資 料

軽水炉でのプルトニウム利用に関する研究計画

原研 JPDR および TCA を用いて

村 主 進*, 松浦祥次郎*

(1968年 11月 4 日 受理)

Research Program on Plutonium Recycle Utilization in Light Water Reactors undertaken at JPDR and TCA of JAERI

By Susumu SUGURI and Shojiro MATSUURA

The recycled utilization of Pu produced in light water reactors is expected to become a prominent problem in the period from 1975 to 1990. While Pu utilization in light water reactors has been confirmed to be technically feasible in basic principle, practical application will still require prior solution of a number of problems. Of such problems, the most important in the domain related to reactor core characteristics include the accurate evaluation of the reaction rate in the fuel rod and of the power distribution in irregular lattices, as well as burnup systematics. Further detailed and accurate measurements and analyses must be performed on these problems through examination of burnup histories. A series of experimental and analytical studies using JPDR (Japan Power Demonstration Reactor) and TCA (Tank-type Critical Assembly) at the Japan Atomic Energy Research Institute is being planned for gaining information on the characteristics of $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ fuel assemblies and core, and as preliminary tests on fuels to precede their practical utilization in large power reactors.

I. ま え が き

新しい生産手段が開発されると、それに続いてそれを種々な観点からより効率的に使用するための技術的要請が必然的に起って来る。この要請に基づいての生産手段および使用技術の徹底的な検討と洗練が、また次の新しい技術を開発する動機とも基礎ともなる。この様式の反復によって段階的發展を遂げた技術の例は極めて多いが、原子炉も同様の発展様式をたどっているように見える。たとえば、この2年ばかりの間にも在来型熱中性子炉について、「実用炉の設計」・「動力炉の運転経験」・「燃焼度」・「Pu 利用」等を議題とした国際会議が多数開かれていることは、一応実用化された在来型炉が技術發展に伴って再検討と洗練の段階に入り始めていることの一端を示すものと考えられる。むしろ、エネルギー変換装置としての原子炉は、その内包

する潜在エネルギーの大きいことと、運転に伴ってさらに新しいエネルギー資源を生成するというこのために、従来のものに比して極めて特徴的である。したがって、燃焼および生成 Pu の利用に関する技術確立することの比重が大きくなるものと考えられる。

在来炉の運転に伴って生成する Pu の利用方法については2つの異った考え方がある。1つは、それをすべて貯蔵しておき将来実用化される予定の高速炉や新型転換炉で使用しようとするもの、他は、在来炉に再使用しようとするものである。しかしながら最近では、高速炉の実用化は1980年代の後半になりそうであり、一方在来炉の建設・運転計画が現在および近い将来にかなり急ピッチで進められ、そこで生成する Pu は高速炉の研究開発に要する量を差し引いても1970年代の中期からはかなりの蓄積量となるとの見通し等か

* 日本原子力研究所 (Japan At. Energy Res. Inst.)

ら、1970年代の中期から1990年代の初期まではそれを在来炉へ再使用する方がより経済的であるとする考え方が高まって来ている¹⁾。

わが国においてもこの事情はほぼ同様で、当分は軽水型炉が主要な動力炉となることは明らかであり、したがって、Puを軽水炉で再使用する技術が必要となる。このような観点は42年度に改訂された原子力委員会の「原子力開発利用長期計画」においても取り上げられた。さらに、それに基づいてPuの熱中性子炉利用技術の開発研究が「原子力特定総合研究」に指定される気運にあり、1975年頃を目標としてPu再使用技術を確立するための研究が具体的に推進されようとしている。

軽水炉へのPu再使用に関しては、当然ながらアメリカが最も力を入れて研究を進めて来ている。すでに1956年に作成された計画に基づいてAECはPNL(Pacific Northwest Laboratory of Battelle Memorial Institute)にPRTR(Plutonium Recycle Test Reactor)、PRCF(Plutonium Recycle Critical Facility)を建設し、これらを中心として燃料開発、炉物理試験を広範囲に実施して来た。さらにその成果をもとに、ANL-EBWR, SAXTON-PWRにPu燃料を部分装荷して照射試験を進めている。これらの基礎の上に立って1966年以後はGeneral Electric社(G.E.)とWestinghouse社(W.H.)がそれぞれEdison Electric Instituteと研究契約を結び、実用炉におけるPu再使用技術の確立に取り組んでいる。このほか最近では、イギリス、西ドイツ、イタリア、ベルギー、スウェーデン等の諸国がこの方面の研究に積極的な態度を示している。

一方、わが国においては軽水炉用混合二酸化物燃料($\text{PuO}_2\text{-UO}_2$)の実際的な設計、製造技術に関する研究は動燃事業団Pu燃料部によってなされ、現在は試験燃料の照射試験がなされる段階に至っている。また原研動力試験炉管理部においてTCA(Tank-type Critical Assembly: 軽水臨界実験装置)を用いて試験燃料の特性試験が行われている。すなわち現在は、燃料要素としての製造技術は一応確立され、臨界実験装置による炉物理試験が始った段階であるといえよう。次の段階はPu燃料を装荷した炉心の初期および燃焼度の特性、および炉心特性上最適な燃料要素と燃料集合体の設計・製造に関する研究であろう。ここにおいてJPDRは、Pu燃料を装荷してその特性を解明し、商用軽水型動力炉へのPu装荷のための動力試験炉の役割を果たさねばならないものと考えられる。

本報においては、これまでの諸外国や国内での研究成果を考慮し、また42年度JPDR研究委員会Pu分科

会で得られたいくつかの意見等を参考として、Puを軽水炉へ再使用するための研究にJPDRおよびJPDR炉心用臨界実験装置であるTCAを用いての研究開発計画案を示す。ただし、これはまだ原研として公式に決定されたものではなく、JPDRを担当している著者らの試案であることをあらかじめお断りしておく。

Ⅱ. 軽水炉へのPu再使用の方式

Puを熱中性子炉へ利用する方式については数種の考え方がある。例えば次のものが挙げられる²⁾。

- (1) 直接代替利用 在来炉から得たPuを微濃縮、天然あるいは減損Uに混ぜ、それを再び在来炉へU燃料の代わりとして利用する。
- (2) 専焼炉利用 Uの単なる代用品として利用するのでなくPuの核変換($^{239}\text{Pu} \rightarrow ^{240}\text{Pu} \rightarrow ^{241}\text{Pu} \rightarrow ^{242}\text{Pu}$)における ^{240}Pu の特性、すなわち可燃性毒物であると同時に親物質であるという性質(フェニックス性: Phoenix)を充分に生かせるような特別な体系の炉を構成してPuを高燃焼度まで利用する。
- (3) 増殖炉利用 増殖利得が特に高くなるよう設計された圧力管型重水炉で使用する。
- (4) 連用方式 熱中性子炉と高速炉あるいは軽水炉と重水炉とを組み合わせ交互に再使用する。
- (5) Pu+Th方式 Puの希釈材として、かつまた親物質としてThを使用する。炉は専焼炉あるいは増殖炉を用いる。

上記のどの方式がPuを核的に最も有効に利用できるかという問題については、それぞれに関する開発がある程度進んだ段階に至るまでは優劣がつけられない。しかしながら、1975年頃までに利用技術を確立するという観点から、現時点で最も実際的なものは直接代替方式であろう。またアメリカ等でもこの考え方に基づいて軽水炉への再使用技術の開発が進められている。わが国においても最も近い将来に実際的な技術的要請が起るのはこの方式に関するものと考えられる。

直接代替法はU用炉心として設計されたものにUの代わりにPuを使用するものであるから、必然的にいくつかの制限条件が課せられることになる。すなわち、もとのU用炉心に対して、

- (1) 燃料集合体の外的形状、制御棒、制御棒間隔等炉心の機械的構造は変更しない。
- (2) 出力分布、反応度制御能力、安定性、有効伝熱量など炉の核熱水力特性に著しい変化を生ぜない。

等である。Pu富化度、燃料密度、燃料棒直径をパラメ

一タとした燃料要素の設計, 減速材対燃料体積比, 異った富化度をもつ燃料要素の配置をパラメータとした燃料集合体の設計, および燃料集合体の炉心内での装荷パターン等によって上述の条件を満足させることがこの方式における基本的な技術的問題となる。

直接代替方式は, もっとも現実的なものであり, 当面はこの方式の研究に重点が置かれるべきであるが, これは Pu の核的特徴を必ずしも十分に生かしたものとはいえない。将来かなり燃焼の進んだ燃料, すなわち ^{240}Pu の含有率の高い Pu が多くなった時点においては, 特に長寿命が要求される特殊な炉として Pu のフェニックス性を生かした炉の開発がきわめて興味ある技術的問題となると思われる。

Ⅲ. 現在の技術的問題点

Pu 燃料を利用するに際しての問題点は, 取扱い安全性, 燃料設計・製造, 照射試験, 炉特性, 照射後試験とかなり多岐にわたるものであるが, ここでは JPDR および TCA を用いた研究という観点から, 特に原子炉内で Pu が有する特徴および原子炉が受ける影響を中心に問題点をあげる。

Pu を用いることによる炉特性への影響はほとんどすべて次の核的特徴に原因がある。

- (1) ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu の断面積が第 1 図に示されるとおり, すべて熱中性子エネルギーに近い領域に大きな共鳴吸収を有し, はなはだしい非 $1/v$ 特性を有する。

第 1 図 Pu の熱領域全断面積⁽³⁾

- (2) 主要な核分裂性物質である ^{239}Pu の吸収および分裂の断面積が ^{235}U のそれよりかなり大きい。
- (3) ^{239}Pu , ^{241}Pu が分裂性物質であり, 一方, ^{240}Pu , ^{242}Pu は吸収性物質である。また燃焼度によりこ

れらの組成が変化していく。

- (4) ^{239}Pu の遅発中性子発生率が, 第 1 表に示すとおり ^{235}U よりかなり小さい。

第 1 表 遅発中性子発生数⁽⁴⁾

核種	核分裂当りの遅発中性子数	群	半減期 $T_d(\text{sec})$	各群毎の発生数 $\times 100$
^{235}U	0.0158 $\pm$ 0.0005 (0.0065 $\pm$ 0.0003%)	1	55.72 $\pm$ 1.28	0.052 $\pm$ 0.005
		2	22.72 $\pm$ 0.71	0.346 $\pm$ 0.018
		3	6.22 $\pm$ 0.23	0.310 $\pm$ 0.036
		4	2.30 $\pm$ 0.09	0.624 $\pm$ 0.026
		5	0.61 $\pm$ 0.083	0.182 $\pm$ 0.015
		6	0.23 $\pm$ 0.025	0.066 $\pm$ 0.008
^{239}Pu	0.0061 $\pm$ 0.0003 (0.0021 $\pm$ 0.0002%)	1	54.28 $\pm$ 2.34	0.021 $\pm$ 0.006
		2	23.04 $\pm$ 1.67	0.182 $\pm$ 0.023
		3	5.60 $\pm$ 0.40	0.129 $\pm$ 0.030
		4	2.13 $\pm$ 0.24	0.199 $\pm$ 0.022
		5	0.618 $\pm$ 0.213	0.052 $\pm$ 0.018
		6	0.257 $\pm$ 0.045	0.027 $\pm$ 0.010

これらが相互に関連して炉の増倍係数, 制御要素の反応度効果, 出力分布, 反応度係数等を燃焼度に伴って複雑に変化させる。したがって, JPDR の研究課題の中心は, 燃料要素および燃料集合体の照射確性試験を行いながら, これらの項目を燃焼度と共に追跡し, 実用炉への利用の踏石を与えることであろう。

前述のように, 軽水炉への Pu 再使用に関する研究はアメリカで最もよく行われている。現在アメリカでは, 臨界実験装置による一応の格子実験が燃料組成, 富化度, 領域数をパラメータとして終了し, 試験炉での燃焼に伴っての測定が進められている段階である。またこれらの測定値の解析は, 基本的には U 系に対して確立されたものを流用して行われている。これらの結果から, 次のような点が今後に残された実験的研究上の重要な問題と考えられている⁽⁵⁾。

- (1) 一般的問題 単純な形状の 1 ~ 2 領域の均一格子体系に対してさえ, 基本的な炉物理量の評価の精度が U 系に比して Pu 系は数倍わるい。これは, 根本的には Pu の断面積の特徴のためスペクトルの精確な評価が困難であることと, その断面積の不確定さのためである。

- (2) 断面積の不確定さ ^{239}Pu , ^{241}Pu の 2,200 m/sec における中性子断面積についてもまだ測定が充分でない。 ^{240}Pu についても 2,200 m/sec の値に 5% ほどの不一致があり, また 1 eV の共鳴吸収量にも無限希釈の値にして 5% ほどの不確かさがある。この共鳴吸収の不確かさは炉スペクトル中での反応率評価に約 10% ほどの

不確さをもたらすことになる。一般的に Pu は純粋な試料が得にくく、また取扱いが困難なために測定値がまだ充分でなく、今後とも微分的、積分的双方の測定値の蓄積が必要である。また断面積については非 $1/v$ 性が大きく、体系のスペクトルを大きく乱すので、体系のスペクトルを Maxwell 分布と $1/E$ 分布との合成と考えて表示する Westcott の方式では不充分と思われる。この点に関しての新知見が求められている。

(3) 格子実験および解析での問題 最も基本的な量としての均一格子系の有効増倍係数の評価の誤差は U 系では約 1% であるのに比して Pu 系では約 3% である。PuO₂-UO₂ 系に関する評価は、Pu-Al 系に関する評価より一見精度がよいかのような結果が得られているが、これは計算上でなんらかの誤差の打消し合いがあると考えられる。この誤差の原因は、²⁴⁰Pu 断面積の不確定さにあると推定される。原子炉設計上の要求からは誤差を 1% 程度まで下げる必要がある。またさらに、均一格子系での評価が満足なものであったとしても、それと同じ燃料を使用した動力炉に関して同様に満足な評価が得られるとは限らないという結果が EBWR での測定で示されている。この事情を明確にするため今後不均一格子系、すなわち制御棒、水ギャップ等を含む体系での詳細な測定と解析が必要である。また、実際の動力炉での炉物理測定をより多く行うべきである。さらに、今までの格子実験の測定値は

巨視的な内容のものにかたよっているが、理論計算結果との対応をより容易にかつ明確にするため、格子内の反応率分布および格子定数の測定値が必要である。また、種々の効果、例えば中性子の洩れの効果、熟化の度合等が個別に計算値と比較できるように測定計画を組み立てるべきである。反応度係数(温度係数、ボイド係数)に関しても、断面積の非 $1/v$ 特性のため Pu 系は U 系よりずっと取扱いが困難となり、測定も計算もまだ不充分である。反応度係数の測定値と計算値の比較を困難にしている原因の 1 つは、スペクトル変化の効果と洩れの変化の効果を測定上明確に分離しにくいことである。

(4) 動力炉での実験および解析での問題 燃料要素そのものの確性試験としての照射試験はかなり進められ、その性能はすでに 18,000 MWD/T 程度の照射まで確かめられており、さらに高い照射を目指しての試験が継続されている。最終的には現在設計中の軽水炉の燃焼度を考慮して 45,000~50,000 MWD/T 程度までの照射試験が必要であろう。UO₂ 燃料の代わりに PuO₂-UO₂ を装荷した場合に、炉特性に関して生ずる主要な問題は第 2 表に示すようなものであるが、これらに関する燃焼度依存の測定と解析の例は少なく、今後より詳細になされるべきである。

以上を要するに、現在の軽水動力炉へ PuO₂-UO₂ 燃料を使用する技術についての基本的な確証は得られて

第 2 表 Pu 使用に伴って生ずる炉特性上の問題点

項 目	UO ₂ を PuO ₂ -UO ₂ にした場合の傾向	変 化 の 原 因	生 ず る 影 響
1. 余剰反応度	減 少	燃料棒内の中性子束減少率の増加	特に問題とならない
2. 同一余剰反応度から得る燃焼余裕	増 加	転換率の増加	炉心寿命の延長
3. 温度係数	増 加	スペクトルの硬化 Doppler 係数の増加	安定性増加
4. ボイド係数	増 加	スペクトルの硬化	安定性増加
5. 制御棒等価反応度	減 少	炉内熱中性子吸収断面積の増加	制御棒本数の増加
6. 制御用反応度余裕の必要量	増 加	反応度係数の増加	制御棒本数の増加
7. 過剰反応度 ($\Delta k/k$) に対する炉周期	減 少	遅発中性子発生率の減少	安定性減少
8. 局所出力ピーキング	増 加	軽水ギャップ効果の増加	設計余裕減少
9. 燃料集合体間の出力分布不整合 (混合炉心)	増 加	吸収断面積, 分裂断面積の増加	同 上

いるが、その改良および確立のため今後さらに追求すべき問題は、①断面積を正確にすること、②格子内の詳細な情報を得ること、③不均一格子の詳細な情報を得ること、④燃焼度依存の核・熱・水力特性の詳細な情報を得ること、⑤以上の情報を統一的に説明し得る解析法を確立すること等である。

これらの問題を Pu 組成、富化度等をパラメータとして広範囲にわれわれが追跡することは到底不可能なことである。しかし今後の研究では、たとえパラメータを減らしても、主眼点をこれらの問題に置き、より精密により詳細にという方向をとるべきであると考えられる。特に注意すべきは、燃焼度と Pu 再使用の問題は切り離しては考えられないものであり、常に並行して追求すべきものであることである。

Ⅳ. JPDR での研究計画

1. 基本的目的および方針

実用軽水炉における Pu 利用への前段階として、 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料の直接代替利用性を中間規模試験的立場で実証する。ただし、燃料要素自体の冶金、熱的、機械的および耐放射線の確性は、JPDR での照射に先立って他の照射試験施設で実証されるものとして、JPDR での試験の主眼は低富化度の $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料集合体としての特性と、それが挿入された炉心の特性の双方を燃焼経過を通じて把握解明することに置く。このために、照射前炉外試験、照射経過中の測定および照射後試験の関係を緊密にして体系的に行い、かつ実測値に基づいて理論計算の検証、改良を進める。また、この計画の実施を通じて、軽水炉への Pu 再使用に必要な情報の収集、整理、評価、体系化に努める。

2. 測定および解析

前述の課題を追求するため、JPDR で照射試験を進めながら燃焼度を追って測定・解析を行う具体的項目は次のようなものである。すなわち、炉心については

- (1) 制御棒配置とその等価反応度
 - (2) 水平、垂直方向出力分布
 - (3) 出力、温度、ボイドの反応度係数
 - (4) 余剰反応度
 - (5) 熱出力、(6) 圧力
 - (7) 温度(炉心給水部、炉心内、炉心出口部)
 - (8) 蒸気流量、(9) 循環流量
- 等であり、また燃料集合体内部については、
- (10) チャンネル出力
 - (11) 水平、垂直方向出力分布
 - (12) 垂直方向ボイド分布

(13) 流量、出口蒸気量、圧力損失

(14) 燃焼空間分布

等である。これらのあるものは運転中連続的に測定可能なものであり、他のものは定期検査等における停止時に測定する。いずれも可能な限りよい精度で詳細に測定することが必要であり、そのためには炉内計装燃料の開発とその効果的な使用が不可欠な問題となる。

最も重要なことは、燃焼度と余剰反応度との関係の解明および出力分布の詳細な測定である。余剰反応度の測定は、炉が臨界となるまで全制御棒を同一距離で引き抜いてその高さから推定する方法、あるいは全制御棒全引き抜き状態で臨界となる液体ポイズン濃度から推定する方法等を用いる。この方法で得られる余剰反応度と出力積算値より得られる炉心全体の燃焼度とを比較して両者の関係を解明することができる。

燃焼の空間分布を測定するためには、燃料集合体ごと、および燃料集合体内の燃料要素ごとにそれぞれ垂直方向について燃焼度の測定をしなければならない。局所燃焼度の測定は燃料の質量分析が最も精密な値を得る方法である。しかし、これは破壊試験であるので最終的に燃焼し終えてからでなくては適用できない。また実際の立場に立てば測定点の数をむやみに増すこともできない。したがって、燃焼途中の履歴および空間分布を詳細に測定するためには、非破壊的な測定法を用いなければならない。非破壊的な測定方法としては数種類の方法がある。その 1 つは γ 線スペクトル分析による方法である。近年発達を遂げた半導体検出器(分解能約 3 keV)を用いれば核分裂生成物の γ 線スペクトルを分離測定することができる。半導体検出器によって測定された照射済燃料の γ 線スペクトルの例を第 2 図に示す。他の方法は、炉心内のある特別な位置での核分裂性物質の反応度効果が大きくなるようにした燃料試験用の臨界集合体(反応度測定装置: Reactivity Measurement Facility)を用い、これで燃料要素ごとあるいは燃料集合体ごとの反応度変化を照射履歴を追って測定し、燃料の量およびその組成変化に関する情報を得ようとするものである。しかし、いずれもまだ確立された技術ではなく、むしろこの計画を通じて開発されるべきものである。

また出力分布については、これまでも γ 線スキニング法が用いられて来たが、燃焼が進んだ炉心あるいは Pu を装荷した炉心では、核分裂当りに生成される γ 放射能の量およびスペクトルが異なるため、単純に γ 線強度を測定するだけでは正確な出力分布は得られ

第2図 半導体検出器で測定した照射済
Pu 燃料の γ 線スペクトル⁽⁶⁾

ない。したがって、この場合も分解能のよい γ 線スペクトル分析が必要となる。

燃料要素ごとの測定を可能にするために、試験燃料集合体は照射後でも分解組立が容易な構造のものでなくてはならないが、この点については JPDR-II 計画のために開発された Removable-type の試験燃料集合体の設計・製作技術がそのまま適用できると考えられる。また、上記の測定を行うには何よりも照射済燃料を取扱ひ得る燃料ボンドが必要であるが、このボンドは現在具体的に計画されつつあり、その一隅に反応度測定装置を設置する構想となっている。

一方、解析法に関しては、U 系について開発された手法が Pu 系に対してどの程度有効であるか、あるいは改良すべきであるかという観点で現在のところとられている。しかし、第3図に示されるように Pu 格子では燃料中で極端なスペクトルの歪みが生ずるため、空間依存スペクトルを U 系よりずっと正確に評価する方法を用いなくてはならないことが予想される。JPDR-II 計画における核設計手法が、この点にかなり考慮を払った方法であるので、その成果が直接的に適用されることが期待される。

3. 照射スケジュール

JPDR の炉心で Pu 燃料を照射するスケジュールは、JPDR-II 計画および Pu 入手事情の双方の条件で決定される。現在のところ、遅くとも1972年初めには照射を開始できであろうと思われる。

照射は第3表に示すように、大別して次の2段階で

—○—○— は燃料棒中心の、--●--●-- は減速材
外周のスペクトルを示す。
格子は TCA 実験用のもので、ピッチ、18.20 mm、
燃料外径 1220 mm、 $H_2O/PuO_2 \cdot UO_2 = 2.38$

第3図 $PuO_2 \cdot UO_2$ 格子内中性子スペクトル⁽⁷⁾
(THERMOS コードによる計算値)

進める。第1段階は燃料集合体としての特性を調べることを中心課題とするもので、JPDR 内の最も出力比の高い場所へ $PuO_2 \cdot UO_2$ 燃料集合体を4~12体挿入して照射する。これらの集合体についてはなるべく燃焼度を増すことを眼目にする。これらのうち2体はなるべく UO_2 燃料集合体と似た特性を持つように設計したもの、他の2~10体は Pu の特徴を考慮に入れて設計したものとする。これらの照射特性を確かめた後、第2段階では $PuO_2 \cdot UO_2$ 燃料集合体32体を分散装荷 (Scatter loading) あるいは領域別装荷 (Zone loading) とし、この場合の炉特性の測定を中心課題とする。この場合の燃料集合体設計は第1段階での照射燃料の設計経験と照射実績をもとにして最適設計をしたものを採用する。一連の照射試験は約4ヵ年で終了し、この後、照射後破壊試験を実施する。この試験では局所燃焼度、燃料体の物性変化、核分裂生成物の放出率、被覆管の変化等を詳細に測定する予定である。

なお、この照射試験だけでは軽水炉へ再使用する $PuO_2 \cdot UO_2$ 燃料集合体の最適化条件を得るところまで到達するのは困難であろう。この計画では、最適化を行うに有効な設計手法を確立し、測定値と計算値との明確な比較対応に重点を置くべきであろうと考える。

4. TCA(軽水臨界実験装置)の利用

TCA は JPDR 炉心用の臨界実験装置であって、核的には JPDR と同じ特性を有している。この計画に対する TCA の役割は、JPDR あるいは一般的に軽水炉に適用される設計手法の妥当性を核的な部分について実験的に検討することである。

第 3 表 JPDR 照射計画

経 過 燃料集合体	第 1 年 (昭和47年)	第 2 年 (48)	第 3 年 (49)	第 4 年 (50)	第 5, 6 年 (51, 52)
	← 集 合 体 試 験 →		← 炉 特 性 試 験 →		← 照 射 後 試 験 →
TA 1~2 (C型)	2 体				
TA 3~4 (D-1 型)	2 体				
TA 5~8 (D-2 型)			4 体		
TA 9~13 (D-3 型)			5 体		
TA14~33 (D-1-型)			20 体		
燃 料 集 合 体 数	4	12†	32	32	

- 注 (1) 燃料集合体は Removable-type とする。
 (2) TA 1~13までのものは燃料集合体としての特性試験に重点を置く。
 (3) C型は、現在のU燃料集合体となるべく同一特性のものとする。
 (4) D型は、Pu の特徴がある程度生かしたものとする。
 (5) TA 9~33は初期の照射試験結果を参考として設計する。
 (6) 出力分布のピーキング(水平, 垂直, 局所)およびこれまでの稼働実績を考慮して得られる年間照射量は、アセンブリーとしては約1,950 MWD/T・Y, 炉内最高点では約3,500 MWD/T・Y 程度と推定される。
 † 第1年に照射した燃料集合体1体は第2年に破壊試験を行う。

TCA における実験の立場は2つある。1つはやや一般的にパラメトリックな測定を行い、設計法を一般的な観点から検討するもの、他はJPDRに挿入する燃料集合体についてその核的特性を照射前に詳細に測定し把握しておくものである。本計画に関してもこの両方の測定を適宜おりまぜて進めて行くことになる。

具体的な実験項目は、臨界値、出力および中性子束分布、格子定数、スペクトル因子、有効断面積比、制御棒反応度効果、反応度係数、動特性定数等を、格子間隔、炉心構成、温度、ボイド率、液体毒物濃度および可能な燃料組成、燃料寸法をパラメータとして測定することである。しかし、これらの組合せは膨大であり全部を行うことは非現実的であるので適当に項目を選択して測定を行う。これらにおいての最重点は、第Ⅱ章で述べたように、格子内の詳細な反応率分布の測定と、不均一格子における出力分布の詳細な測定に置か

れる。

実際の測定は第4表に示すように、Pu 燃料の入手可能性に応じて次のステップで順次進められる。

(1) 単一燃料棒実験 軽水減速の熱中性子スペクトル体系の中に1本の $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料を挿入し、その反応度効果および燃料棒内外の反応率分布を測定する。計算法を検討するための最も単純な形状での測定である。この測定においては、 PuO_2 富化度、燃料直径、減速材中の液体毒物濃度をパラメータとする。この測定は上記以外に、 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料中の測定法の開発、振動充填燃料の特性確認等も主要な目的としている。

(2) Halden 炉照射用集合体 (IFA 159および160) 実験 照射試験を受ける $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料集合体の核設計法を検討し、あわせて $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 系の測定データを蓄積する。測定は出力分布、中性子束分布、反応度効果について行う。ここで、 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料集合体内

第 4 表 TCA 実験計画

経 過 項 目	昭和42年	43 年	44 年	45 年	46 年	47年~
(1) 単 一 燃 料 棒 実 験	. . .					
(2) Halden IFA 実 験						
(3) 最小領域格子実験						
(4) $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 系臨界実験						
(5) JPDR モックアップ実験						
(6) 燃 焼 度 追 跡 実 験						
	施設準備 JP-1燃料 Pu 燃料					

の出力分布および $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料集合体と UO_2 燃料集合体よりなる混合炉心の出力分布を測定する上で、の問題点を明らかにする。

(3) 最小領域格子実験 領域の中央部では $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 系のスペクトルを有するようになる程度の $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 格子領域が UO_2 格子領域で囲まれた 2 領域炉心において格子定数の測定を中心に行う。この際、減速材対燃料体積比をパラメータとする。この領域の大きさは、JPDR の 1 燃料集合体程度であるので、この段階で JPDR 模擬炉心を用いた不均一格子に関する測定も行う。これを JPDR 照射集合体設計の参考とする。

(4) $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 系臨界実験 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 単領域炉心で格子実験を行う。この段階では、不均一格子に関する測定をさらに広範囲かつ詳細に行い、JPDR 燃料集合体の設計確認をより高度に行う。また、この炉心に至って反応度係数の測定を行う。

(5) JPDR モックアップ実験 JPDR に挿入する燃料集合体そのものを用いて、その出力分布、制御棒効果等炉内での特性解析に必要な測定を行う。

(6) 燃焼度追跡実験 反応度測定装置による燃料の等価反応度測定と、半導体検出器による γ 線スペクトル分析を手段として照射済燃料の局所燃焼度測定を行う。ただし、この実験を $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料に関して行う前に、 UO_2 燃料についてその実験技術を確認しておく予定である。

現在は、(1)の全予定と(2)の前半が終了し、(2)の後半と(3)の準備中である。これらの実験研究は原研と動燃事業団との共同研究の下に、民間会社からの研究員の参加もあり、順調に進められている。

V. あとがき

最後に、この計画を進めるに当たって強調されるべき点を2,3記しておきたい。まず第1には、Puの熱中性子炉利用あるいは軽水炉利用の問題は、一般に経済的観点からとらえられている。むしろこの観点に立ってしかるべきであるし、また経済的観点から全く無意味な計画であればあえて推し進める必要はなかろう。しかし、現在のわが国の原子力開発のレベルはまだ経済的価値判断だけで採否が決定され得るほどまでに至っていないのが実情ではなかろうか。もし経済的価値判断のみに立つならば、Pu再使用技術の情報はすべてGE社やWH社から買うのがより経済的であるとの答が出て来るかもしれない。むしろ、本計画を技術開

発的なものとしてとらえ、とくに燃焼度と共に変化する特性の測定および解析に重点を置いて、それを将来の新型転換炉または高速炉で必然的に起る同様の問題に対する技術的基礎として蓄積するとの観点をとって研究を進めることが必要である。

第2に、Pu再使用や燃焼度の研究は、改めて新しいものを創り出そうとするもの(開発の第1段階)ではなく、いかに使いこなすかという第2段階の問題に属するものである。したがって、第1段階に要するほどの人的・資金的投資は必要ではない。しかし原子炉においては、その特殊性のために第2段階の有する意味はきわめて大きいものであり、それゆえにこれへの投資は必要であり、投資効果も大きいであろう。

第3に、現在では充分な量のPuの入手がきわめて困難であり、種々の組成のPuについて研究を進めることはできない。したがって、むしろPu組成についてのパラメータは少なくして測定の精密化に力を注ぎ、その結果をもととして国際協力をおしすすめて、パラメトリックな情報を手に入れるという路をとるのが得策ではなかろうか。さらに、この分野についての国際協力は情報の交換のみでなく、人や物の交換まで含めて大いに進めるべきであると考えられる。

JPDR および TCA の本研究計画を立案するにあたって貴重なご意見、ご示唆をいただいた動燃事業団中村康治Pu燃料部長、望月恵一主任研究員(旧原研動力試験炉管理部第2課長)、小林節雄副主任研究員、日本原子力発電機今井隆吉燃料課長、立花 昭開発計画室主査、原研森島淳好燃料設計研究室長およびJPDR研究委員会Pu分科会の委員の諸氏に厚く御礼を申し上げます。

— 参 考 文 献 —

- (1) DAWSON, F.G.: Pu 利用に関する IAEA パネルへの提出論文, (1968).
- (2) 安川 茂, 植松邦彦, 湯本録三: JAERI-1123, (1967).
- (3) 原研シグマ委員会: THERMOS 用ライブラリー, (1967).
- (4) KEEPIN, G.R., et al.: *Phys. Rev.*, **107** [4], 1044 (1957).
- (5) SCHMID, L.C., et al.: BNWL-653, (1968).
- (6) CHRISTENSEN, D.E., et al.: BNWL-653, (1968).
- (7) 鶴田晴通, 菊池三郎: JAERI-memo 3087, (1968).