界になるかどうか、であると言える。大まかに言うと、実効増倍率が  $(1+\beta)$  を超えると即発臨界になると言える。例えば、表9-1より、U-235の熱中性子による核分裂における $\beta$ の値は約0.0065である。従って、U-235を主たる燃料として使っている熱中性子炉では、実効増倍率が  $1 + 0.0065 = 1.0065$  を超えると、即発臨界になると言える。

一方、実効増倍率が  $(1+\beta)$  より小さい場合(上記の例の場合、1.0065より小さい場合)、遅刻常習犯の遅発中性子をあてにしないと原子炉は(超)臨界を保つことが出来ない。この場合、9.2.3節で述べたように、原子炉の出力変動は緩やかになり、工学的に制御できる範囲となる。このような状態を**遅発臨界 (delayed critical)** あるいは**遅発超臨界 (delayed supercritical)** と呼んでいる。原子炉は、特殊な試験研究炉を除いて、遅発臨界あるいは遅発超臨界の状態での制御することが安全上の大原則である。

実効増倍率が1からどれくらいずれているかを示す指標として**反応度 (reactivity)** がある。反応度は、実効増倍率から1を引いた値を実効増倍率で割ったものであり、

$$\text{反応度} > 0 \quad \Leftrightarrow \quad \text{実効増倍率} > 1$$

$$\text{反応度} = 0 \quad \Leftrightarrow \quad \text{実効増倍率} = 1$$

$$\text{反応度} < 0 \quad \Leftrightarrow \quad \text{実効増倍率} < 1$$

という関係にある。これまでに、実効増倍率がある程度大きくなると、原子炉の出力が急上昇する特性があることを説明した。反応度が $\beta$ を超えると、即発臨界となり、出力が急激に変化するため、即発臨界に至る反応度 (=  $\beta$ ) を基準とすることがあり、これを1\$ (ドル)

と称している。反応度が1\$を超えると即発臨界になる。

なお、より小さな反応度は、1\$を100で割った¢（セント）で表されることがある。1¢ = 0.01\$ = 0.000065程度である。

**【コラム】 遅発中性子の割合がもっと小さかったら？**

9.1節で述べたように、核分裂性核種の遅発中性子の割合は1%未満であり、全中性子のうち、ごくわずかしかなかった。では、仮に、この遅発中性子の割合がさらに小さく、例えば、現在の1/100程度であったら、歴史はどうなっていたであろうか。

U-235の遅発中性子の割合は、0.7%程度であるため、遅発中性子の割合が現在の1/100であるとすると0.007%程度となる。この場合、本節で説明したように、ほんのわずかの制御棒の引き抜きによっても、即発臨界に達してしまうことになる。この場合、フェルミが行った世界初の原子炉による核分裂連鎖反応の維持実験は、世界初の原子炉暴走事故になっていた可能性がある。どの程度の出力暴走になるかは、この原子炉の温度が上昇した際の実効増倍率の低下具合（反応度フィードバック効果、第12章で説明）によると考えられるものの、大きな出力バーストが生じていたら、現場にいた研究者たちには大きな被害が出ていた可能性がある。そうすると、それ以降の原子力開発はかなり遅れたであろう。

いずれにせよ、遅発中性子の割合がもっと小さければ、原子核エネルギーの平和利用は困難であり、もっぱら軍事目的のみに利用されたであろうことが想像できる。

**【発展的内容】 実効増倍率が変化した直後の原子炉出力の変動**

即発超臨界となった原子炉は、即発中性子のみで超臨界を維持できるため、出力が急上昇する。これは、図9-3で示した複利で貯金が増えていくのと同じ状況であり、数学的には指数関数状に出力が上昇すると言える。

遅発超臨界の場合にも、時間が経過すると、指数関数状に（ただし、時間的に穏やかに）出力が上昇する。しかし、遅発超臨界では、実効増倍率が変化した直後、ステップ状に出力が上昇する現象が見られる。この現象について以下に説明する。

ある原子炉が臨界状態で運転していたとする。このとき、原子炉内の中性子数は一定であるが、遅発中性子先行核から遅発中性子が定常的に少しずつ供給されており、それを元に即発中性子が増倍している状況であると見ることが出来る。

例えば、遅発中性子が1個供給された場合を考える。遅発中性子割合を0.0065とすると、即発中性子の増倍率は $1 - 0.0065 = 0.9935$ であり、この遅発中性子は、 $1 + 1 \times 0.9935 + 1 \times 0.9935^2 + \dots = 153.8$ 個の即発中性子を連鎖反応によって生み出したこととなる（図A）。

さて、ある時刻 $t = 0$ で、制御棒を引き抜き、実効増倍率を1から1.001に変化させたとする。制御棒の引き抜きにより変化するのは、中性子の吸収のみである。そのため、制御棒操作を行っても、遅発中性子先行核の数は即座には変化しない。また、遅発中性子は核分裂から発生までに時間遅れがある。したがって、実効増倍率が変化した直後は、発生個数に変化はないと仮定できる。この場合、即発中性子の増倍率は $1.001 - 0.0065 = 0.9945$ であり、

1個の遅発中性子は、 $1 + 1 \times 0.9945 + 1 \times 0.9945^2 + \dots = 181.8$  個の即発中性子を連鎖反応によって生み出したこととなる。

原子炉内の中性子は、ほぼ全てが即発中性子なので、原子炉出力は即発中性子の数に比例すると考えて良い。そうすると、実効増倍率を 1.001 に変化させた直後に中性子の個数 (= 原子炉出力) は  $181.8 / 153.8 = 1.18$  と約 20% ステップ状に増加することとなる (図 B)。このように、実効増倍率を変化させた直後に見られる原子炉出力のステップ状の変化を **即発跳躍 (prompt jump)** と呼んでいる。

なお、即発中性子による核分裂が増加するため、時間遅れを伴って、遅発中性子の発生数も徐々に増加していく。そして、遅発中性子の発生数が増加することにより、即発中性子の発生数はさらに増加する。実効増倍率が 1.001 であれば、遅発超臨界であるため、原子炉の出力は、即発跳躍の後、このメカニズムにより緩やかに上昇していく。

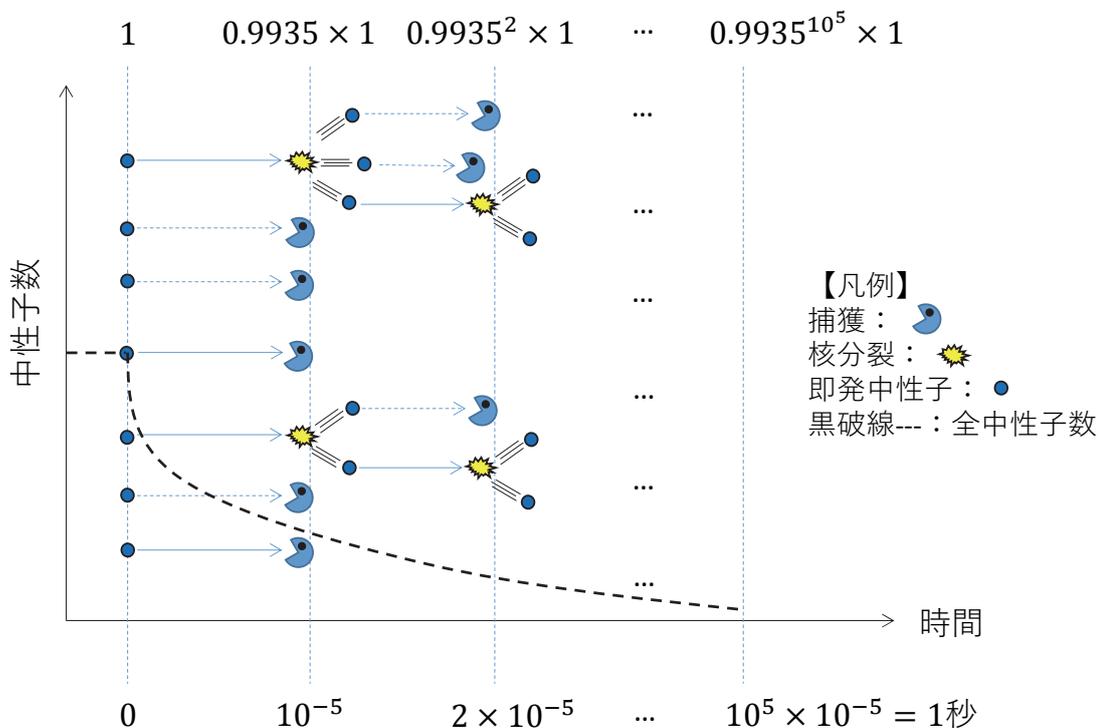
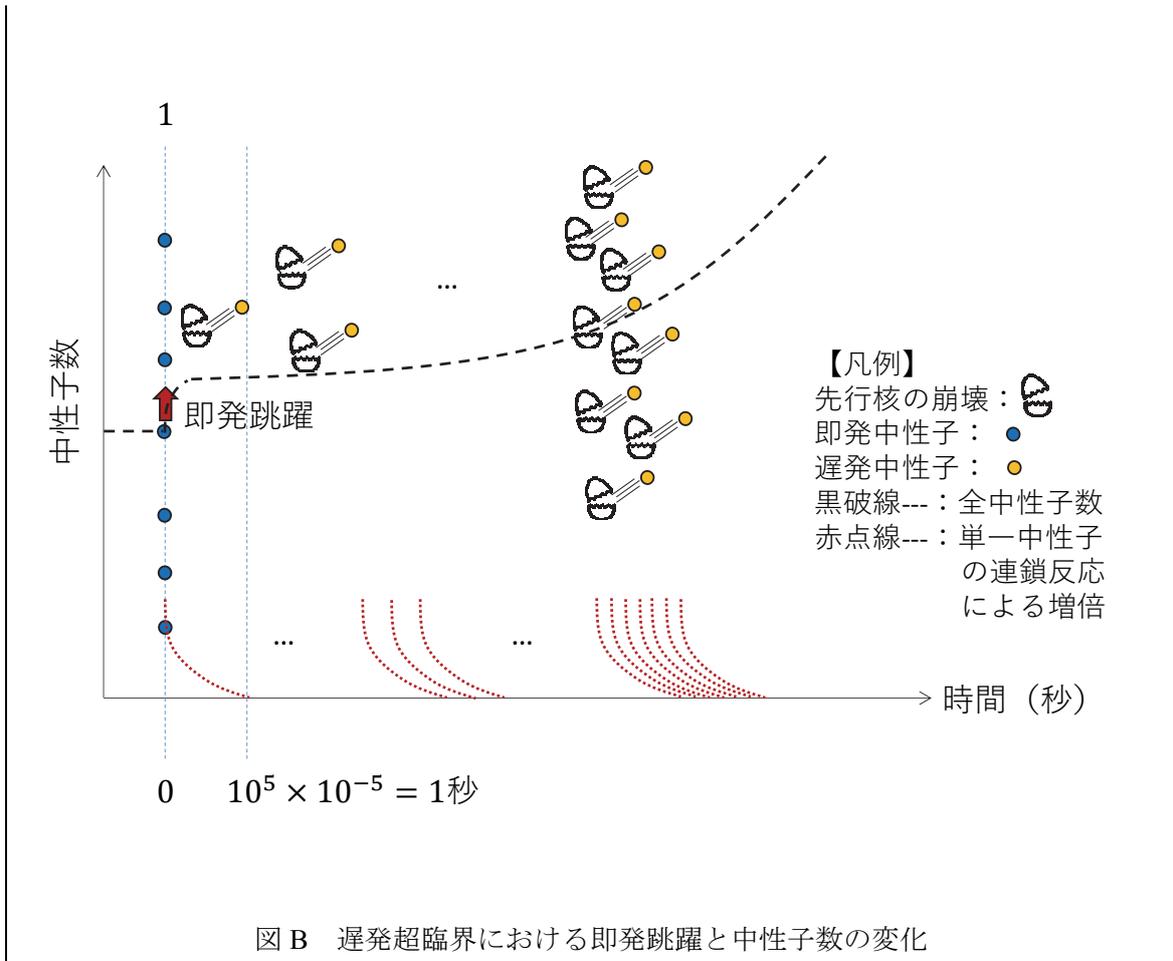


図 A 遅発超臨界における即発中性子だけを考慮した核分裂連鎖反応の減衰



制御棒を引き抜き、実効増倍率が1より大きくなると、原子炉出力は上昇する。しかし、実際の原子炉において、出力は無限に上昇し続けるわけではない（仮にそのような状況になると、原子炉がいずれかの時点で破損する）。

原子炉出力が上昇すると原子炉の温度が上昇する。原子炉が適切に設計されていれば、原子炉の温度が上昇すると、実効増倍率が低下し、核分裂の連鎖反応が起こりにくくなるようになってきていることから、ある原子炉出力（= 温度が上昇した状態）で平衡状態に達する。原子炉の温度変化により、実効増倍率が変化することを**反応度フィードバック効果（reactivity feedback effect）**と呼んでいる。これは、原子炉の反応度を変化させた際、温度変化を通じて反応度にフィードバックがかかるためである。反応度フィードバック効果は、原子炉の安全上、重要な概念であり、第12章で詳細に説明する。

【コラム】初の原子炉暴走事故 SL-1 炉事故

1955 年頃、米国海軍が極地の基地の暖房及び動力源供給に使用する小型原子炉の研究を行っていた。SL-1 炉は、この目的のために米国アイダホ州の National Reactor Testing Station に建設された小型の BWR であり、出力は 3 MW で、U-235 濃縮度が 93 wt% のウラン-アルミ合金を用いた燃料板から炉心が構成されていた。初臨界は 1958 年 8 月 11 日であった。

1961年1月3日、停止中であった原子炉において起動の準備が進められていた。運転員が炉心中央部の制御棒を10 cm程度持ち上げ制御棒を駆動する装置に結合すべきところ、何らかの理由で66 cmも引き抜かれ、炉心が即発臨界になった。原子炉に与えられた反応度が非常に大きかったことから、出力の急上昇が発生した。ほぼ同時に、燃料の溶融・飛散が発生し、それによって引き起こされた水蒸気爆発の影響で原子炉容器がゆがむとともに、炉心内の冷却水が原子炉容器上部に衝突し、その衝撃で10トン以上ある原子炉容器が3 m程度飛び上がったと考えられている。この事故の影響で3人の運転員が死亡した。

SL-1の事故以降、1本の制御棒の引き抜きであまりにも大きな反応度を与えることが出来ないように原子炉を設計することが原則となった。現代においては、「ワンロードスタック基準」として知られており、1本の制御棒が炉心に挿入できない状態でも、原子炉を十分に未臨界に出来るよう、原子炉が設計されている。このことは、1本の制御棒で大きな反応度変化を与えられないように設計することが安全設計上の原則であると言い換えることが出来る。



損傷した SL-1 炉心

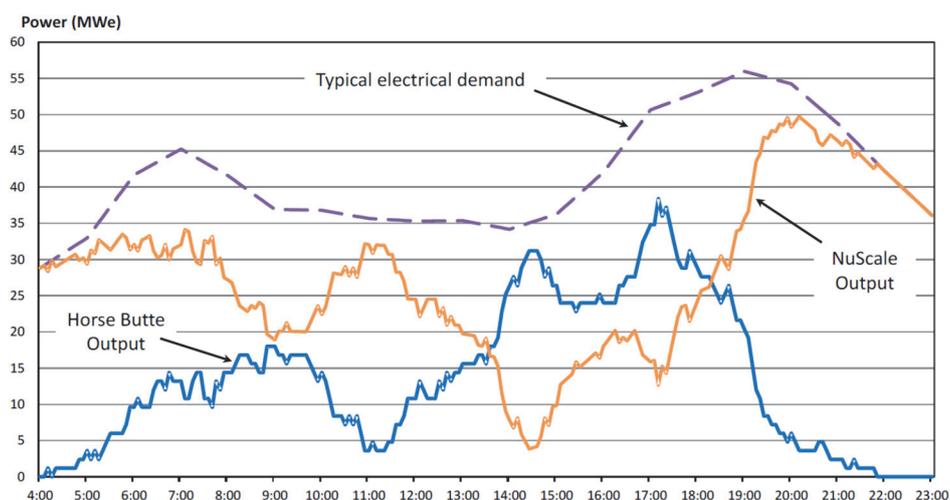
(<https://en.wikipedia.org/wiki/SL-1#/media/File:SL-1-ineel81-3966.jpg>)

#### 【コラム】原子力発電所の負荷追従運転

日々の電力需要は、人々が朝起床し始める頃から増え始め、昼過ぎ頃にピークを迎えたあと、夜眠りにつく頃には最小となるといったように時々刻々変化している。国内の各種発電所には、このような電力需要の変動に対応するため役割分担が設定されている。例えば、原子力発電所と水力発電所は時刻によらず一定の電力を発電し続け、需要に対して不足する電力は火力発電所などが補う。このように原子力発電所は日々必要とされる電力（負荷、

Load) の土台部分 (Base) を支えているため、よく「ベースロード (Baseload) 電源」とよばれている。しかし、原子力発電所は必要とされる電力に応じた発電 (負荷追従運転) ができないわけではない。例えば、国内の四国電力伊方発電所 2 号機では、1980 年代後半にそれぞれ 1 回ずつ負荷追従のための試験運転が行われたことがある[2]。一方、フランスでは原子力発電比率が高いため負荷追従運転のニーズは高く、同国の PWR では 1980 年代前半から負荷追従運転が行われている。原子炉出力の調整は、冷却材中のホウ素濃度の調整と、通常の制御棒よりも中性子吸収能力を抑制した特殊な制御棒 (グレイロッドとよばれる)などを組み合わせて行われている[3]。原子炉の負荷追従運転に関連する技術は、本章で説明された原子炉の動特性に加えて、第 8 章の燃料燃焼と Xe 効果、第 10 章の動力炉構成、第 11 章の伝熱機構、第 12 章の反応度フィードバック効果などを基礎としている。

近年、北米や欧州での原子力発電所の負荷追従運転に対するニーズは、発電出力が天候に依存する再生可能エネルギー (太陽光発電、風力発電など) の大規模導入の動きからも生じており、小型モジュール型原子炉 (Small Modular Reactor: SMR) を用いて負荷追従運転能力を高度化することが提案されている。米国で標準設計認証を受審中の NuScale プラントは PWR 技術をベースとした SMR の一例であり、同炉は小型の原子炉モジュールを複数組み合わせ合わせてタービン・発電機系に接続する設計に基づいている。従来の PWR にも適用されていた制御棒による単一の原子炉モジュールの出力調整とタービンバイパスの利用に加えて、複数の原子炉モジュールをオフラインにする運転方式を組み合わせることによって、負荷追従運転能力の高度化が志向されている[4]。他方、大規模蓄電池や普及しつつある電気自動車の蓄電池を不安定な再生可能エネルギーと組み合わせた負荷追従方式も考えられている。このような挑戦的な新たな研究開発の動きから、これまでの原子力発電を取り巻く前提条件が変わりつつあると考えることができるのかもしれない。



NuScale プラント電気出力を風力発電所の出力 (Horse Butte Output) に追従させる例[4]

**参考文献**

- [1] ラマーシュ著、武田充司、仁科浩二郎共訳、「原子炉の初等理論」(上)、(下)、吉岡書店 (1974).
- [2] 「四国電力伊方発電所2号機の出力量調整運転試験について (02-08-01-01)」  
[https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat\\_detail\\_02-08-01-01.html](https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-08-01-01.html)
- [3] “Technical and Economic Aspects of Load Following with Nuclear Power Plants,” OECD NEA, (2011).
- [4] D. T. Ingersoll, *et al.*, “Can Nuclear Power and Renewables be Friends?,” Proc. ICAPP2015, May 3-6, Nice, France, Paper 15555, (2015).