資 料

乾式再処理の現状と問題点

乾式再処理研究専門委員会の報告

乾式再処理研究専門委員会*

(1967年 6月16日 受理)

Present Status and Problems on Non-Aqueous Reprocessing

By Special Committee on Non-aqueous Reprocessing

A summary is given of the activities performed by the "Special Committee on Non-aqueous Reprocessing" in the two years from its establishment in April 1965 to its termination in March 1967. The review covers the present status of the studies undertaken, and the technical problems involved in the non-aqueous processing of irradiated nuclear fuels. The subjects reviewed include such processes as pyrometallurgical, pyrochemical, chloride/fluoride volatility, and aquafluor.

The Committee also contributed to exchange of information through active discussions among the Committee members.

ま え が き

動力用原子炉の開発が盛んになるにつれて、核燃料サイクルの重要性はますます注目されるようになった。その中でも再処理は濃縮ウラン燃料の有効利用の上からも、また Pu など将来重要な核燃料資源となるべき物質の回収の上からも重要である。従来諸外国でこの再処理のために早くから工業化されたのは Purex 法などのいわゆる湿式法であって、原子炉で照射済みの燃料を、200 日ほど冷却池で冷却したのち、脱被覆後硝酸に溶解し、有機溶媒による溶媒抽出を行い、さらに溶媒抽出またはイオン交換樹脂精製を行って、F.P. を十分に分離した U と Pu を回収する方法がとられている。わが国でも 1971 年稼働を目標に 0.7 t/日処理の湿式法による再処理工場の設計が原子燃料公社によって進められている。

再処理のもう 1 つの方法である乾式法は湿式法に比べて、つぎのような利点を持っている。

- (1) 湿式法に比べてプロセスの数が少なく、かつ多量の薄い酸溶液を取り扱わないので、工場所要面積が少なくすみ、建設費が安価である。したが

って、原子炉敷地に原子炉と結合して設置することも可能であり、この場合には高価な使用済み燃料の輸送費を節減しうる。

- (2) 有機溶媒、イオン交換樹脂等の有機物を用いないので放射線損傷を受けにくく、したがって、冷却期間を 10 日程度に短くすることができ、燃料の炉外インベントリーコストを低減することができる。
- (3) 放射性廃棄物は固体として得られるために体積も小さく、取扱いや貯蔵が便利である。

* 委員構成 (21 名) (敬称略: ◎主査, ○幹事)

石原 健彦(原 研)	品川 睦明(阪 大)
辻村 重男(")	◎山本 寛(東 大)
平野 見明(")	○菅野 昌義(")
三好 正彦(原 燃)	外山 茂樹(東工試)
瀬川 猛(")	富沢 敏(")
菅野 卓治(東北大)	富島 広(東 芝)
萩原 善次(")	高島 耿生(三菱金属)
○須藤 欽吾(")	村田 寿典(日 立)
高島 洋一(東工大)	木下 秀男(古河電工)
黒田 正(")	中沢 元一(住友金属)
桐原 朝夫(名 大)	

(設置期間 1965 年 4 月 ~ 1967 年 3 月)

(4) 中性子の減速材である水を用いないので、プラントの設計において臨界安全性の問題が湿式法の場合よりも楽になる。

しかし、欠点としては高温の操作を要し、各種反応容器の腐食の問題もあり、とくに湿式法の F.P. の除染係数が $10^7 \sim 10^8$ 程度で非常に高いのに対して、乾式法の中でも高温冶金法などは $10 \sim 10^3$ 程度と低いので、取り扱う燃料は常に強放射性で、燃料の処理はもちろんその後の成形加工、検査まで遠隔操作を必要とする。しかし、最近とくに研究されているフッ化物揮発法などは除染係数も $10^8 \sim 10^9$ 程度に高いことが報じられていて、必ずしも不利ではない。

現在湿式法において $10^7 \sim 10^8$ という高い除染係数が要求されるのは、燃料の再成形プロセスが直接加工であるためであって、将来再循環 Pu が使用されることに伴って、遠隔加工が行われるようになれば、除染係数として必ずしもこのような高い価を必要としない。実際核的 poison の除去、すなわち反応度の維持という観点からすれば、冷却日数が 10 日以上あれば D.F. (除染係数) は 10^3 くらいでよく、またリサイクル燃料については、核分裂性物質の同位元素がかなりの放射能をもつことが予想されるので、D.F. を大きく取るとはあまり決定的意義をもつことにならない。したがって将来の再処理法の 1 つとして乾式法についても十分の考慮を払わなければならないと思われるので、われわれは、1965 年 4 月に本学会の研究専門委員会の 1 つとして乾式再処理研究専門委員会の設置を認められ、本年 3 月に至るまで 2 年間にわたって各委員の熱心な協力により国内および国外の研究開発の状況を調査すると共に、今後の発展のための問題点をある程度明らかにしてきた。ここではその概要を簡単に報告する。各プロセスの詳細については文献⁽¹⁾を参考されたい。

乾式再処理法には、大別して「低除染法」と「高除染法」とあり、低除染法には高温冶金法、高温化学法等があり、高除染法にはフッ化物揮発法がある。その他に湿式法と組み合わせた半乾式法等もある。

I. 高温冶金法

高温冶金法は、使用済み燃料を高温において融解し蒸発、選択酸化還元等によって F.P. の除染、U, Pu の分離等を行う方法で、つぎのようないくつかの方法がある。

1. 融解精製法

融解精製法はもっとも古くから研究され、アメリカの ANL の EBR-II 高速実験炉の燃料処理にパイロット

プラント規模 (10 kg バッチ) で 1964 年から処理が行われている。この原理は U-fs. 燃料ピンを $1,300^\circ\text{C}$ 以上で融解すると、Xe, Kr などの F.P. ガスや蒸気圧の高い F.P., Cs, Sr, Y, Ba あるいは I, Br などが蒸発除去されるほか、U よりも酸化物になりやすい F.P., Ce, La などは蒸発で除去されなかった Cs, Sr などと共に融解のルツボのマグネシア、ジルコニアなどの酸化物と反応して、酸化物となり、表面に浮くスラッグとなり、あるいはルツボの壁面に固着したスカールとなって、本体の U と分離される。しかし、D.F. は不十分なので、EBR-II の場合のように遠隔操作で燃料ピンに Injection casting により成形できる場合は有利ではない。

2. 融解金属抽出法

融解状態で照射済み燃料と相互に溶け合わない融解金属を融解燃料金属と接触させて、この 2 相間の平衡により、F.P. をその金属中に抽出除去したり、あるいは照射済み燃料を溶媒となる他金属とにかし、F.P. と燃料金属との溶解度の差を利用して分別沈殿分離を行う方法で、接触金属として Mg, Ag, Ca 等を用いる方法がある。分別沈殿の溶媒金属としては Zn, Cd 等が用いられ、EBR-II の燃料の融解精製法で F.P. の多くを含むスラッグあるいはルツボスカールの処理に一時用いられた Pyrozinc 法が有名である。しかし、この方法も D.F. が低いのでのちには金属-塩法にとって代わられた。

3. 融解塩抽出法

前述の融解金属の代わりに抽出剤として融解塩を用いる方法で、初期の頃 LMFR の燃料の処理に NaCl-KCl-MgCl₂ の塩を用いて研究されたが、LMFR の研究中止と共に中止された。燃料から塩中への抽出は溶解度の差によるものではなく、金属と塩との熱力学的安定度の差により、塩によって例えば塩化されやすい F.P. は塩になって塩中に入ることを利用する。はじめに述べた融解精製法では金属の表面に浮ぶスラッグ中に F.P. を抽出するが、このスラッグは酸化物で融点が高いのに、その代わりに塩を用いると融点も低く低温操作で済み、また F.P. の抽出率もよいので、ANL では EBR-II の燃料処理に BaCl₂-CaCl₂-MgCl₂ の塩を用いる方法も研究され、また、この方法を高速炉の U-Pu 合金燃料の処理に用いる法も研究された。しかし D.F. もまだ十分でない。溶解塩を用いて電解を行う方法もあり、D.F. は相当によく、Sr, Y などでは 5,000 以上に達するが生成物の陰極からの回収に問題があり、とくに工業化には取扱い上難点が多い。

4. 融解金属-塩法

融解塩法が照射済み燃料そのものと塩を接触させる方法であるのに対し、1度照射済み燃料を溶媒、例えば Zn, Cd などに溶かし、この金属相と融解塩とを接触させる方法で、EBR-I では融解精製法のルツボスカールの処理に Pyrozinc 法の代わりに用いている。これによると融解塩抽出法と融解金属抽出法を組み合わせで行えるので、それぞれ単独で行うよりも遙かに D.F. が高い。ANL では EBR-I のほかに、高速炉の燃料処理用として溶媒金属に Cd-Zn-Mg, 塩に LiCl-NaCl-MgCl₂-ZnCl₂ を用いた方法を研究している。

しかし、これらは U, Pu と F.P. との分離ができるだけであって、U と Pu の分離のためには、ブランケットの処理のために、Pu は Mg の多い Mg-Zn 合金にはよく溶けるが、U はわずかししか溶けないことを利用した一種の融解金属抽出法を考え、ついで、溶媒金属を Cu-Mg 合金に代え、さらにこれを NaCl-KCl-MgCl₂ と接触させて、U, Pu と F.P. との分離および U と Pu との分離の両方を行う方法を開発している。しかし、いずれにしてもまだ実験的段階であって工業化するためには、取扱いその他問題が多い。

5. その他の方法

その他にも高温冶金法としては、Ge や Si の精製に用いられるような Zone-melting の方法や、初期の頃 Zr の精製に用いられたヨウ化物分解法などがあるが、取り扱える量が少量であって、工業的には問題にならない。

以上の方法は大体金属燃料の処理に限られているのに対し、最近セラミック燃料の処理方法の研究も進捗をみている。

II. 高温化学法

1. 酸化物燃料処理法

この中の1つは A.I. (Atomics International社) で研究された酸化還元サイクル法であって、“Airox 法”とも呼ばれ、被覆管を切断して孔を一定間隔であけたものを酸化すると内部の UO₂ ペレットは U₃O₈ になり、このとき体積が多くなるため粉末化して脱落してくる。これを水素で還元して UO₂ にする。これを繰り返すと粉末は次第に微細となり、焼結に適した UO₂ となり、金属として蒸発しやすい Sr, Cs などは還元段階で、酸化物として蒸発しやすい Mo, Ru などは酸化段階で除去される。A.I. ではこの低除染法で数サイクルの燃料利用が可能であるとしてコストの試算まで行

なっているが、燃料の遠隔加工に問題があり、研究は中止されている。

これに対しアメリカの Hanford 研究所 (North Western Pacific Battelle Lab.) では塩サイクル法といって、UO₂-PuO₂ 燃料処理のための電解法を研究している。この方法によれば、まず照射済み燃料の被覆を除去したのち、酸化して粉末とし、NaCl-KCl の融解塩中に塩素または塩化水素ガスを吹き込みながら燃料を溶かして UO₂Cl₂, PuCl₃ とし、塩素を吹き込みながら電解して Pu を含まない UO₂ だけを電着させ、その後 Pu の濃縮された UO₂-PuO₂ 混合酸化物を電着採取するか、または塩素-酸素の適当な割合のガスを吹き込んで PuO₂ を化学的に沈殿させて分離する。この方法の経済的評価もなされているが、各種の条件のわずかな違いによって D.F. や Pu の濃縮度が異なり、一定組成の成品を得るにはまだ問題が多いようである。

2. 炭化物燃料処理法

将来高温ガス冷却炉、有機材減速炉、ナトリウム冷却炉などの燃料として有望視されている炭化物系燃料の再処理法としても高温化学法が考えられ、その主なものは炭化物-酸化物-炭化物サイクル法、炭化物-チッ化物-炭化物サイクル法、融解塩電解法などである。炭化物-酸化物-炭化物サイクル法は Carbox 法とも呼ばれ、主に A.I. で研究されている方法で UC + 2O₂ → UO₂ + CO₂ (約 400°C), UO₂ + 3C → UC + 2CO (1,300°C 以上) の2つの反応により、第1の反応で UC を1度酸素、空気などで酸化して粉末化し、このときガス状の F.P. や高揮発性の F.P. を除き、第2の反応でさらに高温で揮発性の F.P. を除去できる。第2の反応はアーク融解で行うなど、高温で行うほど F.P. の除染はよいが、Pu の大部分も同時に揮発して失われるので、高速炉のブランケットの処理には適さない。現在 A.I. では 10kg スケールのパイロットプラント試験が行われているが、工業化には種々問題がある。

炭化物-チッ化物-炭化物サイクル法も A.I. で研究されている方法で、① UC をチッ素と 750°~950°C で反応させて粉化し、U₂N₃ と C との混合物とし、② これを 1,300°~2,100°C に加熱して再び UC にもどし、③ この UC をアーク融解して残留チッ素を除くと同時に F.P. の一部を除いて燃料体を作る工程からなる。Carbox 法と同様、第1の段階ではあまり F.P. の除去は見られず、第2の段階で Cs, Sr の 95%, R.E. の約 50%, Ce の 20~60% が除かれるが、Pu は損失となるし、除染率の低いことや工業化の面で問題がある。

融解塩電解法は、UC を陽極として LiCl-KCl 等の

融解塩中で電解し除染を行うと同時に、陰極の Mo 上に金属 U を析出させ、これと炭化水素ガスとの反応で再び UC にもどす方法で、除染率は高温化学法の中では最もよく Sr, Ba, R.E., Ce, Ru 等に対しては $10^8 \sim 10^4$ の D.F. が得られているが、操業のコントロールが難しく、また一定組成の UC を得にくい欠点がある。

以上述べたように高温冶金法、高温化学法は除染率が低いので、その一部には研究を続行する価値のあるものもあるが、遠隔操作燃料加工が一般化しない限り工業化を考える段階にはないと見てもよいであろう。

III. 塩化物揮発法

塩化物揮発法は照射済み核燃料を Cl_2 , HCl , CCl_4 等で塩化し、塩化物の揮発性の差や、固体塩化物への選択吸着、脱着等を用いて F.P. や U, Pu の分離を行う方法であって、ORNL の Zircex 法のように湿式法の前処理として、あるいはアメリカの ANL, ベルギーの Mol, フランスの Fontenay-aux-Roses のようにつぎに述べるフッ化物揮発法の前処理として研究されているほか、塩化物揮発性のみで全処理を行う研究が、ベルギーの Mol, 東ドイツの Rossendorf, アメリカの ORNL, 日本の原研等で行われた。

ベルギーの Mol では、塩化剤として CCl_4 と Cl_2 の混合ガスを用い、Rossendorf では CCl_4 と CO_2 の混合ガス、ORNL では Cl_2 と CCl_4 の混合ガス、原研では CCl_4 ガスを用いているが、F.P. の D.F. がいずれも蒸留だけでは 50 以下と低く、原研で NaCl , BaCl_2 などの固体吸着材を用いた場合でも D.F. は最高 10^3 程度であって、高温冶金法や高温化学法と同様に燃料の成形加工に遠隔操作を必要とし、また Pu の塩化物についての知識が不足である欠点もあるので、各研究所では、つぎに述べるフッ化物揮発法の研究に重点を置くようになってきた。

IV. フッ化物揮発法

フッ化物揮発法は高温冶金法等と同時代から研究され、乾式法の利点をすべて具備する上に除染係数が $10^8 \sim 10^{10}$ と湿式法と同等あるいはそれ以上であり、分析法、保守、遠隔操作等の点で問題が残されているが、乾式法の中ではもっとも早く工業化が期待されている。フッ化物法の研究はアメリカの ANL, BNL, ORNL, フランスの Fontenay-aux-Roses, ベルギーの Mol 研究所等で行われ、イギリスでは全く研究が行われていない。これら諸外国における開発目標は MTR, ETR, 艦船炉等の高濃縮ウラン合金燃料の処理と、動力炉用

低濃縮セラミック燃料の処理に分かれ、最近では高速炉燃料への適用も検討されている。

1. 高濃縮ウラン合金燃料処理

高濃縮ウラン合金燃料については、すでに10年前よりパイロットテストが行われ、ORNL の融解塩法 (50 kg/バッチ) によって、U-Al, U-Zr 合金燃料について高除染が実証された。融解塩法では、U-Zr, U-Al 合金などの照射済み燃料を NaF-LiF-ZrF_4 などの融解塩中に HF ガスを吹き込みながら溶かし、この塩中で UF_6 になった U を、さらに F_2 ガスを塩中に吹き込むことによって UF_6 として揮発させ、冷却トラップに回収する。この際、不揮発性 F.P. フッ化物は塩中に残って分離される。一部 UF_6 とともに揮発してくる揮発性 F.P. フッ化物は NaF または MgF_2 などの固体ベッドによる吸着脱着で分離され、全体として D.F. は $10^7 \sim 10^{10}$ に達したという。この方法はプロセスも確立し、実用化の見通しも持たれたことがあるが、融解塩を入れる溶解槽の材料の研究を相当に行なったが、依然としてその腐食が激しく、また低濃縮ウラン燃料に適用した場合には融解塩からの Pu の分離が困難で、つぎに述べる ANL その他の研究所で開発され、近年著しい発展を遂げた流動層を用いるガスによるフッ化法が、これに代わって実用化されると思われる。

高濃縮ウラン燃料処理の流動層法はアメリカの ANL のほか、フランスの Fontenay-aux-Roses, ベルギーの Mol などの研究所で研究開発されている方法で、照射済み燃料を処理する前に、被覆材や合金材料の Zr や Al を分離するため、まず流動層中で HCl ガスによる塩化を行い、Zr は ZrCl_4 , Al は AlCl_3 として揮発除去させる。U と分離された ZrCl_4 や AlCl_3 は、別の流動層中で水蒸気と反応させて酸化物として貯蔵する。U は初めの流動層中に UCl_5 の形で残留するから、これに HF または F_2 ガスを送入することによって UF_6 とし、 NaF による吸着脱着などによってさらに除染を行う。この方法は除染率も高く、ANL では 30 kg/バッチのパイロットプラントで研究がなされている。Mol 研究所ではフッ化剤として SF_6 , ClF_3 などを用いる研究が行われている。フランスでは ATTIL A-1 計画と称して1969年より MTR の燃料を処理するパイロットプラントを操業する計画を立てており、さらに第2段階として ATTILA-2 計画で高速増殖炉の燃料を1971年頃より処理する計画を立てている。フランス側の意見では、天然ウラン燃料の処理については乾式法は湿式法には比較し得ないということである。

2. 低濃縮ウラン燃料再処理

低濃縮ウラン燃料は現在の動力用原子炉の燃料で最も重要な対象であり、燃料は UO_2 セラミックスでステンレス鋼またはジルカロイ被覆をされている。さらにこの場合は、処理する燃料に 0.4~1.5 % 程度の Pu が含まれているために、Pu の分離回収が重要である。この方法はフランス、ベルギーでも実験室規模では行われているが、特にアメリカでは実験室規模からパイロットプラント試験まで併行して進められている。

この工程は脱被覆、フッ素化、除染(分離回収)、燃料再製の各段階からなるが、ジルカロイ被覆は高濃縮ウラン燃料処理の場合と同様に HCl との反応で ZrCl_4 として揮発除去されるが、ステンレス鋼被覆の場合は O_2 あるいは $\text{O}_2 + \text{HF}$ による酸化によって除去される。フッ素化は BrF_3 , ClF_3 を用いる方法も最近研究されているが、主な方法は HF と F_2 による 2 段階反応または直接 F_2 による 1 段階反応である。ベルギーで研究されているのはつぎのような

の反応による 2 段階フッ化反応で、高価格の F_2 使用量が 1 段階反応より少ない利点があるが、装置の腐食は HF のほうが激しい。ANL では 1 つの不活性アルミナの流動層の下部で O_2 による酸化で脱被覆し、上部で F_2 によるフッ化を行う 2 層式流動層を研究していた。しかし 2 層流動層は、酸化層からの U_3O_8 粉末供給量変動による UF_6 生成速度変化が大きいなどの欠点があり、現在では別々の流動層で行われるようになった。 F.P. の除染については、従来高除染を得ている NaF ベッドによる吸着脱着法は少量の U を扱う場合はよいが、低濃縮ウラン燃料処理の場合のように大量の U を処理しなければならない場合には、蒸留法の適用も考慮しなければならないが、蒸留法による分離の詳細はあまり研究されていないようである。低濃縮ウラン燃料処理の場合に重要な U, Pu の分離については、① PuF_6 が熱分解して PuF_4 の固体となって分離される熱分解法、② NaF による UF_6 の吸着が可逆的であるのに対し、 PuF_6 の吸着が不可逆的であることを利用する固体吸着法、③例えばフレオンで PuF_6 は PuF_4 に還元されるが UF_6 はそのままであることを利用する選択還元法、④ UF_6 と PuF_6 との蒸気圧の差を利用する蒸留法などが研究されているが、この U-Pu の分離はフッ化物揮発法の中最も困難な問題であって、最近の研究はこの方面に集中されている。

その 1 つは選択フッ化法で、③と似たような原理で

あるが、 ClF_3 や BrF_3 などで UO_2 - PuO_2 をフッ化すると U のみ UF_6 になり、Pu は PuF_4 までしかフッ化されないことを利用する方法が研究されている。

低濃縮ウラン燃料の処理について、アメリカでは ANL や BNL, ORNL の基礎研究をもとに ORNL に 1969 年までに 40~100 kg/バッチの規模の流動層式パイロットプラントを建設する計画を立てているようである。またアメリカでも、フッ化物揮発法による高速増殖炉の燃料再処理を候補として考慮し、コストを試算している。

3. 半乾式法(アクアフルオル法)

最近アメリカの G.E. 社および Allied Chemical 社ではフッ化物揮発法で確信の持てない U と Pu との分離および Pu の精製を従来技術的に確立した湿式法で行い、U からの F.P. の除去と U の回収だけをフッ化物揮発法で行う湿式法、乾式法の混合法ともいべき半乾式法(アクアフルオル法)と称する処理法を開発中で、G.E. ではこの方法にもとづいた再処理工場を 1969 年までに建設する予定と伝えられる。このことから判定すれば、G.E. ではフッ化物揮発法において、U, Pu の分離のみが残された問題で、その他の事項は全く解決していると推定される。しかしこの方法は、乾式法の長所と湿式法の短所を合わせ持っており、この程度の乾式法の組合せでは乾式法の長所を十分に発揮できるとは考えられない。とくにこの方法はもっとも高放射性の物質を取り扱う初期工程に、放射線に弱い有機溶媒やイオン交換樹脂を使う点で湿式法より優れているとはいえない。

4. フッ化物揮発法の経済性

フッ化物揮発法の経済性にはこの処理に必要なフッ素の価格が重要な意味をもっている。アメリカで Allied Chemical 社によって生産されているフッ素の価格は 3.5 \$/lb といわれる。一応この価格を採用して 2,700 円/kg とし、フッ素の利用率を f とすると 300 t/y の規模のプラントにおけるフッ素の費用は 3 億 9,000 万円/ f /y となる。

原燃の第 1 号湿式法プラント(210 t/y)の直接操業費が 7 億円/年であることを考えると、フッ素の費用は相当に大きいものである。なお、2 段階反応を用いることにすればフッ素の % は HF に置き換えられ、 HF の価格は日本において 500 円/kg 程度であるから、この場合には相当に費用が下がることになる。

まだ多くの未知な要因があるので、湿式法、乾式法の再処理コストの正確な比較は困難であるが、1 例をあげると第 1 表のような発表がある²⁾。

第1表 湿式法, 半乾式法, フッ化物揮発法の
経済比較

	AEC 試算 1 t/d 工場建設費 10 ⁶ (\$)(億円)		Allied Chemical 試算工場建設費 相 対 値
湿 式 法	30	108	100
半 乾 式 法	27.5	99	65~70
フッ化物揮発 法	17.5	63	50以下

参考のために原燃第1号プラント(0.7 t/d)の建設費は130億円とされている。さらに高速炉を対象とした湿式法, フッ化物揮発法, 高温化学法のコスト比較⁽³⁾が発表されているので第2表に示す。これは1,000 MW(e)FBR 1基あるいは3基を原子炉敷地内方式で処理する場合と, 1,000 マイル以内の10基を集中方式で処

理する場合について計算してある。そしてこれは燃料化合物への転換までのコスト計算であり, 再加工費用は含まれていない。

これらの経済性の比較にはまだ多くの仮定が含まれていると思われ, 固体廃棄物, 廃ガスの処理, バルブ, ポンプなどの開発, その遠隔操作, 保守, その他計測, 分析方法の確立など, フッ化物揮発法の工業化までにはまだ解決を要する問題が多々あり, これらについての発表はあまり行われておらず, その詳細な経済的評価を行うためには, さらに今後の研究開発にまつべき点が多い。

なお, 本報で, とりあげた研究は, 1967年3月以前になされたもので, その後の研究については触れていないことをご了承願いたい。(文責 菅野昌義)

第2表 高速炉の各種燃料の湿式法と乾式法による再処理コストの比較

燃料形体	原子炉敷地内方式 1,000 MW(e) 1基			原子炉敷地内方式 1,000 MW(e) 3基			集 中 方 式 1,000 MW(e) 10基		
	湿 式 法	揮 発 法	高温化学法	湿 式 法	揮 発 法	高温化学法	湿 式 法	揮 発 法	高温化学法
金 属	0.93	0.62	0.49	0.59	0.40	0.30	0.46	0.40	0.34
酸化物	0.87	0.58	0.67	0.54	0.37	0.41	0.44	0.39	0.42
炭化物	0.96	0.66	0.69	0.58	0.42	0.42	0.47	0.42	0.43

単位: mills/kWh, 308をかけると\$/kg となる。

— 参 考 文 献 —

- (1) 菅野昌義: 被照射核燃料の乾式再処理, (I)~(V), 新金属工業, No.127~131, (1966).
- (2) 鎌田 稔: アメリカにおける使用済み燃料の再処理, 原子燃料公社再処理資料No.14, (1965).

- (3) M.V. LEVENSON, G. TRICE, Jr., W.J. MECHAM: Comparative Cost Study of the Processing of Metals, Oxide and Carbide Fast Breeder Reactor Fuels by Aqueous, Volatility and Pyrochemical Methods, ANL-7173, (1966).

第2回原子力施設と沿岸海洋シンポジウムのご案内

共催 原子力安全研究協会, 本 会, 他

と き 10月31日(火) 10:00~17:00

と ころ 気象庁 講堂(千代田区大手町1-7)

プログラム

挨拶

座長 檜山義夫(東大)

1. 欧州における放射性廃棄物の沿岸放出と
環境汚染 市川竜資(放医研), 谷井 深(東水研)
2. 沿岸放出の現状 丸山正倫(原 燃)
3. 試算分科会の第1次試算報告書について
亀田和久(原 研)

座長 速水頌一郎(東海大)

4. 放出方法分科会のマスタープラン

嶋 裕之(埼玉大)

5. 海洋分科会のマスタープラン 伊藤直次(原 研)

座長 松平近義(東北大) (13:30~)

6. 生物分科会のマスタープラン 佐伯誠道(放医研)

7. 化学分科会のマスタープラン 池田長生(東大)

8. 総括討論 座長 三宅泰雄(教育大)