原子力産業における化学工学

はじめに 化学工学は原子力開発の初期の段階から大きな貢献をなしてきた。原子炉については化学技術者の参画できる分野はかなりあるが、その中でもガス、水、液体金属の流動・伝熱は原子炉開発上依然として基本的に重要な問題である。また本特集に含まれている燃料サイクルにおける各種最適化問題も手法としては化学工学者にもなじみの深いものであろう。原子炉材料、核燃料の製造工程は全く化学工業の1分野であり、重水や濃縮ウランの製造を含む同位体分離、プルトニウムやウランの回収を行なう再処理、核分裂エネルギーの平和利用に伴う放射性廃棄物の処理、また本稿には含まれなかったが核燃料物質を取扱う際に必ずつきまとう臨界安全性の問題などは当面化学工学者に課せられている重要問題である。上記のほか原子力の海水淡水化への利用、放射線や RI の化学工業への応用あるいは原子炉そのものの化学工業への利用などの多くの魅力ある問題があるが、これらは全て化学技術者の協力を必要としているものである。

(山本 寛*記)

[編集 山本 寛*・清瀬 量平**・三神 尚***]

燃 料 サ イ ク ル†

清 瀬 量 平**

ま え が き

核燃料サイクル (nuclear fuel cycle) という述語は、原子力発電を基幹とする原子力エネルギー利用の経済性を議論するとき必ずといってよいほどしばしば用いられる程重要な言葉である。しかしその内容が何を意味するものであるかについては、この言葉を用いる人の立場や、議論の対象によって必ずしも一定していない。また各国における動力炉の開発は、軽水炉やガス冷却黒鉛炉のようないわゆる実証炉 (proven type) の実用化が進み、さらに核燃料の利用効率の高い新型転換炉や増殖炉の開発研究に努力が傾けられている現状ではあるが、すでに実用されている動力炉についても、燃料の交換や再使用などの燃料サイクルに関する実際上の技術的データは、運転実績にもとづいた解析が進められているとはい

えないまだ十分であるとは考えられない。また照射済み燃料の再処理、回収されたウランの再濃縮、再使用、プルトニウムの熱中性子炉あるいは高速増殖炉における利用などについては、特に民間ベースでのエネルギー利用のみを目的とした場合の実績はきわめて乏しく、その経済性についての考案を困難にしている。すなわち、核燃料サイクル工業はようやく実用段階に達しようとしてはいるが、なお急速な発達の過程にあり、特にウラン濃縮事業の民有化、核分裂性物質の所有権の問題や軍事利用への転用を防止するための査察問題などと関連して考えれば、今なお明確な見通しを立てることは難しい状況にある。しかしながら原子力平和利用の主要な目的がエネルギー利用にあり、その資源論的ないし経済的意義の要点が核燃料の有効利用にあることはいふをまたないところであり、次章以下で述べられる燃料サイクル各プロセスの全体的関連を把握するためにも、核燃料サイクルの概念を明確に理解しておくことが必要である。

* Yutaka Yamamoto 東京大学工学部 原子力工学科

** Ryohei Kiyose 東京大学工学部 原子力工学科

*** Hisashi Mikami 東京工業大学 原子炉研究所

† 昭和44年5月13日 受理

** Ryohei Kiyose 東京大学工学部 原子力工学科

1. 核燃料サイクルの概念

核燃料サイクルとは、技術的および経済的観点からみた核燃料および親物質の炉内および炉外（再処理、貯蔵など）における循環の過程をいい、その概念は図1に示すようなものである。このフローシートを1つのプロセスシステムとして見れば、系への入力核燃料資源であり、主要な出力は動力炉から利用される形で取出されるエネルギー、また付随的な出力として、再処理工程からの多量の放射性廃棄物およびウラン濃縮工程から排出される劣化ウランがある。

さてこの図から理解される核燃料サイクルの具体的内容については、(1) 動力炉の設計（原子炉メーカーの立場）、(2) 動力炉の運用（電力会社などユーザーの立場）、(3) 原子炉燃料の製造、加工、再処理（核燃料工業の立場）、(4) 原子炉動力の開発計画（政府など公的機関の立場）などそれぞれの立場によって考え方がやや異ってくる。すなわち、動力炉の設計という立場からは、1基あるいは1つの型式の動力炉について、発生エネルギー単価を最小にする目的で、原子炉の炉心設計の重要な部分として燃料の構造的仕様、装荷燃料の組成、炉心燃料の装荷および交換の方式、さらには燃焼にともなう燃料組成の変化（ ^{235}U の減少など）を補償するための長期反応度の制御（いわゆる shim control）の方式などを選定することに最も関心がある。電力会社など動力炉ユーザーの立場からは、上述のような個々の動力炉の特性にもつぎ、複数の動力炉によって、また異なった炉型式のものを併用することも考慮して、所要の電力需要に見合った発電システム全体について、建設すべき動力炉の型式選定および各々の炉に対する燃料の供給が重要であろう。また動力炉燃料メーカーや再処理事業を行なうものにとっては、増加してゆく各型式の動力炉の燃料需要に対して、最も経済的な処理、製造工程を選定し、設置すべきプラントの規模や数を決定することが、さらに国あるいは世界のエネルギー資源を考える立場からは、原子力エネルギーに対する全需要を予測した上で、各型式の動力炉の実用化の時期を考慮し、長期的見通しとして原子力エネルギー需要を最適な動力炉型式に分配し、それに対する核燃料の最適な供給を考えることに最大の関心があることとなる。このようにいづれの立場から見ても核燃料サイクルの重要性は明白であるが、その意義については少なくとも、個々の動力炉の燃焼特性の詳細な検討にもつぎ

図1 核燃料サイクルの概念

図2 動力炉燃焼特性と原子力コスト

燃料の供給や交換方式などを論ずる場合の狭義の燃料サイクル（炉の特性から見た核燃料の利用効率）と、種々の型式の多くの動力炉の全系統に対する長期的な燃料の需要供給を考える広義の燃料サイクル（長期的またはマクロの燃料サイクル）とに区別して理解する必要があることに留意すべきである。

2. 動力炉の燃焼特性と燃料サイクルコスト

核燃料の有効利用の観点から、再処理やウラン濃縮を含む図1のような燃料サイクル各プロセスが必要となる理由としてはつぎのようなものが考えられる。

1) 天然に存在する核分裂性物質は、天然ウランにわずかに0.711%しか含まれていない ^{235}U だけである。したがって核燃料資源を有効に利用するためには

表1 核分裂性原子核の性質

	^{235}U	^{239}Pu	^{233}U
吸収断面積 ¹⁾ σ_a	678.2	1014.5	573.1
核分裂断面積 ¹⁾ σ_f	577.1	740.6	524.5
中性子発生数 ²⁾ ν	2.426	2.892	2.497
η (2200 m/sec)	2.078	2.116	2.292
η (軽水炉スペクトル) ³⁾	2.02	1.9	2.2
η (100~400 keV)	2.12	2.61	2.30
η (400~1000 keV)	2.33	2.94	2.58

1) 単位は barn = 10^{-24} cm²2) ν は1個の核分裂で発生する中性子の平均個数； η は1個の中性子が核分裂性原子核に吸収されることに発生する核分裂中性子の平均個数

3) 軽水炉の炉心内での中性子エネルギースペクトルは1~5 eV の範囲にピークをもつ Maxwell-Boltzman 分布に近い。

図3 U-Pu系燃料の核反応系列

図4 U-Th系燃料の核反応系列

の反応により、天然ウランの主成分である ^{238}U やトリウム (^{232}Th が 100%) をそれぞれ核分裂性の ^{239}Pu や ^{233}U に変換して利用しなければならない。

2) さし当り ^{235}U を利用する場合でも、天然ウランのままでは原子炉の炉心設計上きわめて不自由であり、たとえば普通の水を減速材や冷却材とする軽水型動力炉を考える場合のように設計の自由度を増すためにはウランを濃縮して ^{235}U の含有率を高める必要がある。

3) 原子炉で核燃料を燃焼させてゆくと、核分裂性物質が減少し、また中性子を吸収する核分裂生成物が蓄積するため炉心の反応度が低下する。一方、燃料要素は、

炉内で長時間高温において中性子その他放射線の照射を受け、形状変化や腐食などの材料的劣化を起こす。これらの理由のために、燃料要素の設計および使用条件によって許容される最高燃焼度には限度がある。最高許容燃焼度はたとえば軽水炉で 30,000 MWD/ton、高速増殖炉の炉心燃料で 100,000 MWD/ton 程度とされており、核燃料 1g の分裂は約 1 MWD のエネルギー発生に相当するとすれば、1回の炉心内での燃焼で有効に利用されるのは、高速炉で約 10%、熱中性子炉ではたかだか約 3% に過ぎないこととなる。したがって炉から取出された照射済み燃料を再処理してウランやプルトニウムなどの有効成分を回収し再使用することが必要となる。

上述からも分るように、核燃料サイクルは動力炉の設計、特にその燃焼特性に密接に関連している。図2は、ブロック内に示された動力炉の燃焼過程が、炉心設計を基礎とした動力炉プラント設計、特に燃料の荷役交換計画 (refueling program) および長期反応度の制御計画 (shim control program) によって決定され、その結果が燃料サイクル費を通じて最終的に発電コストにきいてくる関係を示している。以下これらの事項の要点について述べよう。

1) 核燃料の燃焼過程

核燃料は ^{235}U , ^{239}Pu , ^{233}U のような核分裂物質 (fissile material) と、中性子吸収によって核分裂性物質を生成する ^{238}U や ^{232}Th のような親物質 (fertile material) とからなっている。表1に主要な核分裂性物質の性質を、さらに図3および図4にはそれぞれ U-Pu 系および U-Th 系燃料の核反応系列を示す。これらの図で枠の左上隅を黒く切っているものは核分裂性物質、白く切っているのは親物質を示している。原子炉での燃焼過程の解析ではウランは ^{235}U まで、プルトニウムは ^{242}Pu まで考慮するのが普通である。また、燃焼過程は通常数月から1年以上の時間的変化を問題とするので、数分ないし数時間の半減期をもつ β 崩壊は無視できることが多い。図4で、 ^{233}Pa は通常 β 崩壊で ^{233}U となると考えられるが、この崩壊定数 λ は 3×10^{-7} (1/sec) で、 ^{233}Pa の中性子吸収断面積は 21.5 (barn) であるので、中性子束が約 5×10^{13} (n/cm²·sec) 以上のときは ^{234}Pa の生成を無視できなくなることもある。また U-Pu 系と U-Th 系とは通常独立に考えられているが、たとえば軽水炉で ^{233}U - ^{238}U 燃料を用いて ^{239}Pu を作り、これを ^{239}Pu -Th 燃料を用いる重水炉に供給し、生成した ^{233}U を軽水炉にもどすというような、いわゆる cross-progeny の燃料サイクルも検討されている²⁾。

表2 1,000MWe 高速増殖炉の燃焼特性と燃料交換⁴⁾

	AC 社	CE 社	GE 社	WH 社
炉心燃料平均燃焼度 (MWD/ton)	100,000	100,000	100,000	100,000
内部転換率 ^{a)}	0.52 (0.49)	0.83 (0.76)	0.69 (0.66)	0.54 (0.69)
増殖率 ^{a)}	1.32 (1.20)	1.42 (1.41)	1.26 (1.21)	1.57 (1.38)
増倍時間 (年) ^{a)}	19.5 (30.0)	6.2 (7.2)	15.8 (20.0)	11.7 (19.0)
炉心燃料要素本数 ^{b)}	498	157	225	252
ブランケット燃料要素本数	857	156	108	357
制御棒本数	48	12	85	28
炉心燃料交換本数	166 (33.3%)	20 (12.5%)	50 (22.0%)	42 (16.7%)
ブランケット燃料交換本数	215	7	c)	45
全交換本数	1,124 ^{d)}	27	50	87
燃料交換間隔 (月)	12	2 $\frac{2}{3}$	6	7
燃料交換所要時間 (時)	298	111	144	160

a) 1 次元燃焼計算による。() 内の数値は 2 次元計算によるもの。
b) 上下ブランケットを含む。 c) 炉心, ブランケットを合わせて 50 としている。
d) ブランケット要素 643 本の位置交換を含む。また AC 社のみ on-site 再処理を採用。

中性子束 ϕ で照射されるとき燃料組成の変化は, 原子番号 z , 質量数 a の原子核の個数 $N_{z,a}$ の変化として,

$$\frac{dN_{z,a}}{dt} = \phi(N\sigma_c)_{z,a-1} + (\lambda N)_{z-1,a} - (\lambda N)_{z,a} - \phi(N\sigma_a)_{z,a} \quad (2)$$

と書くことができる。 σ_a は中性子吸収断面積, σ_c は中性子捕獲断面積である。

前述のように β 崩壊の項は無視できる場合が多いとすれば, 燃料の組成変化は中性子束によって定まり, この場合,

$$d\theta = \phi dt \quad \text{すなわち} \quad \theta = \int_0^t \phi dt \quad (3)$$

で定義される変数 θ を用いるのが便利となる。 θ を中性子束時間 (flux time) と呼び, その単位として $1(n/kb) = 10^{21}(1/cm^2)$ が用いられることがある。たとえば $\phi = 10^{14}(n/cm^2 \cdot sec)$ のとき, $1(n/kb)$ は照射時間約 4 ケ月にあたる。

2) 臨界条件と出力分布

炉心内での燃料組成の分布が与えられれば, それに応じた炉心の反応度と中性子束分布はたとえばつぎの中性子拡散方程式を解くことにより求められる。

$$-\text{div}(D^i \text{grad } \phi^i) + \Sigma_a^i \phi^i + \Sigma_r^i \phi^i = \sum_j \lambda_j^i \Sigma_f^j \phi^j + \Sigma_r^{i-1} \phi^{i-1} \quad (4)$$

ここで Σ_a , Σ_r はそれぞれ巨視的吸収断面積および除去断面積で, i および j は中性子エネルギーを分割した区分の番号すなわち中性子グループの番号である。 λ は与えられた境界条件を満たす上式の解の固有値であり, 炉心の反応度に対応する量である。

臨界条件とは $\lambda=1$ であることで, 炉心に制御棒のような中性子吸収材を挿入することによって臨界を保つとすれば, その中性子吸収材の巨視的断面積を Σ_p^i として臨界条件は

$$-\text{div}(D^i \text{grad } \phi^i) + \Sigma_a^i \phi^i + \Sigma_r^i \phi^i + \Sigma_p^i \phi^i = \sum_j \lambda_j^i \Sigma_f^j \phi^j + \Sigma_r^{i-1} \phi^{i-1} \quad (5)$$

となる。

この式から求められる中性子束分布 ϕ^i を用いて, 炉心内の出力分布は

$$P = \sum_j \Sigma_f^j \phi^j / 3.1 \times 10^{10} \text{ (watts/cm}^3\text{)} \quad (6)$$

となる。長期反応度の制御においては, このようにして求まる出力分布が, 炉心材料の熱的制限を考慮した熱除去の設計条件に合うように Σ_p の分布を決定することとなる。また炉心内の燃料の体積を $V(\text{cm}^3)$, 重量を $W(\text{ton})$ とすれば, 燃料の燃焼度は炉内照射時間を $t_0(\text{sec})$ として,

$$B = 3.73 \times 10^{-22} \int_0^{t_0} dt \int_V \Sigma_f \phi dv / W \text{ (MWD/ton)} \quad (7)$$

となる。

3) 転換率, 増殖率および核燃料利用効率

核燃料を有効に利用するには (1) 式の反応により親物質を核分裂性物質に転換して利用することが必要である。核分裂性物質が中性子を 1 個吸収することに新たに発生する中性子が 2 個以上である場合には, このうちの 1 個をつぎの核分裂のために用いても, 残りの 1 個以上の中性子を親物質に吸収させれば, 原理的には消滅する核分裂性物質よりも新しく生成する核分裂性物質を多くすることができ, いわゆる増殖 (breeding) が可能となる。しかし実際には他の物質による中性子の吸収や, 炉心外への中性子のもれを考え, また実用上意味のある程度の核分裂性物質の利得があるためには, η の値は 2 より十分大きい必要がある。表 1 の η の値を見れば, ^{239}Pu を高速炉で用いる場合が最もこの点で有利であり, また熱中性子炉では ^{235}U が最も可能性が高いことがわかる。

たとえ増殖が可能でない場合でも, 天然ウランや低濃縮ウランの燃料を燃焼させれば, 必ずある程度のプルト

ニウムが生成する。このとき生成する核分裂性物質と消滅する核分裂性物質の比を転換率(conversion ratio)という。ただしその値は燃料の燃焼につれて変化するものであり、燃料の初期組成にもとづく値を初期転換率(initial conversion ratio)という。これに対し炉心寿命にわたる積算値を用いた転換率については種々異った定義の仕方ができることに注意する必要がある³⁾。

増殖炉では、炉心外へもれ出る中性子を有効に親物質に吸収させるため、炉心の周囲にブランケット部を設け天然ウランやトリウムを装荷する場合が多い。このとき増殖率(breeding ratio, B. R.)は

$$B. R. = \frac{\int_{\text{core}} \phi \Sigma_c^{\text{fertile}} dV + \int_{\text{blanket}} \phi \Sigma_c^{\text{fertile}} dV}{\int_{\text{core}} \phi \Sigma_a^{\text{fissile}} dV + \int_{\text{blanket}} \phi \Sigma_a^{\text{fissile}} dV} \quad (8)$$

と書くことができる。またこの場合、炉心のみを考えたものを内部転換率(internal conversion ratio)ということもある。また B. R. から 1 を差し引いたものを増殖利得(breeding gain)と呼ぶ。さらに、出力 $P(\text{MW})$ の増殖炉ではほぼ $P(1+\alpha)$ グラムの核分裂性物質が消費するから、増殖利得が G であるとすれば、生成する余剰核分裂性物質の量が、その増殖炉の核分裂性物質装荷量 M に等しくなるまでの時間、すなわち増倍時間(doubling time) D は

$$D = M / GP(1+\alpha) \quad \text{ただし } \alpha = \sigma_c / \sigma_f \quad (9)$$

となる。表 2 に大型の高速増殖炉の設計例⁴⁾から、上述の燃焼特性に関する各パラメーターの値および燃料交換に関するデータを示しておく。

転換率または増殖率は動力炉における燃料の利用効率を示す 1 つの尺度とはなるが、J. R. Dietrich⁵⁾ はさらにウラン濃縮工程から排出される劣化ウランに含まれる ^{235}U は原子炉燃料としては利用できないことを考慮し、図 5 に示したような核燃料利用効率を定義し、各種の動力炉の燃料サイクル特性を論じている。すなわち原子炉の核燃料利用効率 Y_R は、原子炉において正味消費された核分裂性物質 1 グラムあたり発生した熱エネルギーであり、ウラン濃縮工程も含めた系全体の利用効率 Y は上記の劣化ウラン中の ^{235}U を損失と考えれば Y_R よりも小さくなる。表 3 には軽水炉と重水炉の場合にこのような効果がどの程度であるかが示されている。

4) 動力炉の燃料サイクル費⁶⁻⁸⁾

前述のように、動力炉燃料の場合には、炉における燃焼の前後において、図 1 に示したような各種プロセスが

図 5 Dietrich による核燃料利用効率

表 3 軽水炉と重水炉の核燃料利用効率 (図 5 参照)

	軽水炉	重水炉
濃 縮 度 E (%)	2.5	0.71
燃 焼 度 (MWD/ton)	18,000	9,080
fissile Pu 生成量 (g/kg, U)	5.17	3.05
転 換 率	0.66	0.77
原子炉の燃料利用効率 Y_R (MWD/g)	2.30	3.40
系全体の燃料利用効率 Y (MWD/g)	1.22	2.20

必要であり、照射ずみの燃料中に残存または生成している有効成分を回収してリサイクルすることとなるので、動力炉の燃料にかかる経費のことを単に燃料費とはいわず、燃料サイクル費といっている。さて動力炉の燃料サイクル費は、図 2 を見てもわかるように、炉心の設計、特に燃料要素の設計ならびに装荷交換が定まった場合の炉の燃焼特性によってきまるものであるが、その経費としては、i) 燃料要素の成型加工、ii) 炉内での燃焼、iii) 照射ずみ燃料の再処理の 3 つのプロセスに分けて考えるのが普通である。

燃料要素の成型加工費には、実際の加工費以外に、原料の化学処理費 (たとえば UF_6 から UO_2 への変換)、加工期間中の燃料に対する資本費、さらに加工中のロスに対する経費などが加算される。表 4 には各型式の動力炉燃料の加工費の標準的な値の例を示してある。また回収したプルトニウムを混入した燃料を加工するときには、遠隔操作が必要となり、それだけ加工費が高くなる。このいわゆるプルトニウム燃料の加工ペナルティーは $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料の場合、 UO_2 燃料に比して \$10/\text{kg}\$ 程度であるといわれている⁹⁾。

炉内での燃焼に関する費用としては、予備燃料も含めた手持ちの核燃料物質に対するインベントリー費と、装荷燃料と取り出し燃料とに含まれる核燃料物質の価値の差、すなわち炉内燃焼における損耗費とが主要なものである。ただし損耗費では生成したプルトニウムの価値(核分裂性プルトニウム 1g あたり \$10 とされている)によるいわゆるプルトニウム・クレジットが差し引かれる。ウランの価値はたとえば表 5 に示したような濃縮ウ

表4 燃料加工費⁶⁾ (1965年頃の推定)

原子炉型式	燃料材	被覆材	燃焼度 (MWD/ton)	加工費 (\$/kg, U)
加圧水型 (PWR)	UO ₂	Zircalloy	25,000	75
沸騰水型 (BWR)	"	"	22,000	70
重水天然ウラン型	"	"	10,000	50
高速増殖炉	PuO ₂ -UO ₂	S. S.	75,000	120
炉心燃料 ブランケット燃料	UO ₂	"	—	65

表5 U.S. AEC の濃縮ウラン価格 (1967.11.改訂)

濃縮度 (%)	0.71	1.0	2.0	3.0	5.0	10.0	30.0	70.0	90.0	98.0
価格 (\$/g, ²³⁵ U)	3.30	4.66	6.99	8.02	9.01	9.92	10.72	11.05	11.15	11.74

表6 PWR 型動力炉の燃料サイクル費内訳⁶⁾

	処理(輸送)費	インベントリー費	損耗費	計
燃料加工	96.83	21.90	3.35	122.08 (0.806)
炉内燃焼	—	26.52	106.36	132.88 (0.878)
再処理	49.29	0.49	1.02	50.80 (0.336)
計	146.12 (0.965)	48.91 (0.323)	110.73 (0.732)	305.76 (2.020)

表中数字は \$/kg, U, () 内は mills/kWh

算出基準: 電気出力 1000 MWe, 装荷燃料 2.2%, 濃縮ウラン 104 ton, 取り出し燃料 0.63% ²³⁵U, 4.42 g fissile Pu/kg, U, 21,000 MWD/ton

表7 各種動力炉の燃料サイクル費⁷⁾ (mills/kWh)

	黒鉛ガス冷却型 (500 MW)	沸騰水型 (500 MW)	加圧水型 (500 MW)	黒鉛ナトリウム冷 却型 (200 MW)	重水炉 (300 MW)	高速炉 (1000 MW)
損耗費	0.76	0.85	0.94	0.86	0.56	—
インベントリー費		0.56	0.57	0.51	0.13	0.27
燃料加工費	0.91	0.58	0.75	0.46	0.51	0.42
再処理費		0.27	0.25	0.30	0.03*	0.19
プルトニウム・クレジット	-0.41	-0.27	-0.38	-0.16	—*	-0.34
合計	1.26	1.99	2.13	1.97	1.23	0.54

(* Pu 回収を行わない)

ランの価格にもとづいて算出される。

再処理の費用の算出基準は各国で未だ一定していないが、たとえばアメリカにおける標準的な値としては、1 ton/day の再処理工場の1日当りの使用料が \$25,000 とされている。また使用料算出の際の使用日数には、操業切換えのため必要な洗浄期間 (turnaround time) が加算される。表6にはおよそ上に述べたような算出基準による PWR 型動力炉の燃料サイクル費の内訳、また表7には比較のため各型式の動力炉の燃料サイクル費の算出例をあげておく。

3. 核燃料サイクルの最適化

1. 項で述べたように、核燃料サイクルの把握のしかたにはいろいろあるが、いづれにせよその目標は核燃料資源の有効な利用にある。その目的を達成するためには、燃料サイクルを構成している各プロセスにおいて、経済性の高い方法が開発されるべきことは当然であるが、またこれらの各プロセス相互間には密接な関連があり、1

つのプロセスの特性がその他のプロセスに対する条件を設定していることも明らかである。したがって核燃料サイクル全体を1つの複合プロセスとして捉え、与えられた技術的ないし経済的条件の下で、最適なプロセスの組合せまたは最適な操業条件を考えることが最終的には必要なことであろう。しかし前にも述べたように核燃料サイクルに関する技術および経済的条件はいまだ極めて流動的な発達段階にあり、最適化を試みるに当たって必要なデーターが十分に揃っているとはいえない。それにも拘らず、原子力のエネルギー利用の重要性を考えて、その経済性を見通しを立てるために、各国において多くのサーベール計算による予測が行われてきている。また最近の最適化手法の発達に対応して、動力炉の燃焼制御や燃料サイクルの最適化にそれらの手法を適用しようとする努力も見られるようになった。

1) 動力炉の燃焼制御の最適化

図2からも分るように、動力炉の長期運転特性を考える場合、炉心内で空間的になるべく均一な出力密度の分布を保ち、燃料の燃焼度もなるべく均一とすることが望

図6 2領域炉心の最適燃焼軌跡

ましいが、実際には燃焼の進行にともない燃料組成の分布が変化し、出力密度分布にも当然ゆがみを生ずる。したがって、与えられた出力分布に対する制限条件を満足しつつ、炉心全体の反応度の低下を補償して炉心寿命を延ばし、さらに取り出し燃料の平均燃焼度を最大とするような制御棒の引き抜き順序が問題となる。

このような問題が最適化問題として成立つかどうかを見るため、炉心を等体積の2つの領域に分割して考えるとすれば、燃料の組成変化に対応する状態変数を (A_1, A_2)、制御変数を各領域の制御用中性子吸収材濃度に当る (C_1, C_2) ととることができる。各領域での中性子拡散方程式は、中性子エネルギーを1組近似して (5) 式を書き直せば

$$\left. \begin{aligned} \rho^2 \phi_i + (A_i - C_i) \phi_i &= 0, \quad A_i = \left[\frac{(k_{\infty} - 1) \Sigma_a}{D} \right]_i \\ C_i &= \left[\frac{\Sigma_a^{\text{control}}}{D} \right]_i, \quad i=1, 2 \end{aligned} \right\} \quad (10)$$

となり、境界条件を考えれば一般に臨界条件は

$$f_c(B_1, B_2) = 0, \quad B_i = A_i - C_i \quad (11)$$

と表わすことができる。

プロセス方程式は、燃料組成変化の式 (2) であり、

$$\frac{dA_i}{dt} = F(\phi_i, \theta_i) \quad (12)$$

の形となる。また制限条件としては、臨界条件 (11) の他に、

図7 2領域炉心の最適燃焼制御

制御材濃度有限条件: $0 \leq C_i \leq C_{\max}$

出力分布制限: $\phi_{\min} \leq \phi_i \leq \phi_{\max}$

全出力一定条件: $\Sigma_{f1} \phi_1 + \Sigma_{f2} \phi_2 = \phi_0$ (一定)

を考慮する必要がある。

図6および図7はこの問題を、各領域の厚さが L_0 の2領域平板状炉心について、M. P. を用いて解いた例¹⁰⁾で、Iは炉心寿命を最大、IIは積算出力を最大とする問題であり、評価関数をそれぞれ

$$\text{I: } PI = \int_0^T dt$$

$$\text{II: } PI = \int_0^T (\Sigma_{f1} \phi_1 + \Sigma_{f2} \phi_2) dt$$

とした場合である。図6の最適燃焼軌跡はいつでも出力分布制限から定まる到達可能領域の境界線に一致しており、図7から見られるようにIとIIとは制御棒引き抜き順序が逆になっていることとなる。

2) 燃料交換の最適化

動力炉の燃料交換は、ガス冷却黒鉛炉や重水炉のように on-power 燃料交換によりほぼ連続的に交換できる場合もあるが、軽水炉や高速炉では構造上それが困難で、一定期間の燃焼後炉を停止して燃料交換を行わざるを得ない。前者では燃料交換の速度を調整することにより、出力分布や燃焼度分布の均一化を図ることができるが、後者の場合は、燃料交換の各時点で取り換えるべき燃料の割合いや、燃料配置の入れ換え (shuffling) のしかたを決定する必要がある。燃料交換は通常数カ月ないし1年以上に1回程度の頻度となるので、動力炉プラントの寿命を15年程度とすれば、燃料交換問題は少くとも10ステップ以上の多段決定プロセスとなる。

いま炉心を J 個の領域に分け、各領域で平均した燃料組成のベクトル $A = (A_1, A_2, \dots, A_J)$ を状態変数とし、 n 回目の燃料交換の時点での値を A_n 、その時の交換のしかたを k_n で表わすこととすれば、燃焼期間での燃焼特性は既知であるとして

表8 BWR 動力炉, 3 領域炉心の最適燃料交換スケジュール

交換回数	各領域の新燃料装荷割合		
	領域 1	領域 2	領域 3
1	1.0	1.0	1.0
2	0.3	0.3	0.2
3	0.3	0.3	0.2
4	0.4	0.4	0.2
5	0.3	0.3	0.2
6	0.3	0.3	0.2
7	0.4	0.4	0.2
8	0.3	0.3	0.2
9	0.3	0.3	0.2
10	0.4	0.4	0.2

制限条件: 半径方向出力分布 (最高)/(平均) ≤ 2.25 ,
燃焼度 $\leq 36,000$ MWD/ton, プラント寿命 = 15 年

$$A_n = H(A_{n-1}, k_n)$$

と書くことができる。評価関数としてはたとえば動力炉プラント寿命にわたる核燃料サイクル費をとり, それを最少にする問題が設定できる。

このような多段決定プロセスの最適化問題を D. P. を用いて解いた例^{11,12)}のうち, BWR 型動力炉で 3 領域炉心としたときの各領域の最適な燃料交換割合を求めたものを表 8 にあげる。この例で, もし常に交換割合を 1/3 としたときは燃料サイクル費は 1.78 mills/kWh であるが, 最適解の場合は 1.67 mills/kWh となっている。

3) 原子力発電需要の配分の最適化

原子力発電需要については各国で将来の予測がなされ, それにもとづいて原子力開発計画が進められているが, 現在実用されている型式の動力炉から, さらに進んだ型の新型転換炉や高速増殖炉への移行を考慮して, 与えられた発電需要に対して核燃料資源供給の面から最適な炉型式の選定問題が重要となる。この場合は数十年にわたる原子動力システムに対する燃料の供給を考えることになり, この問題を fuel cycle dynamics と呼ぶ人もある。

この場合, 考慮すべき動力炉型式を j , 供給しうる核

図8 全発電需要配分

燃料の種類を p とすれば, 原子動力システム全体の状態変数としては, ある時点 n において, 燃料 p を用いて稼動している型式 j の動力炉の合計出力 $(E_{jp})_n$ をとることができる。決定変数 k_n は, 時点 n で建設すべき炉の型式と容量, およびその時点での核燃料の配分であり, この場合もプロセス方程式は

$$(E_{jp})_n = L[(E_{jp})_{n-1}, k_n]$$

の形となる。評価関数としては, 考える全期間にわたる全経費をとり, また制限条件としては, 与えられた発電需要の予測, 高速炉など開発中の炉型式の実用化の時期, 動力炉プラントの寿命などが考慮される。図 8 はドイツにおいて行なわれた計算例で, 4 種の動力炉と従来の発電方式とを組合せた場合の最適配分が L. P. を用いて扱われている。

以上のように燃料サイクルを構成する各プロセスまたは燃料サイクル全体に対して, いろいろな最適化問題を設定することが可能であるが, これらが現実的な有用性をもつためには, その基本となる動力炉自体の燃焼特性および各プロセスの操作特性を定量的に理解した上で, 妥当な計算モデルを立てることが必要であり, そのためにも各プロセスについて今後の運転経験にもとづくデータの解析ならびにプロセス特性の基礎的研究が強力に進められることが期待される。

参 照 文 献

- 1) JIS, Z-4001, 「原子力用語」(日本工業標準調査会, 原子力部会, 1967)
- 2) D. E. Deonigi: *Nucl. Appl.*, 3, 18 (1967)
- 3) J. Jedruch & R. J. Nodvik: *Nucl. Appl.*, 3, 507 (1967)
- 4) AEC Rept., COO-279 (1964)
- 5) J. R. Dietrich: *Power Reactor Technology*, 6 (4), 1 (1963)
- 6) S. Glasstone & A. Sesonske: "Nuclear Reactor Engineering", p. 781-793 (1967) D. van Nostrand, 1967)
- 7) 武井満男: 「原子力発電の経済」(東洋経済, 1967)
- 8) 下川純一: 日本原子力学会誌, 10, 275 (1968)
- 9) 吉岡一彦: 日本原子力学会誌, 11, 37 (1969)
- 10) A. Suzuki & R. Kiyose: *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 11, 441 (1968)
- 11) R. L. Stover & A. Sesonske: *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 11, 442 (1968)
- 12) A. Boettcher, et al.: *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 11, 439 (1968)