

■ 論 説 ■

# プルトニウムの利用上の特徴とその課題

Characteristic and Subject on the Use of Plutonium

新 藤 隆 一\*

Ryuiti Shindo



## 1. 序

昨年末から今年始めにかけて、我が国の軽水炉の使用済燃料をフランスで再処理して回収したプルトニウム (Pu) を運搬して来た「あかつき丸」の国際的喧嘩が、全世界にプルトニウムという核物質をあらためて印象づける結果となった。

プルトニウムは原子力の平和利用の開始早々から原子炉の有効な燃料として注目され続けてきたといえる。

プルトニウムは天然には存在しない超ウラン (U) 元素であり、天然に存在する燃料として原子炉内に装荷したウランの同位元素である<sup>238</sup>Uが、中性子を吸収することにより生成する人工の元素である。このプルトニウムには、比較的安定でかつ原子炉の設計上重要な<sup>239</sup>Pu、<sup>240</sup>Pu、<sup>241</sup>Pu及び<sup>242</sup>Puの4つの同位元素がある。

プルトニウムは高いエネルギーの中性子との核分裂反応が大きいことから、原子力開発の早期から特に高速増殖炉の燃料に最適であることで注目されてきた。しかし、その実用化には使用済燃料から燃料内に生成蓄積したプルトニウムを抽出する、いわゆる再処理の

技術が必要不可欠になる。一方、<sup>239</sup>Puは特に<sup>235</sup>Uの有効な代替核分裂性物質となるが、核分裂断面積が大きく、臨界質量を小さくできることから同時に核兵器の材料ともなりうるものが、その対応上の問題を複雑にしている。

本報はこのプルトニウム平和利用について、核的ならびに核燃料サイクル上の特徴を把握し、あわせてその実用化にむけ関連する各種課題について述べる。なお、現在日本原子力研究所が進められている高温ガス炉開発において、筆者がその炉物理・核設計を担当していることもあり、本稿では高温ガス炉をも念頭におきつつ述べた。

## 2. プルトニウムの利用上の特徴

### 2.1 プルトニウムの核的特徴

原子炉の燃料として使用する上で重要になるプルトニウムの4同位元素の主要な核的特徴を表1に示す<sup>1)</sup>。これらの同位元素の半減期は長く比較的安定であることがわかる。また、これら同位元素のうち、原子量が奇数の<sup>239</sup>Pu及び<sup>241</sup>Puは<sup>235</sup>Uと同様に核分裂性核種であり、中性子との核分裂反応に際して発生する二次中

表1 主要な燃料核種の断面積比較<sup>1)</sup>

断面積, 等	核種	<sup>233</sup> U	<sup>235</sup> U	<sup>238</sup> U	<sup>239</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>241</sup> Pu	<sup>242</sup> Pu
半減期 (年)		1.6 <sub>1</sub> X10 <sup>5</sup>	7.1X10 <sup>8</sup>	4.5 <sub>0</sub> X10 <sup>9</sup>	2.4X10 <sup>4</sup>	6.6X10 <sup>3</sup>	13.2	3.7X10 <sup>5</sup>
$\sigma_a$ (2200) <sup>(*)1)</sup> (b)		581	694	2.71	1026	295	1400	30
$\sigma_f$ (2200) (b)		527	582	<0.5mb	746	<0.1	1025	<0.2
$\alpha$ <sup>(*)2)</sup> (2200)		0.102	0.19	—	0.38	—	0.37	—
$\eta$ <sup>(*)3)</sup> (2200)		2.28	2.07	—	2.10	—	2.24	—
$\nu$ (2200)		2.51	2.47	—	2.90	—	3.06	—

(\*1) 速さが2200m/sの中性子 (熱中性子) に対する断面積を示す指標

(\*2) ( $\sigma_a - \sigma_f$ ) /  $\sigma_f$ :  $\sigma_a$ は吸収断面積,  $\sigma_f$ は核分裂断面積を示す。

(\*3) ( $\sigma_f / \sigma_a$ ) ×  $\nu$ :  $\nu$ は核分裂当りの放出中性子数である。

\* 日本原子力研究所 大洗研究所高温工学試験研究炉開発部  
HTTR原子炉開発室炉心グループリーダー (副主任研究員)

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町3607

中性子を示す $\eta$ 値(中性子1個の吸収当たり放出する中性子数であり、核分裂連鎖反応を維持するにはこの値が1より大きいことが必要である)のエネルギー依存性は図-1に示すようになる。図からわかるように、低いエネルギーの中性子(約1eV以下、熱中性子炉は主にこの領域の中性子により核分裂連鎖反応を維持する)に対しては、 $\eta$ 値はウラン( $^{233}\text{U}$ (これは $^{232}\text{Th}$ が中性子を吸収する結果できる人工の元素)や $^{235}\text{U}$ )の方が大きく、高いエネルギーの中性子(約1keV以上)に対してはプルトニウム( $^{239}\text{Pu}$ や $^{241}\text{Pu}$ )の方が大きい。このため、高いエネルギーの中性子によって核分裂反応を持続させる設計思想を取る高速増殖炉においては、プルトニウムを燃料として使用することによって、燃料の転換比(原子炉の中で核分裂性核種が1個消費されるごとに、中性子を吸収して核分裂性核種になる元素である燃料の親物質(今の場合 $^{238}\text{U}$ )から新たに転換して生成する核分裂性核種(今の場合 $^{239}\text{Pu}$ や $^{241}\text{Pu}$ )の数をいう。特に高速増殖炉では、装荷した核分裂性物質より燃焼に伴って生成蓄積する核分裂性物質の方が多くできるため、装荷時の核分裂性核種数に対して生成蓄積した核分裂性核種数の比で定義して増殖比とよぶ)の向上がはかられるため、省資源の目標が達成できると考えられてきた(最近、燃料を2倍に増殖する時間として定義される倍増時間が、現状の設計の高速増殖炉では30~40年以上と長すぎて問題ではないかとの意見も出されている。しかし、これに関しては、放射性廃棄物の処理・処分及び安全性の観点から、原子力の需要が急激には高まらないために天然ウランの需要量が低いこと及び保障措置上でも問題になるPuの多量の蓄積をさける立場からも、むしろ増殖比を低

くしても良いと考えられている)。これらのプルトニウムの同位元素は先にも述べたように、 $^{238}\text{U}$ により中性子の吸収反応とそれにつづく崩壊による核種変換ならびに中性子との各種の反応過程を経て生成する。この生成・崩壊の過程を図-2に示す<sup>2)</sup>。図-2に示す各種過程が原子炉の中では同時に起こっている。更に、図-2からもわかるように、これらプルトニウムの同位元素は自然状態(保管状態でも同様)では、全て放射線である $\alpha$ 粒子(ヘリウムの原子核に相当)を放出して他の核種に自然崩壊する $\alpha$ 崩壊核種である。この時放出する $\alpha$ 粒子は周囲の物質を構成する元素の原子を電離するため、生体内に取り込まれると組織を破壊することから生体内への吸収による悪影響が指摘されてきた。このため、これがプルトニウム利用に反対する運動の理由の1つになっている。

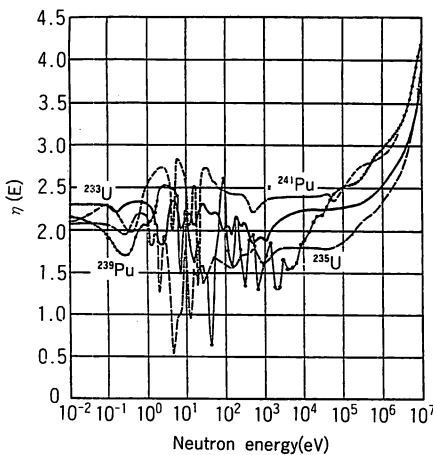


図-1  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ の $\eta$ 値

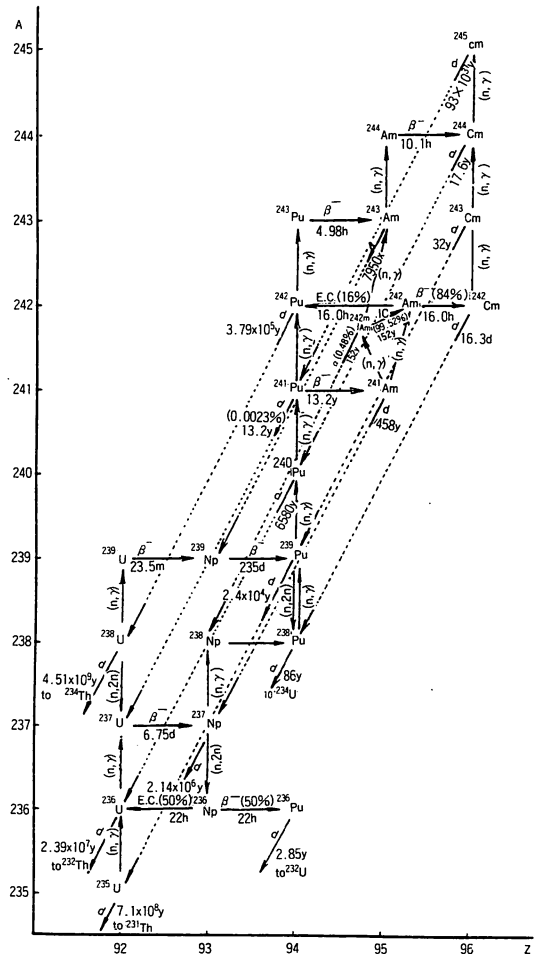


図-2 U及びPu核種の崩壊系列<sup>2)</sup>

## 2.2 核燃料サイクル上の特徴

原子力の開発は世界的にみても石油資源の枯渇に対する危機を動機として推進されてきた。特に、我国は石油をはじめ化石燃料資源に乏しく、エネルギーの自立に対する環境が非常に脆弱なため、原子力の開発に特別に力をいれてきた。このため、原子炉の設計では燃料を極力効率的に利用する考え方が重要視された。したがって、プルトニウムを利用する原子炉の設計においては、転換比や増殖比の向上を最大の目標として進められたといえる。このことと前節に述べたプルトニウムの $\eta$ 値の高いことに代表される核的特徴とから、世界的にみても又我国でも、高速増殖炉の実用化を原子力開発の最終目標としてその開発が進められてきた。このため、高速増殖炉の実用化に備えて、その燃料となるプルトニウムはその必要量を蓄積しておくことが必要不可欠であるとの考え方がとられるのは必然であった。しかし、原子力の開発にはその研究開発も含めて多大の費用を要することから（プルトニウムの場合には、使用済燃料からPuを取り出す再処理設備や取り出したプルトニウムを燃料に成形する加工設備が必要になるため、コスト高になる）、その実用化を進めるなかで、経済性も強く意識されるようになり、原子力と化石燃料との経済性比較や動力炉型式別の経済性も議論されるようになった。

また、動力炉から排出される放射性廃棄物の処理・処分や動力炉自身の廃止措置などにも係わる環境問題も意識されるようになり、海外では高速増殖炉の開発が停滞ないし見直しされるようになった。又同時に核兵器の材料に転用される恐れがあることからプルトニウムの蓄積そのものも問題視されるようになった。このため、プルトニウムの過剰蓄積を避ける立場から、プルトニウムを熱中性子炉でも利用すべきとの考え方が提起されるようになった。しかし、この場合でも最終的に高速増殖炉の実用化を目標とする場合には、プルトニウムの熱中性子炉での大量消費は資源の有効利用の観点からは必ずしも得策とはいえない。

プルトニウムの熱中性子炉への利用に関しては、諸外国でも既に検討されており、その実用化の技術は既に確立しているといえる。

我国は原子炉でのプルトニウムの利用の開発に関しては、国際的にも進んでいる。具体的に言えば、高速増殖の実験炉である「常陽」、新型転換炉の原型炉である「ふげん」は既に長期間、プルトニウムを実際に燃料として装荷して運転を継続している（これらは動

力炉核燃料開発事業団が建設し、運転している）。また、高速増殖炉の原型炉である「もんじゅ」もプルトニウムを主たる燃料として運転に入るほか（これも動力炉核燃料開発事業団が建設し、ほぼ1年後に運転が開始される）、新型転換炉の実証炉（これもプルトニウムを燃料として用いる）の建設も予定されている。さらに、高速増殖炉の実用化を目指した実証炉の設計検討も進められている。一方、既存の軽水炉においても、稼働中の実炉の燃料として、炉内の1部にプルトニウム燃料を装荷し、照射実績を積みつつある。

このように、我国はプルトニウムを実際に実炉で燃料として使用する立場からは、世界有数のプルトニウム利用の実証国といえる。

プルトニウム利用の実用化には、先にも述べたように再処理技術の確立が前提になるが、この場合軽水炉及び高速増殖炉の両方の使用済燃料に対して、その設備が必要になる。現在まで、軽水炉の使用済燃料の再処理技術は実用化されている。高速増殖炉でのプルトニウムの本格利用にあたっては、高速増殖炉での使用済燃料の再処理の実用化が不可欠になる（使用済燃料中に含まれている生成・蓄積核種が軽水炉と異なるため、軽水炉燃料用の再処理施設をそのまま高速増殖炉燃料に転用するのは困難である）が、これについてはなお若干の開発の時間が必要になると考えられる。したがって、高速増殖炉の実用化を前提として核燃料サイクルを閉じるには、そのための実証試験の早期着手が必要といえる。反面、熱中性子炉でのプルトニウム利用のための再処理に関しては、基本的には現状の軽水炉用の燃料に対する再処理施設で技術対応（場合によっては若干の前処理技術の追加程度は必要かもしれない）が可能と考えられる。したがって、保障措置上の対応として、新たな加工技術が必要になるような、再処理Pu中に放射性的超ウラン元素であるネプチニウム(Np)やアメリシウム(Am)を混合生成させる場合を除けば、特に大きい問題はないといえる。

## 3. プルトニウム利用上の課題

### 3.1 経済上の課題

旧ソ連邦のチェルノブイリ事故に代表されるような原子炉の事故や動力炉から取り出される放射性廃棄物の処理・処分問題などによる環境への影響が問題視されてきた。このため原子力開発に対する世界的規模ともいえる反対運動が高まってきた。また、1973年及び1979年の2回にわたる石油ショックによる経済の停滞

などにより、原子力関連施設の建設コストが増加したため、海外では高速増殖炉の開発計画を縮小、中止もしくは中止を含めた見直しを行う傾向が強くなってきた。現時点で高速増殖炉の開発計画をなお堅持しているのは、ほぼ我国のみになってしまった。このように、高速増殖炉の開発方針が不確かなものになるに伴っているプルトニウムの利用の見通しも不明確なものになってきた。一方、我国は「軽水炉を実用化し、最終的には高速増殖炉による核燃料の増殖を実現し、我国の化石資源の不足を補いつつエネルギーの安定供給をはかる。そのために、関連する核燃料サイクルを実用化しサイクルを閉じる」という基本方針を現在まで貫き通してきている。しかし、これに関しては既に述べたように、高速増殖炉の使用済燃料に対する再処理の実用化に関してなお若干の開発が必要であり、「核燃料サイクルを閉じる」ためにはなお時間が要するといえよう。

### 3.2 社会環境上の課題

前述したように、プルトニウムは半減期が長いうえに、生体内に吸収されると生体組織を破壊する効果の強い $\alpha$ 粒子を放出することに加えて $^{239}\text{Pu}$   $^{235}\text{U}$ の代替物質として核兵器の材料としても極めて有効な物質でもあることから、国外ではその使用に対する反対運動が極めて強くなってきている。そのうえ、プルトニウムの核兵器への転用を防止する立場からも、近年プルトニウムの国家間移動が強力に規制されている。

さらに、近年米・旧ソ連邦間の核兵器削減協定に基づいて核弾頭より撤去された核兵器の解体が実施されると、余剰プルトニウムが生じることになる（その核分裂性核種の含有率は軽水炉からの取り出しPuでは70～75%であるのに対して、 $^{239}\text{Pu}$ のみで約94%と極めて高い高純度プルトニウムである）。核拡散防止の立場からは、このプルトニウムの処理対策が緊急かつ重大な問題になる可能性がある。このため、このプルトニウムの処理の一方策として、原子炉の燃料として使用する具体的な方策の検討が開始されてきている。その具体例として、米国では高温ガス炉を用いてプルトニウムを大量に燃焼消費し（総量の減少）、かつ燃焼後の残存プルトニウムを $^{239}\text{Pu}$ の含有率の少ない非核兵器グレードまで劣化させるという設計方針をとるプルトニウム燃焼型高温ガス炉の概念が提案されている。

しかし、プルトニウム利用に対しては、これが貴重な核燃料資源であることを念頭においてその利用法を考える必要がある。その利用方式は大きく2つに分類

できよう。第1の方法は、高い燃焼度を達成しプルトニウムを極力燃焼しつくし、かつ残存プルトニウムの $^{239}\text{Pu}$ 含有率を極力低め、そのまま再処理を行わず高レベル廃棄物として廃棄する（プルトニウムの燃焼型使用方式であり、プルトニウムバーナーともいう）。この場合には、高い燃焼度を達成させるために初期にもたせておく過剰反応度の抑制方法と効率の良い燃料交換方法が設計上の課題になる。第2の方法は、単なる消費はせずに、再使用を行うことによって有効に利用しようとする考え方である。この場合には、通常は燃料親物質としてのウランやトリウムと共に使用し、プルトニウムの単なる消費を抑制しようとする方法であり、プルトニウムはリサイクルして使用することとなる（プルトニウムのリサイクル使用方式でありコンバーター（転換炉）又はプリーダー（増殖炉）といわれる）。この場合には核燃料サイクル関連施設の実用化が課題となる。

先にも述べた高温ガス炉は、元々高濃縮ウラン（93%）とトリウムを燃料として使用し、 $^{235}\text{U}$ をリサイクル使用する原子炉として設計されたもので、原子炉の構造材が殆ど黒鉛であるため、耐高温性に優れている。このため、温度が700℃以上の冷却材が取り出せる（日本原子力研究所で進めている開発研究では950℃を目指している）。

さらに、高温ガス炉では燃料の収納容器としては金属材料を全く使用しないこともあり、高い燃焼度の達成が期待できるのが特徴で、プルトニウムの利用に対しても有効である。例えば、前述のバーナー利用では700～900GWD/T程度の燃焼度の達成も見込め、リサイクル使用でも150～200GWD/Tの燃焼度の達成が可能である。

なお、このプルトニウム利用方法の考え方は、3.1節の後半に述べた今後の「原子力開発利用計画」の基本方針にも強く影響を与える要素といえよう。

## 4. まとめ

プルトニウムの平和利用は化石燃料代替エネルギー源としての省資源にも、また最近特に地球温暖化の原因の1つともみられている二酸化炭素の蓄積に代表される環境問題緩和（原子炉は核反応を利用するために二酸化炭素の直接放出はない）にも、さらに我々人間の生活物資の製造の原料でもある化石資源の長期維持にも有効に寄与する。

しかし、これまでのべたように、プルトニウム利用

を实用化し、全世界で有効利用してゆくためには、3.1節にのべた各種の課題を解決することは勿論のこと、さらに困難とも思える3.2節にのべた社会環境上の課題を解決する必要がある。

これを実現するためには、国際的な協力のもとで、これら技術的、経済的かつ社会的な各種課題を解決し、その实用化のための開発を進めてゆくことが必要不可欠といえよう。

#### 参 考 文 献

- 1) BROOKHAVEN NATIONAL LABORATORY ; NEUTRON CROSS SECTIONS (SECOND EDITION), BNL-325 (1958).
- 2) 田坂完二, 菊池康之, 新藤隆一, 吉田弘幸 ; Build-Up and Decay of Actinide Nuclides in Fuel Cycle of Nuclear Reactors, J. of Nucl. Sci. Tech., 14, PP519~531 (1977)

#### 他団体ニュース

### 「太陽光発電システムの基礎と応用」講習会

〔主催〕 日本太陽エネルギー学会  
 〔日時〕 平成5年10月6日(水)  
 〔場所〕 工学院大学(東京都新宿区西新宿1-24-2)

〔定員〕 60名  
 〔申込締切日〕 9月24日(金)  
 〔参加費〕 25,000円

#### —プログラム—

1. 太陽光発電の現状と将来  
 …電子技術総合研究所 室長 黒川 浩助
2. 太陽光発電の基礎  
 ……………東京理科大学 教授 谷 辰夫
3. 太陽光発電システムの計画  
 ……三洋電機株式会社 所長 大西三千年
4. 太陽光発電システム設置の実際  
 ……京セラ株式会社 副所長 吉見 哲夫
5. 系統連系の方法  
 ……東京電力株式会社  
 主管研究員 長谷川敏行

#### ■参加申込および問合せ先

日本太陽エネルギー学会  
 〒169 東京都新宿区高田馬場3-1-5-322  
 T E L 03-3368-7129  
 F A X 03-3368-7527

※下記の場合、参加費割引の特典がある

- ◎同一事業所から2名以上参加
- ◎自治体職員
- ◎参加申込みと同時に入会