

# 玄海3号プルサーマル 佐賀県知事への要望書の補足説明

2005年9月

美浜・大飯・高浜原発に反対する大阪の会(美浜の会)

玄海3号プルサーマルの事前了解願いを受け入れないよとの「玄海3号プルサーマルを案じる全国の市民」152団体からの要望書[1]を8月29日に佐賀県知事に提出したが、その場で、内容について安全対策室などから質問が出された。しかし、時間も限られていたため、後で資料も提示して説明することにした。この小論はそのために美浜の会の責任で作成したものである。

ここで述べる内容の概略は以下のとおりである。

1. 原子力安全委員会が玄海3号プルサーマルの専門的審査の要求を拒否したことへの批判。
2. 安全性の根拠とされている海外実績とはいかなるものか—フランス及びドイツについて。
3. プルトニウムとウランの核特性の違い、及び安全を前提にした「安全解析」批判。
4. MOX燃料の特徴であるプルトニウム・スポットの危険性—FPガスが燃料を破壊する。
5. 使用済MOX燃料の特徴とその行方—原発サイトに永久保存の危険。
6. 何のためのプルサーマルか—溜まる核ゴミという無策の代償として人々に危険をもたらす。

## 1. 原子力安全委員会は専門的審査の要求を無視してよいのか

原子力安全委員会は、玄海3号プルサーマルについては専門部会を設けずに直轄審査とした。この点安全委員会は、佐賀県に対する7月25日の回答において、「直轄審査により行われる審査においても、部会審査と同様に、公正かつ厳正な審査が行われることに変わりはありません」と強調している。

しかし、部会審査とは異なる直轄審査を選ぶ以上、そうしてもよいという判断基準があるはずだ。この点、同回答では次のように述べている。「玄海3号機のMOX燃料の使用は、高浜3/4号機と同様に、燃焼度48,000Mwd/tのウラン燃料炉心に燃焼度45,000Mwd/tのMOX燃料を1/3炉心以下の範囲内で装荷することを基本としており、ウラン燃料の基本仕様、プルトニウム含有率等のMOX燃料の基本仕様は、いずれも既に審査がなされている高浜3/4号機のものと同じであり、高浜3/4号機等での審査結果を活用することにより、部会審査と同様の審査を行うことが可能であると判断されたため、直轄審査による審査を行うこととされたものです。玄海3号機と高浜3/4号機の出力は違いますが、上記『1/3MOX報告書』においては、出力の違いを念頭におきつつ検討が行われており、この場合、出力の違いは審査上の大きな課題とはされていません」。つまり、玄海3号と基本仕様が同等な高浜3・4号機の審査結果があるのでそれを適用できること、出力の違いはあるがそれは審査上の課題とはされていないことが直轄審査を行う理由である。結局、審査内容・方式について決まった処方箋がある場合に直轄審査ができると判断している。

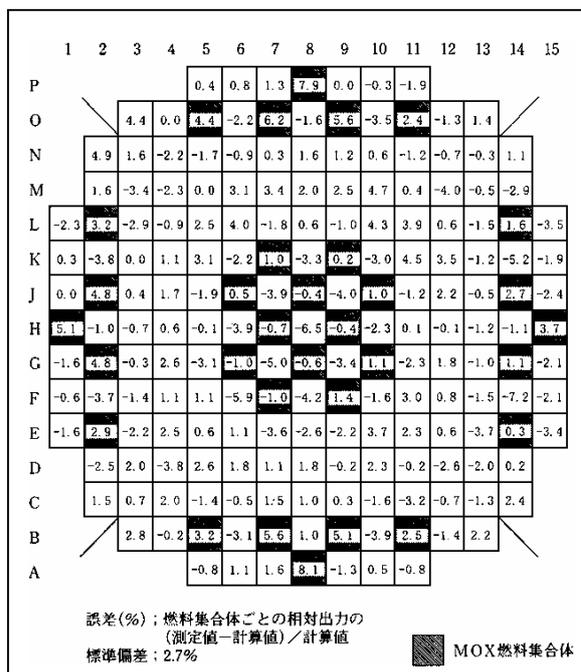
ここで2つの疑問点が浮上する。第1は、7年前の1998年の高浜3・4号の審査結果を絶対化していることである。このときは第95部会が設置されたが、その審査結果の第95部会資料[2]は許可が下りた後になって初めて公開されたので、その審査に関する一般からの批判を受けていない。7年間の知見の進歩などを考慮すれば、その審査結果自体が再検討されるべきものではないだろうか（この点に関する批判は後で述べる）。

第2は、出力の違いは本当に問題にならないのかということである。高浜3・4号は90万kW級なのに対し、玄海3号は120万kW級である。フランスでは90万kW級のプルサーマルは許可されているが、120万kW級は許可されていない。

出力の問題は「1/3 MOX 報告書」[3]によって解決済みだと安全委員会は強調しているが本当だろうか。また、安全委員会に対する小山の意見(6)に対する回答(原子力安全委員会ホームページ)の中では、「安全設計上重要な燃料中心最高温度に対する最大線出力密度は同じであり」とも述べている。出力が違って燃料棒本数はそれに依りて増えるので、燃料棒1本当たりの出力に関する物理量が基本的に変わらないのは当然である。安全委員会の論理でいけば、高浜3・4号が許可されるのなら玄海3号の審査自体が不要だということにならないだろうか。

出力の問題は「1/3 MOX 報告書」の付録2で取り上げられ、「PWRにおいては、ウラン燃料集合体のウラン濃縮度はほぼ均一であるが、MOX 燃料集合体では集合体内にプルトニウム富化度分布が存在することによる影響及びウラン燃料集合体と MOX 燃料集合体の混在による相互の影響を考慮する必要がある」と書かれている。玄海3号は高浜3・4号と同一の MOX 燃料集合体を用いるが、出力が違うので炉心内の MOX 燃料集合体の数や配置が異なる。すなわち、「混在による相互の影響」が違ってくることになる。

では、同報告書の付録2では、玄海3号並の出力の場合どのように考慮されているのだろうか。MOX 炉心用に作成したコードで集合体ごとの出力を計算した結果を、実測値と比較することによってコードの妥当性がチェックされている。実際に付録2の図2-3で提示されているのは、玄海3号と同じ193体の集合体をもつ海外の炉心である(どの原発かは不明)。それは右図で示されており、MOX 燃料集合体を数えると32体で、玄海3号の MOX 燃料集合体数48体の2/3程度しかない。しかも、プルトニウム富化度は書かれていないが、海外の炉心なので、恐らく玄海3号の場合の半分程度しかないと思われる。



「1/3 MOX 報告書」[3] 付録2. 図2-3

結局、「1/3 MOX 報告書」でチェックされているのは、集合体数は玄海3号と同じなので出力も同程度だと思われるが、MOX 炉心としてのレベルは相当に低い場合である。玄海3号 MOX 炉心の MOX 集合体数や富化度がここでチェックした海外の炉と同程度なら、確かに安全委員会のいうことは当てはまるが、これでは出力は問題ないなどと大きな声で言えるような代物ではない。

1999年に高浜4号 MOX 燃料のデータ不正を隠電や政府が隠そうと画策して以来、プルサーマルに関する不信感は大きく広がっている。それにもかかわらず、10年前の判断や7年前の審査結果を頼りにして直轄審査にするのは如何にも後ろ向きの審査姿勢ではないだろうか。

## 2. 「海外の実績」は玄海プルサーマルの安全性を保証するか

### (1) 安全性の根拠としての海外の実績

九州電力などは海外の「実績」をもってプルサーマル安全性の重要な根拠としている[4]。しかし、そこで挙げている「実績」とは、プルサーマルを実施した原発の基数及び MOX 集合体数だけである。プルサーマルの安全性が基数と体数だけで保証されるのだろうか。

プルサーマルとは、ウラン燃料を用いるように設計された原発で、その設計に反して、ウラン

とは特性の異なるプルトニウムを混ぜた燃料 (MOX 燃料) を燃やすことである。そうすると、プルトニウムがどれだけ混ぜられているかを示す富化度が、ウラン燃料との区別を示す重要な指標となる。また、両者の特性の違いが、どれだけ燃やすかという燃焼度と関係して現れることもよく知られている事実である。それゆえに、安全性の基礎として海外の実績をいう以上、富化度と燃焼度に必ず目を向けるべきである。

海外の主な実績はほとんどフランスとドイツに限られるので、それらについて「プルトニウム利用に関する海外動向の調査 (04) (2005年3月 アイ・イー・エー・ジャパン)」([5]:以下、「調査04」と記述)に従って見てみよう。

## (2) フランスの実績

フランスでは、許可されているプルサーマル炉 20基はすべて 90万kW級で、玄海3号のような 120万kW級は許可されていない。現在、右表(「調査04」第8.11表)のように、ウラン燃料は4サイクル、MOX燃料は3サイクルのハイブリッド管理が行われている。

EDF の MOX 炉心管理計画 ([5] : 第 8.11 表)

炉心管理方法	年	UO2 燃料	MOX 燃料
3 サイクル	1995	36 体 (3.25%) 35,400MWd/t	16 体 37,500MWd/t
ハイブリッド管理 UO2:4 サイクル MOX:3 サイクル		28 体 (3.7%) 43,000MWd/t	16 体 37,500MWd/t
4 サイクル	2005~06	28 体 (3.7%) 45,000~48,000MWd/t (最高 52,000MWd/t)	12 体 45,000~48,000MWd/t (最高 52,000MWd/t)

・燃焼度は平均

後述するように、一番下の4サイクル管理方式はまだ許可されていない。運転時間は WISE-Paris によると、4サイクルウランで48ヶ月、3サイクルMOXで38ヶ月ということだから、1サイクルの運転時間は約12ヶ月で日本の13ヶ月より少し短い。ウランの濃縮度は3.7%で玄海3号の4.1%より少し低めであるが、ウランが最も長く炉内にいる時間はフランスが約48ヶ月、玄海3号は3サイクル約39ヶ月なので、フランスの方が長い。四国電力の伊方3号プルサーマルでは、フランスと同様のハイブリッド管理方式が予定されているが、その場合のウラン濃縮度は4.8%でフランスより相当に高い。

MOX燃料集合体は玄海3号と同じ17×17型が採用されている。1998年4月の関西電力回答では、フランスのMOX燃料集合体の平均富化度は、Pu-t(トータル)で5.3%、Pu-f(核分裂性)で3.7%とのことであった。ところが、ウランの燃焼度が上がったために、それを再処理して抽出するプルトニウムの質が落ち、「核分裂性プルトニウムの比率が少なくな」った(「調査04」の44頁)。そのため電力会社のEDFはMOX燃料集合体の富化度を上げる申請を1996年に行い、Pu-tで7.08%にまで上げる許可が得られて(いつかは不明)、現在のハイブリッド管理で用いられているAFA-2G型ではPu-t富化度は7.0%となっている(「調査04」第1.9図)。このAFA-2G型MOX燃料集合体を玄海3号のMOX燃料集合体と比較して次表で示そう(MOX仕様は玄海3と高浜3・4で同じ)。

MOX 燃料棒	フランス AFA-2G 型		玄海 3 号で使用する MOX 燃料集合体		
	本数	Pu-t 富化度%	本数	Pu-t 富化度%	Pu-f 富化度% (#)
低富化度	12	1.8	12	4.5	3.05
中富化度	68	5.17	76	6.2	4.15
高富化度	184	8.0	176	10.6	7.15
合計/平均	264	7.0	264	9.06	6.1
集合体燃焼度	最高約 40,000MWd/t		最高 45,000MWd/t		

(#) 1998年4月の関電回答[14]による (Pu-t 中の Pu-f を約6.7%としていることになる)。

フランスの AFA-2G 型の核分裂性プルトニウム富化度がいくらかはつきりしないが、プルトニウムの質が落ちて「核分裂性プルトニウムの比率が少なくなる」（「調査04」44頁）ために、Pu-t 富化度を 5.3%から 7.0%に引き上げたことからすると、Pu-f 富化度は以前の 3.7%とそれほど変わっていないものと考えられる。玄海3号の Pu-f 6.1%と比べて相当に低いことは確かである。

なぜそのような差があるのか、政府の説明によれば「効率」の問題らしい。2005年9月9日の佐賀県への説明で、原子力安全・保安院の佐藤課長は古川知事の質問に答えて次のように述べている（佐賀県ホームページ）。「わが国の計画であるウラン濃縮度よりも、フランスの場合はウラン濃縮度も若干日本よりか低目の数字になってございます。それぞれの運転パターンに応じて、どのような燃焼のさせ方をしたら効率的かというような観点で若干それぞれの考え方が違ってまいりますので、数字に違いが出てくるというものでございまして、何か安全上の制限があつてその数値を下げていないわけではなく我々は承知しております」。「濃縮度を下げて運転するということは可能ではございますけれども、若干それは燃料の使い方が効率的でなくなったりするようなケースがありますので」、日本ではフランスより高いウランの濃縮度に合わせて MOX 燃料集合体の富化度を決めているそう。同じ出力を得るのに日本ではフランスより濃縮度を高くしているわけだが、それがなぜ「効率的」なのかはまったく不明である。フランスの方が1サイクル期間は少し短い、ウラン燃料が炉内で燃える期間は4サイクル方式でより長いため、低い濃縮度（3.7%）でより多くの熱を発生しているのである（フランスの燃料取替え方式は予定の伊方3号プルサーマルのハイブリッド方式と同じようだが、伊方3号ではウランはステップ2で濃縮度が4.8%もある）。

それはともかく、フランスではウランの濃縮度も MOX の富化度も低い値をとっていることは事実であり、フランスの実績というのはその低いレベルでのものなので、その実績が直ちにプルサーマル安全性の根拠となるかどうかには、別の観点からの検証が必要だということになる。

さて、この問題に関連してフランスでは今年新たな動きがあつた。電力会社の EDF は現在のハイブリッド管理ではなく、MOX 燃料も4サイクルまで燃やすような管理、つまり MOX 燃料もウラン燃料も1/4炉心という同等な管理（この同等性は「パリティ」と呼ばれている）にしたいと願っていた。そのための申請を2001年7月頃に規制当局に出しているが、その場合 MOX 燃料集合体の最高燃焼度は現在の約 40,000MWd/t から 52,000MWd/t になる。また Pu-t 富化度は WISE-Paris の Yves Marignac によれば、9.0%近く（8.65%）になるとされている。この Pu-t 富化度は前頁の表を見れば、玄海3号と同程度であることが分かる。このようなパリティ燃料管理への移行を、2004年に1基の90万kW級で実施し、2005年に9基を追加し、2006年に20基すべてで実施する計画であつた（「調査04」44頁）。

ところが、2005年3月の Nuclear Fuel 誌[6]によれば、パリティ管理を申請していたトリカスタン3号炉について規制当局は許可しなかつた。その理由は、高燃焼度に付随して起こる燃料被覆管の酸化や FP ガスによる内圧の高まりに懸念があり、それらが基準内に納まることを申請者が必ずしも示していないということである。このようにフランスでは、燃焼度と富化度は少なくとも当分の間、玄海3号よりかなり低いレベルに抑えられることになった。この事実は、燃焼度や富化度が安全性の問題と密接に関係していることを如実に示している。

### （3）ドイツの実績

ドイツでは18基の原発（PWR12基とBWR6基）があるが、2003年末時点でプルサーマルの許可を受けているのは、PWR8基とBWR2基の合計10基である。2000年末までに装荷された MOX 燃料集合体数は PWR が 646 体、BWR が 385 体である（「調査04」78頁）。また、1999

年末までに原発に納入された核分裂性プルトニウム量でみると、PWRが 10.1 トン、BWRが 1.4 トンなので、明らかにPWRのウエイトが高い（「調査04」第2.7表）。

9月9日の佐賀県に対する国の説明の中で、原子力安全・保安院の佐藤課長は、古川知事の「ドイツはどうか」との質問に対し、「ドイツの場合はBWRが中心でございまして、BWRの場合の濃縮度なり、プルトニウム含有率の考え方というのはまた違ってまいりますので、余り比較にならないんじゃないかと私は思います」と答えている。いったいどのような資料に基づいているのだろうか。

ドイツのプルサーマルは許可条件も実績も原発ごとにずいぶんと異なっている。そこでPWRで実績の格段に高いブロックドルフ原発について具体的に見てみよう。ブロックドルフの出力は玄海3号の118万kWを上回る144万kW、総集合体数は玄海3号と同じ193体であり、MOX燃料集合体は2000年末の実績で許可条件一杯の64体が入っている（「調査04」第2.5表）。MOX燃料集合体の許可条件はPu-f 富化度が3.9%で1体当たりのPu-f 重量は20.8kgである（「調査04」第2.9表）。玄海3号のPu-f 富化度6.1%、1体当たりのPu-f 重量28.0kgと比べて相当にレベルが低い。装荷の実績で見ると1999年末現在で納入されたMOX燃料集合体の合計が104体でそのPu-f 重量が2,032kgだから1体当たりのPu-f 重量は19.5kgであるので、ほぼ許可条件一杯のPu-f が使われていることが分かる（「調査04」第2.7表）。なお、この炉の燃料集合体は16×16タイプで20本の案内管と4本のウォーターロッド分を除く232本の燃料棒で構成されている（「調査04」第7.11図）。玄海3号の燃料集合体は17×17形で25本の案内管を除く264本の燃料棒で構成されている。結局、ブロックドルフの中には最大で64体のMOX燃料集合体が入るが、そのPu-f 重量は1,248kgであり、玄海3号の48体分1,344kgより低い。なお、ドイツの第2位はウンターバーザー原発で、Pu-f 富化度の許可条件が3.1%とさらに低く、装荷Pu-f 量の実績は918kgで、ブロックドルフより相当にレベルが低い。

ドイツの原発全体について見ると、許可条件としては最大Pu-f 富化度が4.65%、最大燃焼度が48,000MWd/tとなっている（「調査04」第8.4表）。MOX燃料集合体の燃焼度の許可条件としては玄海3号の45,000MWd/tより高いが、実際の燃焼度がどうなっているかはデータが不足しているため不明である。とにかくPu-f 富化度が玄海3号より相当に低いのは事実であるため、ドイツの実績がそのまま玄海3号プルサーマルの安全性の根拠となるかどうかには、富化度に関する別の考察が必要だということになる。

### 3. プルトニウムはウランと特性が異なる一安全解析の怪

プルサーマルとは、ウラン燃料を用いるように設計された原発（軽水炉）で、ウランとは特性の異なるプルトニウムを混ぜた燃料（MOX燃料）を燃やすことである。プルトニウムは核分裂性能、中性子の吸収性能の両面でウランとは著しく異なっている（次図グラフ参照[7]）。

次の上図グラフは、核分裂する確率（に比例する量）を示している。縦軸が対数目盛であることを考慮すると、プルトニウムはウランより相当に核分裂し易いことを示している。また、下図グラフは、中性子を吸収する”確率”を示す。やはりプルトニウムはウランより中性子を吸収し易い傾向があることを示す。つまり、プルトニウムは核分裂し易いと同時に、中性子を吸収して核分裂を妨げるという両面において、ウランとは異なる性能をもっている。後者の性格から、中性子を吸収すべき制御棒の効きが悪くなる。

玄海3号のMOX燃料集合体では3種類のプルトニウム富化度（濃度）をもつ燃料棒が17×17の領域に264本並べられ（25本分は制御棒用及びケーブル用）、そこにすでに不均一がある。炉心では、MOX燃料集合体を従来のウラン燃料集合体と一緒にモザイク状に並べる。「プルトニウム

は普通の炉でも燃えている」というが、これらの不均一は従来のウラン炉心ではけっして存在しないものである。

プルサーマルは1/3 MOX 炉心までならウラン炉心と基本的に変わらない、どんな事故が起きても無事に収まるようになっていると国や電力はいうが、それは安全解析による結論に過ぎない。その安全解析がどのようなものかは、蒸気発生器細管の損傷が頻発したときの対応を見れば明らかになる。例えば、関西電力の高浜2号では、1980年代に細管の損傷が次々と起こり、その都度細管に栓をして使えなくなったり、内部からスリーブ（継ぎ当て）補修をしたりした。その分細管内の流れが悪くなるため、例えば1次冷却水喪失事故時に炉心の冷却性が落ちて、燃料温度が高まり、燃料が破壊される傾向が高まるはずである。ところが、損傷が増えるにつれて解析方法を変え、損傷が増えれば増えるほど安全になるという無茶苦茶な安全解析を編み出した。その根拠は、これまで安全余裕をとり過ぎていたが、新たな知見によって燃料温度がそれほど上がらないことが明らかになったというものであった。高浜2号はついに1991年には全細管の約62%（約1万本中の6千本以上）に損傷が起こるまでに至ったが、それでも損傷ゼロのときと同じ安全性が保たれているとした。最後はついに蒸気発生器を取り替えたが、それはあくまでも修理費などのせいであって、安全性には何の問題もなかったと、関電も政府も強弁したのである。

この経緯を見ると、安全解析とは安全という結論が先にあって、その結論に合わせるように解析することだということが分かる。安全解析はけっして頭から信用していいというものではない。

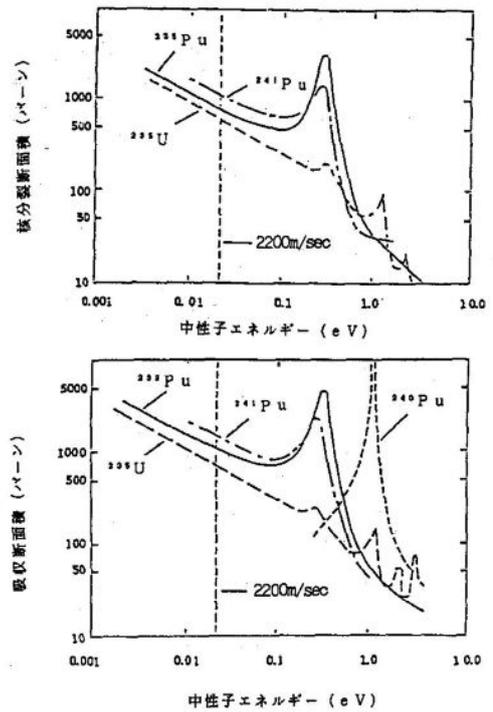
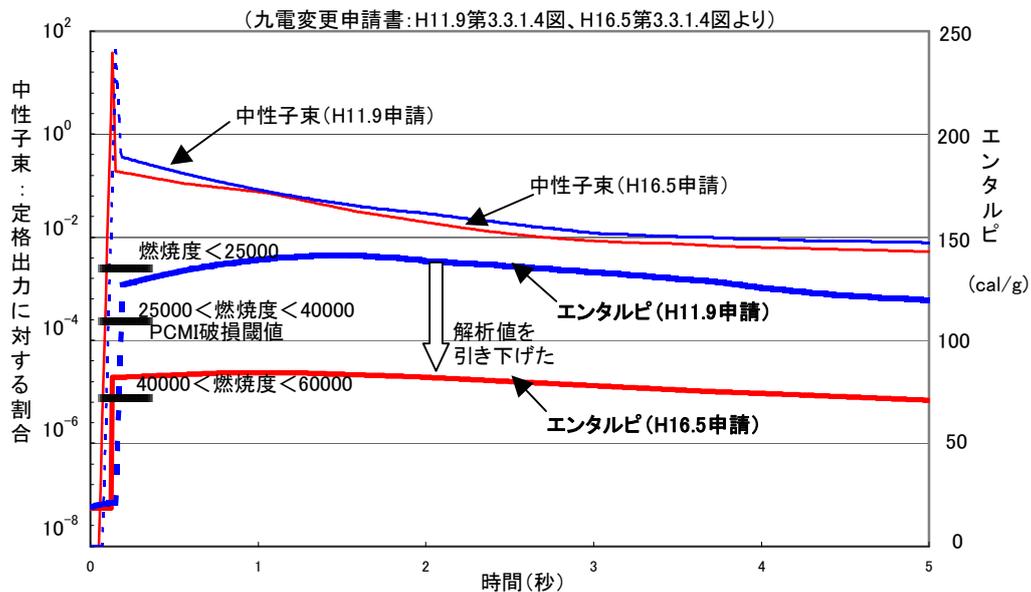


図5.1.3 プルトニウム-239, プルトニウム-241, ウラン-235の核特性

### 玄海3号: 制御棒飛び出し解析(サイクル末期高温零出力)―新旧比較





すまず安全になっていくが、これでは命がいくつあっても足りない。

前期の日本原子力研究所で行われた制御棒飛出し事故の模擬実験は、ウラン燃料を使って行われており、高燃焼度 MOX 燃料を使った実験はこれから行う計画になっている[9]。後述するように、MOX 燃料ではクリプトンやキセノンなどの核分裂生成ガスが燃料内により多くたまるために、燃料破壊がより激しいと予想されるが、現在の基準はウラン燃料と同じにとられている。その判断でよいかどうか、実験結果を待つべきであり、少なくともそれまではプルサーマルを実施すべきでない。

#### 4. プルトニウム・スポットの危険

##### (1) プルトニウム・スポット

プルトニウムが高濃度の塊状で存在することは、ウラン燃料にはない、MOX 燃料の著しい特徴である。プルトニウムの高濃度の塊はプルトニウム・スポットと呼ばれている。プルトニウム富化度が高くなるほど、プルトニウム・スポットが河原の石のようにゴロゴロと高密度で存在することが右図から分かる。

MOX 燃料は酸化ウラン粉末と酸化プルトニウム粉末を混ぜて製造されるが、フランス・コジエマ社の MIMAS 法の場合は、まず濃度約 30%の MOX 粉末をあらかじめつくっておく。顧客の注文がくると、その注文富化度に合うように、30%MOX 粉末にさらに酸化ウラン粉末を混ぜて混合粉末をつくるのである。つまり 2 段階混合法である。

このようにして出来上がった MOX 燃料のプルトニウム分布が下の分布グラフで示されている。これは 1998 年の高浜プルサーマル審査より後の、2001 年 3 月に公表された原子力発電技術機構の報告書[10]の中の図 4.4.1-9a と 9b から高富化度の場合を抜き出して作成したグラフである。ペレット断面の中間部から約 1mm×1mm の領域を抜き出し、それを約 1000 等分した 1μm×1μm の網目領域に分け、約 100 万個の各網目のプルトニウム（トータル）濃度を測定する。同じ濃度をもつ網目がいくつあるかを数え全網目数で割って度数分布をつくったのが「面積」と書いた実線のグラフである。その値に横軸のプルトニウム濃度を掛けるとプルトニウム量になるが、それを全プルトニウム量で割ったグラフが「プルトニウム量」と書いたグラフである。

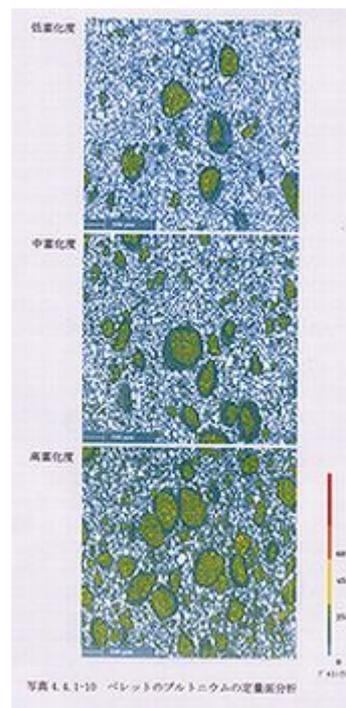
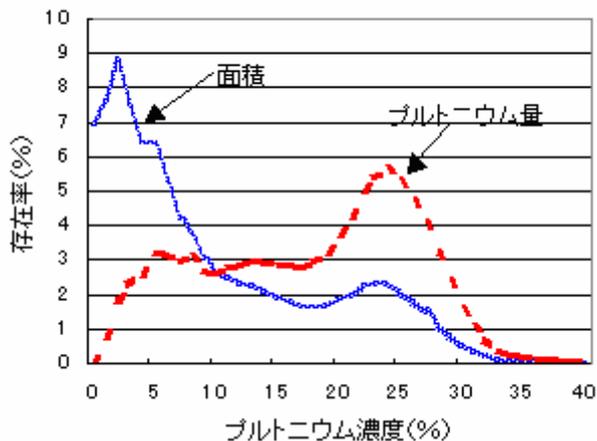


写真 4.4.1-10 ペレットのプルトニウムの定量面分析

明らかに濃度約 25%に山があるが、このことは第 1 段階の 30%MOX 粉末が第 2 段階の混合時にうまく混ざり合わないで残っていることを示している。濃度 20%以上のプルトニウム量は、全プルトニウム量の約半分(48.5%)を占めている。このような分布をもつ MOX 燃料は、高浜プルサーマルの審査をした第 9 5 部会では検討されていない。そこで検討されているのは、高濃度の山がほとんど見られないような分布をもつ MOX 燃料である（第 9 5 部会資料、Q3-7 への回答・図 1 (2/2)）。

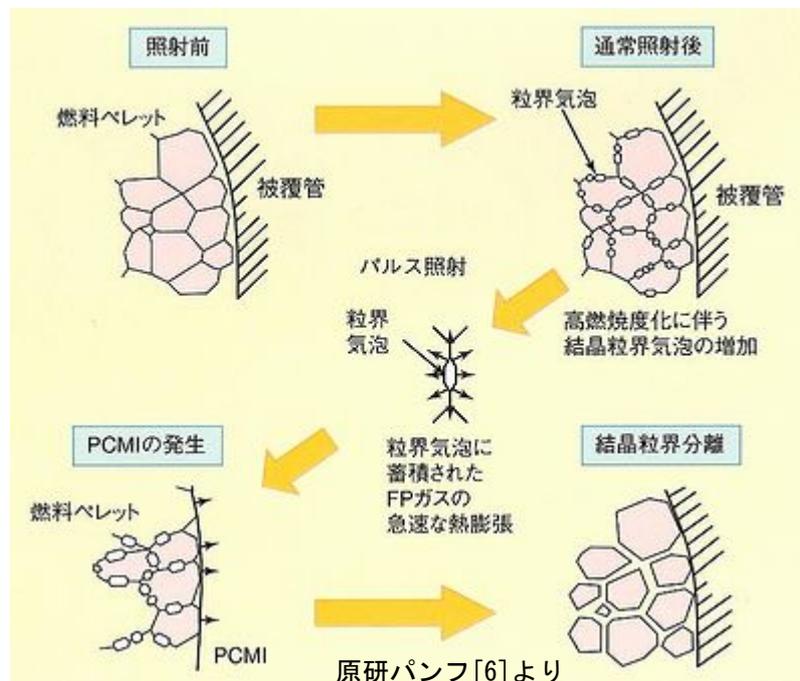
コジエマ社製 MOX 燃料のプルトニウム分布(高富化度・中間部)



なお、第95部会では、プルトニウム・スポットが温度に与える影響について詳細に解析されていると、安全委員会は小山の意見（5）への回答で強調している。その解析とは、安全委員会回答で引用されている報告書[11]である。ところが、この報告書の解析では、燃料の内部構造が燃焼が進んでも変化しないと仮定されているが、プルトニウム・スポットは後述するように、燃料の内部構造に著しい変化をもたらすので、この解析は非現実的な仮定に立っている。実はこの解析は、プルトニウム・スポットがFPガス放出挙動におよぼす影響を調べる実験を将来行うための、準備的な、熱的挙動に限定したものであることが、報告書自体の中で確認されているのである。このような初歩的考察の結論を絶対化して安全性を強調するのは一種の虚偽である。その後、予定されていたはずの解析や実験の進歩を踏まえて、新たな安全性判断が行われるべきである。このような小山の意見(7~10:8月16日:安全委員会ホームページ)を安全委員会は無視して答申に踏み切っている。

## (2) 核分裂生成ガス(FPガス)の放出

プルトニウム・スポットでは核分裂が激しく燃焼度が局所的に非常に高くなる。ここでは、核分裂によってクリプトンやキセノンなどの気体(FPガス)が発生する。その気体は、結晶粒と結晶粒の間の結晶粒界に蓄えられたり、スポット付近に形成される空洞(ポア)に蓄えられたりする。多くのFPガスが結晶粒界に蓄えられた状態で、前述の制御棒飛び出し事故が発生するとFPガスがさらに発生するとともに膨張し、右図のように結晶粒をバラバラにする力が働く。原研で行われた実験



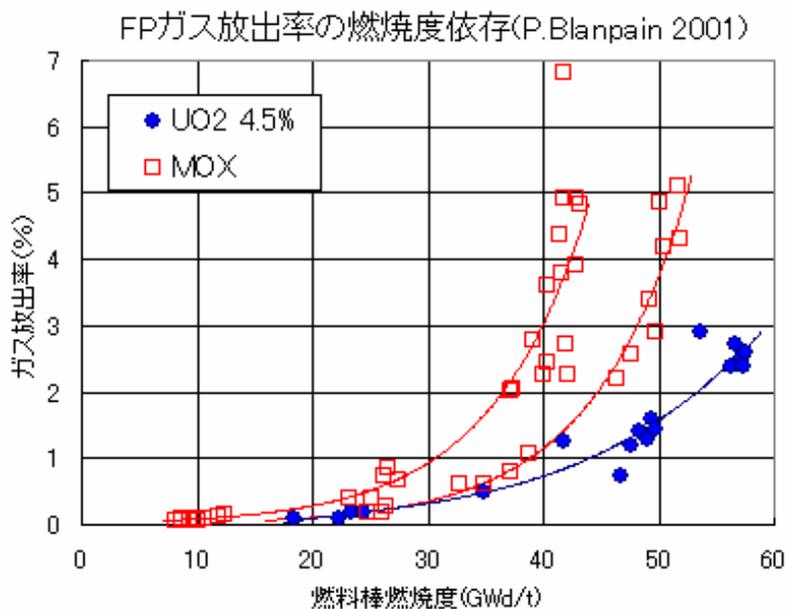
では、まさに結晶粒程度の大きさのレベルにまで燃料は粉々になり、劣化していた被覆管も同時に破壊されて、粉々燃料が冷却水中に飛び散ったのである[8]。

それはさておき、通常運転の状態、燃焼が進んでFPガスが燃料内に蓄積されると、やがては燃料ペレット外部に向かうように形成される経路を通して、FPガスはペレット外へ放出される。燃料ペレット内で生成されたFPガスのうちペレット外へ放出される割合は「FPガス放出率」と呼ばれている。FPガス放出率が高いと、燃料被覆管の内圧が高まり、被覆管を押し広げる。燃料と被覆管の間には運転当初は隙間がつけられているが、燃焼が進むにつれて隙間はふさがりようになる。しかし、内圧が高まると隙間が再び形成される(ギャップ再開)現象が起こるが、そうすると燃料から被覆管への熱伝達が悪くなり、燃料内に熱がこもるといった危険な状態が発生する。

では、プルトニウム・スポットをもつMOX燃料では、FPガス放出率はウラン燃料と比べてどのように異なるだろうか。このようなデータはフランスのP. Blanpainらによって1994年頃から公表されているが、次図は2001年に公表されたデータである(TopFuel 2001[12])。横軸には燃料棒

平均燃焼度がとられている。縦軸は FP ガス放出率である。明らかに燃焼度が 40,000Mwd/t(=40Gwd/t)を超えた付近で、MOX 燃料では放出率が急激に高まっている。実線はそれらの点集団に最も近いように筆者が指数関数で合わせたグラフである。燃焼度が 50,000 付近で再び MOX の FP ガス放出率が急激に高まっているが、これはグラブリーヌ原発での少数体(4 体)実験の結果である。このグラフを見ると、MOX 燃料はウラン燃料とは著しく異なる挙動を示しているのは明らかである(ウラン燃料の場合の実線は指数関数では合わないので 2 次曲線で合せている。それほどに両者の挙動には質的な違いがある)。燃焼度が 40,000 付近で MOX の FP ガス放出率は、高い場合でウランの 6 倍以上にも達している。

では、このような MOX 燃料の挙動のウラン燃料との質的な違いは、プルサーマルの安全評価に正しく取り入れられているのだろうか。高浜 3・4 号プルサーマルを評価した第 9 5 部会資料に沿って見てみよう。



### (3) 第 9 5 部会での FP ガス放出率の理論的扱い

第 9 5 部会資料では FP ガス放出率の問題について、資料第 95-1-8 号の付録 A 「MOX 燃料棒設計手法について」で解説されており、また Q 3-9 に対する回答としても説明されている。理論モデルとしては FINE コード及び FPAC コードがあるが、これらはいずれも ウラン燃料棒の照射挙動を解析するために開発されたモデルであることが明記されている。そして、MOX 燃料の FP ガス放出率は、ウラン燃料の場合の定数倍になると仮定され、その定数は燃焼度とは関係なく、FINE コードでは 1.3、FPAC の場合は 2.5 ととられている。つまり、MOX 燃料とウラン燃料には質的な差異はなく、単なる量的な違いさえ考慮すればよいとの考えに立っている。その理論的計算結果は実測値とよく合っていると第 9 5 部会資料では評価している。

しかし、そのような評価が虚偽であることは、上のグラフを見れば一目瞭然であり、定数倍の扱いが妥当なのは燃焼度が 40Gwd/t までであることが分かる。燃焼度が 40 や 50 付近の異常な挙動は、MOX 燃料に特有な構造があることを強く示唆しており、その理論的説明こそが問題になるはずなのに、第 9 5 部会資料にはそのような姿勢がまったく見られない。

### (4) MOX 燃料の異常な挙動は高出力のせいか

ところがここにもうひとつの本質的に重要な問題がある。それは第 9 5 部会資料の意見反映状況報告書(第 95-9-3)の項目 6 で説明されている。項目 6 は「MOX 燃料は燃焼度が 4 万 MWd/t を超えると急激に核分裂生成ガスや He ガスが発生するが、その対応策をどのように考えているのか」などの質問に対する回答であり、次のように答えている。

「フランスにおける MOX 燃料の照射データによると、照射 3 サイクル目において燃料棒燃焼度が 40,000Mwd/t を超えたところで FP ガス放出率の大きな増加が見られておりますが、これは当該

燃料棒の出力が約 22kW/m と高かったことによるものであることが確認されております。また、3 サイクル目において同様の出力(約 21kW/m)で照射し、その後、出力を低下させて4 サイクル目の照射を行った燃料棒について、燃料棒燃焼度約 52,000MWd/t を達成しておりますが、燃焼の進行による FP ガス放出の増加は認められなかったことも報告されております。これらのことから、出力が FP ガス放出率にあたる影響が大きいことがわかります。本申請においては、MOX 燃料棒の 3 サイクル目の出力は約 18kW/m と低く、この燃料棒出力に対応する FP ガス放出率は、上記フランスの照射データにおいても低いものとなっております」。

この内容は基本的に P. Blanpain らの 1995 年論文[13]に基づいていると考えられ、そこでは確かにおおむねこのような事実が指摘されている。この回答を見ると質問者は次のように思うだろう。“MOX 燃料で燃焼度が 40,000MWd/t (=40GWd/t) になると放出率が異常に高まると思ったがそうでもないのか。高くなるのは全部出力が 22kW/m と高かったためで、高浜では出力がせいぜい 18kW/m しかないから安全なのだ”と。しかし実は、P. Blanpain らの論文を正確に読むと、前記の回答には大変なごまかしがあることが分かる。

- ①回答では、燃焼度が 4 万を超えたところの FP ガス放出率の増大は、出力がすべて 22kW/m と高かったせいであるような書き方になっているが、原論文では出力が 22kW/m とほぼ一定だったのは燃焼度が 4 万 3 千の場合だと書かれている。上のグラフで見ると、燃焼度 40 (GWd/t) 付近の高い値の集団中でもっとも右にあり、放出率が 5%弱の 1 点に相当している。そして、高い放出率の集団は、出力が 15~22kW/m の範囲にあると記述されており、高浜原発での 18kW/m はこの範囲に入っているのである。
- ②回答では、燃料棒燃焼度が 52 (52,000MWd/t) 場合でも、放出率の高くない場合があることが指摘されているが、2001 年公表の前記グラフでは 50 付近で非常に高い場合もある。
- ③出力が FP ガス放出率に大きい影響を与えることは事実であるが、それなら“燃焼度が高くても出力さえ低ければ必ず FP ガス放出率も低い”という関係は成り立っているのだろうか。この性質は燃焼度が 40,000MWd/t までならほぼ成り立つことが示されているようである。しかし、いま問題にしている 40,000MWd/t 以上では明らかにバラツキが大きく、必ずしも成り立っているとは言えないようである。もし成り立っているというのなら、そのことを実測データで具体的に示すべきである。

#### (5) MOX 燃料 FP ガス放出率の異常は独自のプルトニウム・スポット構造に由来

結局、FP ガス放出率は、燃焼度と出力ばかりか出力の履歴などにも依存して決まるらしいことが P. Blanpain らの論文の中で示唆されている。出力が増えるということは核分裂が増えるということで、それだけ FP ガスも多く発生することになる。しかし他方、ペレットから外部へのガス放出率は、ガスの発生量だけでなく、それがどれだけペレット内に保持されるかにも関係して決まる。MOX 燃料で FP ガス放出率が燃焼度 40 (GWd/t) 付近で急に高まることは、ペレット内へのガス保持力がそこで急激に弱まることを示唆している。つまりその段階で、内部から外部へとガスが放出されるべき亀裂などの経路が顕著に発声するのであろう。

FP ガスがプルトニウム・スポットにおいてもっとも激しく発生することは、キセノンガスの測定によって確かめられている[13]。プルトニウム・スポットでは局所燃焼度が 100GWd/t 以上になるほどに核分裂が盛んに起こるためである。その FP ガスは燃焼度が高まるとともに周辺の酸化ウランの結晶粒界などにしみ込んでいき、それらの小さな泡はやがてスポット付近で大きな空洞を形成する。このようにして FP ガスはペレット内に保持されるのであるが、やがては、亀裂などを通してペレット外へと放出される。プルトニウム・スポットのないウラン燃料との挙動が違うの

は当然である。このような亀裂の発生などは確率的な事象として起こるのであろうから、ある MOX ペレットで起こることが別のペレットでも常に起こるとは限らないというように見るべきである。いずれにせよ、これらの挙動が理論的に解明されているのとは程遠い状態にある。

前記第9 5 部会の回答のようにごまかしの説明をしてまで確定された事象であるかのように見せるのは、きわめて危険な態度だと言わざるをえない。

## 5. 使用済 MOX 燃料の特徴とその行方

### (1) 使用済 MOX 燃料は搬出しなくてよい

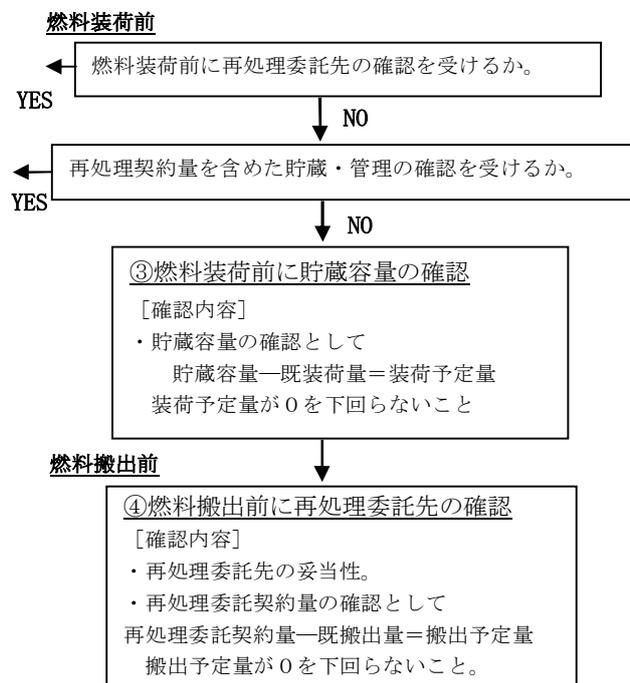
仮に MOX 燃料を使用した場合、その使用済み MOX 燃料はどうなるのだろうか。通常のウラン燃料の使用済み核燃料の場合は、六ヶ所再処理施設に搬出され、そこで再処理されることになっている。それゆえ、ウラン燃料を装荷する段階で、その趣旨を規制当局に報告することができる。しかし、使用済み MOX 燃料の場合は、六ヶ所再処理施設で再処理することができないので、そこに搬出することもできない。第2再処理施設では再処理が可能になるとされているが、第2再処理施設を建設するかどうかについては、今後の国の原子力政策の方向を示す「原子力政策大綱(案)」でも、「2010 年頃から検討を開始する」と書かれているだけである。

これでは、MOX 燃料を装荷する段階で、使用後にどこそこに搬出すると書くことはできない。以前のように、装荷する段階で使用後の搬出先を報告しなければならないことになっていけば、装荷は不可能だということになる。

ところが、平成 16 年(2004 年)3 月 12 日付で原子力安全・保安院が「使用済燃料の処分の方法」の確認について内規を改定したことによって、搬出しなくてもよいことが法的に合理化されたのである (<http://www.nisa.meti.go.jp/text/shinsaka/160312-2.htm>)。

どのような確認の受け方をするかが、その図 1 で説明されている(図 1 の最下行の「装荷予定量」は説明本文に照らして「搬出予定量」の誤りだと思われる)。図 1 を見ると、装荷前に再処理委託先の確認を規制当局から受けるという YES の選択肢があるが、使用済 MOX 燃料の場合はその選択肢は不可能なので、NO、NO という選択肢をたどることになる。そこで、その選択肢だけを抜き出したのが上図である。結局、「再処理委託先の確認」は使用済燃料の搬出前に受けてもよいことになっている。それゆえ、使用済燃料搬出の予定が立たなければ、再処理委託先の確認を受ける必要はないので、永久に搬出しなくても法的差し障りは起こらないのである。つまり、本来は装荷前に再処理委託先を明記させることを目的とした法規の中に、「搬出前に再処理委託先の確認」という概念を導入することによって、再処理委託先の指定を免れることを合理化するというように、法規の目的を逆転させたのである。

図 1 : 「使用済燃料の処分の方法」に係る  
確認手続きフローについて



**(2) 使用済 MOX 燃料は長期間の管理が必要**

使用済 MOX 燃料には、次の (3) で述べるように、長寿命の核種が多く含まれている。そのため、放射能の強さが容易に減少しない。このことは右図のように、使用済ウラン燃料との発熱量の比較から明らかである。横軸は炉内から取り出した以後の年数を示している。MOX の発熱量は、100 年経過してようやく 10 年後のウランのレベルよりまだ少し高いくらいである。

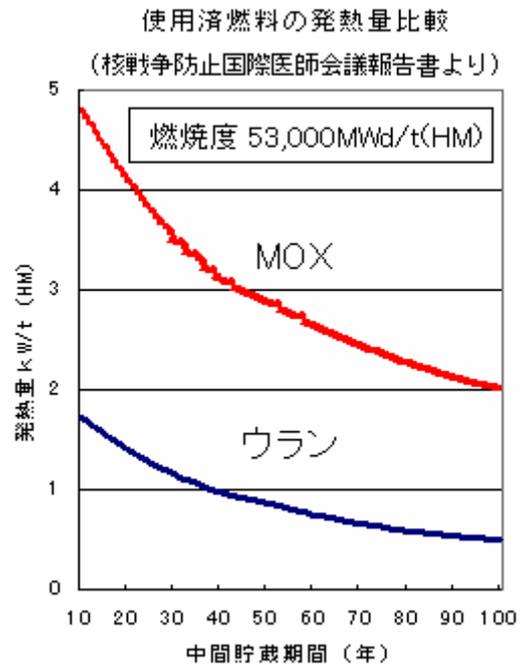
**(3) 使用済 MOX 燃料に含まれる長寿命核種**

使用済燃料のこのような性質の裏付けとなる超ウラン元素 (アクチニド) の存在が、ウラン燃料と MOX 燃料でどのように違うかを具体的に見ておこう。右のデータは、1998 年 4 月に大阪で市民と関西電力がプルサーマルをめぐって公開討論会を開催したときに、関西電力から提供されたものである [14]。

このデータは計算によって算出されたものであるが、その計算に使用した対象の条件となる初期濃縮度と燃焼度が右の表に書かれている。これらは実際に高浜 3・4 号炉プルサーマルで使用される燃料条件と一致しており、それゆえに玄海 3 号での燃料条件でもあると考えることができる。

右表は、取り出して 1 年後の 1 トンの使用済燃料中に含まれる放射能 (MBq 単位) を示している。使用済みのウラン燃料と MOX 燃料を比較すると、核分裂生成物 (全 FP 核種) は MOX 燃料の方が 1.1 倍多いだけだが、ウランより重い超ウラン元素 (全アクチニド合計) では、MOX 燃料の方が約 6.8 倍も多い。これらは寿命の長い核種なので、このことが前記のように MOX 燃料の発熱量が容易に減少しない理由である。

さらに、危険なプルトニウムに目を向け、使用済燃料 1 トン中の全プルトニウム放射エネルギーを求めると、ウラン燃料で 6.43E9 MBq、MOX 燃料で 3.97E10 MBq なので、MOX 燃料の方が 6.2 倍多い。また、プルトニウム各核種の半減期を用いて計算した重量を次頁の表で示そう。これを見ると、使用済燃料 1 トン中の全プルトニウムの重量は、ウラン燃料で 10.2kg、MOX 燃料で 51.4kg となって、後者の方が 5.0 倍多い。



**関電の回答 (1998 年 4 月) [14]**  
(計算に使用した燃焼条件)

	ウラン燃料	MOX燃料
初期濃縮度 (wt%)	4.1	Puf 6.1
燃焼度 (MWD/t)	48,000	45,000

**冷却期間1年時点での、使用済・ウラン燃料とMOX燃料の比較 (単位:MBq/t)**

核種		ウラン燃料	MOX燃料
全FP核種合計		1.0E11	1.1E11
主要 アクチニド 核種	U-235	5.8E02	8.1E01
	U-237	1.5E05	9.4E05
	U-238	1.2E04	1.1E04
	Np-237	1.9E04	2.7E03
	NP-238	2.2E03	7.8E04
	NP-239	1.4E06	1.3E07
	Pu-238	1.9E08	1.5E09
	Pu-239	1.3E07	4.3E07
	Pu-240	2.2E07	1.7E08
	Pu-241	6.2E09	3.8E10
	Am-241	1.7E07	2.4E08
	Am-242	4.4E05	1.5E07
	Am-243	1.4E06	1.3E07
	Cm-242	6.0E08	7.8E09
Cm-244	2.3E08	1.9E09	
全TRU合計		7.3E09	5.0E10
全アクチニド合計		7.3E09	5.0E10
全放射能合計		1.1E11	1.6E11

プルサーマル炉で重大事故が起こると、プルトニウムが重量比で約5倍、放射能比で約6倍多く出るということになる。原発の周辺は非常な長期にわたって危険極まりないプルトニウムで汚染されることになる。

使用済燃料(取出1年後) 1トン中のプルトニウム重量(kg)

Pu 核種	半減期(年)	使用済ウラン(U)	使用済 MOX (M)	倍率 M/U
Pu238	87.7	0.30	2.4	8.0
Pu239	24,130	5.66	18.7	3.3
Pu240	6,570	2.62	20.3	7.75
Pu241	14.4	1.63	10.0	6.1
合計		10.2	51.4	5.04
Pu-f (239+241)		7.3	28.7	3.93

**玄海3号には海外製造 MOX 燃料を3回装荷できるだけ**

- 九電が搬出した使用済核燃料は、  
(海外) BNFL に 185.5t、COGEMA に 188.8t 合計：374.3t (九電広報)。  
(国内) 東海村 98t； 合計(ほぼ再処理済)：374.3+98=472t； (他に、六ヶ所へ 143.7t)
- 九電の保有プルトニウムは 2.9t(九電ホームページ)---全搬出使用済燃料 472t の 0.61%  
全プルトニウム(Pu-t)中の核分裂性プルトニウム(Pu-f)の割合を関電と同様 67%とすると、  
保有 Pu-f 量は  $2.9t \times 0.67 = 1.94t$ ---全搬出使用済燃料の 0.41%に相当する(全国では、  
平成 16 年 3 月時点で使用済燃料から取り出した Pu-f の割合は 0.40%なのでこれに近い)。  
この Pu-f の割合 0.41%を用いると、  
海外分の九電保有 Pu-f 量は  $374.3t \times 0.0041 = 1.53 t = 1530kg$
- MOX 燃料集合体 1 体の U+Pu 重量は 459kg で、平均 Pu-f 富化度が 6.1%  
MOX 燃料集合体 1 体中の Pu-f 量は  $459 \times 0.061 = 28.0kg$
- 定検 1 回で装荷する MOX 燃料集合体は 16 体だから、その中に含まれる Pu-f は 448kg  
⇒装荷可能回数  $1530/448 = 3.42$ ；ゆえに、16 体を 3 回と 7 体弱装荷できることになる。

**6. なぜ、何のためのプルサーマルか？**

プルサーマルとは、ウラン燃料を燃やすように設計された軽水炉で、設計に反して、特性の異なる危険なプルトニウムを燃やすことである。本来危険な原発で、設計に反することを行うこと自体がきわめて異常である。プルサーマルの方が高くつくことも衆知の事実である。

プルトニウムが溜まると、核兵器をもつのではないかと海外から疑惑の目で見られるし、プルトニウム在庫は減らす約束をしているという。この理由から、2003年8月5日に原子力委員会は、六ヶ所再処理工場で再処理して取り出すプルトニウムの使い道を明白にするよう電力会社に指示した。この原子力委員会決定は、プルサーマル実施に向けての大きな圧力として作用しているようである。しかし、仮に使用済 MOX 燃料も再処理するという政府の方針に立てば、プルサーマルを実施しても分離プルトニウムがそれほど減るわけではない。

実は、プルサーマルを実行する本当の理由は、刈羽村住民投票の際に平沼経済産業大臣が自らのピラで述べたとおり、たまり続ける使用済燃料の処理問題にある。

現状では、プルサーマルを実施しなければ、プルトニウムの使い道がない。そうすると、使用済燃料からプルトニウムを分離するという六ヶ所再処理工場の目的が失われ、動かす名目が喪失する。いま六ヶ所に運び込んでいる各原発からの使用済燃料の持って行き場が無くなるどころか、青森県知事との約束によって、これまで搬入した分まで引き上げなければならなくなる。そうすると、原発から使用済燃料を取り出すことができなくなるので、原発は停止せざるを得ない。

これがプルサーマルを実施する本質的理由であり、このような内容は原子力長期計画を策定する過程の議論の中で浮上している。トイレなきマンションなどと言われながら、原発を次々と立地・増設し、核のゴミ処理を放置してきた無策のツケがいまこそ回ってきているのである。その矛盾を危険なプルサーマルとして人々に押し付けようとしている。そのために、「安全解析」で安全であるかのように見せかけることが、国や電力にとって必要不可欠な課題である。「海外の実績」どころか日本の少数体実験までも「実績」に数え、プルトニウムは普段でも燃えているなどと、ごまかしの言葉で宣伝せざるを得ないのである。

しかし、プルサーマルの方向は、ますます多くの核のゴミを産み出す路線である。日本をますます核のゴミの泥沼へと引きずり込む方向である。このような方向を断ち切り、別の道への一步を踏み出すためには、まずはプルサーマルを受け入れないことが新たな出発点となる。

玄海3号プルサーマルは世界に類を見ないほどレベルの高いMOX炉で、その安全性は何ら保証されていない。そのような実験の危険に人々をさらすことは、けっして許されてはならない。

## 参 考 文 献

- [1] 「佐賀県知事への要望書 玄海3号プルサーマルの了解をしないでください」2005年8月29日 玄海3号プルサーマルを案じる全国の市民
- [2] 原子炉安全専門審査会・第95部会 資料 1998年
- [3] 「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」(略称: 1/3MOX 報告書)、原子力安全委員会・原子炉安全基準専門部会報告、平成7年6月原子力安全委員会了承
- [4] 「玄海原子力発電所3号機でのプルサーマル計画について」18頁、平成16年5月14日、九州電力
- [5] 「プルトニウム利用に関する海外動向の調査(04)」,2005年3月 KK.アイ・イー・エー・ジャパン)
- [6] Licensing snags lead EDF to delay loading new MOX fuel. Nuclear Fuel.2005.3.28
- [7] 「軽水炉燃料のふるまい」、平成2年7月、原子力安全研究会
- [8] 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」(略称: RIE 報告書)、平成10年4月、原子力安全委員会・原子炉安全基準専門部会
- [9] 「NSRR 計画」、2000年10月、日本原子力研究所、東海研究所、安全試験研究センター、原子炉安全工学部
- [10] 平成12年度 燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書(1/3炉心混合酸化物燃料照射試験編)、平成13年3月、(財)原子力発電技術機構
- [11] 原子力発電技術機構、「平成5年度燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書(混合酸化物燃料照射試験編)」、平成6年3月
- [12] MOX Fuel Performance and Development. P.Blainpain et al., TopFuel 2001.
- [13] Plutonium Recycling in French Power Plants: MOX Fuel Irradiation Experience and Behaviour. P.Blainpain et al., Technical Committee Meeting on Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels, 3 to 7, July 1995.
- [14] 「プルサーマル討論」、1998年4月、原水爆禁止日本国民会議、原水禁関西ブロック、大阪平和人権センター、美浜・大飯・高浜原発に反対する大阪の会