

Title	An Analysis of Plutonium Recycle in a Gas-cooled Graphite-moderated Reactor(Abstract_要旨)
Author(s)	Uematsu, Kunihiko
Citation	Kyoto University (京都大学)
Issue Date	1963-12-24
URL	http://hdl.handle.net/2433/211176
Right	
Type	Thesis or Dissertation
Textversion	none

氏 名	植 松 邦 彦 うえ まつ くに ひこ
学位の種類	工 学 博 士
学位記番号	論 工 博 第 22 号
学位授与の日付	昭 和 38 年 12 月 24 日
学位授与の要件	学 位 規 則 第 5 条 第 2 項 該 当
学位論文題目	An Analysis of Plutonium Recycle in a Gas-cooled Graphite-moderated Reactor (ガス冷却黒鉛減速炉におけるプルトニウムリサイクルの研究)
論文調査委員	(主 査) 教 授 岐 美 格 教 授 西 原 宏 教 授 大 石 純

論 文 内 容 の 要 旨

本論文は、ガス冷却黒鉛減速型の原子炉に、プルトニウムをリサイクルした場合の原子炉工学的ならびに原子炉物理学的特性について研究した結果をまとめたもので、緒論、3部、結論からなっている。

緒論はこの研究の目的を明らかにしたものである。 ^{235}U 、 ^{238}U の混合物を核燃料とする原子炉では、 ^{238}U が中性子を吸収して、炉内にPuができる。このPuを高速中性子炉の核燃料とすることは、かなり以前から研究されていたけれども、熱中性子炉にPuをリサイクルして用いることは、最近漸く欧米において研究され始めたもので、熱中性子炉における附加燃料としてのPuの価値を明らかにする必要がある。さらに、ウランの濃縮プラントを持たない国では、プルトニウムリサイクルの研究が特に重要であると述べている。

第1部においては、核燃料の燃焼度計算を行なうために、著者が開発した計算コードすなわち FUEL MOVE コードについて記述している。このコードは、IBM704, 709, 7090 などの電子計算機による計算に使用できるもので、核燃料が燃焼している間の炉の反応度に影響する核燃料の特性や核種の濃度を、中性子束・時間の関数として計算する FUEL コードと、その結果と炉の幾何学的条件とを用い、核燃料の種々の燃焼方式について、炉内の中性子束や出力密度の分布を計算し、炉の臨界性を検討して、炉からとり出される燃料の性質や燃焼度を計算する MOVE コードとの2部分からできている。すなわち、前者では、炉心体積と中性子束で重みをつけて等価に平均化した単一セル炉心について、高速中性子による ^{238}U の核分裂、高速中性子のもれ、 ^{238}U 、 ^{235}U 、 ^{239}Pu 、 ^{241}Pu および核分裂生成物の共鳴吸収ならびに ^{235}U 、 ^{239}Pu 、 ^{241}Pu の核分裂、 ^{238}U 、 ^{242}Pu 、 ^{240}Pu および可燃毒物の共鳴吸収、熱中性子の吸収、熱中性子による核分裂および熱中性子のもれを順次取り扱って中性子サイクルを構成している。熱中性子のスペクトルとしては、ウイルクソンのスペクトルを用い、ブライト-ウイグナー方式によって核断面積のエネルギー依存性を表示している。後者では、炉心の半径方向に10、軸方向に15分割し、2次元、2組拡散方程式を解いて、中性子束の空間的分布を計算する方法を採用している。燃焼方式として

は、バッチ式、二方向移動式、アウトイン式およびグレイド方式の取り扱いが可能にしてある。このコードによる計算結果と、カナダの NRX 原子炉において天然ウラン金属燃料を照射して行なった実験の結果とを比較して、燃料の核種の濃度変化についてはきわめてよく一致し、反応度の変化については、ごく初期に見られる反応度の誤差を除けば、両者はよく一致し、それらは核断面積などの基礎的核常数に含まれている不確実性に起因する誤差の範囲内にあることを述べて、この計算コードがプルトニウムリサイクルの研究に適用可能なことを明らかにしている。

第2部においては、電気出力 400MW、黒鉛減速、ヘリウムガス冷却、ウランカーバイドを核燃料とする、いわゆるダニエルズ-ポイド原子炉をとりあげ、第1部に記述した計算コードを用いて、プルトニウムリサイクルを解析した結果をまとめている。燃焼方式としては、この炉に適用可能なバッチ式ならびに二方向移動式を考察の対象とし、前者では1.0a/o濃縮ウラン燃料を用いた炉から取り出される Pu の全部を1.0a/o濃縮ウランに混合して用いることをくり返す場合の過渡状態を取り扱い、後者では天然ウラン、1.0a/o あるいは 1.3a/o の微濃縮ウランについて、それぞれの場合から生ずる Pu の全部、90%あるいは75%をくり返しリサイクルした場合の平衡状態を取り扱い、Pu をリサイクルしない場合と比較検討している。その結果、バッチ式では、Pu のリサイクルによって燃焼度が上昇し、出力密度の最大値と平均値の比が減少するが、このようなプルトニウムリサイクルのもたらす良い効果は、リサイクルのくり返し回数を増すと ^{242}Pu の過度の蓄積がおこって、かえって減少することを示している。一方、二方向移動式の場合は、バッチ式の場合よりもリサイクルの効果はさらに大きくなるが、ウランの濃縮度が増すと、生じる Pu の質が低下し、また添加した Pu の量に対する燃焼度の増加割合から考察すると、濃縮度の高いウラン燃料に Pu を混合するよりも、濃縮度の低い燃料に混合して用いる方が有利であり、初期反応度の点から、Pu をリサイクルする割合は天然ウランでは 100%、1.0a/o 濃縮ウランでは約90%、1.3 a/o 濃縮ウランでは 75% 以下が適当なことを示している。さらに、二方向移動式の修正方式にしたがうと、燃焼度は少し低下するが、出力密度の最大値と平均値との比は非常に減少するので、原子炉工学上好ましいことを指摘している。Pu をリサイクルすると、熱中性子スペクトルは少し硬化し、減速密度は非常に高くなるが、燃焼の進むにつれて、それらはリサイクルしない場合に近づき、また反応度は時間とともに少しはやく減少すること、ならびに共鳴領域における損失因子を設計値から特に変化させて計算すると、 ^{239}Pu の生成はほとんど変化しないが、 ^{241}Pu や ^{242}Pu の親となる ^{240}Pu の生成はかなり影響されるので、その正確な推定が特に重要であることなどを明らかにしている。

第3部は微濃縮ウラン、黒鉛減速ガス冷却炉に Pu をリサイクルした場合の炉の動特性を解析したものである。まず、多種の核分裂性物質を含む場合の動特性方程式から出発し、一組の遅発中性子と遅発中性子源一定の仮定のもとに、簡単化された動特性方程式を導いた。この導出の過程において、多種の核分裂性物質を含む場合の有効遅発中性子割合を定義している。核燃料および減速材の温度変化を求めるために必要な炉の熱除去方式としては、一定出力除去型とニュートンの冷却法則による形式とを取り扱い、上に述べた動特性方程式と連立にして、線形化した場合および非線形の場合について、それぞれ炉の安定性に対する判定条件を解析的に求め、第2部の解析に用いた炉のプルトニウムリサイクルの平衡状態において核燃料は負の温度係数を持ち、減速材は正の温度係数を持つにもかかわらず安定なことを示している。つ

いで、一定出力除去型の場合の炉出力や温度の時間的变化を、初期超過反応度や有効遅発中性子割合をいろいろに変えて、アナログ計算機を用いて解析し、Pu をリサイクルすると、しからざる場合にくらべて出力上昇の最高値は大きくなるが、その最高温度は両者にほとんど差異がないこと、有効遅発中性子割合が増すと出力の最高値は減ずるが、そこに到達する時間は増すので、到達温度はほとんど影響されないことなどを明らかにし、この種の原子炉の安全性に言及している。

第4部結論は、以上の結果を総括したものである。

論文審査の結果の要旨

動力炉を運転していると、炉内にプルトニウムが生成し、しかもかなり多量になる。このプルトニウムを含んだ使用済燃料を再処理の後、熱中性子炉に附加燃料としてリサイクルして利用することが、最近欧米において注目され、プルトニウムの価値について検討することが重要な研究課題となっている。さらに、ウランの濃縮プラントを持たない国では、核燃料の自給の見地から、濃縮ウランを使用しないで炉の運転ができることが望ましいので、プルトニウムリサイクルの研究は特に重要である。著者はこれらの点にかんがみ、天然あるいは微濃縮ウランを核燃料とするガス冷却黒鉛減速炉にプルトニウムをリサイクルした場合の原子炉工学的ならびに原子炉物理学的特性を究明する目的をもって解析を行ない、プルトニウムリサイクルによって、核燃料の燃焼度が増大し、また出力密度の最大値と平均値の比が減少することを見出し、プルトニウムリサイクルのもたらす好ましい効果を示した。すなわち、まず著者は、核燃料に含まれる核種の濃度の変化や炉内の中性子束の分布を計算し、炉の反応度を検討して、炉からとり出される核燃料の性質や燃焼度を短時間のうちに計算する FUELMOVE コードを新しく開発し、実際に炉内で照射した核燃料についての実験結果と比較して、計算結果がよく一致することを確認した。このコードは、大形の熱中性子炉における燃焼度計算に広く利用できるもので、きわめて有用である。

ついで著者は、その計算コードを用いて、バッチ式および二方向移動式の両燃焼方式について、プルトニウムリサイクルのもたらす効果を種々検討し、二方向移動式の場合の方がその効果は大きく、濃縮度の低い燃料にプルトニウムを混合して用いる方が有利であり、天然ウランの場合には全部のプルトニウムをリサイクルするのが適当なことなどを指摘した。さらに、熱中性子スペクトルや減速密度などの原子炉物理学的特性がプルトニウムリサイクルによって影響される程度を明らかにした。これらの結果は、燃料サイクル費との関連においてプルトニウムの価値を検討する場合に有力な資料となるものである。

最後に著者は、プルトニウムをリサイクルした黒鉛減速ガス冷却炉の動特性に関して研究を行ない、炉の安定性の判定条件を解析により求め、著者のとりあげた原子炉の核燃料は負の温度係数を持ち、減速材は正の温度係数を持つにもかかわらず安定であることを見出した。また、いろいろの超過反応度を与えた場合の出力上昇の最高値は、プルトニウムリサイクルによって増大はするが、燃料などの温度の最高値は、しからざる場合とほとんどかわらないことを示し、この種の原子炉の安全性にも言及した。

以上要するに本論文は、プルトニウムをリサイクルした場合の核燃料の燃焼度計算を行なう計算コードを開発し、それによって、微濃縮ウラン黒鉛減速ガス冷却炉に対するプルトニウムリサイクルのもたらす効果を種々検討するとともに、その種の原子炉の動特性についても解析を行ない、新しい知見を加えたも

のであって、学術上、實際上、寄与するところが少なくない。よって本論文は工学博士の学位論文として価値あるものと認める。