

# 第 1 回 原 産 年 次 大 会 予 稿 集



昭 和 4 3 年 2 月

期 間 昭和43年2月21日 (水)

2月22日 (木)

場 所 日本都市センター

日 本 原 子 力 産 業 会 議

# 第1回原産年次大会プログラム総括表

会期 昭和43年2月21日(水)～22日(木)

会場 日本都市センター

日時	会場	日本都市センター	A 会場：ホール, C 会場：本館講堂 B 会場：別館2階講堂
第1日 (43年2月21日(水))	午前	第1セッション(9:30～12:00) A会場 開会総会 開会式 原産報告 「原子力産業の現状」 特別講演 1) 「将来の産業構造と原子力開発」 木川田一隆 2) 「動力炉開発計画」 井上五郎 3) 「原子力開発と放射能安全」 三宅泰雄	午餐会(12:15～14:00) マツヤサロン ー全共連ビル6階ー 特別講演 「最近の経済、金融情勢について」 宇佐美洵
	午後	第2セッション(14:10～17:10) A会場 海外特別講演 1) アメリカ原子力委員会 E. J. ブロック 2) イギリス原子力公社 N. L. フランクリン 3) フランス原子力庁 G. バンドリエ レセプション(17:30～18:30) ー日本都市センター本館地下食堂ー	
第2日 (43年2月22日(木))	午前	第3セッション(9:30～12:10) A会場 シンポジウム 「プルトニウムの熱中性子炉へのリサイクル」 講演の部 1) わが国におけるプルトニウムの熱中性子炉へのリサイクルの考え方 山田太三郎 2) プルトニウム燃料の加工の現状と問題点 鎌田 稔 3) 熱中性子動力炉におけるプルトニウムの利用 吉岡俊男 討論の部 吉岡俊男、萩野谷徹、鈴木範雄、藤井哲博、 今井隆吉、中村康治、関義辰、岡島安二郎、 武井満男、平田 稔	第4セッション(9:30～12:00) B会場 招待講演 1) 「核燃料産業の現状と将来」 今井美材 2) 「動力炉の建設経験」 鈴木小兵衛 3) 「原子力施設の安全性」 向坊 隆
	午後	第5セッション(13:30～16:50) C会場 パネル討論会 「長期エネルギー計画と原子力発電」 見解発表 1) 電力長期計画と原子力発電開発 山崎久一 2) 発電用燃料問題の将来 向坂正男 3) 石油需給の動向と石油産業の課題 脇坂泰彦 4) 発電用核燃料の確保について 田中直治郎 討論 松根宗一、田中直治郎、脇坂泰彦、 向坂正男、山崎久一 原産特別委員会報告 1) 核拡散防止問題特別委員会 清成 迪 2) 材料試験炉利用懇談会 平塚正俊 3) アイソトープ・放射線利用に関する化学、繊維工業 懇談会 齊藤辰雄 4) 原子力用鋼材標準化懇談会 湯川正夫 閉会総会 1) 大会成果のとりまとめ 2) 閉会挨拶	

# 第1回原産年次大会プログラム

会期 昭和43年2月21日(水)～22日(木)

会場 日本都市センター

(注) A会場：ホール

(東京都千代田区平河町)

B会場：別館2階講堂

C会場：本館講堂

第 1 日 2月21日(水)

第1セッション A会場

(9.30～12.00)

開会総会 議長 芦原義重氏(関西電力社長) 9.30～10.00

挨拶 菅禮之助氏(日本原子力産業会議会長)

準備経過報告 一本松珠璣氏(原産年次大会準備委員長)

祝辞 鍋島直紹氏(科学技術庁長官・原子力委員長)

“ 椎名悦三郎氏(通商産業大臣)

所感 有沢広巳氏(原子力委員長代理)

原産報告 「原子力産業の現状」 10.00～10.30

橋本清之助氏(日本原子力産業会議代表常任理事)

特別講演 議長 藤波収氏(電源開発総裁)

1) 「将来の産業構造と原子力開発」 10.30～11.00

木川田一隆氏(経済審議会会長)

2) 「動力炉開発計画」 11.00～11.30

井上五郎氏(動力炉・核燃料開発事業団理事長)

3) 「原子力開発と放射能安全」 11.30～12.00

三宅泰雄氏(東京教育大学教授, 原子力安全研究協会理事)

午餐会 マッサージロン — 全共連ビル6階 —

(12.15～14.00)

(日本都市センター裏)

特別講演

「最近の経済、金融情勢について」

13.30～14.00

宇佐美 洵氏(日本銀行総裁)

海外特別講演

- 議長 一本松珠璣氏(日本原子力発電社長)
- 1) 「海外に対するアメリカの濃縮ウラン供給」 14.10~15.10  
 E. J. ブロック氏(アメリカ原子力委員会事務総長代理)
- 議長 関 義長氏(三菱原子力工業会長)
- 2) 「イギリスにおける核燃料サイクル・サービス」 15.10~16.10  
 N. L. フランクリン氏(イギリス原子力公社生産部次長)
- 議長 瀬藤象二氏(日本原子力事業相談役)
- 3) 「フランスにおける高速炉開発計画」 16.10~17.10  
 G. バンドリエ氏(フランス原子力庁物理研究部長)

レセプション

日本都市センター  
 本館地下食堂

(17.30~18.30)

第 2 日 2月22日(木)

シンポジウム 「プルトニウムの熱中性子炉へのリサイクル」

議長 加藤博見氏(関西電力副社長)

講演の部

- 1) 「わが国におけるプルトニウムの熱中性子炉へのリサイクルの考え方」 9.30~9.55  
 山田太三郎氏(原子力委員会委員)
- 2) 「プルトニウム燃料の加工の現状と問題点」 9.55~10.20  
 鎌田稔氏(動力炉・核燃料開発事業団理事)
- 3) 「熱中性子動力炉におけるプルトニウムの利用」 10.20~10.45  
 吉岡俊男氏(日本原子力発電常務取締役)

—— 休 憩 —— 10.45~10.55

討論の部

10.55~12.10

議長 吉岡俊男氏(日本原子力発電常務取締役)

萩野谷 徹氏(科学技術庁), 鈴木範雄氏(東京電力)

藤井哲博氏(関西電力), 今井隆吉氏(日本原子力発電)

中 村 康 治 氏 ( 動・燃事業団 ) , 関 義 辰 氏 ( 三菱原子力工業 )  
岡 島 安二郎 氏 ( 日本ニュークリア・フュエル )  
武 井 満 男 氏 ( 日本エネルギー経済研究所 )  
平 田 稔 氏 ( 日本原子力研究所 )

第 4 セッション B 会場

( 9.30~12.00 )

招待講演

議 長 新 井 友 藏 氏 ( 日本鉱業協会会長・同和鉱業社長 )

1) 「核燃料産業の現状と将来」 9.30~10.20

今 井 美 材 氏 ( 動力炉・核燃料開発事業団副理事長 )

議 長 和 田 恒 輔 氏 ( 富士電機製造相談役 )

2) 「動力炉の建設経験」 10.20~11.10

鈴 木 小 兵 衛 氏 ( 日本原子力発電取締役建設部長 )

議 長 丹 羽 周 夫 氏 ( 日本原子力研究所理事長 )

3) 「原子力施設の安全性」 11.10~12.00

向 坊 隆 氏 ( 東京大学教授・原子炉安全専門審査会会長 )

第 5 セッション C 会場

( 13.30~16.50 )

パネル討論会 「長期エネルギー計画と原子力発電」 13.30~15.30

議 長 松 根 宗 一 氏 ( 日本原子力産業会議副会長 )

1) 「電力長期計画と原子力発電開発」 13.30~13.55

山 崎 久 一 氏 ( 中央電力協議会専務理事 )

2) 「発電用燃料問題の将来」 13.55~14.20

向 坂 正 男 氏 ( 日本エネルギー経済研究所所長 )

3) 「石油需給の動向と石油産業の課題」 14.20~14.35

脇 坂 泰 彦 氏 ( 丸善石油常務取締役 )

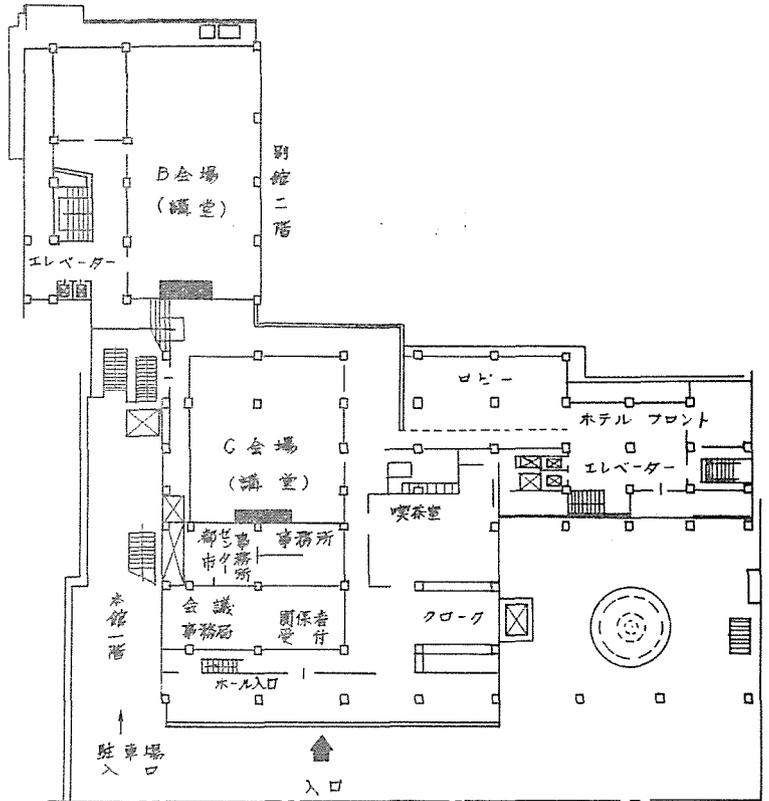
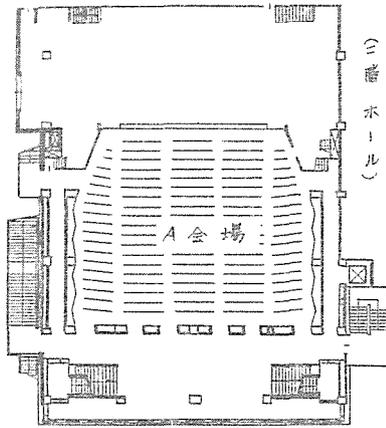
4) 「発電用核燃料の確保について」 14.35~14.50

田 中 直 治 郎 氏 ( 東京電力常務取締役 )

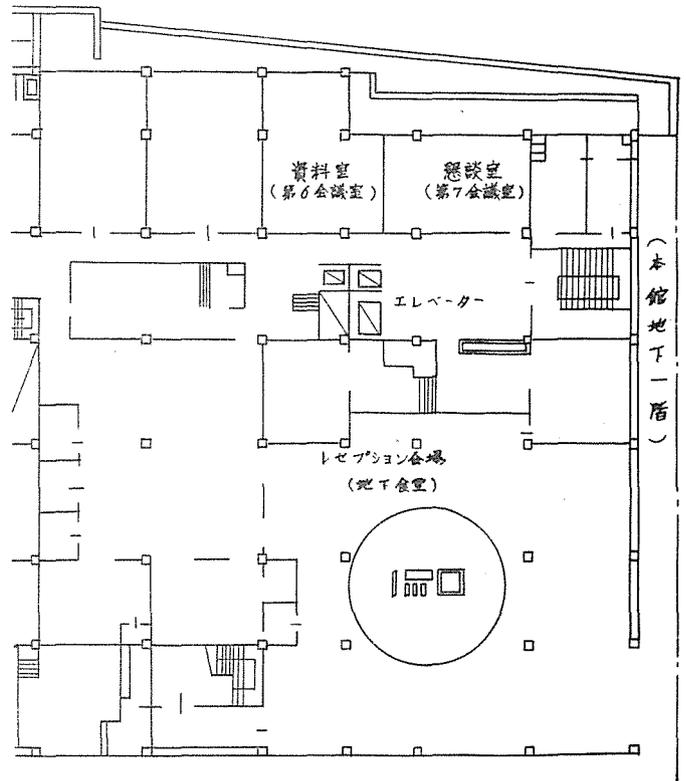
討 論 14.50~15.30

原産特別委員会報告	15.30~16.30
議長 大屋 敦 氏 (日本原子力産業会議副会長)	
1) 核拡散防止問題特別委員会	15.30~15.50
委員長 清 成 迪 氏 (動力炉・核燃料開発事業団副理事長)	
2) 材料試験炉利用懇談会	15.50~16.10
委員長 平 塚 正 俊 氏 (住友原子力工業社長)	
3) アイソトープ・放射線利用に関する 化学、繊維工業懇談会	16.10~16.30
委員長 齊 藤 辰 雄 氏 (昭和電工専務取締役)	
4) 原子力用鋼材標準化懇談会	16.30~16.50
委員長 湯 川 正 夫 氏 (八幡製鉄副社長)	
閉会総会 議長 大屋 敦 氏	
大会成果のとりまとめ	16.50~17.00
閉会挨拶	17.00~17.10

# 第1回原産年次大会会場図



- A会場 : 2階ホール
- B会場 : 別館2階講堂
- C会場 : 本館講堂
- 午餐会場 : マツヤマサロン
- レセプション : 本館地下食堂



# 目 次

論文番号	演 題	発 表 者 ( 敬称略 )
1-1	原子力産業の現状	日本原子力産業会議代表常任理事 橋 本 清之助
1-2-2	動力炉開発計画	動力炉・核燃料開発事業団理事長 井 上 五 郎
1-2-3	原子力開発と放射能安全	東京教育大学教授 原子力安全研究協会理事 三 宅 泰 雄
2-1	海外に対するアメリカの濃縮ウラン供給	アメリカ原子力委員会事務総長代理 E. J. ブロック
2-2	イギリスにおける核燃料サイクル・サービス	イギリス原子力公社生産部次長 N. L. フランクリン
2-3	フランスにおける高速炉開発計画	フランス原子力庁物理研究部長 G. バンドリエ
3-1-1	わが国におけるプルトニウムの熱中性子炉へのリサイクルの考え方	原子力委員会委員 山 田 太三郎
3-1-2	プルトニウム燃料の加工の現状と問題点	動力炉・核燃料開発事業団理事 鎌 田 稔
3-1-3	熱中性子動力炉におけるプルトニウムの利用	日本原子力発電常務取締役 吉 岡 俊 男
3-2-1	プルトニウムのリサイクルと加工について	科学技術庁原子力局核燃料課長 萩野谷 徹
3-2-2	BWRにおけるPu 利用	東京電力原子力部原子力計画課長 鈴 木 範 雄
3-2-3	PWRのPu リサイクルの現状と問題点	関西電力原子力部原子力調査課長 藤 井 哲 博
3-2-4	Pu 燃料の軽水炉利用	日本原子力発電技術部核燃料課長 今 井 隆 吉
3-2-5	プルトニウムの熱中性子炉利用における研究開発上の問題点	動力炉・核燃料開発事業団 プルトニウム燃料部長 中 村 康 治
3-2-6	PWR用Pu 燃料について	三菱原子力工業原子燃料部計画課長 関 義 辰

3-2-7	BWR用プルトニウム燃料の問題	日本ニュークリア・フュエル 岡 島 安二郎
3-2-8	プルトニウムの熱中性子炉リサイクル	日本エネルギー経済研究所 武 井 満 男
3-2-9	Puサーマルリサイクルの実施について	日本原子力研究所 平 田 稔
4-1	核燃料産業の現状と将来	動力炉・核燃料開発事業団副理事長 今 井 美 材
4-2	動力炉の建設経緯	日本原子力発電取締役建設部長 鈴 木 小兵衛
4-3	原子力施設の安全性	東京大学教授 原子炉安全専門審査会会長 向 坊 隆
5-1-1	電力長期計画と原子力発電開発	中央電力協議会専務理事 山 崎 久 一
5-1-2	発電用燃料問題の将来	日本エネルギー経済研究所所長 向 坂 正 男
5-1-3	石油需給の動向と石油産業の課題	丸善石油常務取締役 脇 坂 泰 彦
5-1-4	発電用核燃料の確保について	東京電力常務取締役 田 中 直治郎
5-2-1	核拡散防止問題特別委員会報告	委員長 清 成 迪 (動力炉・核燃料開発事業団副理事長)
5-2-2	材料試験炉利用懇談会報告	委員長 平 塚 正 俊 (住友原子力工業社長)
5-2-3	アイソトープ・放射線利用に関する化学、 繊維工業懇談会報告	委員長 斉 藤 辰 雄 (昭和電工専務取締役)
5-2-4	原子力用鋼材標準化懇談会報告	委員長 湯 川 正 夫 (八幡製鉄副社長)

# 原子力産業の現状

日本原子力産業会議

代表常任理事 橋本清之助

わが国の原子力開発は今年で満12才となつた。

民間産業界は、これまで原子力開発に対する一貫した方針として、研究開発的内容のものは国が中心となつてこれを行い、民間は実用化を担当するという理念を最善のものと確信し、この原則に従つて努力してきた。

しかし、ゼロからスタートした原子力産業は、体制を整えて、研究支出を行うと同時に設備投資をも行なわねばならない、という事情にあつた。原子力開発の総合性、特異性にもよるが、完全な実用化に入る前に必要な研究的ないし準備的性格の支出は著しく大きなものであり、平和利用に徹して開発を進めようとしているわが国の産業界にとつて、この試練に耐えねばならなかつたことは大きな重荷であつた。日本原子力産業会議が毎年実施してきた「原子力産業実態調査」にその数字がはつきりとあらわれている。すなわち、昭和31年度から41年度までの11年間に、原子力関係として民間企業が支出した総額は約1,200億円に達し、同じ期間に政府が原子力予算として支出した合計額約1,000億円を20%も上廻っている。一方、鉱工業が同じ期間に得た売上げの総額は約800億円に過ぎない。このようなアンバランスは他の国においては例を見ることができず、いくつかの重要問題を示唆している。

しかしながら一面において、このような民間企業の意欲のあらわれは、世界からも注目される開発の現況を示している。現在、原子力発電についてみれば、営業運転に入つた原電1号炉に続いて3基の商業用発電所が建設進行中であり、昭和45年には合計130万KWが運転開始となるが、これが昭和50年には約650万KWとなり、昭和55年には約2,200万KWに増大し、原子力委員会の長期計画で見通されている昭和60年の3,000~4,000万KWという開発規模は控え目とみられるようだ。

このことは、もはや原子力開発というものがわが国の経済全体の中で重要な要素として登場してきたことを意味する。我々原子力関係者だけでなく、広く国民全体で原子力問題を考えるべき時が来ている。

わが国の原子力開発は、軍事利用を持たない国の原子力産業政策が如何にあるべきか、のケース・スタディーそのものであるだけに、今後とも確固とした国産化対策や核燃料政策等の重要事項は関係者の努力によつて適切に導き出されねばならない。

(井上五郎氏特別講演参考資料)

## 動力炉開発計画の概要

### 高速増殖炉開発計画概要

#### (1) 実験炉の設計・建設

第一次および第二次の概念設計に基づいて43年度に実験炉の詳細設計を行ない発注仕様書を作成する。44年度始めに、この仕様書により建設契約を締結し、ナトリウム中における炉体構造および関連機器試験等の結果を反映させながら実験炉の建設をすすめ、47年度中に建設を完了し臨界とする。

#### (2) 炉体構造および関連機器の開発試験

遮蔽プラグ、燃料取換装置等、実験炉の実物大モデルを試作し、ナトリウム試験装置を用いて熱衝撃試験等の耐久試験を行なう。

45年度からは、原型炉についてこの種の試験を上記の試験装置を用いて行なうとともに、実験炉の運転中に問題となつた大型機器等について技術的問題点のチェックを行なう。

#### (3) ナトリウム工学

既存のナトリウム・ループを用いて、ナトリウムの化学、腐食などの実験を行なうとともに、中規模のナトリウム・ループを建設し実験炉用橋料について流動実験等を行なう。さらに、小型機器試験装置を用いて実験炉のナトリウム・ポンプ、熱交換器、バルブ等の小型機器類の開発を行なう。

#### (4) 臨界実験

高速炉臨界実験装置(FCA)は、41年度に入手したウラン( $U^{235}$ )135kgを用いて、42年4月に臨界に達した。42年度には、ウラン215kgを用いて、稀釈炉心についての実験を行なうとともに、プルトニウム(Pu)100kgの入手の手配を行なつて、43年度から実験炉炉心の部分モック・アップ試験、制御安全棒効果のチェック等の準備をする。

ひきつづき、プルトニウム燃料を追加して、実験炉炉心のフル・モック・アップ試験および原型炉心のモック・アップ試験等を行なう。

#### (5) 安全性研究

実験炉および原型炉についての安全解析および安全解析用のコードの開発を行なう。また、耐衝撃試験、事故時を想定したナトリウム沸騰試験、ナトリウム-水反応試験等を行なう。

(6) 燐料の開発

実験炉用混合酸化物系燃料の試作を行なつて、水ループおよび中規模のナトリウム・ループで流動試験を行なう。また、エンリコ・フェルミ炉およびドーンレイ炉で照射した燃料の照射後試験施設として $\alpha$ -r-ケープを建設するとともに、実験炉用燃料の国産化にそなえてプルトニウム燃料製造施設の増設を行なう。

(7) 原型炉の設計、建設

実験炉の設計研究からえられたデータを基礎にして、43年度から原型炉の設計研究に着手し46年度に設計を終了する。原型炉の建設は、実験炉の建設の経験に基づいて、47年度に着手し51年度中に完成することを目途とする。

また、原型炉の大型機器のモック・アップ試験を行なうとともに、蒸気発生器の研究開発にも、43年度から着手する。

高速実験炉および原型炉開発の全体計画表

昭和(年度)	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51
研究開発項目	4 10	4 10	4 10	4 10	4 10	4 10	4 10	4 10	4 10	4 10
(1) 実験炉(E.R.)の設計建設	第2次概念設計	詳細設計	契約	製作設計	製作据付	D.C. W.C.	低出力運転	定常運転		
(2) 炉体構造および関連機器の開発試験	E.R.用テスト			P.R.用テスト			燃料照射			
(3) ナトリウム工学	ナトリウム・ループ他		試験運転	テスト						
(4) 臨界実験	FCA炉物理実験			ER炉心モック・アップ			PR炉心モック・アップ			
(5) 安全性研究	ER安全性研究			PR安全性研究					PR燃料製造	
(6) 燃料開発	燃料			燃料開発(ER)						
(7) 原型炉(PR)の設計建設	設計研究			原型炉概念設計	詳細設計	着工	製作設計	製作据付		出力上昇
(原型炉用機器開発)					安全審査					

D.C. = Dry Critical  
W.C. = Wet Critical

## 新型転換炉開発計画概要

### (1) 原型炉の設計・建設

炉心設計に重点をおいた設計研究として、42年度に第一次設計を行ない、43～44年度にわたって第二次設計を行ない、評価の段階をへて、製作設計にすすむ。設計をすすめるにあたっては、二領域臨界実験、大型臨界実験、小型熱ループ（改造）実験、大型熱ループ実験、等からのデータ等を適宜設計に反映させる。

他方、この炉の経済性の考慮を含む最適化の設計をすすめることによつて、上記の設計の修正改良に反映させる必要があり、43年度には、この型の実用炉の概念設計をも行なう。

### (2) 臨界実験

既設の軽水臨界実験装置を改造して、二領域による臨界実験を43年度中頃から行なつて、炉心核設計理論の検討に必要な定性的データを与えて、早い時期に設計研究に反映させる。さらに、大型臨界実験装置の建設に着手し、44年度末から核設計のための定量的データを与えて、これにより最終的に設計を確認する。

### (3) 熱ループ実験

炉心の熱・水力上の問題点を解明するため、さしあたり、小型熱ループ（改造）を用いて、技術的問題点の定性的な把握を行うため原研において43年度中頃から実験を開始し、この結果をできるだけ早い時期に設計研究に反映させる。さらに、大型熱ループ（44年度末に完成）を用いて定量的なデータを与えて設計を最終的に確認する。

### (4) コンポーネント・テスト・ループ

つぎの(5)項に述べる試作開発する部品および機器の試作開発をすすめ、最終的には、このテスト・ループ（44年度完成）によつて部品および機器の性能の確認を行なう。

### (5) 試作開発

原型炉の主要部品として、ジルカロイ製圧力管と鋼管との接合、カランドリア・タンク、燃料取替装置、制御棒駆動装置等の試作開発を行なうとともに、燃料体の試作および照射試験その他の試験を行なう。

### (6) 安全性研究

安全性の解析に必要な圧力管破断試験、非常冷却系の性能試験等の安全性実験を行なうとともに、建設候補地点について気象、地質等の調査をすすめ、これらの条件を十分加味した上で安全性の面から設計を検討する。

新型転換炉開発の全体計画表

研究開発項目	昭和(年度) (月)	4.2 4 10	4.3 4 10	4.4 4 10	4.5 4 10	4.6 4 10	4.7 4 10	4.8 4 10	4.9 4 10	5.0 4 10
(1) 原型炉の建設			候補地調査	地質調査 { 気象 (評価)	安全審査 着工	製作設計および炉製作, 炉据付	建設		臨界	試験運転 実験運転
設計研究		(概念設計) 設計(1次)	(実用炉概念設計) 設計(2次)		フィジビリティ・スタディ(継続)					
(2) 臨界実験		(二領域) 準備 (大型)	改造 実験	↑	↑					
(3) 熱ループ実験		設計 (小型熱ループ) 改造	安全審査 着工 ↑	臨界 建設 ↑	実験 ↑	(ブルトニウム炉心)				
(4) コンポーネント・テスト・ポンプ		設計 (大型熱ループ)	設計 着工 ↑	完成 ↑	実験 ↑					
(5) 試作開発 (燃料, 被覆管, 圧力管, カラン ドリリア・タンク, 燃料取替装置等)			設計 着工 ↑	建設 ↑	実験 ↑	コンポーネント試験				
(6) 安全性研究			設計 安全性試験装置建設	燃料・被覆管, 圧力管の試作開発 実験(1)圧力管破断, 重水ダンプ等	実験(2)非常冷却系, 炉心部耐震実験等					

# 原子力開発と放射能安全

東京教育大学理学部

教授 三宅泰雄

## 1 はじめに

私が放射化学を専攻しようとしたのは、大学の1~2年のころ、すなわち、いまから40年ほどまえの1928~9年ごろのことである。Curie, Rutherford, Hahn, Meitner たち大科学者の名前は、私にとっては、もつとも神聖なものであり、私は、彼らによつて開かれた自然の真理は、人類のもつとも尊い精神的な遺産であると、かたく信じている。かれらが一生をささげて、そのために努力し、有名、無名の多くの科学者たちが、国境をこえて、相たずさえてついに到達した原子力の解放は、ギリシア神話におけるプロメシウスの行ないにひとしく、人間の精神の高貴さをしめしたものにほかならぬ。プロメシウスは、太陽の火をたいまつにうつし、人間にその火を与えた。プロメシウスから火をあたえられた人間は、それを用いて食事をつくり、土地を開き、道具をつくり、すまいをあたため、「無邪気と幸福の黄金時代」をつくり上げた。しかし、あまりにも、彼が人間の幸福と進歩をねがったことに、怒りをおぼえたジュピターは、プロメシウスをコーカサスの山頂の岩にくさりでつなぎ、彼の肝を秃鷹にくわせた。しかし、あくまで、剛毅なプロメシウスは、ついに屈することがなかつた。

放射能や原子力の研究にたずさわつて来た多くの科学者は、あたかも、プロメシウスが秃鷹に肝をくわれたように、放射線によつて、その尊い生命をうばわれた。M. Curie はいうにおよばず、Fermi, Leo Szilard, Oppenheimer, Lawrence をはじめ日本の村地にいたる、人類の先駆者というべき人々が、放射線によつて生命を失つた。

これらの貴い行為の結実ともいうべき原子力が、科学者の手をはなれるや否や、おそるべき核兵器として投下されたことは、われわれ科学者にとっては、全くゆるしがたいことである。

原子力を用いる人は、第2のプロメシウスたちの高貴な精神にたちもどり、彼らとその生命をかけて、人間の幸福のためにささげたこの貴重なおくりものを、それに値するようを用うることに専念しなければならぬ。

## 2 原子力放射能の実態

現在の原子力の基礎をなす核分裂は、巨大なエネルギーの解放とともに、多量の放射性物質の生成をともなう。核エネルギーの利用の有効性については、ここで論ずるまでもない。しかし、それにおとらず重要なのは、原子力にともなつて発生する放射性物質と放射線(これらを、

原子力放射能とよぶ)の制禦である。

日本の国民は、原子力放射能のおそろしさを、いやというほど知らされた。もしわれわれが、生命をたたれた科学者たちの献身をしのび、原水爆の犠牲者をとむらい、被爆者に同情の念を禁じ得ないならば、われわれは、ふたたび、日本の国民、ひいては、全人類に、原子力放射能による、いささかの被害をも与えないことを決意すべきである。

1985年(昭和60年)ごろのわが国では、3,000万ないし4,000万キロワットの原子力発電が期待されている。これにともなつて発生する放射性物質は $^{90}\text{Sr}$ を例にとれば、年間約70 MCiに達する。これは、放射能雨で、日本全土に降つた $^{90}\text{Sr}$ の量の、約3,000倍である。年間に発生する放射性物質の全量は、1年間冷却したのちでさえ、約650 MCi( $6.5 \times 10^8 \text{Ci}$ )の巨大な量に達する。

わが国で、1年間に用いられているRIの量が、せいぜい、1,000 Curieのオーダーであることを考えれば、 $6.5 \times 10^8$  Curieの放射性物質は、大変大きな量である。

これらの放射性物質の大部分は、炉の中にとじこめられている。また、使用済み核燃料の99.99%以上も、同様にとじこめられるであろう。しかし、ごく一部ではあつても、環境に処分されるものもある。

とじこめるにしても、その容量には、おのずから限度があり、深海への投棄、地中への埋没による窮極的な処分を考えなければならないであろう。

このようにして、原子力の発展とともに原子力放射能が人間環境に影響を及ぼすことは必然のことである。いかに、原子力が国民経済にとつて重要であるとはいえ、原子力施設ではたらく人々、施設の周辺と産業、ひろくは国民全体を、原子力放射能から十分に守ることこそ、原子力利用の前提条件でなければならない。

原子力放射能の源と種類は、多様で、しかも、それらと人間との間には、複雑で、未知の要素が介在している。これらを原理的に解明しなければ、原子力放射能の人に対する影響を評価し、防止の対策をたてることはできない。

日本の場合、土地がせまく、人口が密で、しかも、海産物に多くの食品を依存している国では、他国に比して、とくに、原子力放射能に対する安全対策に慎重を期する必要がある。人に対する原子力放射能の潜在的な影響度は、日本においては、広大な国におけるより、格段高いことが予想されている。

### 3. 原子力放射能からの安全保障

原子力放射能に対する安全対策については、すでに、原子力委員会の「原子力開発利用計画」の中で基本的な考え方がのべられている。ここでは、それを補足する意味で私の考えをのべたい。

原子力放射能の安全対策には、二つの大きい側面がある。その一つは、自然科学技術の面で

の対策であり、他は社会科学的な面での対策である。

前者については、原子力施設そのものの工学的な安全性、原子力施設内における、いわゆる線源のまわりの安全性が保たれなければならないことはいうまでもないことである。

複雑な問題をかかえているのは、放射性物質の処分 (waste disposal) あるいは漏洩によつて、環境が汚染される場合の影響の評価と、予防ないしは防止である。これには、とうぜん、原子力施設の立地、あるいは、放射性物質の運搬などの問題も関連している。

しかし、これらの問題は、基礎的な研究と、その応用により、技術的には解決が困難なことではない。問題は、むしろ、技術的に可能な原子力放射能対策を、いかに実行あらしめるか、という社会科学的な条件の備えである。

基準に対する法体系の整備、行政機関の職務分担、原子力施設の設置における社会経済的な評価、原子力への理解をふかめるための教育と正しいPR、各産業との共存、共栄の方策など、掘り下げて考えるべき多くの問題がある。なかんずく、原子力放射能からの安全保障についての、公正な監視機構の確立がいそがれている。

これらの自然科学的、社会科学的な対策の強化とともに、とくに強調されなければならないのは、基礎的研究の重視である。

自然科学的な面においては、すでに、わが国には、日本原子力研究所、動力炉・核燃料開発事業団、放射線医学総合研究所等がある。しかし、これらの研究機関だけでは、将来のわが国の原子力放射能安全対策には、きわめて不十分である。

このことにかんがみ、日本学術会議では、「原子力放射能安全研究所」と「放射線障害基礎研究所」の二つの新しい共同研究所の新設を立案している。このほかに、安全工学のための共同的研究組織をつくることも必要であろう。これについて、日本学術会議では、「原子力開発基礎研究所」の案を練っているが、まだ、十分な結論にはいたっていない。

大学に足場をもつ、これらの、新しい共同研究所が設立され、既存の研究所とともに、密接に協力すれば、国民を原子力放射能から守るための研究体制が一応ととのうことになるであろう。

これらにおとらず重要なのは、社会科学的な問題の基礎と開発の研究である。このためには、私は少くとも、二つの研究所の設立が必要であると考えている。その一つは、原子力委員会に直属する「原子力政策研究所」である。ここでは、原子力をいかにして、国民のものとし、国民の福祉に役立てることができるか、という政策の基本的な研究が行なわれる。もちろん、原子力放射能の安全対策の研究は、その重要な仕事の一環でなければならない。他の一つは「原子力問題研究所」であつて、ここでは、原子力と今後の世界および日本の社会との相互関係（核兵器問題との関連もふくめて）が長期的な展望のもとに研究される。この研究所は大学を足場とする共同研究所であることがのぞましい。

原子力の人類史的な意義と、国民経済における重要性をかんがえるならば、これくらいの数の研究所をもつことは、むしろ当然のことといわねばならない。

さらに、のこされている重要な問題は、今後年間100～200人を必要とする放射能安全のための科学技術者の養成である。現在わが国には、これに関連してわずか十数講座がもうけられているにすぎない。これに対し、原子力工学の技術者はすでに、年間500人ずつが世にくり出されている。

大学における原子力放射能のための研究施設、学科、講座などの飛躍的な増加を至急に考えなければ、原子力の今後の現実に対応することはむづかしいであろう。

#### 4. むすび

わが国の識者の多くは、原子力利用の重要性については、ほぼ一致して積極的な意見をもっている。しかし、それは、もつばら、核エネルギーの利用の面であつて、それと、相補関係にある原子力放射能についての認識は、かならずしも十分とはいえない。原子力のもつ、この両側面に、バランスのとれた配慮を払いつつ、それぞれの開発と対策とが平行におこなわれなければならない。

最後に、私がのぞみたいのは、原子力放射能問題にかぎらず、わが国の原子力全般の発展のために、原子力委員会と、日本学術会議（原子力特別委員会）との間の関係を密にすべきことである。原子力特別委員会には、原子力問題、放射線影響、原子力開発基礎研究、核融合の四つの部会があり、多くの専門家がそれぞれの問題と常時、真剣にとりくんでいる。原子力が国民の英知の結集によつて、はじめて発展が可能であるとすれば、原子力委員会と日本学術会議との提携の必要性は論ずるまでもないことであろう。

## 海外に対するアメリカの濃縮ウラン供給

アメリカ原子力委員会事務総長代理

E・J・ブロック

アメリカ原子力委員会 (U.S.AEC) は、現在、1980年におけるアメリカの発電設備容量は、1億5,000万kwに達するものと想定している。1968年2月1日現在、電気出力6,300百万kwをこえる91基の発電炉の発注が発表されている。日本においても、同様な伸び率が予想されている。

U.S.AECは、一分離作業ユニット当りの濃縮費を26ドルにきめた。これは、1956年以來3回目の値下げを意味するものである。

U.S.AECは、海外の燃料供給の要請に応じてきているが、現在、24基の発電炉がアメリカの濃縮ウランに依存している。U.S.AECは、ウラン鉱の世界的供給の増大に対処するために、これに応じうるウラン産業の育成を助成している。

濃縮ウランの長期に亘る確保を海外諸国に保証する手段として、次の二つの段階がある。まず、第1にアメリカと相手国の間に協力協定が結ばれることが必要である。これらの協定は、30年の長さのものまで結ぶことができる。第2には、U.S.AECと相手国の責任ある当事者との間に、特定の燃料需要量を含む契約が必要である。濃縮サービスを必要とする顧客は、その物質を六弗化ウランの形で持ち込み、また受け取らねばならない。また、顧客は、燃料処理から生ずる濃縮工場における劣化物質 (Tails) を受け取ることもできる。

U.S.AECは、ガス拡散工場の民有を許可する可能性について研究中である。このことは、さきに合意されたアメリカ合衆国の義務の履行を阻害するものでは決してない。もし、民有が実現されるようになれば、この変更を反映するように、長期協定に適切な修正が加えられよう。

この原産年次大会に際して、“AECのガス拡散工場の運営”(AEC Gaseous Diffusion Plant Operations) という未発表の資料を公開する。

## U.S. ENRICHED URANIUM SUPPLY ABROAD

Mr. E.J. Bloch  
Deputy General Manager  
U.S. Atomic Energy Commission

The U.S. Atomic Energy Commission is presently forecasting the installation of 150,000 MWe of capacity in the U.S. by 1980. As of Feb. 1, 1968 a total of 91 units, with a capacity of more than 63,000 MWe had been announced. Similar rates of growth are expected in Japan.

The U.S. A.E.C. established charges for enriching services at \$26.00 per unit of separative work, representing the third reduction in charges since 1956.

The U.S. A.E.C. has been responsive to fuel supply needs overseas where there are currently 24 power reactors committed which depend on US enriched uranium. The US-AEC is assisting in the development of a viable uranium mining industry to augment world supply of uranium ore.

Assurance to foreign countries of long-term availability of enriched uranium involves two basic steps: first, there must be an Agreement for Cooperation between the U.S. and the second country. These agreements can be for as long as thirty years. Secondly, there must be firm contracts between the US-AEC and responsible parties in the other country covering specific fuel supply needs. The customer for enriching services must deliver and will receive his material in the form of  $UF_6$ . The customer may elect to receive, also, the enrichment plant "tails," resulting from the processing of his fuel.

US-AEC is presently studying the possibility of some day allowing private ownership of gaseous diffusion plants. This will in no way jeopardize fulfillment of the United States' obligations previously agreed to. Appropriate modifications to long term agreements will be made to reflect this change if it comes about.

A pamphlet entitled, "Atomic Energy Commission Gaseous Diffusion Plant Operations" is being released concurrently with this Forum meeting.

## イギリスにおける核燃料サイクル・サービス

イギリス原子力公社生産部次長

N. L. フランクリン

イギリスにおける核燃料サイクル関係の施設の軍事利用から平和利用への転換の推移について述べる。

また、これら施設の開発、建設、運転における経済性を検討し、1970年代後期の想定需要量に適應するためにここ二、三年の間にとられるべき措置について見通しを述べる。

"Nuclear Fuel Cycle Services in the U.K."

The paper will review the transition from military to civil usage of the nuclear fuel cycle facilities in Great Britain. It will examine the economics of scale in development, construction and operation of these facilities and will forecast the pattern of decisions which will have to be taken in the next few years to meet the probable requirements of the later 1970's.

## フランスにおける高速炉開発計画

フランス原子力庁

物理研究部長 G. バンドリエ

フランスにおける高速炉開発計画の目的は極めて明確である。何故ならば、高速炉の開発は、国のエネルギー資源に対する最良のアプローチであり、低廉な電力生産に対して最も将来性のあるものと考えられるからである。

フランスの高速炉計画の第1段階は、熱出力2万kWのナトリウム冷却炉“ラブソデイ”である。この炉は、1967年1月28日に臨界し、3月17日に2万kWに達し、現在2万4千kWで運転している。“ラブソデイ”は、非常に貴重な情報、特に機器の技術、照射下の燃料挙動などについて資料を提供しつつある。

この計画の第2段階は、電気出力25万kWの原型炉“フェニックス”であり、その建設は1968年の末に開始されよう。“ラブソデイ”と将来の大型原子力発電炉の中間段階を代表する“フェニックス”の主要特性について述べることにする。

最後に、高速炉の分野におけるフランスの努力について簡単にふれ、高速炉開発計画の考え方について若干の意見を述べる。

## THE FRENCH FAST REACTOR PROGRAMM

## SUMMARY

The objectives of the fast programm in France are quite obvious since the development of that type of reactor is considered the best approach to a purely national source of energy and the most promising for cheap electricity production.

The first step of the french programm is the 20 MWth sodium cooled reactor Rapsodie which went critical on January 28, 1967, reached 20 MW on March 17 and is now operating at 24 MW. Rapsodie is bringing highly valuable informations, particularly on components technology and fuel behaviour under irradiation.

A thorough review of the reactor characteristics is made and the important improvements which are now contemplated are discussed.

The second step of the programm is the 250 MWe prototype power plant Phenix which construction will start at the end of 1968. The main features of the Phenix reactor which represents an intermediate stage between Rapsodie and the future large industrial power reactors are given.

After a brief survey of the french effort in the fast reactor field some comments are made on the leading ideas of the programm.

## わが国におけるプルトニウムの熱中性子炉へのリサイクルの考え方

原子力委員会委員

山田 太三郎

原子力産業会議の第1回年次大会に当り、プルトニウムの熱中性子炉へのリサイクルと言うテーマの下でパネル討論を企画されたことはまことに時宜を得た催しだと思えます。

原子力発電の増加に従いましてプルトニウムの生成量も増えてまいりますので、その処置をどうするかが大変大きな問題となつてきます。すなわち高速増殖炉が実用化されるまでは研究用に使用する以外は貯蔵しておくとか、そうではなくて軽水炉でどんどん燃やしてしまえとかいろいろな議論があると思えます。何れにせよ皆で大いに議論し、国としてまた企業として最もよい道を選ばなければなりません。本日は各方面のエキスパートが集つてこのプルトニウムの利用の考え方、特に熱中性子炉へのリサイクルについて討論されるようでありますが、前に申し上げたような理由から甚だ意義深いことと存じます。

原子力委員会でも昨年6月より核燃料懇談会を数回開催し、核燃料政策のあり方につきユーザー、メーカーまた学界、言論界等各界の有力者の御意見を承つてまいりました。特にプルトニウムの利用につきましては同懇談会のなかにプルトニウム分科会を設けまして専門家にお集り願ひ昨年7月から11月にかけて数回に亘つて討論を重ねてまいりまして、去る12月にはその分科会の報告がまとまりました。プルトニウム分科会の座長を私がつとめました関係もあり、その分科会の報告について御説明致したいと思えます。

それに先立ち、昨年原子力委員会が決定致しました新長期計画ではプルトニウムについてどんなことを考えていたかをその長期計画のなかから引用してみたいと思えます。すなわちプルトニウム利用の考え方は次のとおり書かれております。

「わが国で生成するプルトニウムは、高速増殖炉用燃料として使用することが最も望しいが、高速増殖炉が実用化されるまで相当の期間が必要であるので、核燃料の有効利用の観点から、この間、熱中性子炉用燃料として利用することが考えられる。従つて、高速増殖炉用プルトニウム燃料の研究開発をすすめるとともに、プルトニウムの熱中性子炉での利用に関する研究開発を行なう必要がある。」

以上のとおりであります。プルトニウム分科会ではその主旨に沿つて討議しましたわけで、以下その模様につきまして御説明致したいと思えます。

先づ熱中性子炉へのリサイクルと申しましても、以下は主として軽水炉へのリサイクルに就いて述べる事と致します。

最初にプルトニウム需給の見通しであります、これは便宜上昭和40年代、昭和50年代そして昭和60年代と3つに分けて考えてみました。

昭和40年代におけるプルトニウム需給表

(i) プルトニウム生成量 (Kg)

年度 炉型	42	43	44	45	46	47	48	49	50
ガス冷却炉	22	85	100	88	88	87	88	88	88
軽水炉						240	480	640	940
合計	22	85	100	88	88	330	565	730	1,030
累計	22	107	207	295	383	710	1,275	2,000	3,000

(ii) プルトニウム所要量 (研究開発用) (Kg)

年度 炉型	42	43	44	45	46	47	48	49	50
高速増殖炉	3.0	10.3	15.0	0	53.0	20.0	19.0	76.0	63.0
新型転換炉		0.3	5.0	6.0	3.0	3.0	22.0	22.0	19.0
軽水炉	0.4	2.2	2.2	38.4	9.2	0	0	8.0	25.2
その他	1.7	0	2.0	2.5	2.5	2.5	2.5	3.0	4.0
合計	5.0	10.5	16.0	47	65.4	25.2	41.5	99.0	1,08.0
累計	5.0	11.0	27.0	32.0	97.0	120.3	1,62.0	2,60.0	3,70.0

昭和50年代におけるプルトニウム需給表

(i) プルトニウム生成量試算 (t)

年度 ケース	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60
(1)生成量	1.3	1.8	2.5	3.0	3.3	4.5	5.6	6.5	7.5	8.5
昭和40年からの累計	4.0	6.0	9.0	12.0	15.0	20.0	25.5	32.0	40.2	48.7
(2)生成量	1.4	1.9	2.4	3.0	3.6	4.4	5.2	6.1	7.1	8.0
昭和40年からの累計	4.0	6.0	9.0	12.0	15.0	20.0	25.0	31.0	38.0	42.0

- (注) 1. ケース(1)は軽水炉のみの場合  
2. ケース(2)は軽水炉と新型転換炉の場合

年度	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60
高速増殖炉	0.3	0.9	0.9	0.5	—	—	2.0	2.0	1.0	—
新型転換炉	0.2	0.2	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	—	—
合計	0.5	1.0	1.4	1.0	0.5	0.5	2.5	2.5	1.0	—
累計	0.5	1.5	3.0	4.0	4.5	5.0	7.7	10.2	11.2	11.2
昭和40年からの累計 (50年までの累計 3.7t)	4.0	5.0	7.0	8.0	8.0	9.0	12.0	14.0	15.0	15.0

注：本試算は、軽水炉での利用が行なわれなかったとした場合である。

御手許に配布されました表を見て頂きたいと思いますが、昭和40年代にわが国で生成されるプルトニウムの量は累計で約3トンと考えられます。これに対しましてこの年代には、高速炉、新型転換炉、軽水炉などへの利用のための研究開発用のプルトニウムの需要が多く累計で約4トンであります。原子炉で生成されたプルトニウムは再処理工場で回収しなければ使えないわけですから、実際にはもつと不足することとなりましょう。そしてその不足分は輸入によつてまかなうこととなるわけでありまして、次に昭和50年代であります。大分さきのこととで需給の予測は困難であります。原子力発電計画からみますと昭和50年代には生成するプルトニウムの量は累計約45トンとなります。これに対して需要の方は、高速炉も新型炉も研究開発から実用化への移行の段階なのでその需要は約15トンで大量の需要は望めず、軽水炉でのプルトニウムリサイクルが行なわれないとすれば、約30トンの生成プルトニウムが余剰になると考えられます。次に昭和60年代の需給見通しであります。この年代には高速増殖炉が実用化される見通しでありますので生成されたプルトニウムはすべて高速増殖炉の燃料として使用されることとなりましょう。特に昭和60年代の後半には多くの高速増殖炉が建設され本格的な運転を開始することとなりましょうから、プルトニウムの需給は逼迫するのではないかと考えられます。

次に、ただ今申し上げたような需給予想の下でどのようにプルトニウムが利用されるか、その形態について考えてみますと次の2つに大別できると思います。1つの考え方は、さきに申し上げた昭和50年代の余剰の生成プルトニウムはそのまま貯蔵しておき高速増殖炉が実用化した際に利用することとあります。高速増殖炉の実用化は昭和60年代と考えられますから相当長期間に亘つてプルトニウムを貯蔵しておく必要があります。高価なプルトニウムをねかしておくのは経済的に大きな負担がかかることとあります。もう1つの考え方は、生成されたプルトニウ

ムを軽水炉や新型転換炉即ち熱中性子炉に積極的に利用すると言ひ考え方であります。この場合には生成プルトニウムはどんどん使われるので貯蔵の問題はないわけですが、将来高速増殖炉が実用化した際にそれに供給すべきプルトニウム燃料が足りないと言ひ事態が起りかねないのであります。実際にこれらの形態のどちらになるかは、今後の高速増殖炉の開発のテンポや、軽水炉からの使用済燃料の排出量、そして排出された使用済燃料中に含まれるウランやプルトニウムの量など今後の軽水炉の性能の向上の程度によつて定められると思ひますが、エネルギー源としてプルトニウムを考えますときには、プルトニウムの利用方法を巾広く開発しておく必要があると思ひます。高速増殖炉や新型転換炉の燃料としてプルトニウムを利用する技術の研究開発は動力炉開発のナショナルプロジェクトの一環と致しましてすでに計画化されております。一方軽水炉へのプルトニウムの利用の技術の研究については以前から種々と論議されておりましたが、まだ計画化されておられません。然し乍ら、米国などではこの研究が大分前から推進されており、現在では実用化の見通しが略々得られようとしております。わが国でも核燃料サイクルの早期確立、核燃料の有効利用のためにも軽水炉への利用の技術の研究開発をすすめておかなければならないと思ひます。こうしておけば、必要に応じ之はプルトニウムの有効な利用法となり、またこの利用技術はプルトニウムを将来高速増殖炉や新型転換炉に利用する技術にもつながるのでありますから、この研究をなるべく早く行つておく必要があると考へるわけであります。

備へて冒頭に述べた軽水炉リサイクルか貯蔵かと言ひ問題に決着を与えずに、軽水炉リサイクルを行ふと言ひのでは迫力に乏しいと言ひ批判があると思ひますが、此の問題が不確定の因子を数多く含んでいる性質上止むを得ないのではないかと思ひます。

最大の不確定因子は何時商業的高速炉が具体化するかと言ひ問題です。元來軽水炉リサイクルに依つて得られる利益は高速炉開発に成功すると言つた決定的なものでないし、又高速炉が成功すれば軽水炉リサイクルは消える運命にあると言ひ時間的にも限定されたものであるので、高速炉の具体化の時期に対する予測の強弱で、軽水炉リサイクル是か非かと言ひ様な結論が産れます。英国は此の見地からプルトニウム貯蔵論であると考えられます。

第二の問題点は軽水炉リサイクルは経済的に引き合ふかと言ひ問題です。プルトニウムの熱中性子炉に於ける“燃料価値”は10 \$/g前後と言われておりますが、之に対しプルトニウムの生産費（使用済燃料の輸送費及び再処理費）とプルトニウム燃料の加工費（所謂 fabrication penalty）等が見合ふかと言ひ問題があります。プルトニウム燃料の加工の問題はリサイクル研究の枠内の重要な項目ですが、プルトニウム生産費はリサイクル研究の枠外の不確定項目です。特に最近の軽水炉の使用済燃料中のU<sup>235</sup>含有率低下の傾向は生産費に影響を与える項目です。

その他プルトニウム価格の多重性、プルトニウムの燃料価値が炉型毎に変わると考へられる事

等も問題を複雑にして居ります。更に広くは原子力発電の発展の動向及びそれに伴うウランの需給等も関係して来る訳で、之等の不確定な問題に一々解答を与えた上でないと明確な答は得られないと思われまゝ。

経済問題とは別に単に資源的立場から見ても問題は簡単でなく、軽水炉リサイクルは短期的には資源的に有利であるが、高速炉開発量を制限する点から長期的又は超長期的に見ると不利になるので、何れの観点を重視するかで見解が分れる事になります。

以上の事情から軽水炉リサイクル是か非かの問題に明かな結着を付けていないが、「長期計画」にも述べられている通り、商業用高速炉実現に対しては英国程楽観的ではないので、条件が許せば軽水炉リサイクルの実現を期待している訳であります。

但し上述の通り軽水炉リサイクルに依る利益は決定的に大きいものではないので、その研究開発に多大な経費を要するのでは問題にならない訳であります。現在の子想では新しい炉型を開発するのと違つて比較的少い研究資金で研究開発をやつて行けるのではないかと思ひます。尤も之には此の分野に於ける海外の研究開発の成果も充分に参考にする必要があると考へて居ります。

さてリサイクルの研究開発をどのようにすすめて行くかでありまゝが、前にも述べましたように、生成されたプルトニウムが昭和 50 年頃から余りだすと予想されますので、その頃までに研究を完成し、実用化できるようにしておくことを目標にしたらよいと考へられます。この研究達成には、プルトニウム燃料の取扱や製造の技術、プルトニウム燃料炉の核熱問題など広い範囲に互る科学技術が必要でありますので、ユーザー、メーカー、学界、動燃事業団、原研等が打つて一丸となり協力し合つて総合的に研究開発を推進しなければならないと思ひます。そのためには国が中心となつて例えば特定総合研究に採り上げるなどの方法により、国が責任を以て計画を作成し、動燃事業団と原研が中心となつて研究を推進して行かねばなりません。また諸外国でのこの種の研究に積極的に協力し、資料や情報の交換を行なうことも考へすべきと思ひております。

研究すべき内容としましてはいろいろあると思ひますが、その中でも特に重要な項目としては、プルトニウム燃料の加工技術、試作した燃料の照射試験、プルトニウム燃料の核特性や所謂 fuel management などがあると思われまゝ。また研究の最終段階では JPDR (動力試験炉) での性能試験を経て実用炉での実際的な試験を行つてみる必要があると思ひます。これらの研究のタイムスケジュールは御手許にお配りしたプリントにありますので御覧頂きたいと思ひます。

以上核燃料懇談会のプルトニウム分科会の報告の概要とそれに関連する若干の問題点につきお話し申し上げましたが、これが本パネル討論の種になれば幸であります。そしてわれわれ原子力委員会と致しましても本パネル討論の結果も参考に致しまして、プルトニウムのサーマル

研究開発スケジュール

事項 \ 年度	43	44	45	46	47	48	49	50	51
燃料製造技術			取扱	加工、組立					
照射試験		Halden →							
		JRR-2 →							
			JMTR →						
			照射後試験						
臨界実験		T	C	A					
JPDRでの性能試験									
実用炉での試験(数ASS)									
所要経費見込額(百万円)	65	44.3	716	495	468	758	857	99	13

合計 3,914 百万円

リサイクルの研究開発に対して最終的な結論を近いうちに下したいと思つている次第であります。

御清聴を感謝致します。

## プルトニウム燃料の加工の現状と問題点

動力炉・核燃料開発事業団

理事 鎌田 稔

まえがき

1. プルトニウムは高速炉燃料として使用するべきである。しかし山田原子力委員も御指摘のように、中間期において熱中性子炉、ことに既存の軽水炉へリサイクル使用することの必要性が各国においても認識されつつある。<sup>1, 2, 3</sup>

熱中性子炉へのプルトニウムのリサイクルについてはUSAECが1959年以来開発を続けてき、<sup>4</sup>さらに米国内でも電力界中心のEEI計画<sup>5</sup>が現在すすめられている。プルトニウム燃料の加工についてはAECの計画の下で旧ハンフォード(現在のBNWL)にPFPP(Plutonium Fabrication Pilot Plant)を設置して、広汎な加工技術の開発をすすめてきた。

2. プルトニウム燃料としては軽水炉利用の場合 $UO_2-PuO_2$ のいわゆる混合酸化物が用いられ、高速炉でも近い将来にはこの形式の燃料が用いられる。高速炉燃料でも軽水炉燃料でも基本的な製造技術は共通しているので、初期の開発段階では同一施設で開発研究がおこなわれている。混合炭化物や窒化物はごく研究的な施設でおこなわれているだけである。

3. したがって熱中性子炉用プルトニウム燃料の加工施設と呼称する施設はまだ世界中にはないが、現在熱中性子炉用燃料の試験的な開発製造をおこなっている機関はつぎのごとくで、

BNWL.....P.R.T.R.燃料、EBWR燃料(混合酸化物として、1,400 kgを10ヶ月で製造した)、Saxton燃料の大部分を製作した。

NUMEC... Saxton燃料の一部を製作した。

GE.....照射試料の作製、EEI計画Phase Iで4セグメント、1燃料棒を製作してDresdenで照射中である。

Windscale...スウェーデンのAgesta、ベルギーのBR-3のテストアセンブリーを製作した。

Belgonucleaire... BR-3テストピンを製作した。

改装中、建設中または計画中のものとしてB&W、ALKEM、Westinghouseがある。これらの大部分は高速炉燃料の開発研究をもち、現在のところ高速炉燃料の製造開発のみを標榜しているCadarache, Harwel, Fontenay-aux-Rose, A.I., ANLがある。

またごく最近にスウェーデン、オランダ、イタリアにも施設ができる。

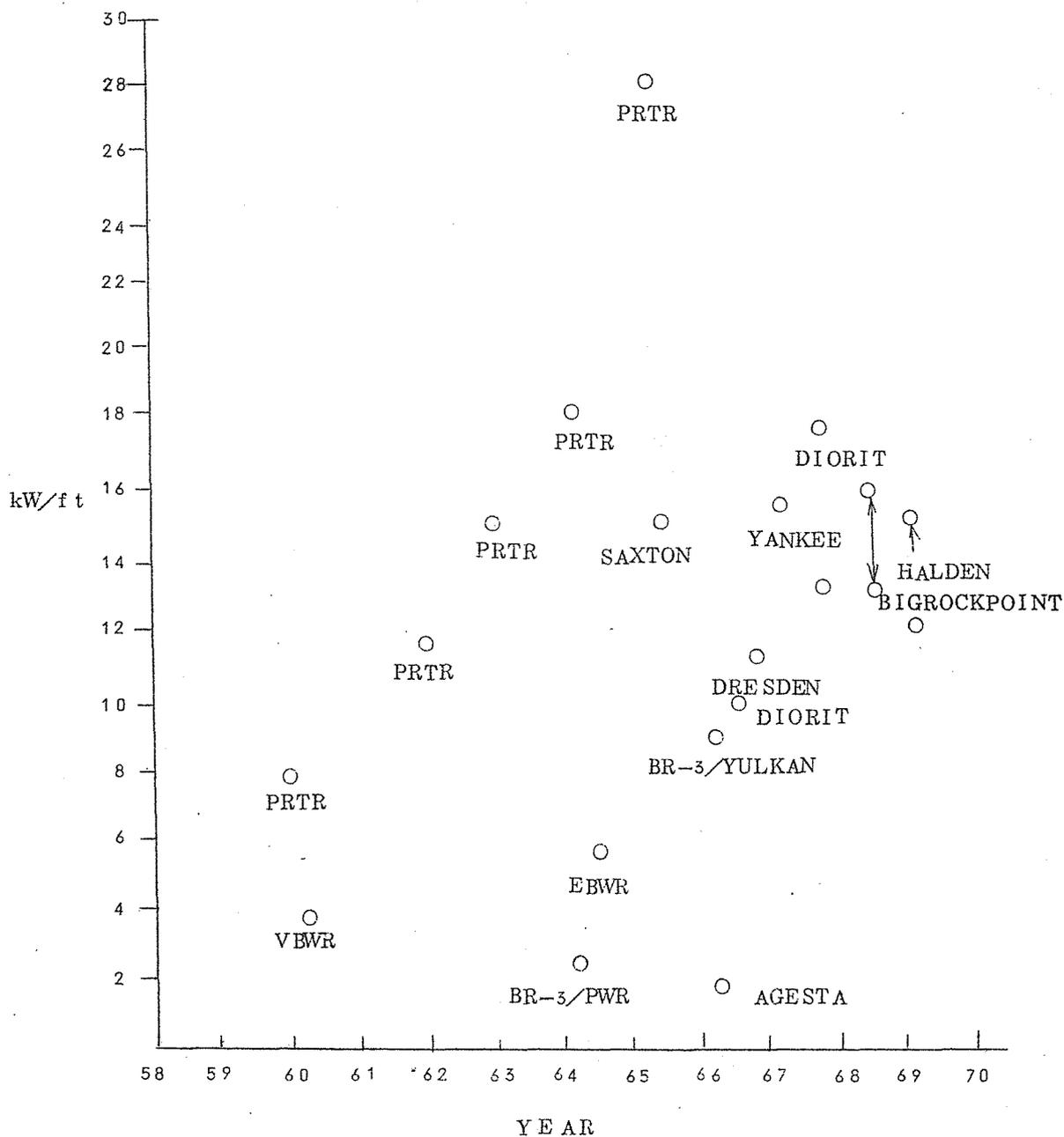
4. 事業団東海事業所のプルトニウム燃料開発室は昭和37年から計画をはじめ、39年春着工、40年秋に完成したもので、それ以来順調に操業をつづけてきた。施設の規模とこの時期にこれだけの作業ができるということは関係各位の御援助と御協力のあつたおかげではあるが、世界的視野でみても、かなりの存在である。旧原子燃料公社時代からの重要業務である再処理の問題から、抽出さるべきプルトニウムの使用開発という意味で、計画頭初からプルトニウムの軽水炉リサイクルと高速炉開発に伴う燃料の開発を採りあげてきた。昭和37～38年の建設計画の確定すべき時点ではまだ高速炉計画が樹立されておらず、高速炉燃料としてもまだ合金か、サーメットか、セラミックかと世界的に模索されている段階であつたから、設備内容の計画には軽水炉用混合酸化物燃料の製造開発に重点をおいた。しかし、情勢がすすんで混合酸化物が高速炉燃料として使われること、わが国の動力炉開発計画がナショナルプロジェクトとして発足し、当面の高速実験炉も混合酸化物ナトリウム冷却系と確定されるにしたがつて、部内の開発研究の努力比重をこれに向けてきて今日にいたつている。

軽水炉リサイクル用プルトニウム燃料に何が要求されるか？

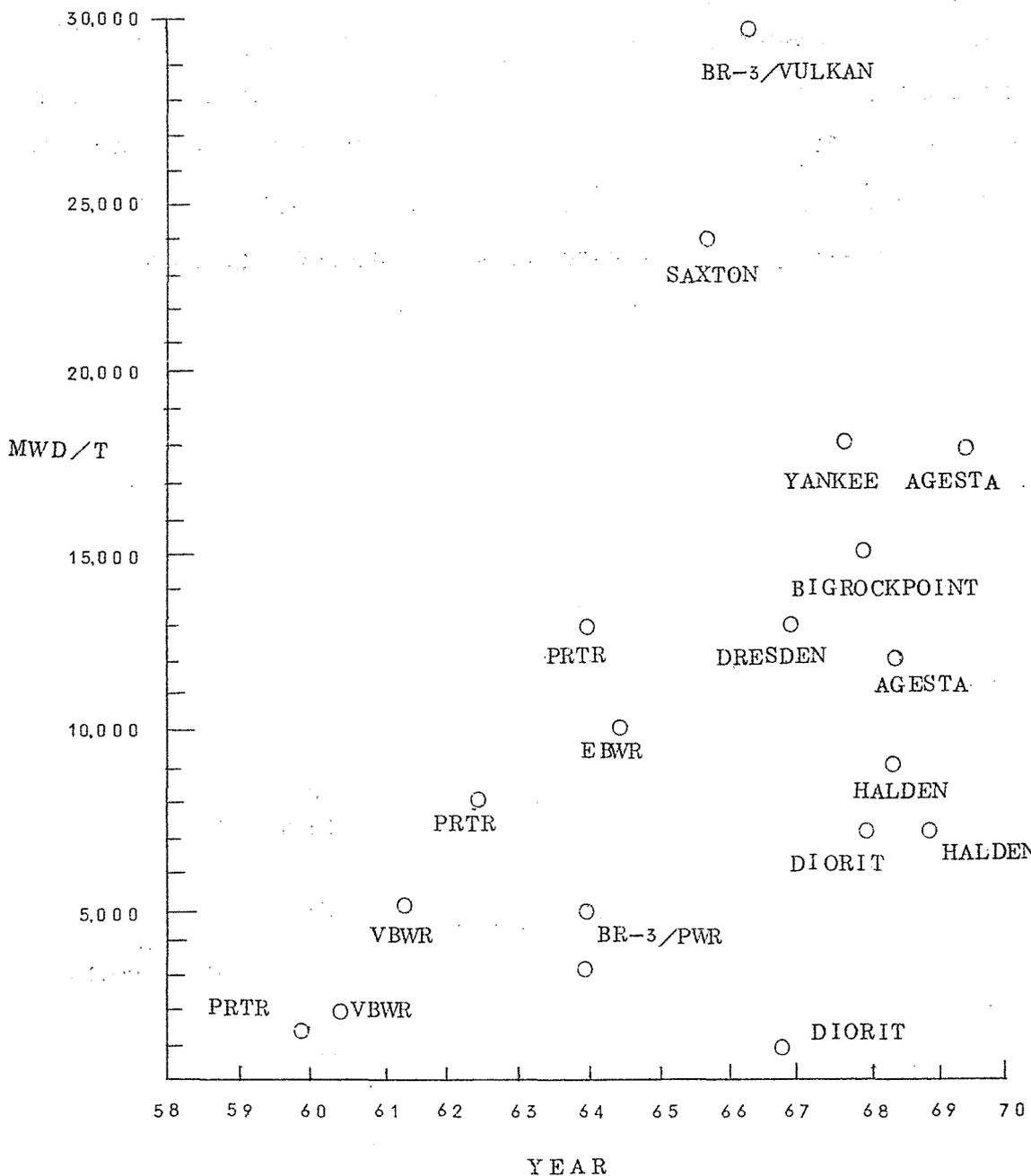
5. 燃料物質の開発という立場であれば、製造試験を経て小型のカプセルで照射試験をおこない、燃料中心温度に關与する燃料棒単位長出力 ( $W/cm$ とか  $kW/ft$ ) と燃焼率 ( $MWD/T$ ) の2軸にわたつての燃料の挙動を調査すればそれでよいわけであるが、原子炉燃料としての使用になると、その原子炉条件に対し、定常的な過渡特性や安全操業に必要な過渡特性までを確認する必要がある。プルトニウム燃料の利用の場合、全炉心を一挙にプルトニウムに取換えるとか、プルトニウム専焼炉を作るということは實際上あり得ないので、その場合それまでに使用されているウラン燃料の燃焼特性や燃料交換方式に合わせて、核的にも熱的にも、水力学的にも既存燃料と不整合を起さないことが肝要である。
6. プルトニウムはウランに比べて断面積が大きく、特徴的な共鳴反応があるから、その場所における中性子スペクトルの状態に敏感で、結果として局部における熱発生も敏感に変つてくる。このためにプルトニウム燃料の設計はかなりむづかしい技術で、しかも燃料の燃焼に伴つて組織上冶金的变化があるので、その変化を核熱的に評価し織りこんだ燃料を製作するのは高度の技術知識を要する。つまり単にペレットを製作するばかりがプルトニウム燃料の開発ではなく、どんな燃料を、どんな作り方で作るべきかを決定するまでの段階が重要である。
7. プルトニウムは危険な物質で、後述するようにその取扱いには個有の施設と十分な安全管理体制が必要である。このため本質的には低濃縮  $UO_2$  と変らない燃料加工法であるが、コストは割高になる。したがつてプルトニウムリサイクルの商業的実現のためにこのコスト増をいかにして少なくするか、あるいはグローブボックス作業に適したプロセスの燃料をいかに

燃料設計の中に織り込むかの問題が大きい。

8. 燃料集合体の中の局部最大燃料棒出力と燃焼率をその計画の実施年度を軸として表わすと第1および2図のようになる。PRTRにおける高出力燃料計画(HPD)以外では、およそ16~18 kW/ft, 20,000から25,000MWD/T-Fuel が目標でよいようである。これは軽水炉リサイクルとしても、第1世代の軽水炉から、漸次第二代へと実行が移されてゆくと考えるからで、進歩した最新鋭の軽水炉を最初から必ずしも考えなくてよいからでもあろう。



第 1 図

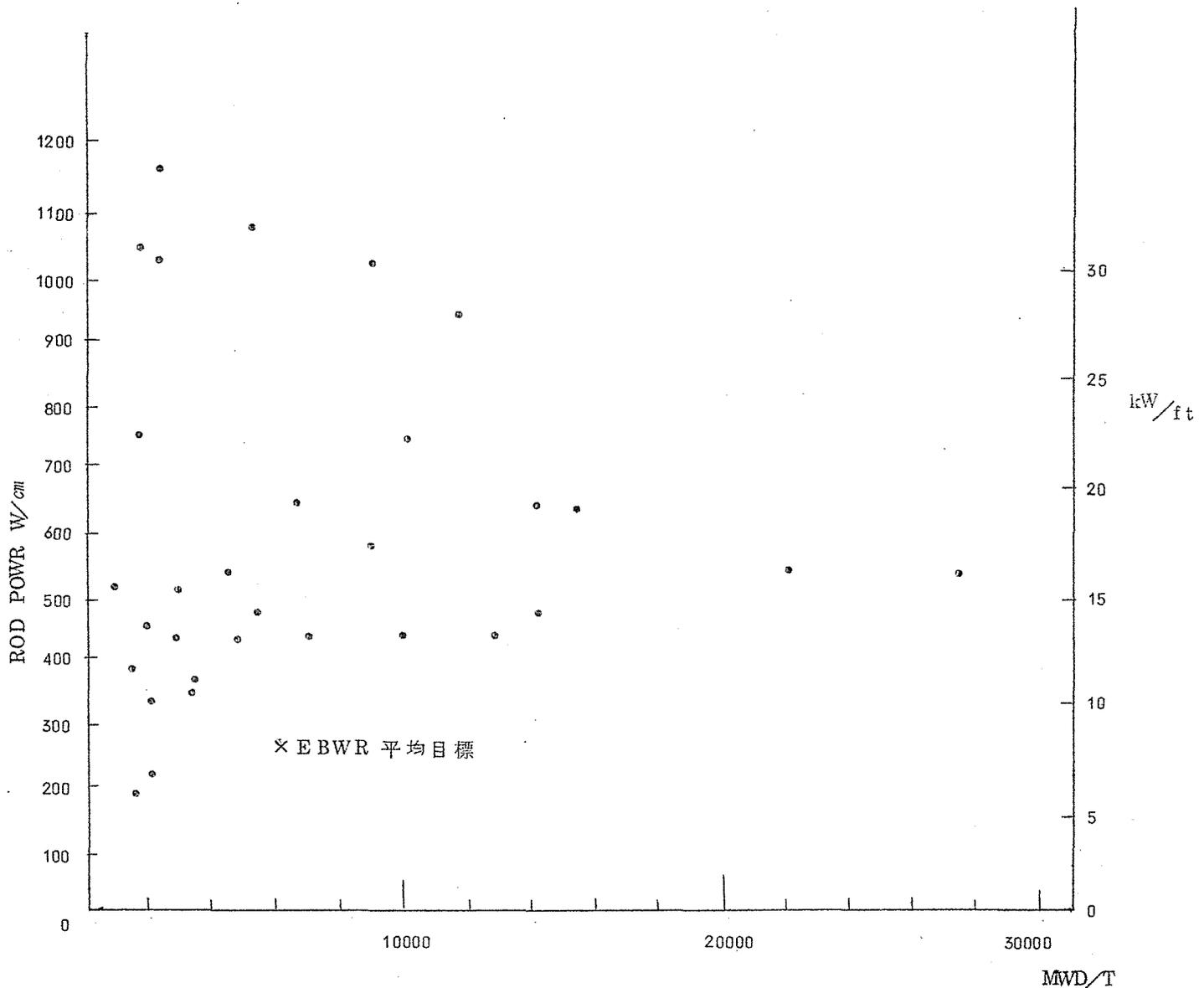


第 2 図

2. しかしカプセル照射として、たとえばEBWRの計画が1.5%PuO<sub>2</sub>-Dep.UO<sub>2</sub>と決定されたあと、この炉内条件はむしろ炉物理実験的性格であつたのであまり高くはなかつたのだが、ETRで第3図に示すような広汎な照射試験をおこなつた。一般論として特定の炉の燃料装荷

- 第1代、Dresden, Yankee, Big Rock
- 第2代、Jersy Central, そのほか、敦賀炉、福島炉
- 第3代、TVA 計画など

計画の決定するたびにこのような経験が必要であると誤解されては困るのであるが、AECのプログラムとしてはこれ程の開発試験であると了解されたい。これらのデータおよび従来のAEC試験の結果はわれわれにも利用可能で、組成、寸法、製法の異なるプルトニウム燃



料の場合これらのデータに対し、内挿的に比較してわれわれの実験結果を評価できる筈である。これに対し高速炉燃料の場合従来の照射データが試料、照射条件の点で、むしろ外挿的判断を必要とするのに対比的である。

- しかし前に述べた炉内焼結や燃焼の進行に伴う冶金的变化はカプセル照射試験でおこなえるとしても、核および熱的变化、したがって炉心の部分ごとの過渡的变化はやはりテストアセンブリーの炉内照射が必要であつて、この場合も項で述べたように、核熱的变化が中性子スペクトルに敏感であるという事情から、将来使用さるべきスペクトル、温度条件とあまりちがう状態での試験ではあまり有効でない。結局プルトニウムの部分炉心を作り、または全炉心での試験が必要になつてくるわけである。

プルトニウム燃料加工コストの考え方

11. 軽水炉用プルトニウム燃料は低濃縮ウランと殆んど同じ工程で加工される。燃料要素加工コストについての米国での研究によつても、ウラン燃料の場合ジルカロイ被覆管などの金具費が50%かそれ以上を占め、また集合体組立、検査費もかなりかかる(第1表)。これら

第1-(1)表 燃料要素加工コスト(Y-1368)

	GCR-2	GCR-2	Yankee	Dresden
	EUO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	EUO <sub>2</sub>	EUO <sub>2</sub>
	%	%	%	%
UO <sub>2</sub> 粉 末	6.9	6.0	3.3	3.1
U 回 収	1.5	0.9	0.7	0.7
PuO <sub>2</sub> 粉 末	-	5.6	-	-
U-Pu 回 収	-	3.0	-	-
UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> ブレンド	-	4.6	-	-
分 析	1.4	5.7	0.6	0.6
金 具 検 査	1.7	1.6	0.5	0.8
ベレット製造	6.7	8.4	11.3	5.1
ベレット検査	1.5	1.5	2.4	1.3
組 立	11.2	10.1	28.3	6.8
集 合 体 検 査	7.1	6.5	10.4	5.8
ロ ス , 使 用 料	24.4	12.3	11.5	10.9
金 具	37.6	33.8	31.0	64.9
計	100.0	100.0	100.0	100.0
計 \$/kg	32.06	35.60	68.51	71.53

第1-(2)表 燃料要素加工コスト(BNWL-273)

	振 動 充 填 法			ベレット法		
	U <sup>235</sup> 富化	Pu 富化	高次化 Pu 富化	U <sup>235</sup> 富化	Pu 富化	高次化 Pu 富化
建 物 設 備 費	1,264	1,448	1,490	2,009	2,165	2,229
直 接 労 務 費	2,112	2,597	2,664	2,373	2,619	2,719
再 加 工 労 務 費	93	115	115	64	75	79
直 接 材 料 費	10,697	13,848	14,415	10,697	13,848	14,415
間 接 製 造 経 費	3,030	3,524	3,625	2,742	3,335	3,349
核 物 質 ロ ス	1,165	1,170	1,170	1,273	1,240	1,240
通 常 ロ ス	105	144	152	37	37	47
運 転 資 本 費	254	324	336	250	318	329
使 用 料	804	822	822	802	833	834
製 造 固 定 経 費	733	770	772	840	845	849
製 造 流 動 経 費	368	368	368	368	368	368
計 (\$/要素)	20,627	25,129	25,929	21,454	25,682	26,458
計 (\$/kg U+Pu)	41.69	50.79	52.40	43.36	51.90	53.47
U <sup>235</sup> コストへの比率	1.00	1.22	1.26	1.00	1.20	1.23
振動充填法のベレット法の比	96.3	98.0	98.0	100	100	100

はプルトニウム燃料でも全く同じであるから、ウラン燃料の加工費における約30%の分がプルトニウム作業のために増分になるわけである。しかもそのかなりの部分は Nuclear Use Charge と Loss 費で、加工の立場からいえば仕方のない範囲に入る。結局十数%の分がどれだけ高くなるかというわけである。

12. グローブボックス作業はたしかにわれわれの経験でも厄介で、安全管理および廃棄物処理にもコストがかかる。環境問題のきびしいわが国ではアメリカにおけるコスト計算の算定根拠に比べて多い比率をみておかなければならないかも知れない。

だがユニットの作業コストのかかるだけに量産の場合のコスト低下率が著しいわけで、今日の作業の状態で商業利用の時期における1トン毎日またはそれ以上の作業のコストを判断することはできない。軽水型プルトニウム燃料についてわれわれの試算した結果では第4図のごとき関係になつている。

13. 上記のコスト試算では標準のペレット法を採用したが、グローブボックス作業に適した加工法をとるならば、さらに安くなる可能性がある。たとえば振動充填法はこの意味でも魅力があるうえ、低充填率燃料ではウラン燃料と同一形状の燃料の燃料集合体設計を採用しても、実質的に格子の水対燃料比をあげることになつて、プルトニウムの高い断面積の立場から最適化の方向に向うという利点があり、結局炉心内の核分裂性物質のインベントリーが少なくなるという効果も現われる。

14. さらに均一なプルトニウム分布のある高密度の粗粒(ハンフォードのNUPAC、われわれのゾルゲル)の充填であるVIPAC法に対して、粗大粒を溶融 $UO_2$ 破砕粒とし、グローブボックス作業を要する $UO_2$ - $PuO_2$ 部分の微粒を混合して充填する、いわゆる石垣状充填体(Physically Mixture)がGE, Belgonucléaireで研究されているし、BNWLでは焼結しないグリーンペレットの燃料小型アセンブリーをETRで照射中である。

15. しかしこれらの新らしい型式の燃料についてはさきに述べた過渡期の性状とその影響を確めなければ容易に実用しにくいし、もしその照射開発試験コストを技術開発完成後の製品コストに課せられるとすると、その間の時間的要求と並べてどう考えるべきか、また一つの問題である。

#### プルトニウム燃料加工の安全問題

16. プルトニウムの取扱いで最も避けなければならないのは臨界事故である。Pu-239や241はウラン-235よりはるかに臨界量が小さい(第2表)。軽水炉用ウラン燃料の場合、U-235濃度は製造工程で減ることはあつても上ることはない。しかしプルトニウム燃料の加工では再処理工場から硝酸プルトニウムとして受入れ、以降の加工に適したような処理をおこない、また製造工程で不可避免的に発生するスクラップや不良の処理において、工程の必要上プルトニウムだけを分離してくりかえし使用することがある。つまり低濃縮ウラン工場

第2表 臨 界 質 量 (TID-7016)

	235U		233U		239Pu		
	安全 管理量	最小 臨界量	安全 管理量	最小 臨界量	安全 管理量	最小 臨界量	
質 量 (kg)							
溶 液	0.35	0.82	0.25	0.59	0.22	0.51	
金 属	10.0	22.8	3.2	7.5	2.6	5.6	( $\alpha$ 相)
					3.5	7.6	( $\delta$ 相)
無限円柱直径 (cm)							
溶 液	12.7	13.7	9.3	11.1	10.6	12.4	
金 属	6.8	7.8	4.3	4.8	3.5	4.3	( $\alpha$ 相)
					4.5	5.3	( $\delta$ 相)
無限平板の厚さ (cm)							
溶 液	3.8	4.3	2.0	3.0	2.3	2.3	
金 属	1.2	1.5	0.5	0.7	0.4	0.6	( $\alpha$ 相)
					0.5	0.7	( $\delta$ 相)
溶液体積 (ℓ)	4.8	6.3	2.3	3.3	3.4	4.5	
水溶液の化学濃度 (g/ℓ)	10.8	12.1	10.0	1.12	6.9	7.8	

では考えられない Fully Enrich された状態のものを扱うことになる。

均一な水溶液で理想状態になると、わずか 560 グラムの Pu-239 で臨界に達するので、取扱量制限は 220 グラムに限定される。このような小さなバッチ取扱いでは製品品質の管理が極度にむつかしくなるし、高コストになる。大量処理の場合、たとえば再処理工程でウランとプルトニウムの分離をおこなわず、水溶液状態で Fissile Make up をおこなつて、ペレットなり、その他の形なりの素材として適した状態に Characterisation をおこなつて、加工工程に入るなど、燃料サイクル全般的考慮の下で、材料の flow の中で幾何学的安全配列で処理する構想などが考えられなければならない。

17. プルトニウム自体のもつアルファ放射は人体に極めて危険であり、240, 241 などの高次同位元素はガンマ線やベータ線、自発核分裂による中性子線の放射がある。このため比放射能が高く、人体許容量も極めて小さいので、空気中および水中の最大許容濃度も極めて低いところに制限されている(第3表)。
18. われわれの取扱経験ではこれらの制限は極めて困難ではあるが、逆説的に、施設さえ十分管理されたものであるならば、測定器に検出されやすい放射能をもっていることが、むしろ

第3表 プルトニウムの放射能と  
最大許容水準 (ICRP)

プルトニウム 同位体	放射線 種類	同割合 %	エネルギー MeV	半減期 年	比放射能 Ci/g	自発核分裂 中性子 n/sec
238 Pu	$\alpha$	100	5.49	86	17.4	3.420
	$\gamma$	$4.7 \times 10^{-2}$	0.044~0.15			
	L-X	13	0.017			
239 Pu	$\alpha$	100	5.14	$2.4 \times 10^4$	0.062	0.03
	$\gamma$	$1.4 \times 10^{-2}$	0.038~0.38			
	L-X	3.8	0.0136~0.0205			
240 Pu	$\alpha$	100	5.162~5.118	$6.5 \times 10^4$	0.23	1.380
	$\gamma$	$10^{-2}$	0.044			
	L-X	10	0.017			
241 Pu	$\alpha$	$3 \times 10^{-2}$	4.9	13.3	111.5	-
	$\beta$	99,997	0.02			
	$\gamma$	$1.2 \times 10^{-3}$	0.1~0.145			
242 Pu	$\alpha$	100	4.86~4.89	$3.8 \times 10^5$	0.004	2.300
	$\gamma$	$10^{-2}$	0.045			
	L-X	10	0.017			

プルトニウム 同位体	溶解性	対象器管	最大許容 身体負荷量 $\mu\text{Ci}$	最大許容濃度			
				週48時間		週168時間	
				(MPC)water	(MPC)air	(MPC)water	(MPC)air
238 Pu	可溶	骨 全身	0.04	$10^{-4}$	$2 \times 10^{-12}$	$5 \times 10^{-5}$	$7 \times 10^{-13}$
			0.3	$10^{-3}$	$10^{-11}$	$4 \times 10^{-4}$	$5 \times 10^{-12}$
239 Pu	不溶	肺			$3 \times 10^{-11}$		$10^{-11}$
			可溶	骨 全身	0.04	$10^{-4}$	$2 \times 10^{-12}$
0.4	$10^{-3}$	$10^{-11}$			$3 \times 10^{-4}$	$5 \times 10^{-12}$	
240 Pu	不溶	肺			$4 \times 10^{-11}$		$10^{-11}$
			可溶	骨 全身	0.04	$10^{-4}$	$2 \times 10^{-12}$
0.4	$10^{-3}$	$10^{-11}$			$3 \times 10^{-4}$	$5 \times 10^{-12}$	
241 Pu	不溶	肺			$4 \times 10^{-11}$		$10^{-11}$
			可溶	骨 全身	0.9	$7 \times 10^{-3}$	$9 \times 10^{-11}$
9	$6 \times 10^{-2}$	$8 \times 10^{-10}$			$2 \times 10^{-2}$	$3 \times 10^{-10}$	
242 Pu	不溶	肺			$4 \times 10^{-8}$		$10^{-8}$
			可溶	骨 全身	0.05	$10^{-4}$	$2 \times 10^{-12}$
0.4	$10^{-3}$	$10^{-11}$			$4 \times 10^{-4}$	$5 \times 10^{-12}$	
	不溶	肺			$4 \times 10^{-11}$		$10^{-11}$

安全である—ともいうことができることを体験した。

19. とはいふものの日常の安全管理には設備上のものばかりでなく、教育訓練および演習のほか、万一の事態に備える後備の体制の整備が極めて重要である。また一方これらの安全体制に依存する度合のなるべく少ない自動化、集中管理化も将来に対してどうしても考えなければならぬ課題である。とくにリサイクルを経た高次化プルトニウムの取扱いには、第3表にみられるように比放射能が高まつてくるので、部分遮蔽や遠隔処理が必要になつてくるとも考えられる。軽水炉リサイクルにしても、無限にくりかえさるべきか、高速炉炉心燃料に振り向けられるか、またブランケットで生成される高次同位元素含有量の少ないプルトニウムの用途を、これらの核的性質と放射能問題—したがつて経済的立場から、軽水炉とか高速炉とか、単独の系だけで考えるべきか、相互関係で考えるべきか、まだ残された問題である。
20. 現在われわれの使用しているプルトニウムは \$43/g-Pu Fissile である。これを現在の政府からの借料とした場合、1グラム1日当り3円である。将来プルトニウム価格が10ドルになつたとしても、加工途中におけるインベントリーコストはかなりのものになる。ロス勘定とともにこのインベントリーコストの管理と、上述の安全管理、品質管理の観点からも、プルトニウム加工施設における計量管理の重要性は改めて指摘するまでもない。とくにプルトニウムの場合国際安全保障の立場からも施設内の計量管理には十分の責任をもつことが要求される。この意味でわれわれはリアルタイム方式の電子計算機管理を試験的に適用しつつあるが、将来に亘つて有効適切な形が何であるべきか、これまた一つの問題である。
21. 取扱施設から発生する廃棄物はすべて施設内で処理している。しかし100dpm/cc という廃液中の最大許容濃度、空気中の許容濃度  $10^{-12}$   $\mu$ ci/cc というのは確実に処理しうる範囲ではあるが、処理したための管理廃棄すべき廃棄物の量を増大させる。これらの不燃性の廃棄物を安全に、しかも多量にわたるものを、保管維持することも将来の問題である。

#### 動力炉・核燃料開発事業団プルトニウム燃料開発室の経験と今後の計画

22. 事業団東海事業所のプルトニウム燃料開発室は昭和40年11月落成、41年1月17日から試験操業を開始し、今日まで重大な事故もなく操業をつづけてきた。現在約6キログラムのプルトニウムと、90%濃縮ウラン2.5キログラム、20%濃縮ウラン5キログラムをもつて、製造技術の開発と各種照射試験試料の製作ならびにその評価研究をおこなつている。

照射試験としては高速炉のためのエンリコフェルミ炉照射用試料が製作途中で、やがてドンレイ炉用試料も計画されている。

熱中性子炉用として、製造技術の評価として、2種類のペレット、および2種類のゾルゲル—振動充填燃料棒が現在GETRで照射中である。またノールエーのハルデン重水炉を使つてのテストアセンブリーの照射が計画され、IFA 159は2.5 w/o PuO<sub>2</sub>-net UO<sub>2</sub> のペレットで3×3の小型アセンブリーで、IFA 160はゾルゲル—VIPAC型である。現在IFA

159の燃料棒の製作を殆んど完成し、近く原研との共同研究として、T C A Trap Zoneを用いて、アセンブリーの各種反応度および出力分布を測定したのち、出荷する。これは今年8月から44年12月まで照射され、予測燃焼率 $9,600 \text{ MWD/T}$ で、後の試料は44年1月から12月までに約 $6,000 \text{ MWD/T}$ の照射になる。これらは単に燃料物質試験でなく、集合体設計の核熱的試験でもある。今のところ確定していないが照射後試料の核的反応の測定が望ましいと考えている。

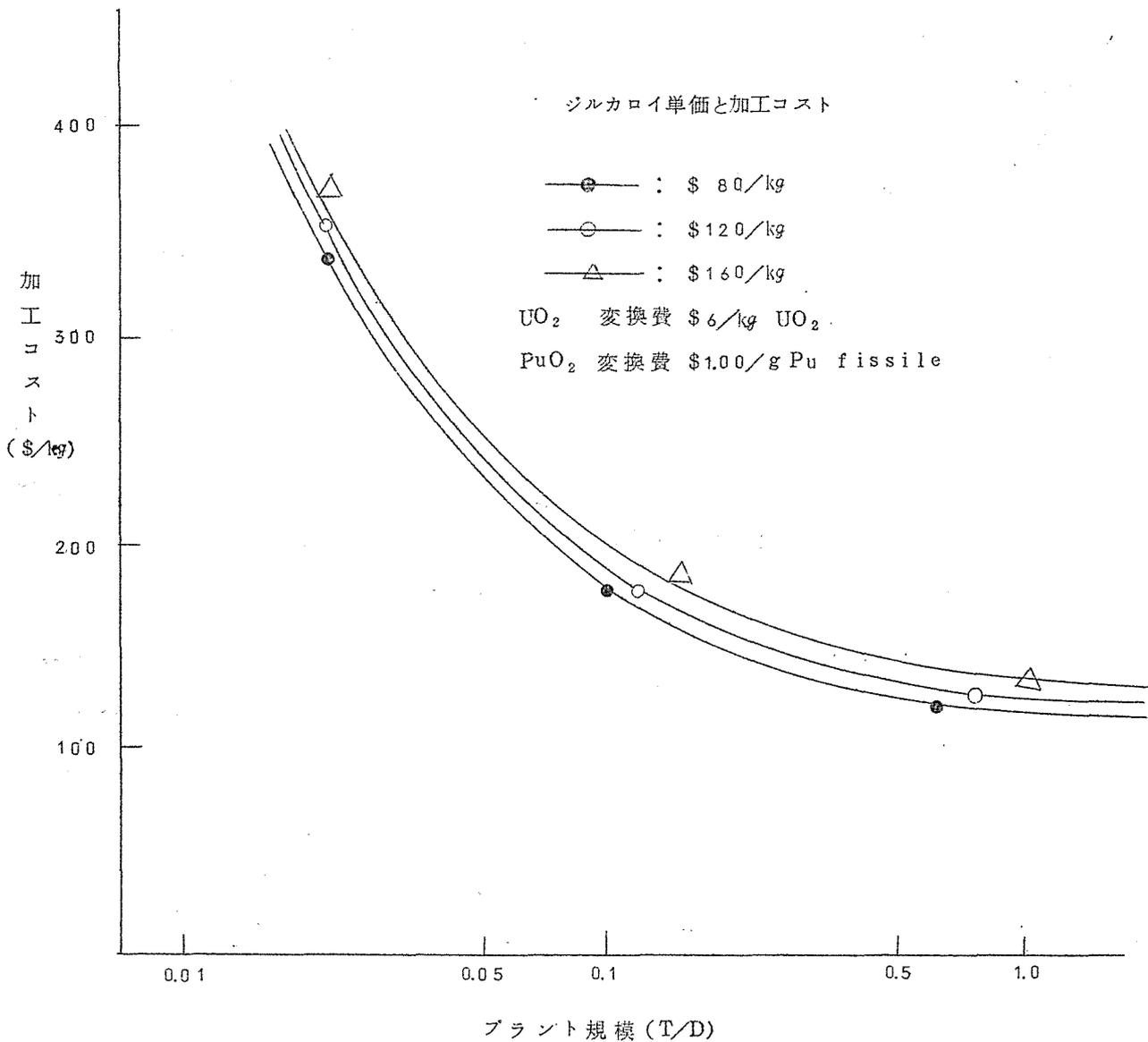
T C Aにおける実験として昨年10月以来、3種のプルトニウム富化率、3種の燃料棒直径について、燃料棒内および近傍の中性子束分布を3種のデテクターワイヤで測定する実験をおこなった。これは一昨年おこなった $\text{UO}_2$ 燃料棒の実験の延長で、燃料設計の基本計算法の確立と、さきに述べた燃焼に伴う冶金的、化学的変化の炉物処理的影響の調査の一部をなすものである。これにつづいて近く50本の燃料棒を製作し、水ギャップの効果、制御棒近傍のピーキングに対する富化率調整の影響をT C A既存の低濃縮ウラン燃料棒と組合わせて実験する。

23. 操業の安全を確保するため、保安規定の制定につづき、臨界管理基準、計量管理基準および各種作業の詳細部にわたって安全作業基準を設定し、個々のボックスごとに作業者指定制をとっている。安全作業基準には事故時対策の基準、緊急時対策をも含み、また後備の体制として防護隊組織をもっている。一般的にいつて災害度の低い小事故の確率が高く、大事故は確率が低い。そこでプルトニウム燃料開発室では現場グループごとに小事故演習をしばしばおこない、防護隊の班別演習、総合演習もやつてきた。また緊急医療処置の問題についても原研の御協力を得ており、放医研による基礎的研究からの御援助もある。

いままで幸いに重大な事故を全く経験しなかつたが、今後の取扱量の増大に備えてさらに安全体制を確立してゆくことが緊要と考えている。

24. 今後の計画として、高速実験炉初期装荷燃料の製造、新型転換炉の臨界実験用燃料さらに将来のプルトニウム燃料装荷の計画と並んで軽水ガリサイクル計画によるJ P D Rへのテストアセンブリーの照射や部分炉心の計画もすすめられているので、これら所要混合酸化物燃料の製造をおこなうため43年度予算から、1日15キログラム混合酸化物の完成燃料を製作しうるだけの施設に拡張する予定になつている。45年初秋に完成することを目標にしている。

完成後上述の各計画の要求がバッチワイズで現われるので、その総合調整が問題だが、その運営も問題である。その面での民間の御協力を期待している。



第 4 図

1. EEI Plutonium Survey 1963, 1964, 1965

2. IAEA, Symposium on the Use of Plutonium as a reactor fuel, Brussels, 13-17 March 1967.

SM-88/11 E. Evans, Plutonium utilization in boiling water power reactors

SM-88/9 R. Allio, Plutonium recycle in pressurized water reactors.

SM-88/7 D. De Halas, Fabrication and irradiation factors influencing plutonium recycle economics

SM-88/22 E. Vanden Bemden, Economic effects of plutonium recycling in thermal reactors.

SM-88/23 R. Kehoe, The commercial aspects of the recycling of plutonium.

SM-88/36 Y. Imai, Plutonium fuel development in Japan.

SM-88/31 M. Ronteix, Towards a plutonium market.

SM-88/10 D. Boyer, Civilian uses and production of plutonium in the  
United States

SM-88/47 A. Ariemma, Assessment and experimental investigation of  
plutonium potential in ENEL water reactors

SM-88/14 H. Bairiot, Irradiation of fuel elements in the Belgian BR-3  
reactor

3. 1967 Nuclear Metallurgy Symposium, Plutonium Fuels Technology,  
Phoenix, Oct. 4~6, 1967.

B-1, M. D. Freshley, Operating Experience with Plutonium Fuels in PRTR

B-2, C. H. Bean, The EBWR Plutonium Recycle Demonstration Experiment

B-3, R. S. Miller, Operating Experience with the Saxton Reactor Partial  
Plutonium Core II.

B-4, H. Bairiot, Irradiation of Plutonium Fuels in the BR-3

## 熱中性子動力炉におけるプルトニウム利用

日本原子力発電株式会社

常務取締役 吉岡俊男

### 1. はじめに

最近の日本でも翻訳の出された「マンハッタン計画」という本を見ると1944年頃に原爆のためのプルトニウムを数キログラム作るに当つてエンリコ・フェルミを初めとするシカゴ大学のグループやハンフォードで原子炉の建設に従事した技術者たちがどんなに苦勞を重ねたかがくわしく描写されている。天然には存在せず、それまでは研究室で何マイクログラムのオーダーで作られたに過ぎない超ウラン元素を短時日に工業的なスケールで多量生産しようとしたのであるから、並大抵の努力ではなかつたことが理解できるであろう。

それから25年経つた今日、時代がすっかり變つてPuは何トンというオーダーで、それも原子力発電の副産物として、世界中で生産される見通しとなつて来た。良く知られているように、アメリカを中心としてヨーロッパ諸国、イギリス、ソ連、日本、インドなどで計画されている原子力発電所はこの数年先には5,000万kWとも8,000万kWとも言われるようになっていく。これら発電所の運転の結果生じるプルトニウムは、例えば日本だけでも昭和50年の累計約3トン、アメリカでは同じ年に約17トンと予想されている。現在ではまだ原子力発電所が稼働を始めて居ないため現実のプルトニウム生産は研究開発の需要に間に合わぬ程度であるが、10年後にはこのようなPu過剰生産の時代が迫っているものと考えられている。Puの需給予想についてはEEIなどを初め幾つかの文献がある<sup>(1)</sup>。

このように大量のプルトニウムが生産されるようになると、考えねばならない問題が幾つも生まれてくる。以下それらを簡単に指摘する。

(a) Puは原爆の材料である。このため原子力平和利用の軍事転用を防止することは非常に重大な問題となる。今日ジュネーブで採上げられている核拡散防止条約や、ウィーンの国際原子力機関による査察など、技術的な問題としてはいずれも、このような副産物としてのPuの処置に関する事柄が中心である。

(b) Puの利用としては高速増殖炉の燃料とするのが最も優れていることは良く知られている。他の分野はさて置き、エネルギー資源の有効利用ということだけに着目しても、ウラン1gが石炭3トンに相当するといわれ、潜在エネルギーとして石油、天然ガスの数万倍に当る<sup>(2)</sup>ものを実用化して21世紀の人類のエネルギー需要を充足するには高速増殖炉の開発に期待す

るところが大きい。

(c) Pu は熱中性子炉の燃料として使うことも出来る。実際に原子炉燃料の燃焼度が進むと、その中でPu 部分の貢献は大きな割合を占めている。一方熱中性子炉による原子力発電の経済性を確保するためには副産物であるPu が燃料としての価値を早急に実現してくれることが大切である<sup>(3)</sup>。

(d) 高速増殖炉が商業目的に広く使えるようになるためにはまだ相当の技術開発が必要と考えられているのに対して、熱中性子利用の方は経済的な最適条件を見付けることが中心であり、実現性は早いと思われている。またPu に関する研究開発として両者に共通の基盤が存在する。

このように考えるとPu を熱中性子炉に利用する技術を開発することはわが国にとつても大切なことである。最終的には高速炉の技術、高速炉でのPu 利用につながり得るものであつて、しかも今直ぐ手をつけることが可能である。熱中性子炉の技術を確立するに当つての貢献も大きいし、また高速炉が大規模に実用化される時期が先に延びた場合、その間のPu 利用の道を確保することが出来る。熱中性子炉への利用の技術を確立するためには矢張り7年から8年の日時を要するので、今から直ちに着手することが必要とされている。

## 2. 諸外国の動向

このようにPu の熱中性子利用については技術の feasibility を確立して置くということに重点があり、高速炉の技術開発と並行して世界の主要国で着々と仕事が進められている。

米国 Pu 関係の仕事は燃料サイクルの一部として次第に民間に主体を移し、AEC はこれを援助するという形となつてきている<sup>(4)</sup>。特に燃料面での自由競争を刺激する意味での使用者たる電力会社の強い関心が期待され<sup>(5)</sup>、AEC によるPu 買上げ保証政策が終了する1970年12月31日以降、高速炉燃料としての市場が出来るまでは再循環が主要な役割りを占めると考えられている。

AEC は当初ハンフォードのPRTTRを中心に開発を進め、この結果を土台にして、EBWR, Saxton, Yankee, Dresden等の軽水炉でPu 燃料の性能を実証する段階に達している。特にEEI計画はGE、ウエスチング、両社が参加してBWR、PWRにおけるPu 燃料の性能計算も行い、この計画に必要なPu は1971年前半までに770kgと予想されている。AECとの委託濃縮契約でもPu を再循環する技術はこの時期までに確立され、1972年頃から企業ベースで進むことが予想されている(Toll Enrichment Contract の draft ではPu Recycleをするか否かの決定が1972年までゆり余される)。メーカーの側でも各社が夫々研究開発を行なっているほか、A.I. G.E. WH. NFS. NUMEC等がPu 燃料のための加工施設等を所有している。

PRTTRはハンフォードのバツテル・ノースウエスト研究所(PNW)にある重水圧力管型で、

Pu-Al 合金、 $(Pu-U)O_2$  の混合酸化物燃料が使われ、V I P A C 法による加工が中心で、10,000 MWD/Te 以上の照射の結果、混合酸化物燃料は  $UO_2$  燃料の性能、特性上重大な相違の無いことが確められている<sup>(6)</sup>。5,300 本の燃料が照射されそのうち破損は 38 本と報告されている。E B W R<sup>(7)</sup>、Saxton での照射は少数の燃料アセンブリを対象とするものであるが、後者では 1967 年 1 月で平均 12,210 MWD/Te、peak rod では 15,960 MWD/Te で、さらに peak pellet が 34,800 MWD/Te に達するまで照射を続ける予定である。1967 年初めに若干の燃料棒を炉外に取出して検査したところでは  $UO_2$  燃料と変らぬ予想通りの性能であつたと報告されている<sup>(8)</sup>。Yankee 炉への混合酸化物燃料 (Pu 約 400kg) の挿入は 1970~71 年と計画されており<sup>(9)</sup>、一方 Dresden 炉では使用済燃料からの Pu を使つた 4 本の混合酸化物燃料が昨年から照射されている。1970~71 年にはさらに 300kg の Pu が E E I 計画の一環として Dresden 炉に入れられることが計画されている。わが国も電力中央研究所を通じてこの E E I 計画には関連を持つている。

英国 英国はマグノックス炉から大量の Pu が作られ、一時は A G R を Pu 燃料で運転するつもりで開発を進めていたが、現在では Pu は高速炉の急速な開発のために使用し、A G R に対してはカーペンハーストの濃縮施設を拡充する政策がとられている。しかし重水系、黒鉛系、軽水系それぞれに対する炉物理実験は早くからウインフリス研究所で進められ、またウインズケールには Pu 燃料のパイロットプラントがある。ウインフリスの炉物理測定には 1.5~3 トンの混合酸化物を使用、またイタリーの S E N N、ドイツの Kahl 炉のための混合酸化物燃料の製造も行つた<sup>(10)</sup>。

ユーラトム等<sup>(11)</sup> ユーラトムの計画は U S A E C と協力して進められているが、主として成型加工技術の確立 (Belgonuclaire 社) と S E N A (PWR) および S E N N (BWR) での照射から成立つている。特にイタリーでは Latina の Pu を英国 A E A を通じて入手、今年春には 12 アセンブリを S E N N に挿入するが、これが成功すれば全炉心を  $(Pu-U)O_2$  にすることも考えている。その他 B R - 3 (ベルギー) での照射試験、スエーデンの Agesta、ノルウェーのハルデンでも照射試験がおこなわれている。ドイツの Kahl 炉での照射については英国の項で述べた通りである。

### 3. わが国の計画

わが国で Pu の熱中性子炉利用計画をどのように進めたら良いかということはここ 2 年来各方面で論議され、現在は一応次のような形の計画が考えられている。これは原子力委員会の核燃料懇談会を中心に、技術上の具体的な詳細については原子力研究所、以前の原子燃料公社、原子力発電会社なども参加して検討をしてきたものである。基本的な考え方としては出来るだけ既存の施設と、入手可能な技術を組み合わせることによつて、無理のない速度で約 8 年のうち

にPu 利用技術の feasibility を確立しようとするにある。その時点において高速炉開発の動向と併せ考えながら、実際の動力炉に大規模に利用してゆくかどうかを決めても良いとの考え方である。

(Pu-U)O<sub>2</sub>の混合酸化物であつても、熱中性子炉の場合はPu 含有%は高速炉の場合よりもはるかに小さい。このような酸化燃料のピンを作つて国内(JMTR など)または国外(GETR, Halden, 等)で照射を試みるのが最初のステップである。これには成型加工法の開発が当然関連しており、この点については動燃事業団プルトニウム研究室を中心に仕事が進められている。照射後のホットケープにおける試験では混合酸化物の各種の性質、例えば熱伝導度などの測定をおこなつて照射の影響、温度の影響、FPガスの放出など、UO<sub>2</sub>燃料の場合と比較しながら、諸外国のデータとの対比をおこなつて設計の基本データを得ることが大切である。

燃料アセンブリーを設計し、作り上げる技術は基本的にUO<sub>2</sub>燃料の場合と同じである。ジルカロイ合金の被覆管を用い、スペーサーを使用し、現在の軽水炉燃料と外見上は同じような燃料体を作ることになると考えられる。このためには軽水炉燃料の成型加工技術として導入されたものを具体的に活用するチャンスが与えられると思われる。

それよりも大切なのは(Pu-U)O<sub>2</sub>燃料の物理特性の測定およびデータの入手である。このために考えられているのはまず原子力研究所の臨界実験装置TCAを使った測定であり、次いでJPDR炉に少数の燃料体を挿入、更にJPDRの炉心の一部または全部を混合酸化物燃料で置きかえることが考えられる。このようにしてPu 燃料のBWRにおける経験を十分に積み、経済的に設計条件を最適化するためのデータが十分集まつたならば、更に一歩進んで少数のPu燃料体を例えば原電敦賀炉のような実際の動力炉に挿入して運転してみるというステップをとることが考えられる<sup>(12)</sup>。

このように照射試験、臨界実験、JPDR、実用炉という段階を踏みながらPuの熱中性子炉利用の技術を積上げてゆくには7~8年の日時を要する。これだけ考えても、このような計画を早急に着手し、進み方に従つて再検討をしながらやつてゆくのが大切であつて、現在の時点でPu利用の一番優れた条件を議論によつて決めようとして時間を費し、そのために技術の開発が遅れるような事態になつてはならないと思う。またこのような技術開発には当然国際的な協力が必要であり、前に述べたように世界各国で進められている開発と力を合わせる事が重要である。国際協力を有効に進めるためにも、わが国の計画が自主的な姿で確立されているべきことは言うまでも無い。またPu利用という面からも、軽水炉技術を進めるという面からも、Pu燃料の技術開発という面からも、わが国の原子炉メーカーがこの計画に十分関心を持たれるだろうことも疑の無いことと思われる。

#### 4. Pu - 軽水炉の技術的問題点

軽水炉について考えると、U燃料であつても燃料サイクル全体で熱出力の約20%はPuの分裂により生じているのであるから、Pu燃料になつても多くの部分はU燃料の技術の延長と考へてよいであろう。その意味でPu燃料を使つてみることは導入された軽水炉技術を実際に自主的に使つてみるチャンスであることは前にも述べた。しかし、それに加えて幾つかの点ではPu燃料として特に考へなければならぬことがある。混合酸化物自体については先にもちよつと触れたので、ここでは熱的、核的特性について考へ、今後わが国でとり上げて行かねばならない開発上の問題点を考へてみる。

・Pu原子核はU-235に比し分裂、吸収とも断面積が大きいが分裂/吸収の比が低いので中性子経済は悪くなる。Pu-240, 242が大いの一層この傾向が大きく、従つて燃料インベントリはPuの方が大である。

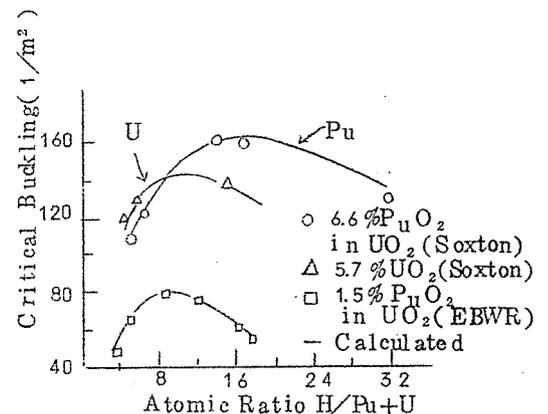
・Puは熱中性子領域外に大きな共鳴吸収を持ち(Pu-239, 241で0.3 eV, Pu-240, 242で1 eV)このため軽水炉のように中性子スペクトルが比較的堅い炉では実効断面積評価に影響が大きく、中性子スペクトルのより精確な計算が要求される。

・核反応断面積が異なるため、最適な格子常数はU燃料の場合と変り、一般には水/燃料比の高いところが好ましくなる<sup>(13)</sup>。このためには格子間隔は動かさずに燃料棒の直径を細くしたり、密度を下げたりすることが考へられる。またPuの吸収断面積が大きいため拡散距離が短くなり、制御の効き目が悪くなり、場合によつては制御棒数の増加を来す。

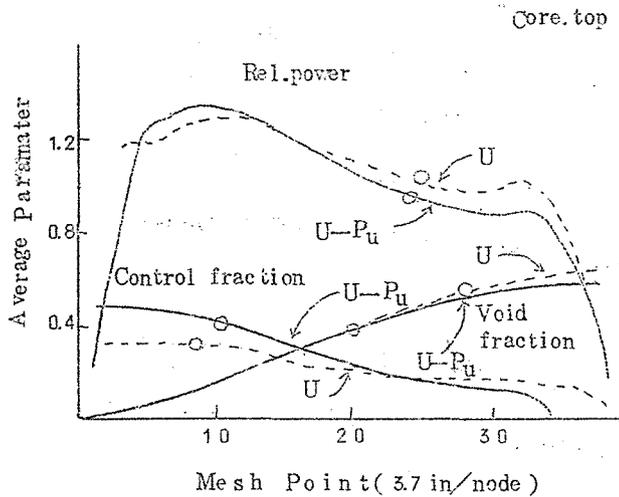
・BWRの場合には既存のU-炉心の中にPu燃料を挿入してゆくため、成型加工費の増加とPuのための核的な最適設計を対比させて燃料の設計を決めてゆくことになるが、この点アメリカとヨーロッパでは多少ニュアンスの異なる方法がとられている。

・燃料体内部での出力分布の様相もU炉心とPu炉心では異り、BWRではその上ボイド、制御棒、ポイズンカーテン等の効果が加わるので計算による予測には困難が多い。計算方法を変えると局所ピーキングの値に10%以上の開きが出るといわれている。また燃料体内部で最初に異なる濃縮度の燃料棒を分布させるに当つてもUの濃縮度とPu濃縮度と2つの可変パラメーターがあるため問題は一層複雑になる。燃焼特性、経済性、成型加工時の難易等を考へてこの分布を決定しなくてはならない。

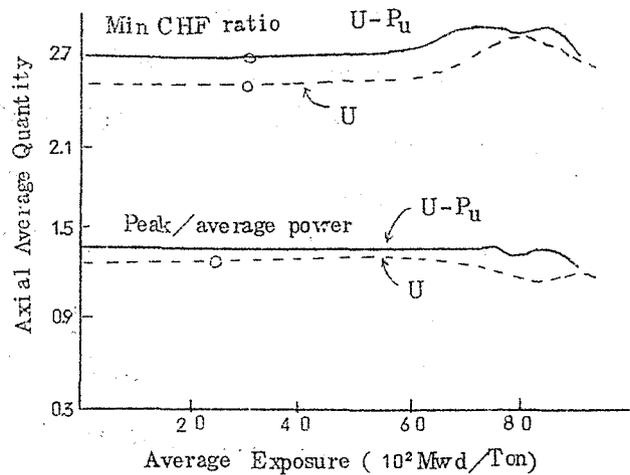
・Pu240はburnable poisonとしての積極的な役割を持つ。同時にPuの共鳴吸収のためボイド係数、ドブラー係数は増大する。またPuは遅発中性子の割合( $\beta$ )が小さいためこれも出力安定性のマージン減少に寄与する。また制御棒の効果の減少とボイド効果の増大



のため軸方向の出力ピークが下方に押下げられる結果となり、限界熱流束比 (MCHFR) は増大するが同時に軸方向ピーキングも大きくなる<sup>(14)</sup>。



Greater initial power peaking and control-rod effectiveness toward bottom of U-Pu core results from more negative void coefficient (BWR)



Time-dependence of minimum critical heat flux and axial power in all-U cores show little difference from U-Pu (BWR)

以上のような熱核的問題の解決のためには臨界実験装置によつて実際の水ギャップを含み、異つた濃縮度の領域を持つた非均一の系に対する測定を行つて理論計算との対比をおこない、更に実際の動力炉内において燃焼を進めながら、水力学的あるいはゼノン振動の不安定性、外乱による過渡特性などの炉心性能、安全評価の基礎資料などをとることが必要である。この意味での試験は諸外国からも従来ほとんど公表されていない。わが国のPu計画の中でもこれらの諸点は重要なポイントと考えられている。

### 5. 原子力発電施設者としての問題点

原子力発電施設者が、自分の発電所にPu燃料を実際に利用することを決定する場合、考慮に入れねばならない問題点を検討する。

先づ、現在の軽水炉の開発状況とPuの生産状況から見て、最初からPu燃料専用の原子炉が建設される訳ではなく、既存のウラン使用の軽水炉に、その燃料取替時に、取替燃料の一部又は全量をPu燃料に置き替えることとなるであろうから、Pu燃料は、この既存の原子炉に、その性能を損うことなく、又、設備の大きな変更を伴うことなく、ウラン燃料と併用出来るものでなければならない。これらは、Pu燃料の成型加工上の問題として、又、原子炉の技術上の問題として、他の講演者又は本文の前項において論ぜられている通り、今後の研究開発により実証されなければならない。

次にPu燃料を軽水炉に利用する場合、それが、発電経済上、施設者として有利であるかどうかという問題がある。この場合、Puを他よりの供給に仰ぐ場合と、自分の原子炉より生成されるPuを利用する場合とで、考慮すべき観点が異つて来る。

Pu を他よりの供給に仰ぐ場合には、Pu 燃料を使用した場合と従来通りウランを使用した場合とで、原子炉性能が変わらないよう設計されたものとして、加工費を含めた Pu 燃料とウラン燃料の価格と、それぞれの年間消費量が判れば、おおよそ、経済性の比較を見出すことが出来る。Pu 燃料の成型加工費は、別の演者によつて述べられているように、ウラン燃料のそれとくらべて、かなり高いと言われている。又、炉内における両者の核的価値にかなりの相違があることも、前項 4 に述べてある。いづれも、おおむね、定量的に明らかにされねばならない。

・ 自分の原子炉から生成される Pu を自分の原子炉に利用する場合は、前記の場合より問題が複雑である。先づ、生成される Pu の価格を、どのように評価するか。これは、原子力発電所の発電原価を算定する際、先づ評価されるが、軽水炉の場合、従来は、アメリカの AEC が現在、定めている保証買上げ価格として、核分裂性 Pu 1 グラム当り 9.28 ドル（昨年迄は 10 ドル）を一応、採用しているが、使用済燃料の再処理費（輸送費等を含め）が、これから回収される減損ウランの価値と、この Pu 評価額の合計を超えるときは、実際上の Pu の原価は、上記評価額を上廻ることとなる。従つて、自分の軽水炉に挿入する濃縮ウラン燃料の価格が、この Pu 燃料の等価価格にくらべて、低廉であるときは、純経済的に考えて、施設者は、濃縮ウラン燃料を購入し、生成 Pu を、より有利な用途（例えば、研究開発用、海外販路等）にあてるか、将来の高速炉用に貯蔵するか又は、使用済燃料を再処理せず、そのまま貯蔵することを考慮せざるを得なくなるだろう。しかし、何れの場合も、それぞれ問題点があり、施設者として困難に遭遇するであろう。従つて、再処理費は、このような事態に至らしめないよう十分低廉になることが望まれる。減損ウランの価値が、天然ウランのそれに近くなつている BWR では、特に、このことが強調される。

・ 生成 Pu を軽水炉に利用することとなれば、所要濃縮ウランおよびこれに必要な  $U_3O_8$  の購入が軽減出来る（2～3%濃縮ウラン 1 トンには  $U_3O_8$  5～7 トンが必要）。又、軽水炉に生成 Pu を再使用する方式を採れば、補給燃料に必要な  $U_3O_8$  量は、最大 30% 程度、低減出来るといわれている<sup>(15)</sup> 即ち、これら Pu の利用により、外貨およびウラン資源が節減出来、国の政策上、重要なことである。

## 6. 結 び

Pu 燃料が軽水炉の中で使えるということ自体は既に諸外国の実績からわかつていることである。混合酸化物が最も有望な燃料の形態だということも今まで言われており、そのための成型加工技術の開発も行われてきた。今後必要なことは一方には  $(Pu-U)O_2$  燃料体のスエリングとか熱伝達特性等を確認して使用限界を明らかにし、他方核熱特性を明らかにして最適使用条件を実証することである。そのような条件が明らかになつて、技術が確立されていれば何年か後に Pu が多量に生産されてきた時になつて電気事業者は Pu 処分の方法についてより多くの選

扱を持つことが出来る。

原子力発電所が沢山作られて Pu が副産物として多量に生産されるといつてもその様相は必ずしも単一のものではないかも知れない。再処理のバッチに応じて、同位元素組成も異なる Pu がいろいろな形で出てくることになるであろう。現在 Pu の価格は研究用に設定されている U S A E C (43\$/gr) の数字と、90%濃縮ウランの価格に基いて熱中性子炉内における等価性から導かれた数字 (9.28\$/gr) の両方が存在するが、将来 Pu が多量にあつてしかもその利用技術が確立されていない期間がもし生じると、逆に貯蔵費用だけネガティブの価値になる時点も考えられないこともない。Pu の価値、或いは熱中性子炉における Pu 利用の経済性などはこのように原子力産業全体の系の中で考えられなければならないであろう。

現在の時点で Pu の将来に対する決定が下せないとしたならば、近い将来の事態に備えて選択の可能性をできるだけ増やすような技術開発を進めることは極めて重要である。しかもその技術開発がわが国における軽水炉技術の確立に大きく寄与し、また高速炉のそれにもつながるとしたら尙一層のことである。わが国の電気事業者、原子炉メーカーがこの点について今後一層緊密な協力体制を固めて原子力委員会(核燃料懇談会)が明らかにした計画を進めることになると信じるものである。

(1) Forecasts of USA Nuclear Power

Capability by EEI Fast Breeder Reactor Study Group

IAEA Brussel Conference on Pu Fuel, March 1967

△ Civilian Use and Production in USA SM-88/10

△ プルトニウム市場の方向

CEA, France

AIME Symposium on Pu Fuel Tech, Oct. 1967, Phoenix, Arizona

△ Central Station FBR Pu Fuel Requirement—US Experience

原子力局(わが国の Pu 需給予想)

Nuclear Industry—1967 (AEC) pp. 53—54

(2) Energy R&D and National Progress, 1966, U.S. Interdepartmental Study

(3) 最近の軽水炉において総発電コストの中で Pu が占める割合は約 5%、燃料サイクル費の中では約 15% である。

- (4) Nuclear Industry in 1967 and its Future Prospect, E.B.Tremmel, USAEC, AIF annual Conference (Chicago), 1967.
- (5) Positive Approach to Competition in Nuclear Industry, J.T.Ramey. 全上.
- (6) Operating Experience with Pu Fuels in PRTR, AIME 1967 Nuclear Metallurgy Symposium, Oct. 1967, Phoenix, Ariz.
- (7) EBWR Pu Recycle Demonstration Experiment. (全上)
- (8) Pu Recycle in US Thermal Reactors. (EEI) (全上)
- (9) Civilian Use and Production of Pu in USA, D.G.Boyer, USAEC, IAEA Symposium on Pu (Bursels) 1967.
- (10) Some Aspects of Recycle of Pu, R.B.Kehoe, IAEA Brussels Conference 1967.
- (11) Euratom Program on Pu Recycle Fuels in Thermal Reactors, P.Kruys, AIME Phoenix Conference 1967.
- (12) 核燃料懇談会 Pu 分科会報告書, 昭和42年12月5日, 頁9 (Time Table)
- (13) H.W.Grows Jr., Plutonium Utilization in PWR.
- (14) Prospects for Pu Recycle, Nucleonics May 1966.
- (15) S.M.Stoller, Nuclear Engineering, January 1966. pp32

## プルトニウムのリサイクルと加工について

科学技術庁原子力局

核燃料課長 萩野谷 徹

核燃料に対するわが国の基本的な考え方は、新長期計画によれば次のとおりである。

「原子力発電の進展にともない、わが国における核燃料の需要量は急速に増加するが、今后国内資源の把握につとめるとしても、この需要を充足することはできず、供給の大部分は海外依存せざるをえない。

したがって、核燃料の低廉かつ安定な供給の確保とその有効利用をはかることがとくに重要である。

このため、濃縮ウランの入手等のための国際協定の改訂、さらに積極的に海外ウラン資源の確保等の措置を講じ、また、核燃料の加工、使用済燃料の再処理、プルトニウムの利用等を国内で行なうことにより、わが国に適した核燃料サイクルの確立につとめるものとする。」

この考え方のうちの核燃料の有効利用とはどのようなことかと言うのが問題である。有効利用と経済的な発電とは合致することもあるし、しないこともあるが、合致することが望ましいのは言うまでもない。特殊核物質は近く私有化されるわけであるが、私有化されれば、生成プルトニウムは民間のものであり、原則としてはそのプルトニウムの処分は民間に任されることとなろう。米国に於ても、質濃縮によつて民間が取得した濃縮ウラン中に生成されたプルトニウムについては米国原子力委員会の買上げは行なわれぬ。日本でも私有化后には生成プルトニウムの国による買上げは行なわれぬと考えるのが至当であろう。

プルトニウムが本格的に高速炉に使用されるのは10年ないし15年の将来のことであろうが、それまでにプルトニウムを何等かの形で燃料として使用し、その物理的、冶金的性質に習熟しておくと共に、プルトニウム燃料の製造技術についても経験を心得ておくことが重要であると考えられる。わが国の科学技術者でプルトニウム燃料を取扱つた人はまことに僅かである。またわが国にはプルトニウムは数キログラムしか現在はない。そのうちの大部分は動燃事業団と原研にあるのであつて民間には全くないといつて過言ではない。将来のプルトニウム燃料の成型加工の担い手は民間であつて、動燃事業団や原研は研究開発はするとしても加工の事業は民間の行なうべきことであろう。そうとすれば民間がなるべく早くからプルトニウムの取扱いをはじめているのがよいと思う。そうして動力炉開発の本命である高速炉の燃料も国産でまかなえるようにしておきたいものである。然し乍ら現在ただちに高速炉燃料の製造研究をはじめるわ

けにも行くまいから、その手始めとして軽水炉に使用するプルトニウム燃料を研究しておくならばより近い将来に実用化されるものでもあるし、実際的な価値もあるものと考えられる。

## BWR における Pu 利用

東京電力株式会社

原子力部原子力計画課長 鈴木 範 雄

電気事業者がプルトニウム燃料と既存の原子炉に使用する際の問題点は、それがハードウェアとして信頼性のあるものであるかどうかということ、および、その核的特性に起因する原子炉の挙動が充分予測されるものであり、運転の円滑が保たれるものであるかどうかという2つに大別出来よう。

この2点について、それぞれ、世界各国で研究が進められていることは講演において述べられた通りである。

BWRについていうと、最近の技術進歩により、高出力密度、高燃焼度の設計がずっと採用されつつあり、当社の2号機においても、TVA等と同じいわゆる67年型設計の出力密度約50kW/l、平衡炉心の平均燃焼度27,500MWd/MTのものを採用することとしている。このような改良型BWRについての技術評価を行なった経験からみた場合、BWRにおけるプルトニウム・リサイクルについて気をついた点をあげてみたい。

まず、ハードウェアについては、改良型のBWRでは燃料の挙動のうち、スエリングの評価と、燃焼進行に伴う燃料溶融点の低下が燃料棒のインテグリティにとって可成り重要になつていようように見受けられる。従つて、いわゆるプルトニウム燃料にとつても、この点に充分関心を払うべきではなからうか。

次に、ソフトウェアについては、炉内の出力分布および炉心の核的寿命が必要な精度をもつて予測しうるかであるが、出力分布の計算については、現在各方面の努力により相当の精度を得ているといわれているが、プルトニウム使用の場合には、その中性子スペクトルに対する敏感さから、現用の方法では不十分であることが考えられ、この改良をいかにして行なうかが重要とならう。核的寿命の予測については、現在までに運転中の実用原子炉からは、最近の燃焼度を上げた場合のデータが少ないので、必ずしも充分な精度保証を期待しがたいと思われる。プルトニウム燃料の使用に際しては、プルトニウムの高同位元素の割合が増加することになるので、計算の精度に対する要求は一層きびしいものとならう。

プルトニウムの使用による制御棒価値低下については、適切な設計により対処しうるものと考えられるが、バーナブルポイズンの使用などを考える場合には、燃料設計が複雑となり、その挙動把握に相当の努力が必要と思われる。

見方を変えて、軽水炉の導入によつて、原子力発電の建設をすすめつつある電気事業者の立場からすれば、40年代のおわりから出てくる使用済燃料の処置をどのようにするかが可成り重要な課題のひとつである。というのは、その時点における再処理コストとプルトニウム価格との差、つまり再処理メリットの達成に必ずしも楽観的な見通しをもち難いと感じるからであつて、その背景にあるものは再処理工場のコスト、稼働率、残存ウランの濃度、プルトニウム利用技術の定着度といった事項の見通しである。

特に、将来の電力需用増に対して、多額の設備投資と現行料金の水準のもとで行なつてゆかねばならない電気事業にとつて、例えば、いま支払う再処理コストの回収が、5年後、あるいは10年後にならねば出来ないというような事態に対処することはかなり困難である。このよつな、素朴な考え方から、再処理コストの遞減とプルトニウム価格の現実的な確立が同時併行的に達成されることが望ましく、プルトニウム価値の現実化に最も近い位置をしめる軽水炉への利用の技術開発を、プルトニウムの余剰発生のおきまでに完了させようといふことは極めて望ましいことである。

しかし、余剰発生のお時期と目される昭和50年代のはじめまでには、いわゆるウラン燃料の技術進歩も相当進み、成形加工部門のコストダウン、実証技術の積み上げに基く信頼度向上などが、大巾に前進するものと考えられるので、これに対抗できる力と魅力を有するプルトニウム燃料の開発を成就させることは容易なことではないと思われる。特に我が国の場合、炉心設計技術のおくれを取り戻すことと、いわゆる加工技術の開発のソフト、ハードの両方を並行的に進めてゆかねばならないとすると、その能率的な進め方には格段のくふうが必要である。

BWRはPWRに比し、初期濃縮度が低く、燃焼度も低いので、使用済燃料中のプルトニウム含有率も低く、一般には残存ウラン率も小さい。したがつて、トン当たり定額といつた再処理コストで考えれば、PWRの使用済燃料よりも、いわゆる限界処理費は低くでてくる筈であり、プルトニウム供給源としては一步を譲ると考えられるが、残存ウランの濃縮率のひらきは狭ばまりつゝある傾向にあり、高次プルトニウムの存在率、再処理速度その他の因子を考えれば、供給源としての優劣に決定的な差はなくなつてゆくのではないかと思われる。

# PWR への Pu リサイクルの現状と問題点

関西電力株式会社原子力部

調査課長 藤井 哲博

## 1 米国における PWR への Pu リサイクル計画

### (1) ESADA の計画

Pu 又は Pu, U 混合炉心の核特性を確認するための一つの大きな問題は、適当な計算方法および核データの選定である。計算法や核データのもつとも有効な試験方法は、臨界実験結果との照合である。

かゝる意味で米国では WH 社と ESADA の協力のもとに、格子ピッチ、Pu の同位元素構成比、Pu 棒と U 棒の各種組合せなどの効果を調べるため、Pu の富化率を 2% として、Pu-240 の組成を 7.65% (Pu 生産炉から得られる Pu) と 23.5% (reactor grade の Pu) に変えて臨界実験を行い、Pu リサイクルのための基礎データを得た。

### (2) Saxton の計画

一方 PWR 技術改良のために使われた Saxton 炉を利用し、PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> 燃料の部分炉心の実証と大型 PWR 用の Pu 燃料の選択と設計のための基礎データの蒐集を兼ねて、デモンストラクション運転を実施中である。

この計画では、全炉心 21 アセンブリーの中 9 アセンブリーの PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> 燃料を部分炉心を構成するように炉の中央部に装荷している。中央アセンブリーには 3×3 (9 本) の着脱可能なサブアセンブリーが設けられており、その中の 4 本の燃料棒は、炉心寿命に到るまで適当な照射時間間隔をもつて取出しが可能なようになっている。この 9 本の中、7 本はペレット式 (燃料密度 9.4 ± 2%) のものであり、2 本は振動充填式 (燃料密度 8.7 ± 1%) のものである。両者共天然ウラン UO<sub>2</sub> を 6.6% の PuO<sub>2</sub> で富化してある。始めの Pu の同位元素構成比は Pu<sup>239</sup>/Pu<sup>240</sup>/Pu<sup>241</sup>/Pu<sup>242</sup> = 90.5% : 8.6% : 0.9% : 0.1% であつた。被覆材は、大部分のものは Zircaloy-4 であるが、比較のために少数のものには Type-304 の不銹鋼が使つてある。

この部分炉心は、約 2 年半の照射を予定して、1965 年 10 月に装荷され、1966 年 1 月から全出力運転を開始した。

#### (a) 才 1 回取出し (1966 年 4 月) の結果

この時における燃焼度は、Pu 領域平均で 4,500 MWD/MTM、Pu アセンブリーのピークで 6,100 MWD/MTM であつた。ペレット式燃料 2 本振動充填式燃料 2 本が取出され、非破壊検

査を行つたが、外見上全く異常なかつたと伝えられる。

(b) 才2回取出し(1967年1月)の結果

この時の燃焼度は、炉心全体の平均で7,390MWD/MTM、Pu領域平均で12,210MWD/MTM、Puペレットのピークで21,550MWD/MTMであり、9本の燃料棒を取出し、外観検査を行い異常のないことを確めた上で、4本が炉内に戻された。

(c) 最終回取出し(1968年1月)の予想

この時の予想燃焼度は、炉心全体の平均で11,000MWD/MTM、Pu領域の平均で16,600MWD/MTM、ピークPuアセンブリーの平均で23,000MWD/MTM、Puペレットのピークで31,800MWD/MTMとなつている。この時には15本の燃料棒が取出され、破壊、非破壊検査が行われることになつている。

炉心寿命の始めおよび途中において、炉特性の変化を知るための種々の測定が行われたが、今までの実験の示すところによると、炉特性は大体予想通りであつて、部分炉心としての挙動はPuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>炉心とUO<sub>2</sub>のみの炉心とで、そう目立つた相違は認められず、また運転上特別の問題も発生しなかつたと伝えられる。

(3) EEI-WHの計画

更に、EEIとWH社は共同して、1966年6月以来、Saxton計画より厳しい条件をもつたPWR(1970~1980年代運転の大型PWR)にPuをリサイクルする場合の、技術的経済的可能性を追求しつつある。この計画は、最終的には、ヤンキー炉をPuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>燃料(一領域部分炉心、Pu約400Kg)で運転することを目指している。また、最近の情報では、Hadam neck炉かSan Onofre炉を、最初はPuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>数アセンブリーで、2回目には一領域部分炉心で運転する予定とも伝えられる。時期は1970~71年となる模様である。米国におけるこれら一連のPWRへのPuリサイクル計画は、1973年に予定される特殊核物質完全民有の時期までにPuリサイクルの目途を得ることを目指していることは明らかである。

## 2 ヨーロッパにおけるPWRへのPuリサイクル計画

Puリサイクルの問題は、ユーラトム設立以来、EECの軽水炉開発計画でも重要課題の一つであり、ユーラトムは、USAECと共同して、Puリサイクルの開発作業を行つているが、特にPWRとBWRでのリサイクルに重点をおいている。そのため、Puに関する炉物理、燃料サイクルの評価、燃料技術開発を平行的に実施中であるが、特にPWRに関してはSENAの計画がある。

この計画は、PWRで広く用いられている三領域炉心でPuをリサイクルする上での、技術的経済的特質を把握しようとするものである。

現在の燃料設計では、一般にPWRでは、使用済燃料にU<sup>235</sup>がかなり残つている。この減損UをPuで富化して使用しようとするものである。この際のPuO<sub>2</sub>-dep.UO<sub>2</sub>の組成比はVINUS

での臨界実験で決められることになつてはいるが、この臨界実験は、今年春には終了するものと予想されている。

### 3. わが国の現状と問題点

ひるがえつて、わが国のPuリサイクルの開発態勢を見るに、BWRの方は、動燃事業団、原研、原電の協力のもとに、原研のTCAを利用するPuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>燃料の物理測定に始まり、JPDRでのテストアセンブリーの試験照射（将来部分炉心または全炉心でのデモンストレーション運転に発展するかも知れない）、敦賀炉へのテストアセンブリーの挿入へと進む一連の開発路線がしかれている。

しかるに、PWRの方には、現在のところ、BWRの場合程はつきりした開発路線がない。それは、BWRにおけるJPDRのような適当な試験ないしデモンストレーション用の設備のないことが一つの大きな原因となつてはいる。この面では海外協力を依存せざるを得ないことは明白であるから、早く適当な試験照射、試験運転の施設を選定し、それで行われる計画に参加の途を拓くことが必要なのではなからうか。

いきなり実用炉による試験照射、試験運転を考える向もあるかも知れないが、実用炉には電力の安定供給の責任が課せられているから、ある程度実証された燃料でなければ、挿入は困難であろう。しかし電力会社としてのこの開発への寄与は、殆んど炉の利用を許すという一点に限られるのであるから、実情の許す限り出来るだけの便宜を供与すべきであろう。このためには、挿入混合燃料の設計は、原子炉の現有性能を減殺せず、炉内炉外を含めて設備の大きな変更を伴わず、併存ウラン燃料と大きな不整合を起さぬようなものでなければならぬ。

いづれにしても、PWRの場合には、動燃事業団、原研、燃料メーカー、電気事業者の話し合いによつて、海外協力をも含めた、PWR用混合燃料に関する

- 1) 臨界実験装置での一般基礎データ、計算方法等の確認実験
- 2) 臨界実験装置での特定燃料の設計、基礎をうるための実験
- 3) 燃料工場での設計、加工
- 4) 試験炉でのデモンストレーション運転
- 5) 実用炉へのアセンブリー挿入
- 6) 実用炉への部分炉心装荷
- 7) 実用炉への全炉心装荷

と云うような一連の総合スケジュールを1975年頃に目鼻のつくことを目途として、早急にたてるのが先決問題であると考えられる。

またPuを熱中性子炉へリサイクルすべきか、高速増殖炉のために備蓄すべきかの問題については、軽水炉に共通する一般論の他に、特にPWRの場合には、BWRに比し減損ウランのU<sup>235</sup>濃縮度が高く、Pu生成量もやゝ多いので、減損ウランのリサイクルのためだけでも使

用済燃料を再処理せざるを得ず、BWRのように未処理のまま備蓄すると云うようなことは考  
えられない。従つて、PWRでの備蓄に伴う金利負担は、再処理費分だけ余分にかゝること  
になるので、BWRに比しより強いリサイクルへの誘因があると云へよう。

## Pu 燃料の軽水炉利用

日本原子力発電株式会社

技術部核燃料課長

今井隆吉

1 軽水型発電所の運転を行う立場から Pu 利用を考えると、第一に問題になるのは発電所としての経済性である。問題になり方は当然2種類ある。第1にはウラン燃料サイクルにおいてプルトニウムにどれだけの価値があるかであり、第2には Pu 燃料を使用することで燃料サイクル費にどれだけの違いが出てくるかという点である。

Pu の価値については以前から Fissile 1gr について 43 ドル (研究用 Pu としての AEC 価格)、30 ドル (1963 年以前 AEC が実施していた買上価格)、9.28 ドル (1970 年までの AEC 買上価格、軽水炉に使用した場合にウランと燃料で等価に置いた場合) などがある。これらはいずれも生産費や理論値を代表するが、需要と供給によつて決められた市場価格ではない。軽水炉発電所の経済性はプルトニウム価格が最終的にどこに落ち着くかに左右されるところが大きい。むしろ Pu の価値いかんによつては原子炉の設計自体が左右され、出来るだけ多く Pu を生産する炉が有利になることもあれば、逆のこともある。天然ウラン金属炉と軽水炉の関係はこの一つの例であることは良く知られている。

	典型的ウラン燃料サイクルにおけるコストコンポーネント 100万KW, 平衡サイクル, 80% 負荷率	
	ミル/KWH	%
ウラン燃焼費	0.800	53
イエローケーキ購入費	0.356	24
転換費	0.044	3
濃縮費	0.400	26
加工費	0.380	25
インベントリー (11%)	0.350	23
使用済燃料輸送費	0.035	2
再処理費	0.150	10
プルトニウム	-0.215	-13
計	1.500	100

(ニュークレオニクス 誌1967年3月号による)

Pu を軽水炉の中で燃料として再循環するとして、自分のPuをいつまでも使っている場合すなわち一つの原子炉の燃料サイクルに外からPuを加えたり、Puを外に取去つたりしない場合には単に次の2つのことが問題になる。

- (1) Puの成形加工費がウランに比べてどのくらい高いか。この場合、燃料の燃焼度の限界が、その機械設計と材料設計によつて限定される度合が小さければ、成型加工費の増大に対しては燃焼度の増加によつて新たな経済的最適燃焼度を求めることができる。従つてこれは炉心設計の変更をもたらすことになる。
- (2) 再循環を続けると、Puのアイソトープ組成が変化するので、それらを全部使おうとすると、最適化するためには炉心の設計条件が大幅に変つて来る。上記(1)と併せ考えると、これは炉心取替毎に燃料設計が変わることになり甚だ厄介であるし、Pu-242が増加すると問題が多い。

成型加工の問題点と、核熱設計の問題点はそれぞれ別のペーパーで扱われているので此処では立入らないが、いずれにしても同一の原子炉のサイクルの中でいつまでもPuを循環させるというのは理論上の仮定としては成立し得ても、現実性はあまりない。いずれにしても或時期には高速増殖炉が成立つて、Puはその燃料として使うのが一番有利になると考えて良いからである。従つてPuを燃料として使うことの経済性は、一つの軽水炉発電所だけに着目して考えるのは無理であつて、結局少くとも一つの国の原子力発電の系全体の中で考える必要がある。Pu燃料の成形加工と核熱設計の経済的影響はこの問題の考慮を不可能にする程の規模ではないことがわかつている。

2. 原子力発電の系全体の中で考えるに当つての一つのアプローチは数学的なモデルを作ることである。建設される軽水型発電所の数とその性能のパラメーター、他の形式の転換炉、高速増殖炉などについて、同様なことを時間の関数として設定し、それに成形加工費やPu使用の方法を導入して計算すれば、Puに価値を特に付与しなくともPuをどのように使用すれば（或いは使用せずに貯蔵しておけば）経済的に最適であるかを導き出すことは可能である。またPuの価値自体もウラン価格を仮定すれば、その代替価値から算出することができるであろう。

このような試みは現に方々でおこなわれており、Pu政策の方向を決めるために有用な貢献をしている例がある。ただこの場合重要なのは各炉型式についての性能の進歩を時間の関数として自分で決められなくてはならない点である。単にBWR一つを例にとつても、最近のPu断面積その他の変更、ドレスデン発電所の燃焼の検証だけで以下の如き変化があり、この技術はわが国が直接コントロールしているものではない。ましてやATR、FBRについて自分で開発を行つていないわが国にとつては、他人のデータを借用することしか出来ず、従つてこの種の計算をおこなうだけの資格がないことになる。ただアメリカとイギリスがPu政策につい

敦賀のパラメーターの変化（濃縮度変更による）

初期濃縮度	2.17 % → 2.00 %
取出濃縮度	0.943% → 0.820%
取出Pu濃度	0.452% → 0.441%

て、一方は熱中性子利用を真剣に考え、他方は高速炉燃料としての使用を主に考えていることからして、仮定のたて方次第で可成り結果が異なるだろうという推測が可能なのである。もち論両国の違いには原子力産業の体制による差違もかなり影響しているものと思われる。丁度わが国では輸入核燃料の有効利用や濃縮ウラン依存に対する考慮がPu再循環の有効な理由になり得ると同様である。

3. このように系全体としてPuの利用方法を最適化しようとしても、わが国には自国の事情を考え合せて、計算するだけのデータも不足だし、モデル自体についてもどのような形式の原子力発電所をいつ、何基建設するかを一義的に決めるような産業形態にもなっていない。従つてPuをどう使用するのが経済的に最適かを今から予め決定するだけの手段を有していないことになる。

また熱中性子炉におけるPu利用を、閉じた系の問題と考える必要も必しも無い。Puを高速炉に使えるようになつたら、直ちにそちらに振向けて、軽水炉はもとのようにウラン運転をすれば良いであろうし、実際問題としてPuを何代にもわたつて軽水炉で使おうと思うと、核熱設計上の問題が大きくなり過ぎて大変であろう。現在考慮の対象とすべきは、軽水型の発電所が相当数建設されることを前提として、一方それらの炉や東海マグノックス炉からのPuが相当の量産出されることを頭に置いて、この問題について何をしておいたら一番有益かという判断である。

この場合の結論は比較的簡単のように思われる。すなわち何が一番経済的に有利かという判断を先に延ばすことである。そうして延ばしている間に、技術開発を進めることであろう。本日の目的から言うと、以下の3点を指摘すれば足りる。

- (1) 技術開発の内容としては、成形加工の実績を作りこれを照射後試験と結びつけることによつて検証しつつ、或程度の規模で産業としての生産をおこなう際の問題点を煮つめておくこと。核熱設計をおこない、Pu燃料を軽水炉中でウラン燃料の代替として使う場合の最適使用条件を確立できる程度にまで計算手段の精度を実証しておくこと、の2大項目がある。Pu燃料といつても天然ウランの軽濃縮に使う程度であり、ウラン燃料サイクルでも実際の出力の $\frac{1}{4}$ 程度はPuの貢献によつていのであるから現在の技術の延長として出来ることは多いであろう。
- (2) 以上の2項目はウラン燃料についてもわが国では実現されていない事柄であり、その実施の過程においては導入された技術と併せて軽水炉全体の技術水準の向上にも資するとこ

るが大きい。また濃縮度は異つても、Puを扱う技術を習得することは高速炉計画への貢献にもなるであろう。

(3) 以上の程度の技術開発で、7～8年の年月を要するものであるとしたら、重要な技術開発の一環として国が主導権を持ち、メーカーが関心を集めて早急に実施に移されるべきものであろう。その成果は発電所の運転者にとつても直接、間接の利益を齎らすものと考えられる。最後にわが国全体としてPuの使い方の最適条件を決められる立場になつた時、もしその技術の確立についての仕事が全然なされていなかつたとしたら困つた結果になるかも知れない。

4. 最後に、この技術開発は自力で進めるべきか、外国での成功を待つて技術導入すべきかの判断の問題がある。技術開発のあらゆる分野にわたつて、わが国にとつてはこれは重要な判断であることは疑もない。しかし問題を自主開発対技術導入という、相反する二元問題として捉える必要は必しもない。これは他の分野についても同じであつて、技術導入するに当つてもその消化に役立つだけのグラウンドは必要であるし、自主開発というのは鎖国と同義語では無いであらう。

軽水炉でのPu利用は a) 新しい施設を作らずとも着手できる b) 従つて比較的安価な project である c) 軽水炉技術全体の向上に資するところが多い d) Pu技術着手の第一歩である e) 大型実用炉への適用も可能である。 f) もし将来性がないとわかつたら比較的容易に打切ることができる g) 外国との協力も容易であり、既に道もついている。等の理由により、やはり、わが国としての考えに基いて技術開発にとりかかるべきテーマの一つであると考えられる。

# プルトニウムの熱中性子炉利用における研究開発上の問題点

動力炉・核燃料開発事業団

プルトニウム燃料部長 中村 康治

## 1 熱中性子炉用プルトニウム燃料加工はむつかしいのか？

- 工程としては Fig.1の  $UO_2$  燃料と、Fig.2の共沈法ペレットと殆んど同じである。
  - Decontaminateの工程までがグローブボックス作業 Pu の水溶液取扱における臨界量制限
    - $UO_2$ ではU-235 濃度一定だが、混合酸化物では液-液混合後の  $NH_4OH$  沈殿で所定濃度の粉末を得るためのプロセスコントロール
- 共沈ペレット法に対し、機械混合法 (Fig.3) の利点と不利点
  - ボックス作業対象量の低下
    - 混合均一性の作りやすさと作りにくさ
    - 焼結ペレット内の Pu 均一性 (固溶体化) Fig4
- VIPAC 法の利点と欠点
  - 被覆管寸法、ペレット寸法公差と工程の問題
    - 燃料棒充填率の差と熱的、核的特性
- VIPAC 用充填率の調製
  - ペレット破砕 (Fig.5) Sinter & Crush
    - グリーンペレット破砕 Crush & Sinter (Fig.6)
    - NUPAC 法 (Fig.7)
    - FUSION 法
    - SOL-GEL 法 (Fig.8)
- 小バッチ処理の Q C
  - 臨界量制限による小バッチ
    - 測定、分析の厄介さ
- スクラップ回収問題
  - 計量、コスト、安全の管理

## 2 熱中性子炉用プルトニウム燃料加工は高コストなのか？

### ○ 燃料要素製造コストの内訳 (鎌田講演)

全コスト中に非核材料、同取扱費、密封燃料棒の取扱費は  $UO_2$  で 78.3% (Dresden型) である。ロス、使用料、 $UF_6$  引出費計で 10.9% である。 $UO_2$  と  $UO_2-PuO_2$  のコスト差を招く部分は 19.8% にすぎない。

### ○ 施設費が多い

大量処理で 115% と算定される。

部分部分で臨界量制限のため設備の大きさに制限がつく。

ボックス作業の低能率のために Throughput Rate が低くなる。

大量処理では機械化が可能だが、少、中量では相対的に高くつく。

### ○ 労務費が多い。

ボックス作業の低能率

外部被曝線量率に対する考慮から超過勤務の制限、高次化 Pu の場合作業時間制限。

### ○ 安全管理設備と経費が多い。

取扱量の少ないほど相対的にかかる。(Fig.9)

厳重な計量管理制度 (Fig.10)

廃液処理のコスト、廃棄物処理 (Fig.11)

多量処理と半自動化

排換気コスト、グローブ、フィルターのコスト (Fig.12)

### ○ 工程選択と Pu 取扱コスト

鎌田論文第 1-(2)表

コストと均一性の妥協

SOL-GEL 法の有利性

### ○ 燃料 SPECIFICATION の設定

開発初期におけるきびしい仕様 (Fig.13)

材料照射試験の要求 (鎌田論文 Fig.4)

## 3 熱中性子炉用プルトニウム燃料加工は困難なのか？

### ○ 臨界量制限

プルトニウムのみ取扱、とくに湿式工程における管理；絶対安全質量と絶対安全幾何学的配置

低富化率混合酸化物状態における臨界性

再処理工程と組合わせた Feed 調製の可能性～CP法のMB法比較の再検討

## 回収 (Cold reprocessing) の集中処理

### ○ アルファ遮蔽

Containment の維持、破損の対策

プルトニウムを閉じこめるか、作業者をかこう形式を考えるか

内部被曝可能性の排除

### ○ ガンマ遮蔽

いわゆる原子炉級プルトニウムの比放射能と、リサイクルプルトニウムの問題 (Fig.14)

Self-shielding またはウランによる吸収、つまり質量と形状の問題 (Fig.15)

グローブボックスの局部遮蔽と半遠隔加工の必要性、およびそれと関連する加工法

### ○ 中性子遮蔽

自発核分裂による中性子放射 (鎌田論文第2表)

多量取扱いの場合の中性子遮蔽

### ○ 最大許容濃度

MPCの由来と累積蓄積の防止

施設内空気の処理 ( $A \cdot A \alpha$  disintegration/ $m^3 \cdot sec$ )

施設排水の処理 (50dpm/cc)

## 4. 熱中性子炉用プルトニウム燃料の設計がむつかしいのか

### ○ 高い断面積と著しい共鳴吸収 (Fig.16)

同位元素構成比の変化と核的反応性の変化

中性子スペクトルへの依存性の大きいこと

温度、減速材状態 (ボイド率) の変化が系の反応度に与える変化

温度変化における共鳴反応のドブラー効果

### ○ $UO_2-H_2O$ 格子に対する $UO_2-PuO_2-H_2O$ 格子

減速材比の大きいことの望ましさ (Fig.17、18)

燃料棒直径を下げるか、燃料密度を下げるか、

前者の場合水力学的 Mismatching をどう防ぐか、

後者の場合炉内焼結や反応度異常のため燃料温度の異常上昇時の Fuel Relocation にどう対処するか。

### ○ 燃料体内の中性子束分布降下 (Perturbation)

実験的測定 (TCA 実験) (Fig.19)

各中性子エネルギーごとの分布率の変化 (Fig.20)

中性子束分布の燃料密度、温度と焼結による変化に起因する変化～有効反応度の過渡的变化 (Fig.21)

核的に低密度で冶金的に高密度な燃料の期待

Hot Skin Fuel や Hot Core Fuel の概念 (Fig.22)

○ アセンブリー設計

コーナービーキング防止のための富化率調整 (Fig.23、24)

Heterogeneous Enriching, Spike Enrichingの核的効果とグローブボックス作業量減少によるアセンブリーコストの減少と相対的 Plutonium Value の変化 (Fig.25)

Zoned Core の概念

軽水炉系より重水炉系の減速距離の大きいことによる Heterogeneous Enriching 適用の可能性と相対的 Plutonium Value の増大の可能性

軸方向ビーキング防止のための富化率調整

5. 照射確性試験

○ 材料照射

実証型に近い燃料型式の海外データ利用

類似型に対して海外データへの比較内挿法

新型式燃料に対する照射試験

○ 炉物理的照射

燃料棒有効反応度の過渡期および燃焼進行に伴う変化の追跡～計装燃料と照射後試料の炉物理的取扱

炉内計装燃料集合体照射により、減速材温度、ボイド変化に伴う出力変化の測定

○ 炉工学的照射

試験炉におけるウラン炉心燃料交換方式に応じたテストアセンブリー照射における Matchingの研究；臨界実験装置による実験と対比、計算評価法の確立

試験炉における部分炉心構成により、Pu 炉心スペクトルにおける燃料集合体の核熱的挙動の解析

6. 再処理と抽出したプルトニウム

○ 再処理法に有意な差はないであろう

核組成についての計算 (Fig.26)

再処理工場における Turnaround の必要性

燃料サイクルを考慮した再処理の工程 — U と Pu 分離工程を省き、液体 Make up を考えることの有利性の判断

○ 高次化プルトニウムの問題

核的価値の検討

放射能問題と再々加工コストのペナルティ

総合的な Plutonium Value

○ 新再処理法と遠隔加工の問題

必要性があるか？ RFPP の成行

7. 結 論

(1) 基本的技術は炉燃料としての使用、燃料加工ともに樹立されている。

(2) 経済的実用のための燃料設計に多くの課題がある。

標準ペレット型燃料としても、設計変動がありうる。

燃焼進行中のウラン炉心燃料との Matching 解析

(3) 加工コスト低下のための燃料加工法の開発とそれに応じた燃料設計が問題である。

(4) プルトニウム燃料加工の問題は狭義の技術問題ではない。

安全管理と計量管理、コスト管理のシステムの確立の問題である。

(5) 安全管理は施設、設備によるばかりでなく、勤務体制、日常安全管理体制の確立、作業者の教育訓練というシステムを確立することが肝要である。

(6) 加工コストの点でプルトニウム取扱部分の関与するのは 20%以下である。しかしこの部分のコスト増分は処理量の多寡に著しく支配される。

大量生産システムになればかなりコスト増分は小さくなる。

中間期における高コストと圧迫の緩和

実用化時代に集中的大容量施設の望ましさ

(7) 再処理で再抽出される高次化プルトニウムの経済的価値の推定、実証が、プルトニウム系の燃料サイクルコストの確定に必要である。

(8) 照射試験は材料試験に関するよりも、炉物理的および炉工学的照射の必要性が高い。

(9) したがって総合的な立場での開発研究が絶対的に必要である。

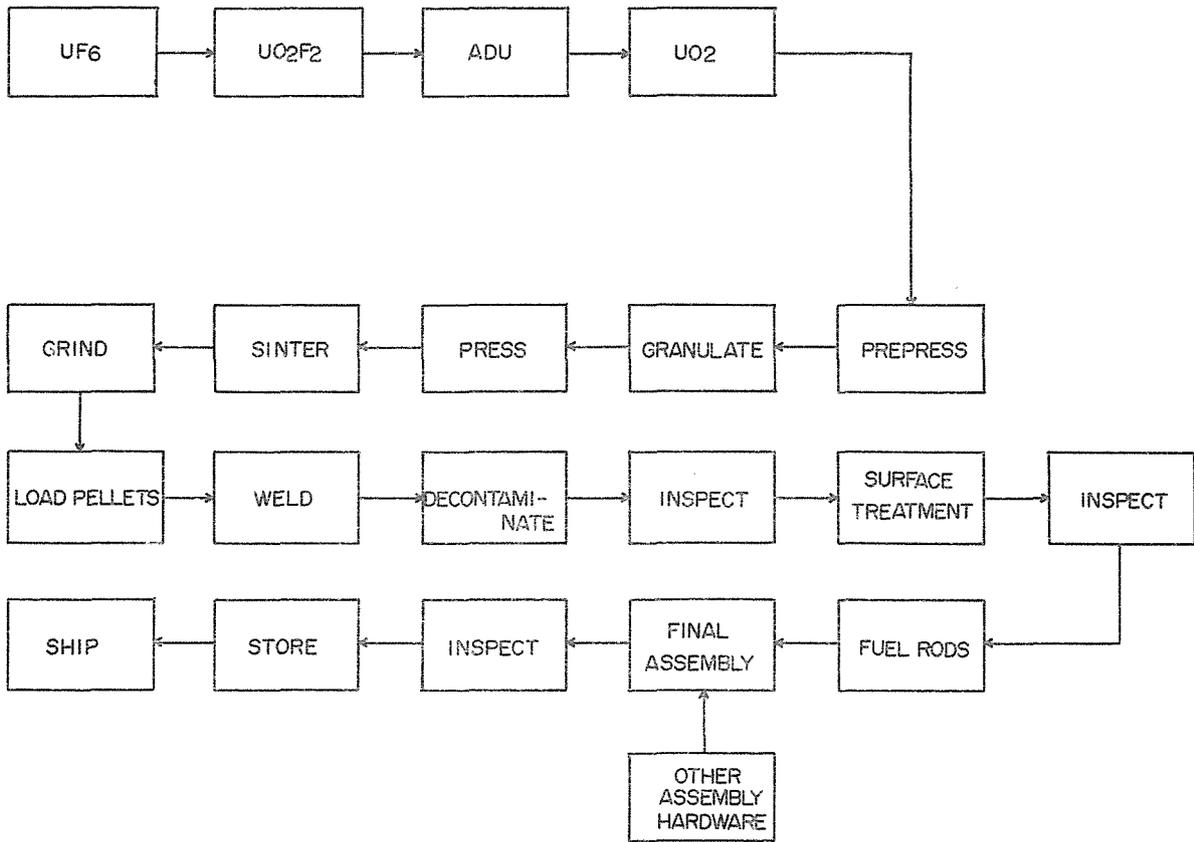


FIGURE 1 REFERENCE  $UO_2$  PELLET FUEL

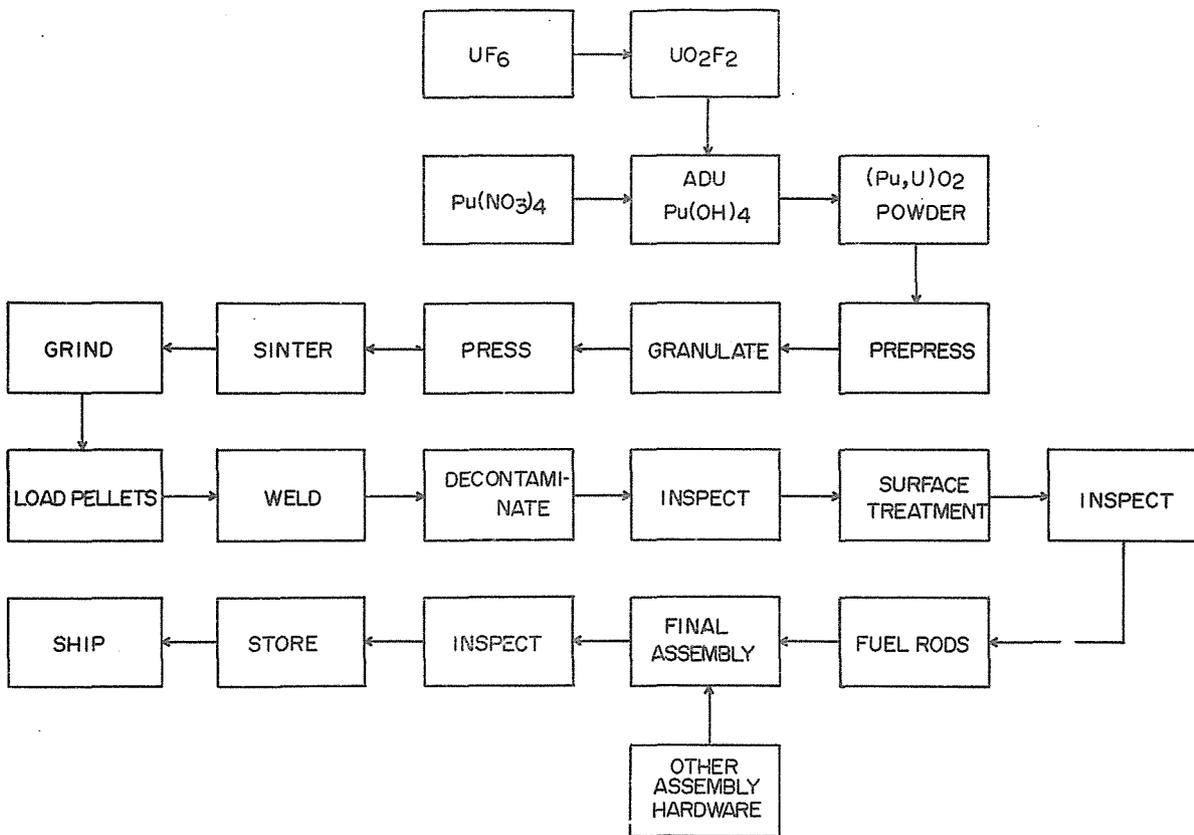


FIGURE 2 COPRECIPITATION  $PuO_2-UO_2$  PELLET FUEL

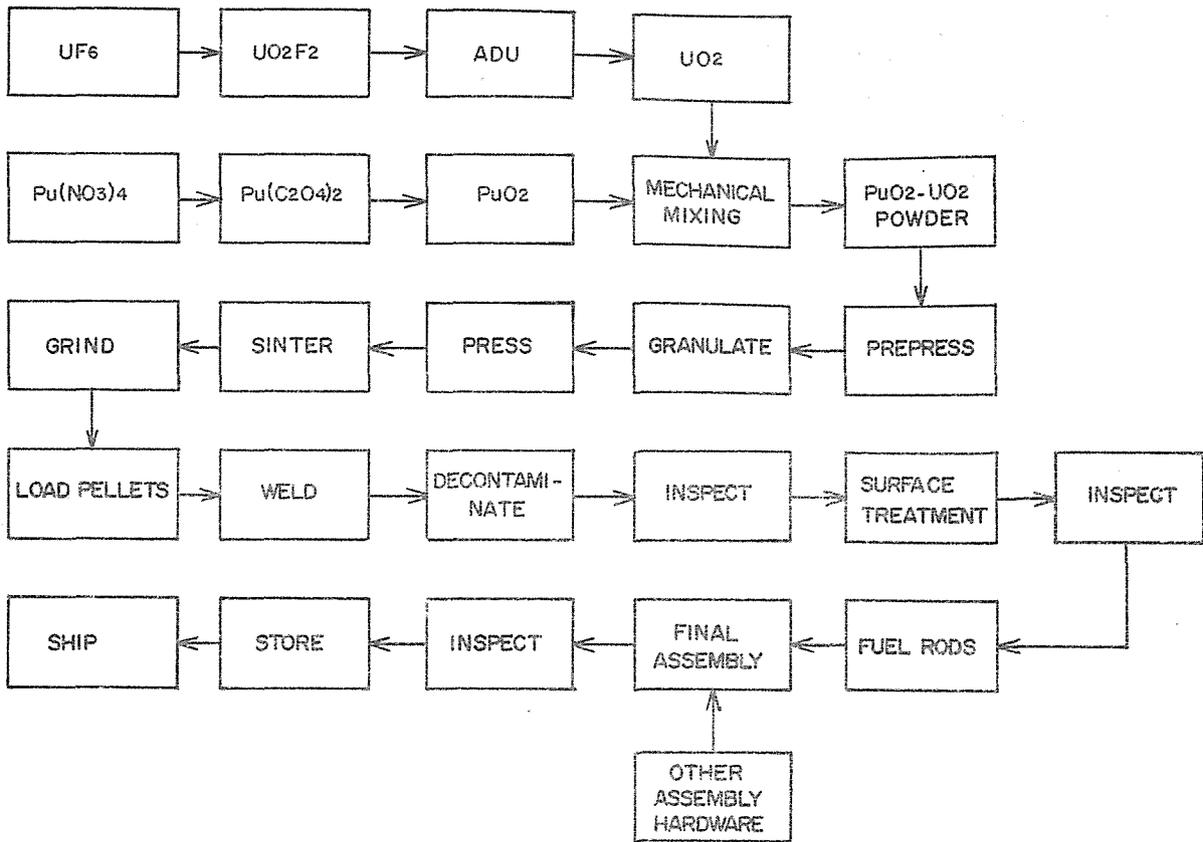


FIGURE 3 MECHANICAL MIXING PuO<sub>2</sub> - UO<sub>2</sub> PELLET FUEL

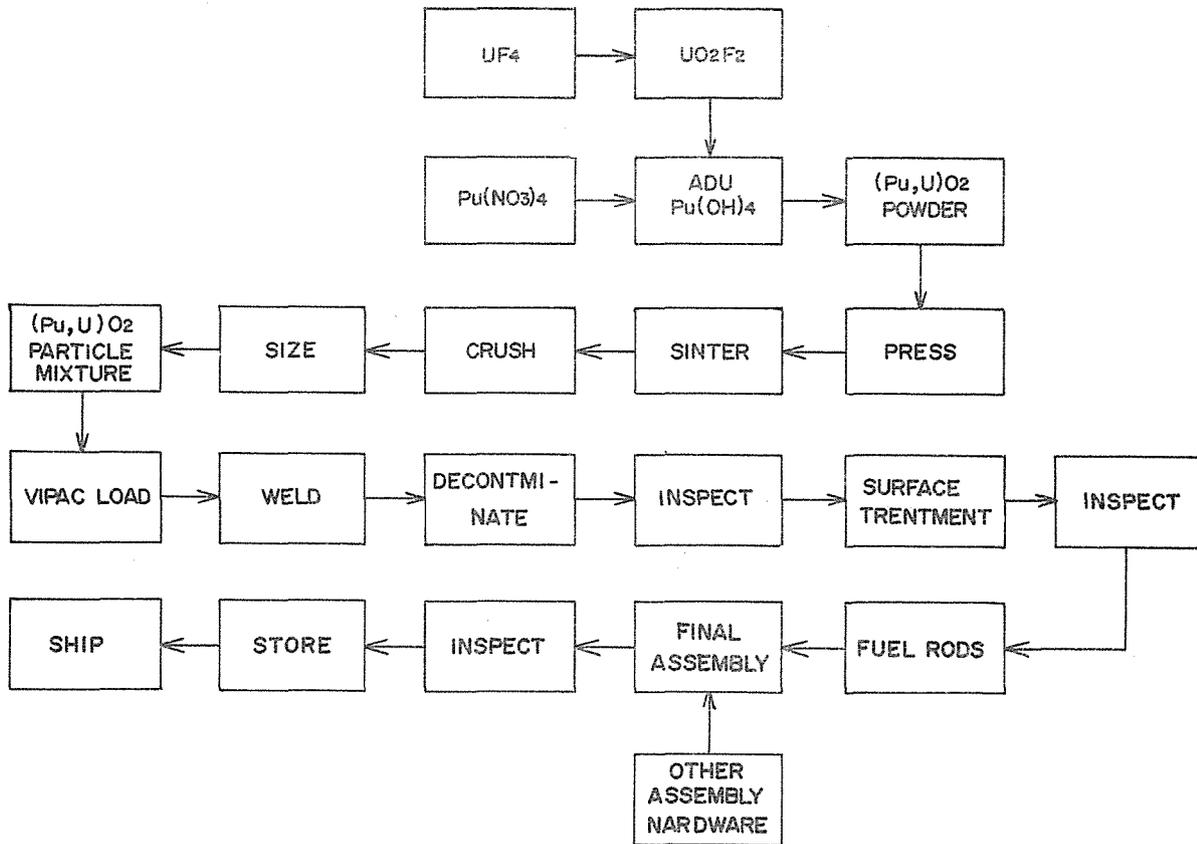


FIGURE 4 COPRECIPITATION PuO<sub>2</sub> - UO<sub>2</sub> VIPAC FUEL

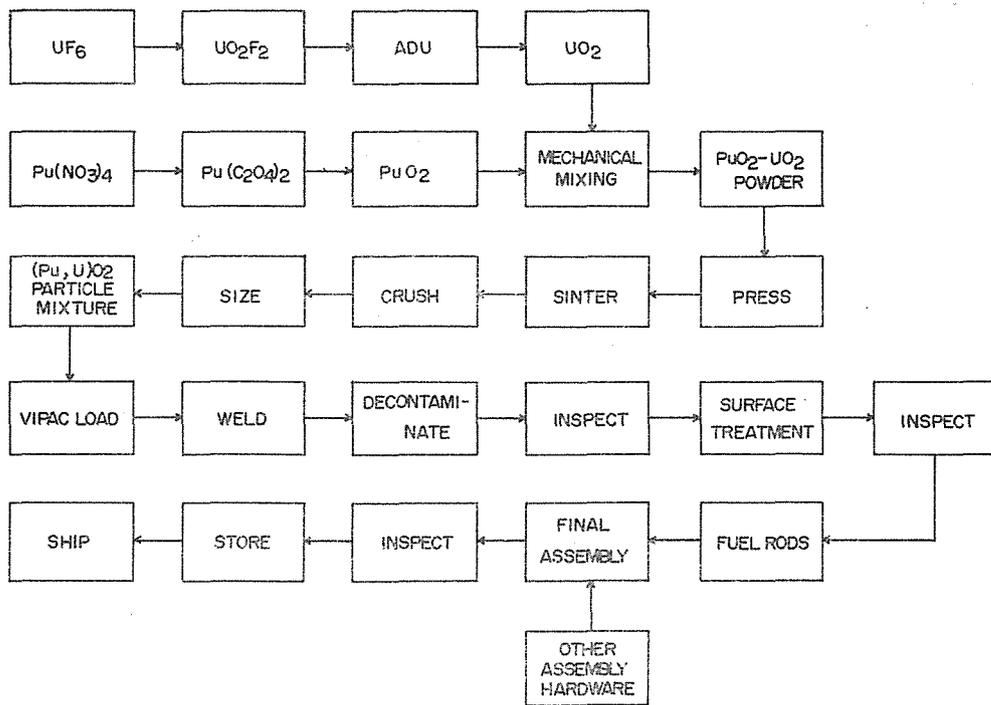


FIGURE 5 MECHANICAL MIXING PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> VIPAC FUEL

### FEED PREPARATION FOR VIPAC

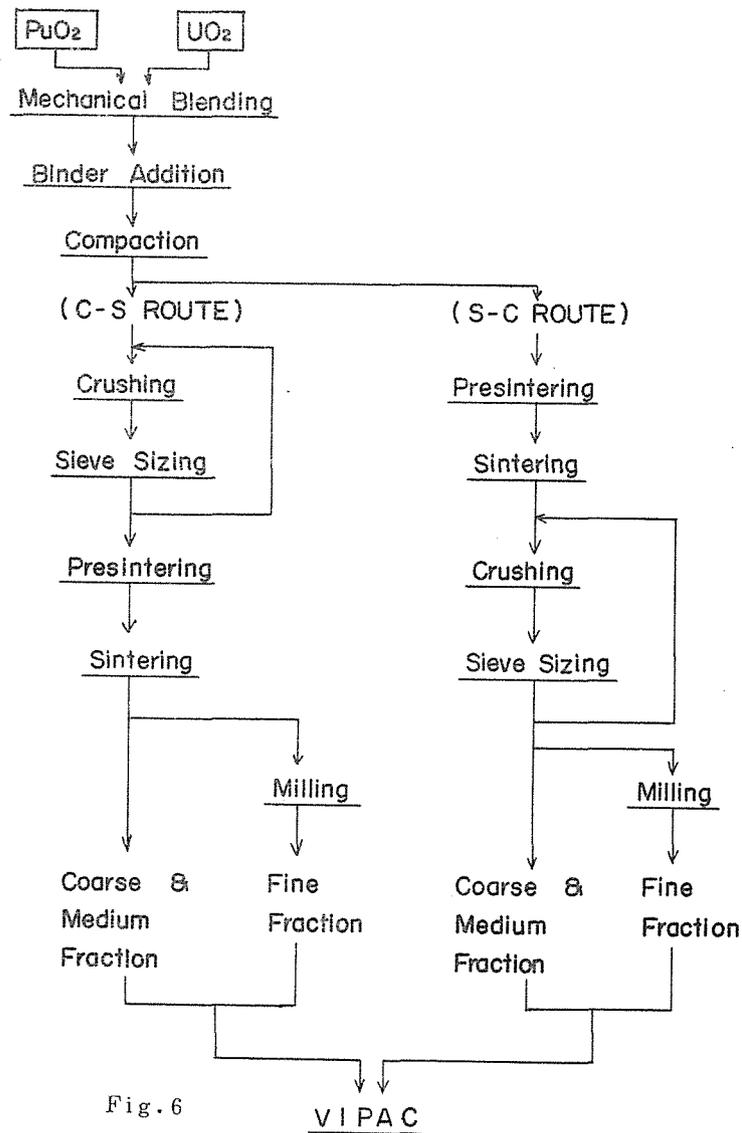
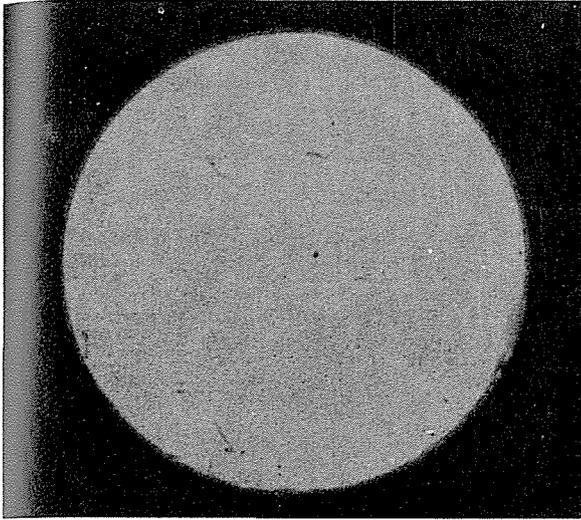
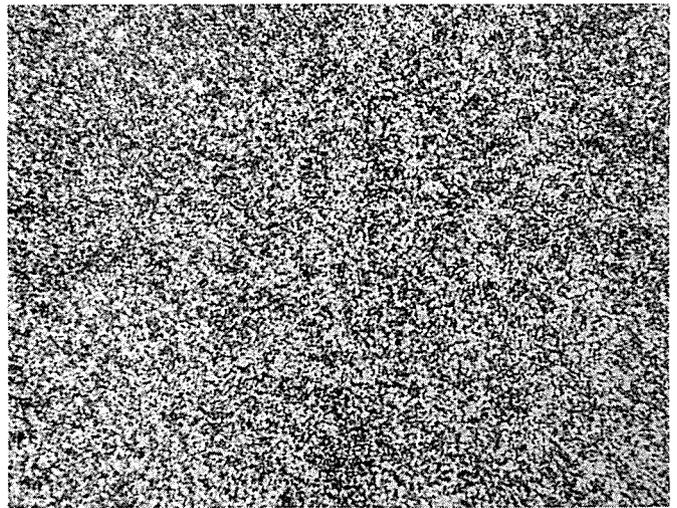
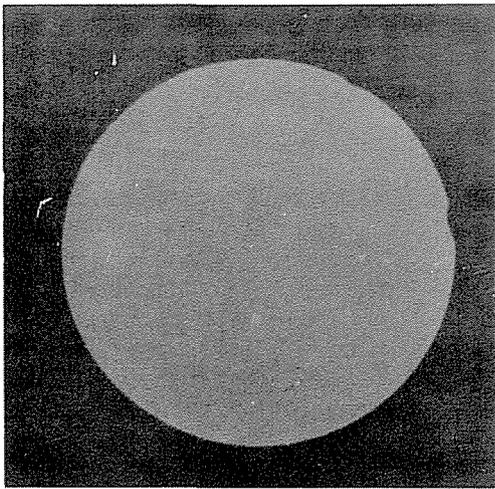


Fig. 6

Coprecipitation ×10



2.5% PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> (M. B.) ×5



2.5% PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> (M. B.) ×5

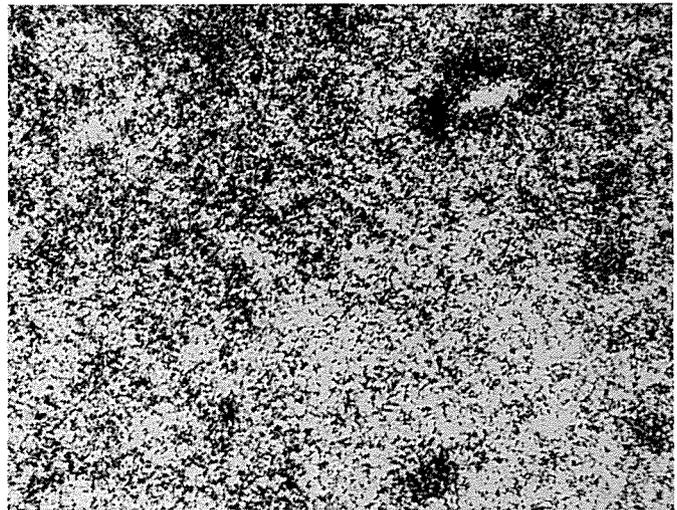
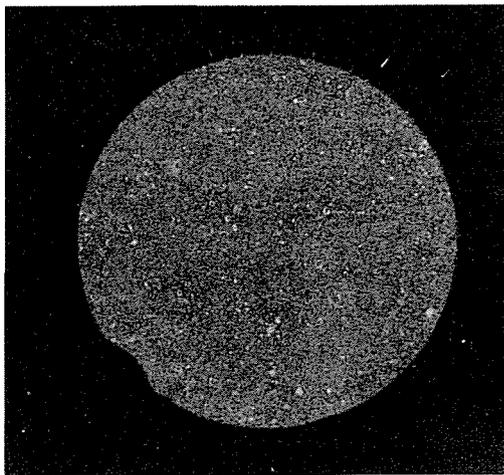
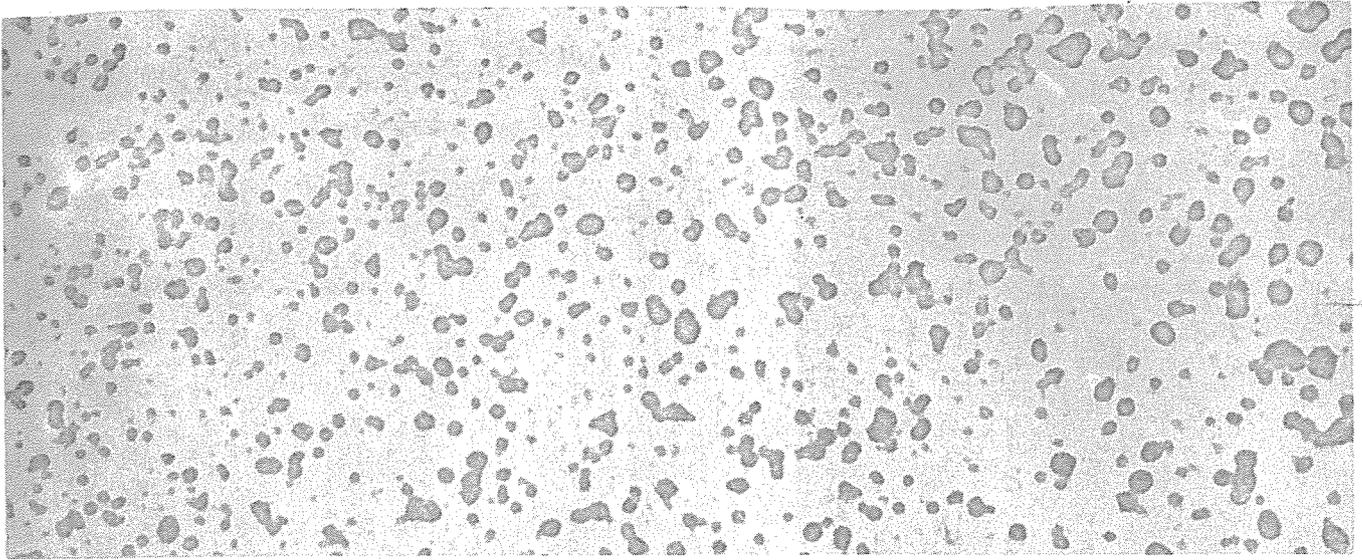
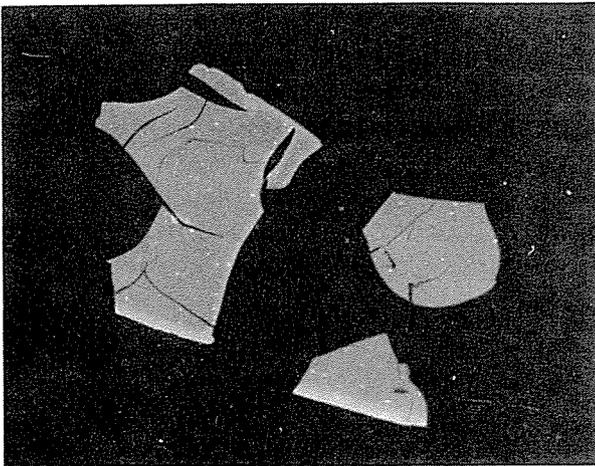


Fig. 7 CP vs MB

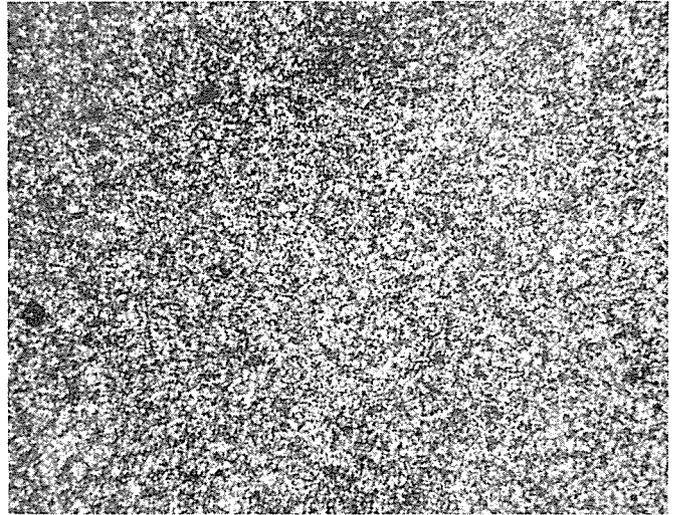
HW 20%PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> NUPAC 65mesh x30



Sol-Gel 20%PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> (G-G) x5



x80



Sol-Gel 20%PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> (G-P) x5

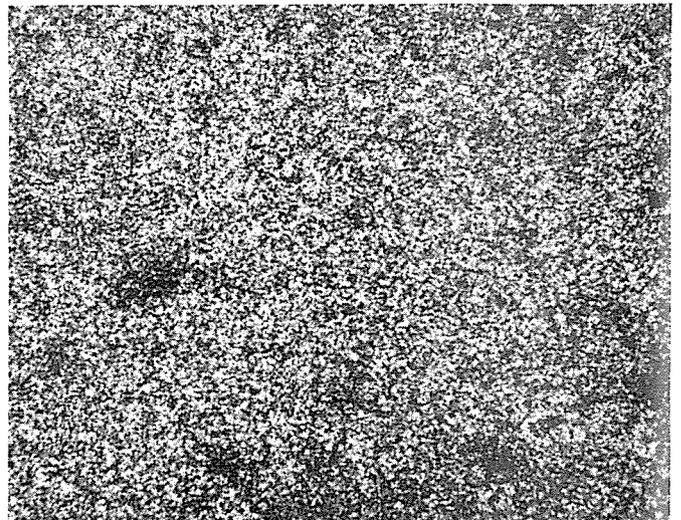
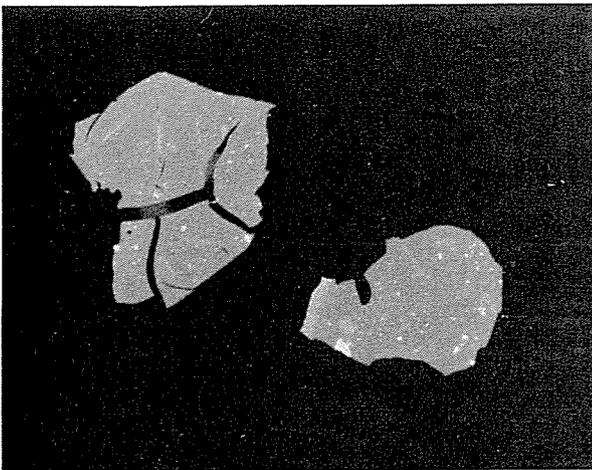


Fig. 8 Auto Radiograph of NUPAC SOL-GEL Particle

50μ

- — — — ○ Total Cost
- △ — — — △ Fixed MFG Cost
- ▲ — — — ▲ Fixed NonMFG Cost
- — — — ● Direct Material
- — — — ○ Labor & Rework Labor
- X — — — X Space & Equipment
- △ — — — △ IME
- ▲ — — — ▲ Working Capital
- ⊙ — — — ⊙ Use Charge
- — — — □ Nuclear Reject
- — — — ■ Ordinary Reject
- ☆ — — — ☆ Conversion Cost (PuO<sub>2</sub> + UO<sub>2</sub>)

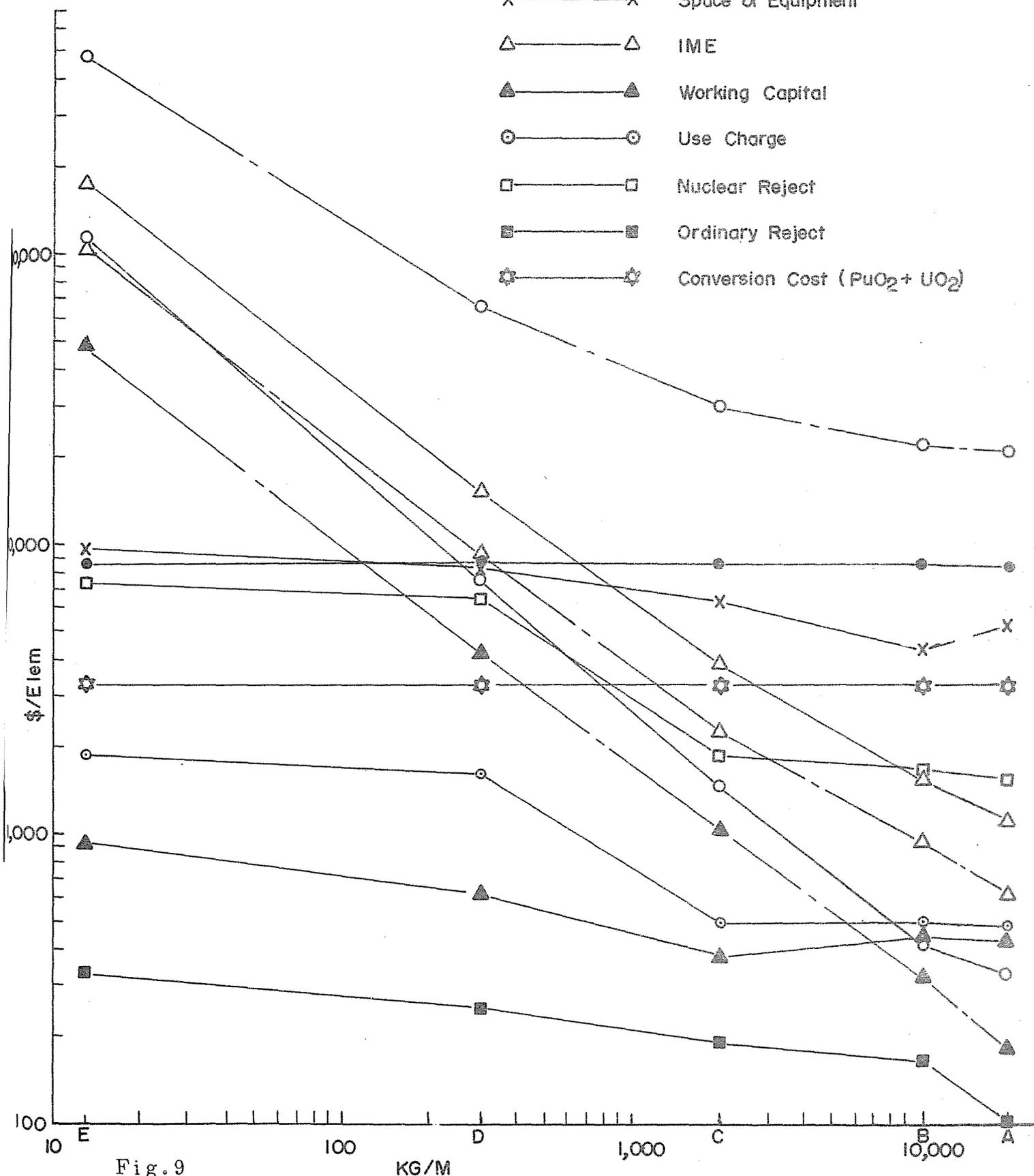
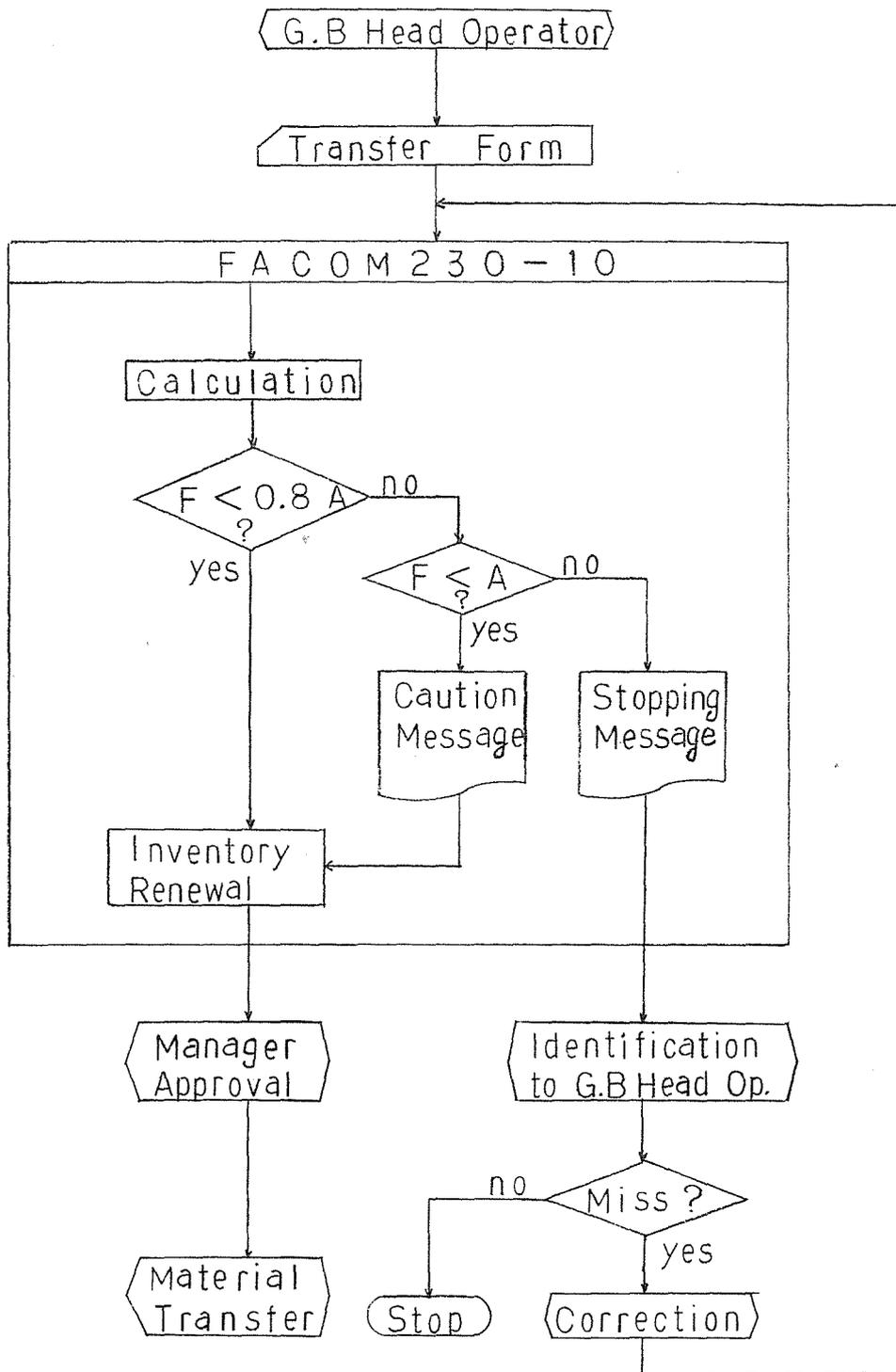


Fig.10 Inventory and Criticality Control



F : Fissile  
 A : Allowable Inventory

# WASTE SOLUTION TREATMENT IN THE Pu FUELS LAB.

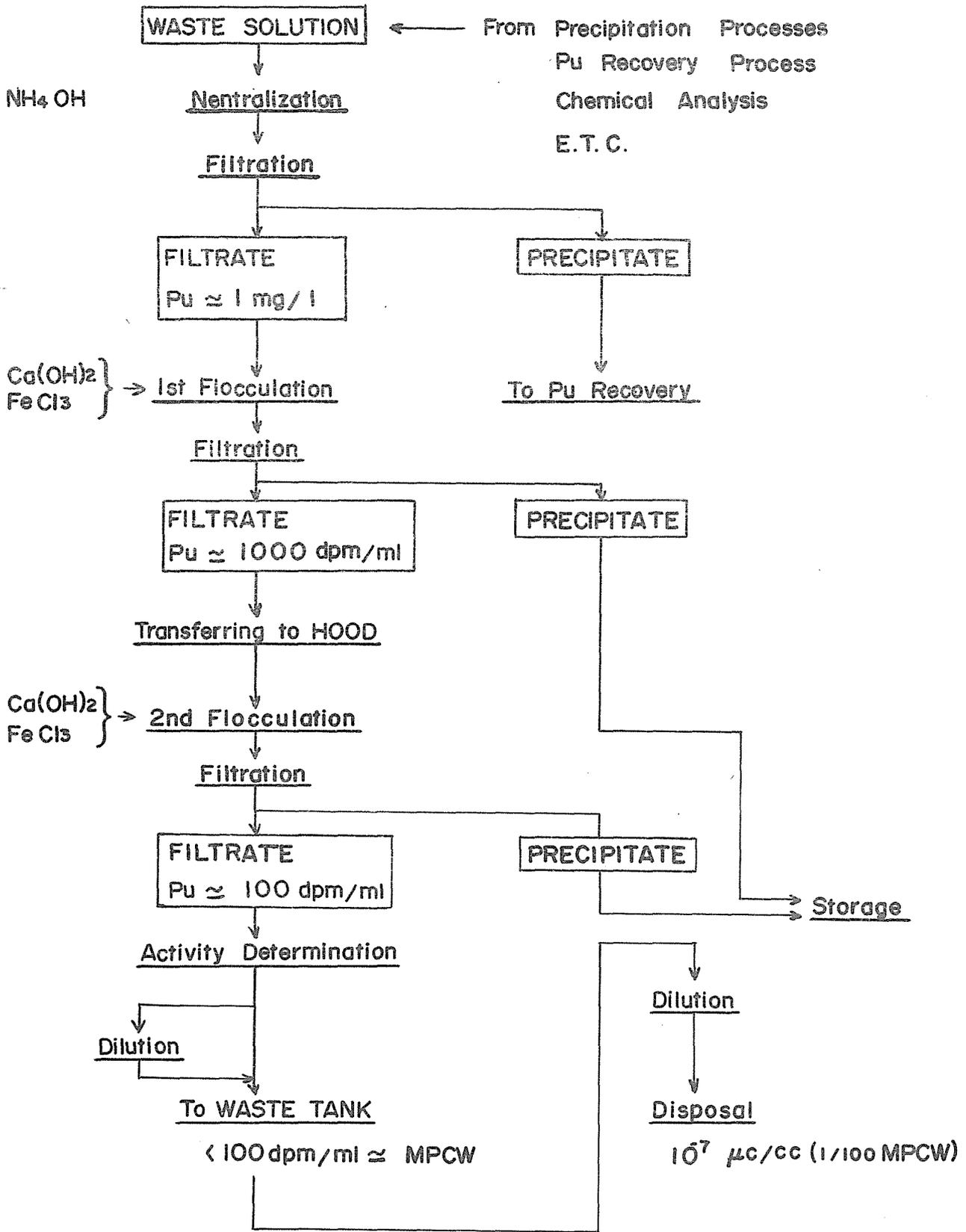


Fig. 11

Fig. 12 OPERATION COST FOR SAFTY CONTROL  
 (April 1, 1967 - Jan. 31, 1968)

		(¥)
Power cost for		
Ventilation Operating		5,418,000
inlet	432,000kw	2,160,000
outlet	651,600kw	3,258,000
Absolute filter		8,741,000
size F	110pcs.	
size C	100pcs.	
size B	50pcs.	
Neoprane Glove	240pcs.	1,879,000
Miscellaneous		12,692,527
Total		28,730,527

Fig. 13 PLUTONIUM FUEL SPECIFICATION

(1) SAXTON

<u>PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub></u>		<u>PELLETS (VIPAC Powder)</u>	
Al	300.0ppm ( 500.0)	Pb	20.0ppm ( 20.0)
B	1.5ppm ( 1.5)	Si	500.0ppm (500.0)
Bi	2.0ppm ( 2.0)	Sn	5.0ppm ( 5.0)
Ca	100.0ppm ( 100.0)	Ti	40.0ppm
Cd	1.0ppm ( 1.0)	V	1.0ppm ( 1.0)
Co	6.0ppm ( 6.0)	W	50.0ppm
Cr	500.0ppm ( 500.0)	Zn	20.0ppm ( 20.0)
Cu	50.0ppm ( 50.0)	C	100.0ppm (150.0)
Fe	500.0ppm (1000.0)	F	10.0ppm ( 10.0)
In	3.0ppm ( 3.0)	N	75.0ppm (100.0)
Mg	50.0ppm ( 50.0)	Cl	10.0ppm ( 20.0)
Mn	10.0ppm ( 10.0)	Total RE	0.6ppm
Mo	150.0ppm ( 150.0)		
Ni	300.0ppm ( 300.0)	H <sub>2</sub>	15 ppm ( 20 )
		Total Moisture	30 ppm (100 )

O/M ; 1.97~2.02 (UO<sub>2</sub> 2.0±0.02, PuO<sub>2</sub> 2.0±0.10)  
 Pu/U ; 0.071±0.001 (0.071±0.002)  
 Total Gas Release ; <0.05cc/gr PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> (0.06cc/gr)  
 Density ; 94±2% T.D. (98.7% T.D.)  
 Dimension ; .3384 ~ .3364" Diameter  
                   .396 ~ .336" Height  
 Chipped area ; not more than 10% area  
 Inspection ; Visual 100%  
                   Diameter and density 125/6000  
                   Dish and squareness 1/8  
                   Chemical sample 3 pellets/30kg

FUEL ROD INSPECTION (PELLET TYPE)

Plutonium loading ; ±1.5% of spec. weight  
 Weld ; 10 dummy samples  
           no x-ray radiograph  
           weld diameter check  
           dye penetration check  
           He leak  
 Contamination ; wipe test ≤ 10c/min.  
                   weld ≤ 50c/min.  
 Corrosion test ; 1000pst. 400±5c. 18hrs.  
                   1~2 mils.

(VIPAC TYPE)

Average density ; 87.0±1.0% T.D.  
 Pu loading ; ±2.0%  
 Weld, Contamination, Corrosion same as pellet fuel

Fig. 13-(2) SPECIFICATIONS AND RESULTS ON UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub> FUEL PELLETS FOR HALDEN IFA 159 (PNC)

PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> PELLETS

Chemical impurities

	SPEC.	RESULTS	GROSS AV.
B	1.5	0.2 ~ 0.9(10 lot)	0.43
Ca	100	1 ~ 6	3.9
Cd	1.0	0.2 ~ 0.3	0.22
Cr	500	5 ~ 40	17
Fe	500	50 ~ 300	126
Mg	50	1 ~ 5	2.6
Ni	300	4 ~ 20	11
Cu	50	0.5 ~ 1	0.6
C	100	20 ~ 80	49
N	75	25 ~ 60	42.5
Cl	10	2 ~ 10,23,70(17 lot)	11.3
F	10	3 ~ 9,11,14(10 lot)	5.5
Total impurities			
	3000		< 300
Total gas			
	0.2cc/g	0.02 ~ 0.2(10 lot)	0.095
O/M			
	2.00 <sup>+0.01</sup> / <sub>-0.02</sub>	1.991 ~ 2.010(10 lot)	2.000
Enrichment			
	2.5±0.1 w/o PuO <sub>2</sub>	2.36 ~ 2.58(17 lot)	2.517
Pellet Density			
	93.5±1.5% T.D. (see Fig.13-(3))		
Pellet Diameter			
	10.0±0.05		

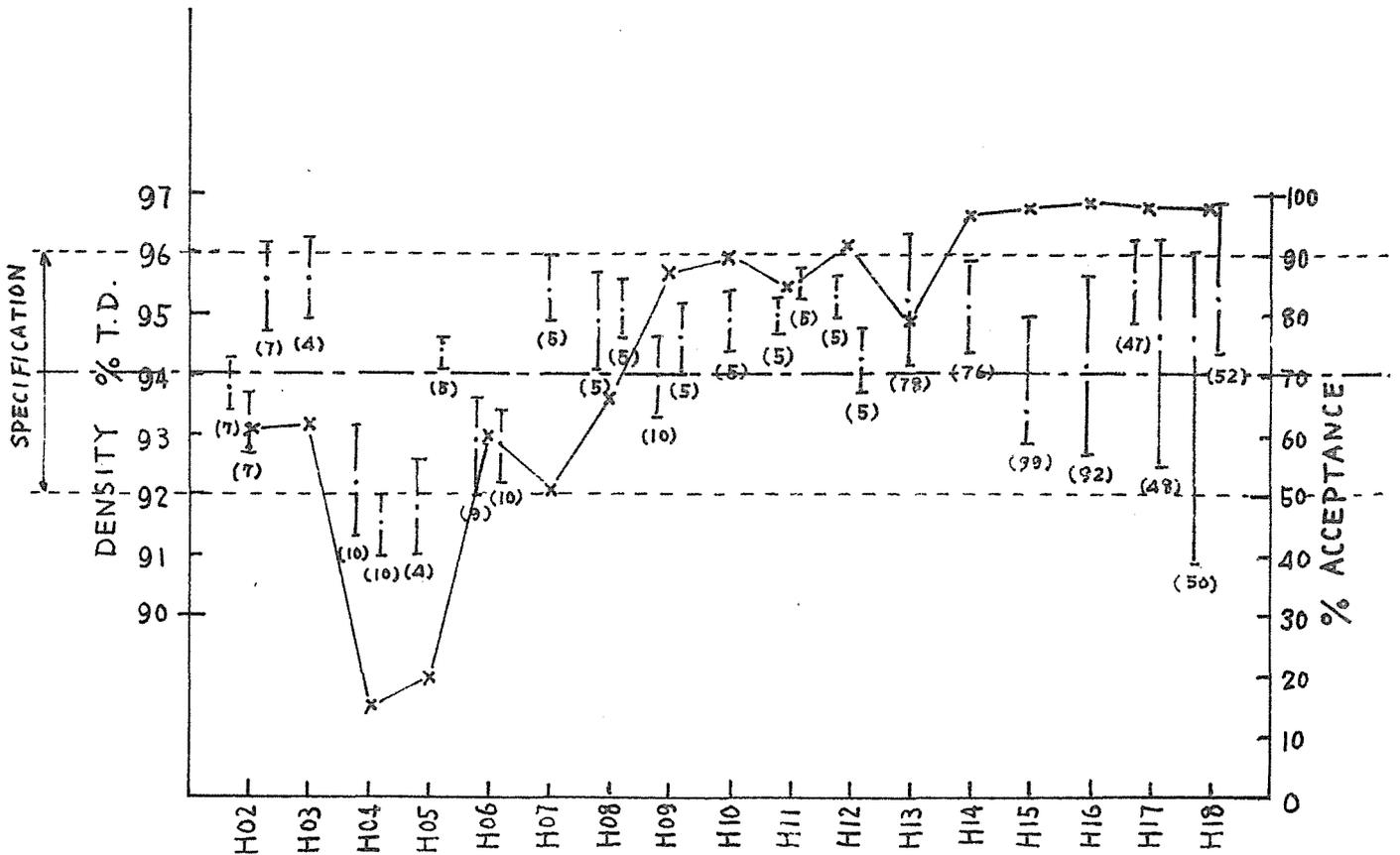


Fig. 13-(3)

Fig. 13-(4) RESULTS ON FUEL RODS FOR HALDEN IFA 159

	1044	1042	1019	1030	1025	1022	1002	1036	1029
Sheath I.D. Av. mm	10.232	10.222	10.213	10.205	10.200	10.224	10.220	10.217	10.223
Range mm	.240 .225	.225 .220	.220 .210	.215 .200	.215 .190	.235 .220	.230 .215	.235 .205	.230 .220
Gap Control	YES 230	YES 185	YES 240	STEP 210	STEP 210	STEP 220	RANDOM 270	RANDOM 280	YES 195
Linear Range / $\mu$	240 220	175 290	225 250	180 $\rightarrow$ 240	180 $\rightarrow$ 240	190 $\rightarrow$ 250	255 285	265 295	190 200
Plutonium Control	YES	YES	YES	LESS	LESS	LESS	LESS	LESS	LESS
Pu Content mg/cm	1.840 $\sim$ 1.760	1.840 $\sim$ 1.760	1.840 $\sim$ 1.760	>1.841	<1.759	<1.759	RANDOM	RANDOM	1.840 $\sim$ 1.760
PuO <sub>2</sub> w/o/cm Av.	2.49	2.46	2.50	2.58	2.37	2.52	2.55	2.56	2.57
Max	+ .08	+ .09	+ .07	. .4	+ .22	+ .08	+ .05	+ .04	+ .07
Min	- .04	- .01	- .04	- .12	- .01	- .18	- .19	- .20	- .08
Pellet Diameter Av. mm	10.01	10.04	9.98	9.99	10.00	10.00	9.95	9.94	9.90
Max	+ .02	+ .01	+ .02	+ .05	+ .04	+ .05	+ .02	+ .02	+ .06
Min	- .02	- .02	- .01	- .02	- .03	- .06	- .01	- .02	- .08
Pellet Stack Length mm	1399.4	1400.1	1401.3	1398.3	1397.9	1397.7	1398.5	1399.1	1400.4
Pellet Total Weight g	1139.9	1153.8	1140.0	1140.1	1141.5	1137.9	1136.0	1134.4	1114.8
First End Plug Weld	3.9 4.4	4.3 4.8	3.9 4.6	3.8 4.4	4.1 4.8	4.0 4.6	4.2 5.0	4.0 4.6	4.0 4.5
Bead Width	11.74-11.77	.77 .81	.77 .81	.78 .80	.81 .85	.79 .81	.75 .79	.81 .83	.78 .81
Outer Diameter	NO	"	"	"	"	"	"	"	"
Porosity > 0.5mm $\phi$	NO	"	"	"	"	"	"	"	"
Inclusion > 0.5mm $\phi$	OK	"	"	"	"	"	"	"	"
Penetration	18'	17'	8'	26'	18'	8'	31'	12'	23'
Plug Inclination as Weld									

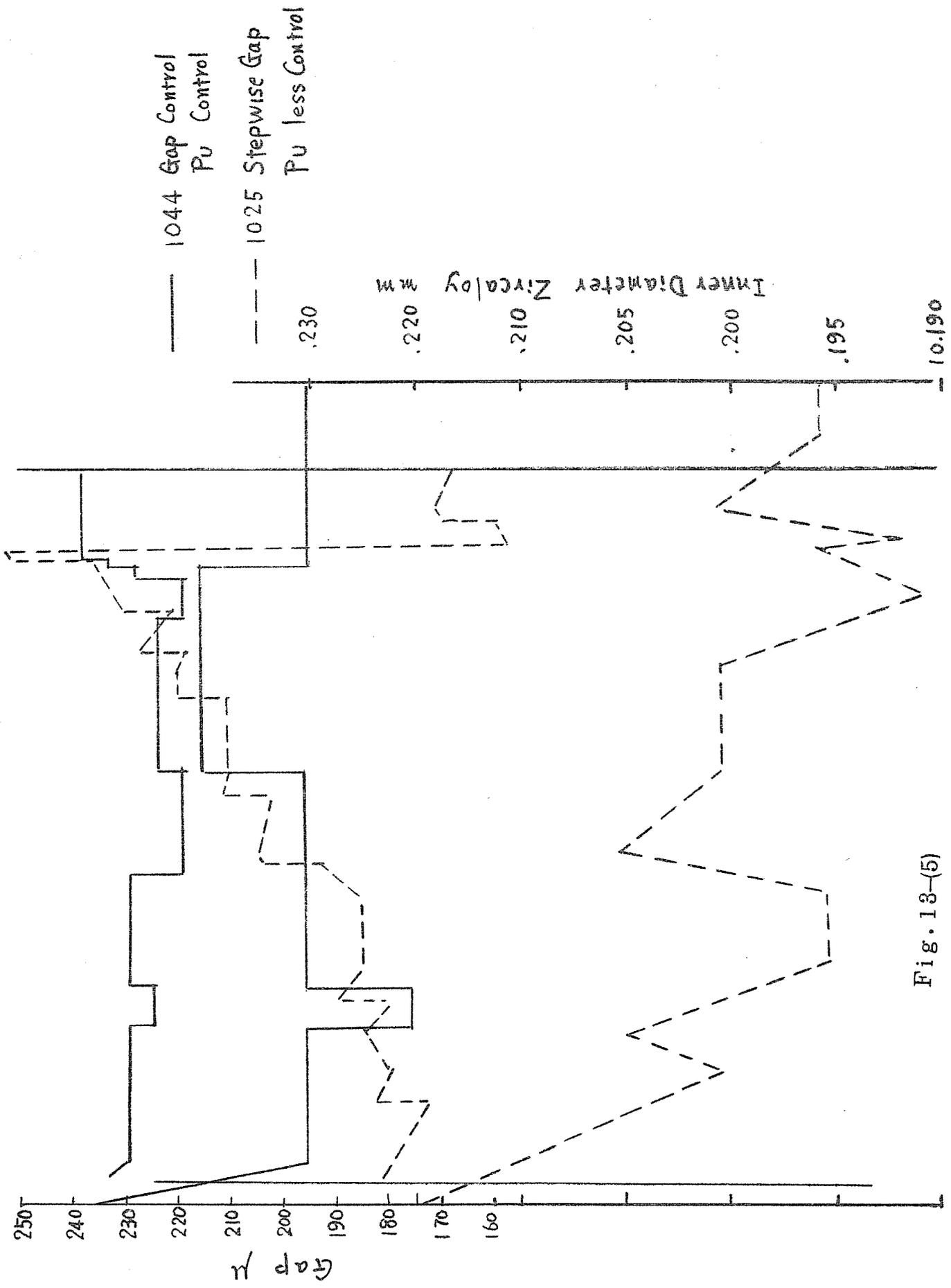


Fig. 13-(5)

Fig. 14 SPECIFIC ACTIVITY OF PLUTONIUM

	Standard Pu	Magnox Pu	BWR Pu	Recycled Pu
Pu239	90~91	80	69	56
Pu240	8~9	16	19	28
Pu241	0.7~1.0	3	10	12
Pu242	0.04~0.06	0.4	2	4
Gross Specific Activity Ci/g	1.19	3.43	11.23	13.48
Gross Neutron Emission n/sec./g	125	230	308	478

Fig. 15 EXTERNAL RADIATION DOSE OF PLUTONIUM FUEL AND FUEL PIN (PNC)

Measurement of Radiation Level Emitted from Fast Fuel Pin for the Irradiation in the Enrico Fermi Fast Breeder Reactor

Enrichment ; PuO<sub>2</sub> - UO<sub>2</sub>  
 (40±1%)(60±1%)  
 Isotopic content of plutonium ;  
 239/240/241/242=91.30/7.884/0.780/0.035  
 Isotopic content of uranium ;  
 235/238/236/234=19.91/80/<0.5/<0.3  
 Pellet Density ; 90±1% T.D.  
 Pellet ; 5.50±0.01mm Dia, 9.00±1.00mm H.  
 Clad ; AISI 316, 6.4mm OD, 5.6mm LD.

Pellet Number	5		10		15		30		50		87	
	C	N	C	N	C	N	C	N	C	N	C	N
Distance cm	mR/hr n/cm <sup>2</sup> /sec											
0	0.8	10	0.9( )	10	2.4	10	3.2	10	3.4	20	3.4	20
			(1.1)( . )		(4.0)		(4.7)		(5.0)		(5.0)	
10	0.4	10	0.45	10	1.0	10	1.4	10	1.8	10	2.0	10
			(0.5)		(1.4)		(2.0)		(2.2)		(2.6)	
30	0.1	0	0.15	0	0.26	0	0.41	0	0.55	0	0.7	0
			(0.19)		(0.30)		(0.48)		(0.78)		(1.0)	
50	0.07	0	0.12	0	0.18	0	0.22	0	0.28	0	0.4	0
			(0.14)		(0.19)		(0.24)		(0.31)		(0.5)	
70	0.05	0	0.07	0	0.12	0	0.18	0	0.22	0	0.29	0
			(0.12)		(0.14)		(0.19)		(0.22)		(0.31)	
100	0.05	0	0.06	0	0.10	0	0.13	0	0.14	0	0.19	0
			(0.10)		(0.12)		(0.14)		(0.17)		(0.22)	

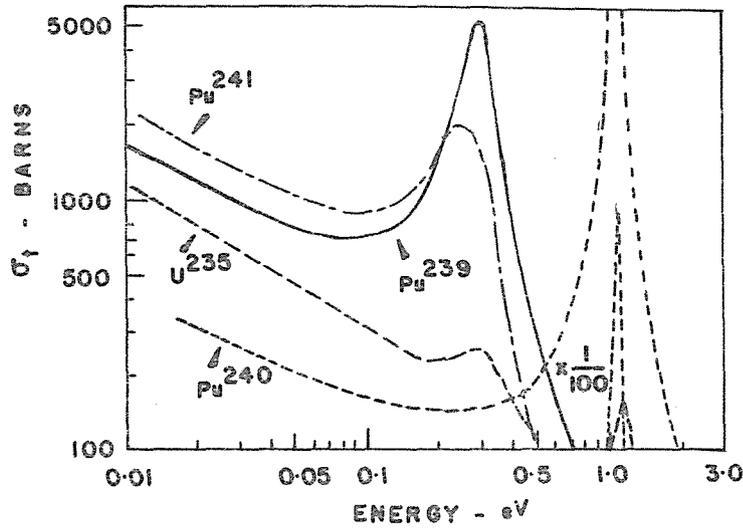


Fig. 16 MICROSCOPIC CROSS SECTION COMPARISON  $U^{235}$  AND PLUTONIUM ISOTOPES

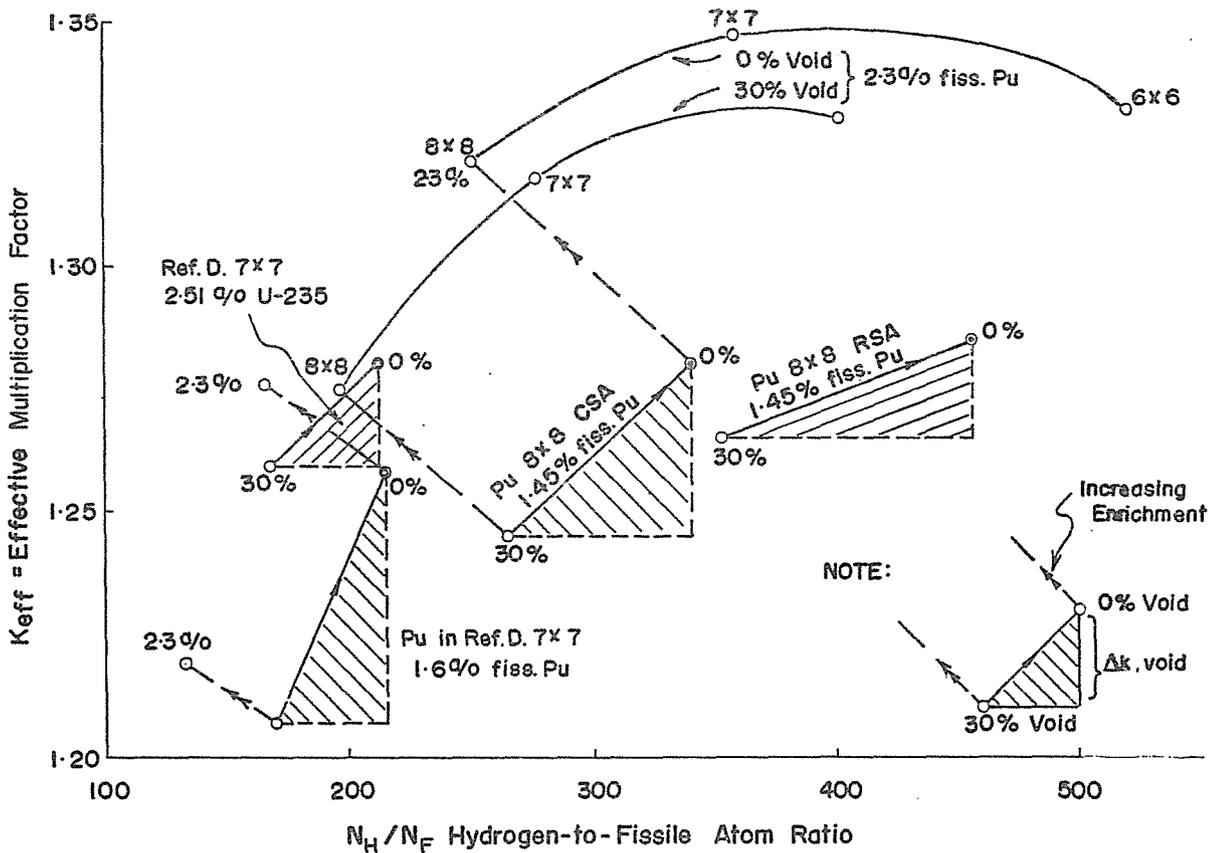


Fig. 17  $K_{eff}$  vs. Degree of Moderator

(AFCPU-REPORT-05, 1966-10)

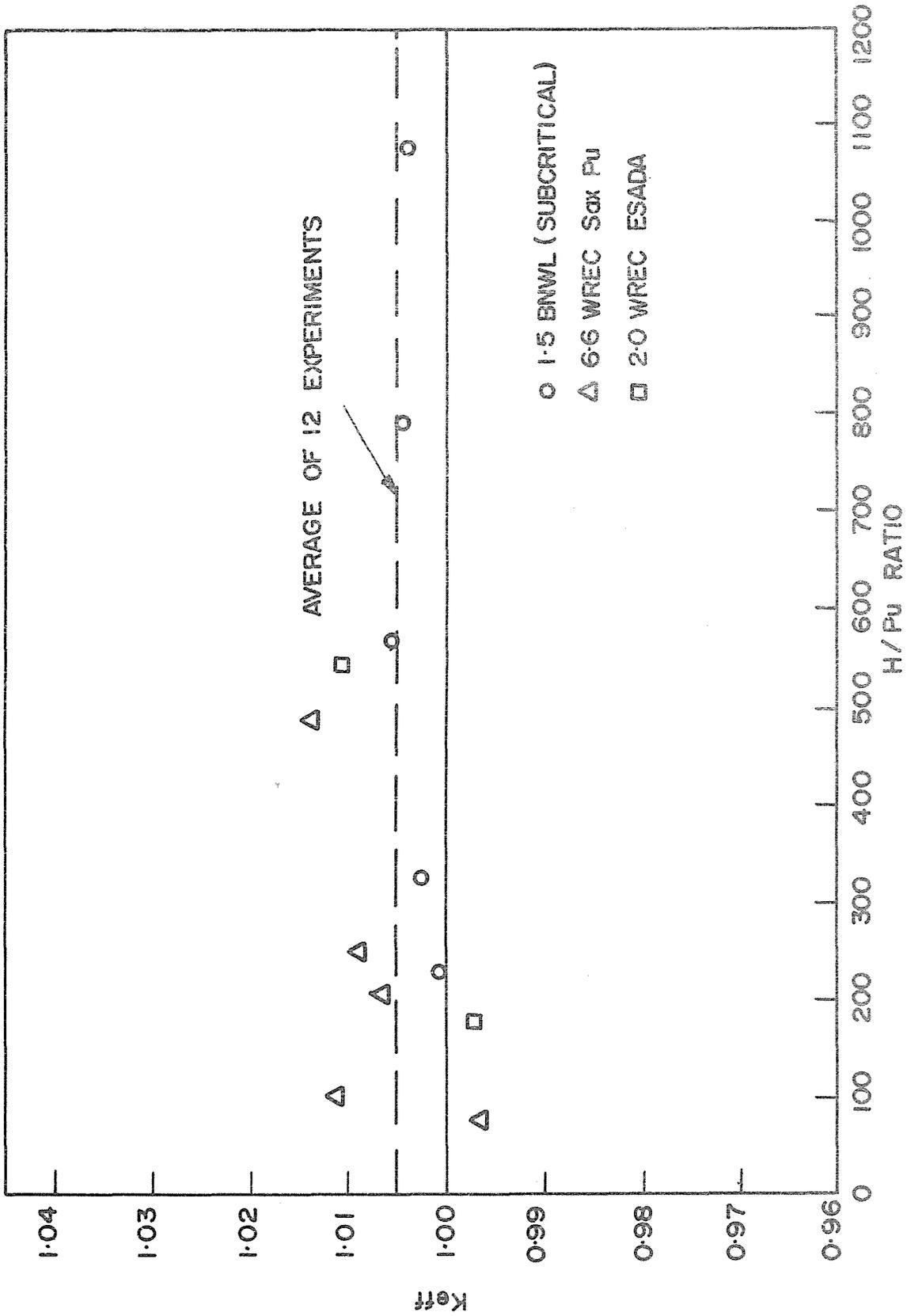
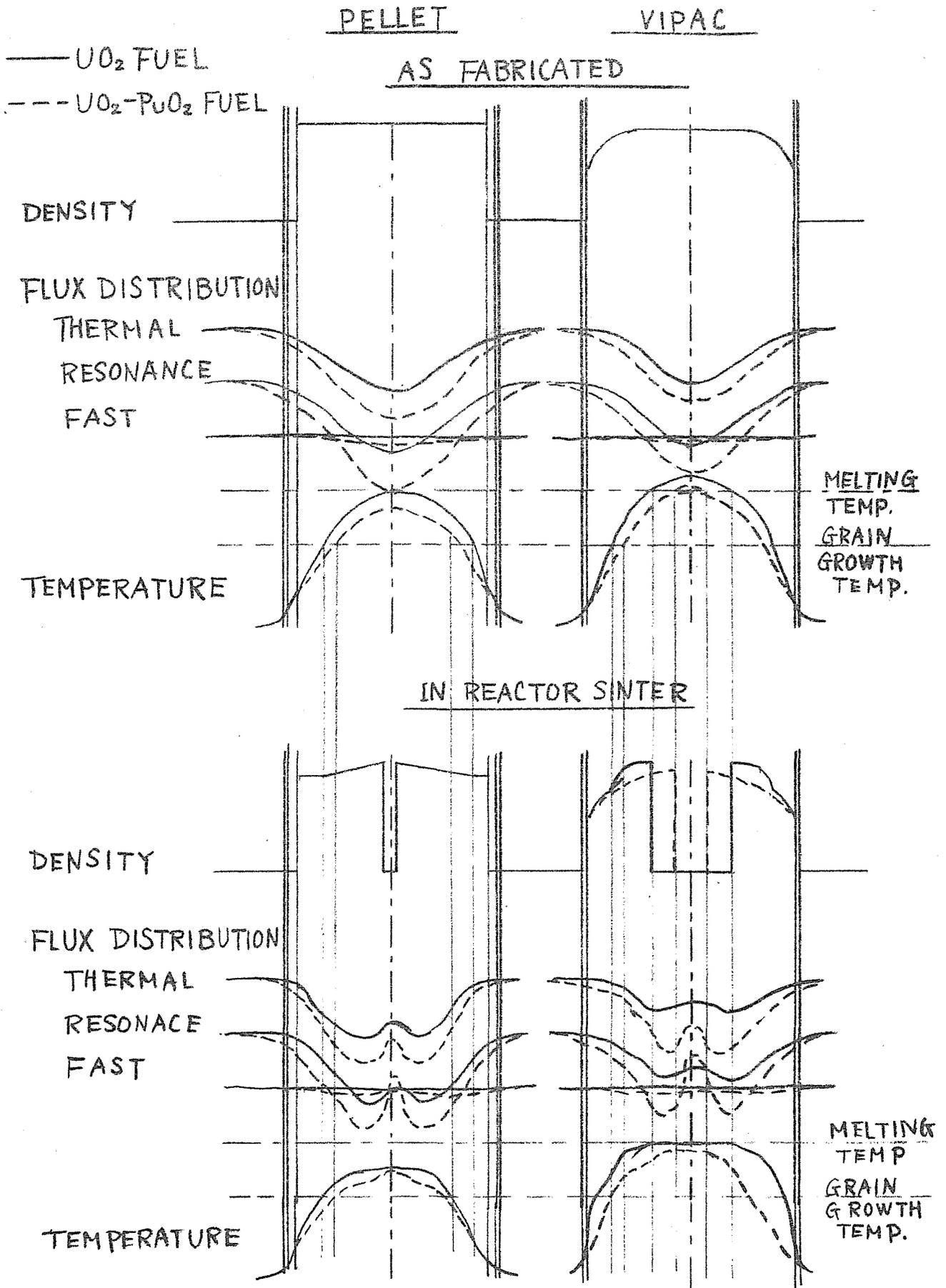


Fig. 18 A COMPARISON OF LASER CALCULATIONS WITH EXPERIMENT FOR THREE LOW Pu-240 FUELS

Fig. 21 Schematic Diagram of Temperature Distribution in Fuel:  
Comparison of Pellet vs VIPAC and  $UO_2$  vs  $UO_2-PuO_2$



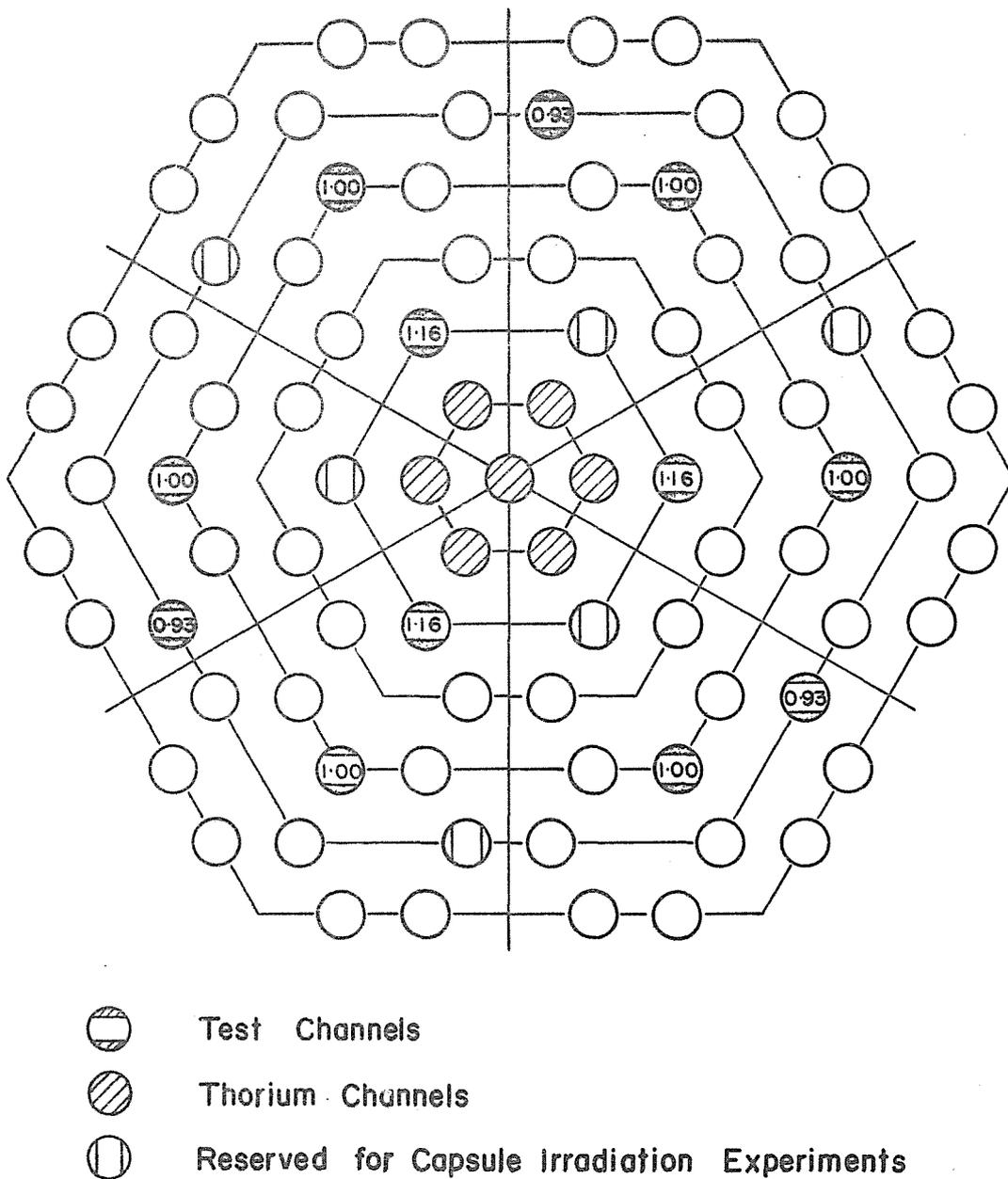
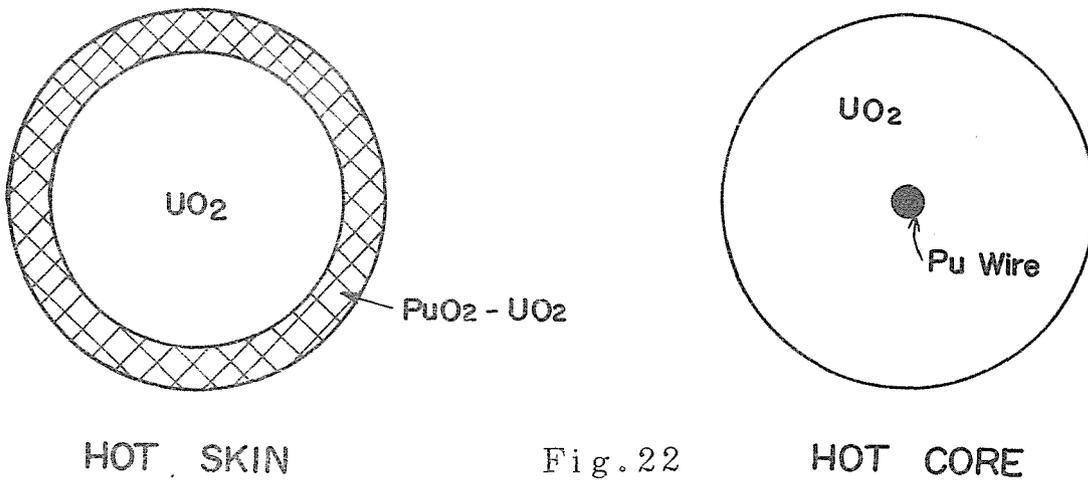


Fig. 23-1 Typical Arrangement of Test Fuel Assembly in HBWR Core

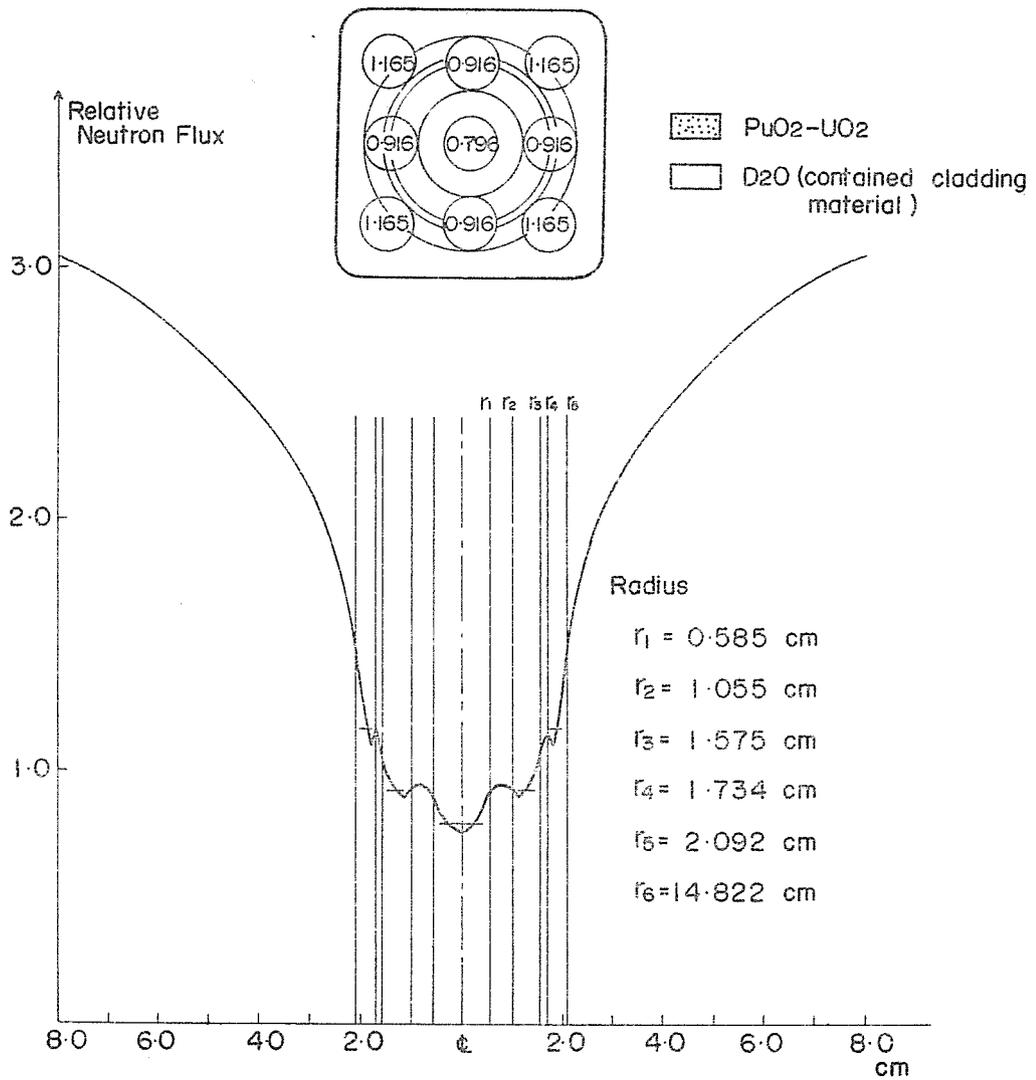


Fig23-2 Thermal Neutron Flux Distribution in  $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$  Fuel Assembly

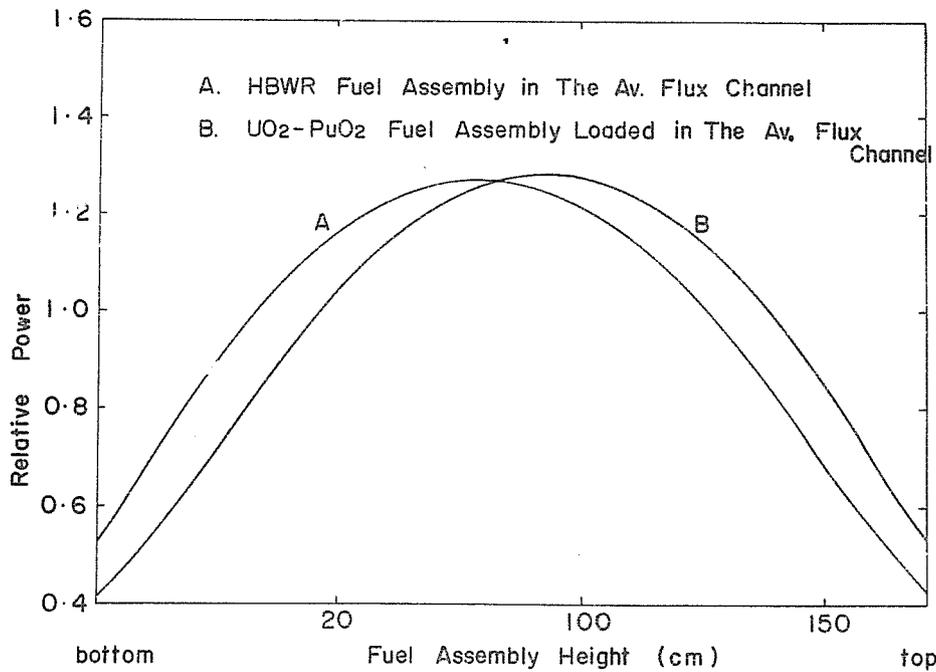


Fig23-3 Axial Power Distribution in The Average Flux Channel of HBWR Core

1.224	0.967	0.884	0.875	0.923	0.916	1.080
1.274	0.933	0.845	0.852	0.857	0.910	0.916
1.269	0.941	0.843	0.845	0.848	0.857	0.923
1.247	0.973	0.880	0.860	0.845	0.852	0.875
1.276	0.971	0.860	0.880	0.843	0.845	0.884
1.227	1.016	0.971	0.973	0.941	0.933	0.967
1.401	1.227	1.276	1.269	1.247	1.274	1.224

Fig. 24 Power Distribution in the 7x7 Assembly of JPDR.

## P W R 用 P u 燃 料 に つ い て

三菱原子力工業株式会社

原子燃料部計画課長 関 義 辰

## 1 Pu の熱中性子炉利用の見通し

Pu が軽水炉の使用済燃料から大量に再処理されてきて、その処置方法について問題が起るのは、米国においては1970～72年であり、日本においても1975年（昭和50年）頃からと予想されている。

もしPWRから生成されたPuを再びPWRに用いるのが最もよい解決とすれば、そのための技術的検討ないし準備はこの1～2年のうちに開始しても決して早すぎることはなく、むしろウラン燃料の場合より技術的・経済的な困難が多いとすればできるだけ早く動向を見極め、開発計画を開始する必要がある。

しかるにPuに関しては未だ知識として不十分なことが多くあり、簡単にthermal利用が最もよい解決だといふきれない点がある。もしthermal利用が最もよい解決策としてもその必要となる時期の推定が軽水炉導入計画以外の要因に左右されることが大きい。

現時点で考えられる問題点をあげると次のようなものがある。

- a. Puの国際市場の動向。自由市場ができるとすれば何年頃で、どの位の価格で、どの位の規模となり、その市場に加わるものはどんなものか。
- b. Puの国家または国際機関による管理。核拡散防止の立場から経済的な負担を負う価値あるか。
- c. Puの国家エネルギー政策への寄与。国内で生成したPuはできるだけ蓄積して、国内エネルギー源として確保する有利性があるか。
- d. 日本における高速炉開発計画、導入計画。現在の高速炉開発計画はPu pressureをどの位軽減できるか。この計画はかなりスケジュールが早いもので、この実現性はどの程度か。
- e. 再処理プラントの建設・運転計画。特に第2再処理プラントの運転開始はどうか。そのプラントの経済性の評価はどうか。
- f. 米国のPu thermal利用計画。米国においても高速炉の開発計画ならびに軽水炉拡充計画とかみあわせて考えられるだろうが、日本の場合への影響はどうか。
- g. 日本におけるATR開発計画。Pu pressureの解消にどの位寄与するか。

## 2 Pu の PWR への利用についての米国の計画

Pu を PWR へ利用する見通しについては前記のような問題点があるにかかわらず、米国においては核燃料民有化の実施に伴って、Pu pressure の実現が、軽水炉の進展に重大な障害となることが明らかにされてきているので user である電力会社とメーカーとの協同によつて、AEC の大きな援助の下に大々的に Pu thermal 利用の開発が行なわれている。現在では基礎的段階をほぼ終了して、次の初歩的な工学的試験に移行しつつある。この段階以降では特にメーカーのみの努力では開発不可能と考えられ、電力会社との強い協力が前提となつている。

現在の目標はかなり大きな商業発電炉に Pu の入った燃料を装荷することが考えられており 1973 年（昭和 48 年）迄には開発終了が予定されている。この時点は完全民有化が実施される時点であり、また Pu pressure が大きくなると予想される時点である。世界中で Pu pressure が予想される国は米国につづいて日本であると考えられているが、米国側が非公式に日本の協力を求めてくることはあり得ることであろう。

## 3 日本における Pu の PWR への利用開発

上記の米国の Pu 利用計画終了時点は、丁度日本の燃料国産が本格化される時点で、また米国が完成した Pu 燃料技術をもつて日本へ燃料を売りこんでくることが予想される時点である。したがつて日本の原子炉・核燃料メーカーとしては、この時点迄には Pu 燃料を考慮した炉設計と燃料加工技術を確立しておく必要がある。そのことによつて米国の Pu 燃料技術の導入がスムーズに行なわれ、その時点以降の軽水炉拡充に伴う核燃料国産を順調に進展させることができる。

Pu 燃料技術としてあげられる開発必要技術項目は次の通りである。

- a. Pu 炉心設計
- b. Pu 炉心臨界実験
- c. Pu 燃料成型加工
- d. Pu 燃料化学
- e. Pu 燃料放射線管理

これらの項目はすでに動燃事業団で開発を手掛けているが、今後米国内の商業用開発が急テンポで進むと考えられるので、何等かの形で米国と協同した開発体制をもつことが、結局は効率よいことと思う。

殊に PWR の場合、国内で確性試験を受け入れられる原子炉を欠いており、Pu 炉心の実証試験は海外の原子炉による結果にたよらざるを得ない。こゝに米国との協同研究が必然的に考えられることとなる。

すなわち今後国内で PWR にいかにすれば Pu 炉心を導入できるかが、PWR の原子炉・核燃料メーカーの宿題ということであり、政府・電力会社の絶大な協力がまたれるものである。

## BWR用プルトニウム燃料の問題

日本ニュクリア・フュエル株式会社

岡 島 安二郎

## 1 緒 言

BWRにおけるプルトニウムの生成量はおよそ $0.2\text{kg-Pu/MWeY}^{1)}$ とされ、したがって1年間に、BWRの電気出力100万キロワット当り、約200kgのプルトニウムができてくる勘定になる。原子力発電所の発注から運転開始までに4～5年、燃焼した燃料を取出すまでに2～3年かゝるとすると、プルトニウムをリサイクル燃料としてBWRに使用する時期は、原子炉発注後早くても6～8年後になるものと考えられる。

これまでの講演に述べられたとおり、わが国におけるプルトニウムの累積量は、昭和50年(1975)に約3トンと考えられるが、すでに大量の軽水型動力炉が発注されたアメリカでは、プルトニウムの生成累積量は、1972年に約10トン、1975年に約30トン以上と予想されている。<sup>1)</sup> 1971年以降にはUSAECのプルトニウム買上保証がなくなるが、高速炉開発計画による需要は数トン程度で、高速炉が実用化されるまでは多量のプルトニウムが余剰になる。この間におけるプルトニウム利用の経済性は、熱中性子炉燃料としてのプルトニウム価格如何にかゝるが、GE社では、1970年代初期には軽水炉へのプルトニウムの利用がはじまるものと予想し、AEC、EEI等と共同して、BWR用プルトニウム燃料の開発研究を行なっている。以下最近のGEの報告<sup>1)～5)</sup>を紹介し、BWR用プルトニウムリサイクル燃料についてのべることにする。

- 1) ANS 1967 Winter Meeting : PLUTONIUM RECYCLE IN THERMAL POWER REACTORS  
"Economic Considerations of Plutonium Utilization in Boiling-Water Reactors"  
W.V. Macnabb
- 2) ibid "Plutonium Utilization in Boiling-Water Reactors - A Review of EEI-GE  
Joint Program" E.A. Evans, D.L. Fischer, D.Gournelos, W.V. Macnabb
- 3) IAEA SYMPOSIUM ON THE USE OF PLUTONIUM AS A REACTOR FUEL, 13-17  
March 1967 SM-88/11 "Plutonium Utilization in Boiling Water Power Reactors"  
E.A. Evans, D.L. Fischer, W.V. Macnabb

## 2. リサイクル用プルトニウム燃料の設計

現在の典型的な BWR 用燃料要素は、低濃縮  $\text{UO}_2$  シルカロイ被覆燃料棒 49 本を 7 列 7 行の正方形アレイ（一辺約 15 cm）に配列し、シルカロイチャンネルでつゞんだものである。燃料要素内の局所的な出力分布を改善するため、2～3 種類の異なる U-235 濃縮度をもつ燃料棒を要素内に組込んである。BWR にプルトニウムリサイクル燃料を使用する場合には、 $\text{UO}_2$  燃料要素炉心の一部を、 $\text{PuO}_2 \sim \text{UO}_2$  燃料要素で置換していくことになるので、既存の原子炉の性能をそこなわず、また設備に変更を加えずにすむような、核熱水力学の特性を備えた燃料であることが必要となる。現在、2～3% 程度の  $\text{PuO}_2$  を天然  $\text{UO}_2$  と混合した、いわゆる混合酸化物燃料が考えられている。<sup>1) 3)</sup>

プルトニウムの同位体では、熱中性子領域外に大きな共鳴吸収が存在するので、熱中性子スペクトルについてはウラン系燃料の場合よりも複雑で詳細な計算が必要になるが、一般的にはウラン系燃料の設計に利用される核データや計算法がリサイクル燃料の設計にも適用可能とされ、今後減速材の分布や燃料組成の異なる非均一系について臨界実験を行なつて設計法を改良し、確認する必要があると考えられている。

プルトニウムは使用済燃料から化学的に分離されるので、ウランとの混合にあたりプルトニウム富化率を変えることは比較的容易であり、燃料棒によりプルトニウムの富化率を変えて燃料要素内の出力分布を平坦化することが考えられている。

プルトニウム燃料ではウラン燃料よりも限界熱流束比が増すが、同時にピーク熱流束も若干増加する。燃料内の熱流束および温度には、燃料の加工プロセスおよび燃料の密度が著しい影響をおよぼすが、BWR 用リサイクル燃料における  $\text{PuO}_2$  の割合は 2～3% 程度で、 $\text{PuO}_2$  の添加により熱伝導率が著しく変化するとは予想されず、現在の  $\text{UO}_2$  燃料の熱水力学の挙動からほぼ予想できるものと考えられる。なお、プルトニウムの核断面積が大きいことから、水/燃料比の高い方が望ましくなるので、 $\text{UO}_2$  の場合より低密度のペレット型や粉末充填型燃料となる可能性も考えられ、この場合熱伝導率は低下する。燃料中心温度が  $\text{UO}_2$  燃料の場合より高くなるような設計になると、燃料の挙動を実際に確かめる必要がある。さらに今後、過渡状態における挙動特性を明らかにしておく必要があると考えられている。

表 1<sup>2)</sup> は最近報告された BWR 用リサイクル燃料と  $\text{UO}_2$  燃料の設計仕様の比較結果である。この設計の特長は、制御能および燃焼に伴う反応度の変化が減少すること、負の温度およびボイド係数の増加、ならびに核分裂物質のインベントリーの増加にあるとされている。

リサイクル燃料の設計ではプルトニウムと U-235 の分布を変えた何種類もの設計が考えられるので、プルトニウムを最も有効に利用するにはどの設計が最も適しているかを知るための、設計最適化の研究が必要と考えられている。また利用されるプルトニウムの同位体組成は必ずしも一定ではなく、かつこの組成内容は燃料加工のまじかにならないと判明しない可能性も

あるので、プルトニウムの同位体組成が広く変つた場合にも使用できるような設計であることが望ましい。このような点をつきとめるために、種々な設計のプルトニウム燃料をBWR中で高燃焼させ、各段階における出力分布や同位体組成の変化、反応度、燃料の挙動等について詳細な評価を行なう必要があると考えられている。

### 3 リサイクル用プルトニウム燃料の加工

BWR用プルトニウムリサイクル燃料の加工で重要なことは、現在かなり高い加工コストを引下げ、設計性能を保証しうる燃料を供給する方法を確立することである。

まず問題となるのは出発原料のえらび方であつて、均一なプルトニウムの分布をもつ  $\text{PuO}_2 \sim \text{UO}_2$  を作る共沈法および Sol-Gel 法と、 $\text{PuO}_2$  と  $\text{UO}_2$  とを物理的に混合する方法がある。BWRリサイクル燃料の場合、 $\text{UO}_2$  は混合酸化物のほとんど大部分の 97～98% 程度を占める。この点から、すでに確立された大規模の  $\text{UO}_2$  製造プロセスから出発原料の大部分を得ることによりコストが最小となり、また品質の保証も容易になるとの考えで、GE では粉末調製プロセスの後半に  $\text{UO}_2$  と  $\text{PuO}_2$  を物理的に混合する方法を推している。

次にこれらの出発原料を加工してジルカロイ被覆管に装填するプロセスがあるが、ここでも種々の方法がある。

まず現在の BWR用  $\text{UO}_2$  燃料の加工法であるペレット法は粉末の冷間圧縮・焼結・研削プロセスを伴うが、プルトニウム燃料の場合グローブボックス作業を伴う以外は  $\text{UO}_2$  燃料加工技術の延長である。GE ではこの他にホットプレス法が研究されており、冷間圧縮法よりも歩留がよく、スクラップ、ロスが少ないと報告されている。

第二の加工法は、出発物質として高密度の酸化物粒子を、物理的に混合した  $\text{PuO}_2 \sim \text{UO}_2$  粉末を冷間圧縮・造粒・焼結して得るか、高エネルギー衝撃により緻密化させるか、溶融して得たのち、これらの方法で得た高密度粒子をジルカロイ被覆管中に振動充填する。

第三は、高密度の  $\text{UO}_2$  粗粒と、微粉碎した  $\text{PuO}_2$ 、または微粉碎した  $\text{PuO}_2 \sim \text{UO}_2$  とを被覆管に振動充填する方法であり、これは従来の方法に比し最も外挿的であるが、反面最も経済的な加工法となる可能性があるとして検討されている。

これら被覆材は  $\text{UO}_2$  燃料の場合と同様ジルカロイであり、装填技術は  $\text{UO}_2$  の場合と同じであるが、高密度の  $\text{UO}_2$  と微粉碎した  $\text{PuO}_2$  の物理的混合物を充填するときには、Segregation を防ぐ注意が必要である。

以上の加工法のうち、高密度の  $\text{PuO}_2 \sim \text{UO}_2$  混合物または高密度の  $\text{UO}_2$  に  $\text{PuO}_2$  を混合したものを被覆管に振動充填する方法は、ペレット加工のプロセスを省略した最も簡単な加工概念であり、魅力的な方法であるが、GE ではなお次の 2 つの疑問、すなわち

- 1) 濃縮度の均一性はどの程度まで必要か

ii) 動力炉の運転条件で燃料を高燃焼させるとき、全体的な不均一性はスエリングその他の

燃料の照射挙動にどのような影響を与えるのか

に対する解答が未確定であるとして、粉末充填型プルトニウム燃料に本格的に着手する前に、BWR粉末充填型 $UO_2$ 燃料について大規模な加工・照射開発試験を続けるつもりでいる。

被覆管に燃料を装填したのちの除染は、ペレット型の場合 $UO_2$ の場合と同じであるが、粉末充填型の場合は若干手間がかかる。

被覆管の端栓溶接、燃料集合体の組立は現在の $UO_2$ 燃料加工技術と本質的に同じである。

燃料の非破壊検査技術の大部分は $UO_2$ の場合と同じであるが、 $PuO_2 \sim UO_2$ の物理的混合物を振動充填した燃料では、プルトニウムの分離をチェックするためガンマスキャン等の検査が必要である。また、物理的混合粉末から作った燃料であれば、ペレット型、粉末充填型をとわず均一性に関する検査が望ましく、このため、 $\alpha$ 線飛跡利用オートラジオグラフィ、ペレット表面の電気伝導度スキヤニング、中性子ラジオグラフィ等が研究されている。

この他プルトニウムの毒性、臨界防護等安全に関する諸問題は燃料加工コストにもひびくきわめて重要な問題であり、保健物理的にも最も経済的なプルトニウム加工プロセスを確立することが肝要である。

この他BWR用プルトニウムリサイクル燃料における重点は次の2つの分野になる。

- i)  $UO_2$ 燃料製造技術を比較的小規模で改良すること。
- ii) 燃料の挙動を損なうことなく加工コストを引下げるためには、プルトニウム富化率の不均一性がどの程度まで許容されるかということ。

これらの諸点を調べるために、カプセル、燃料棒の照射試験がGETR、PRTR、ドレスデン1号炉等において実施され、多数の燃料要素の加工・照射試験が計画されている。

#### 4. 結 言

以上のBWR用プルトニウム燃料についての見解を要約すると次のとおりである。

- 1) 燃料加工技術は現在のBWR用 $UO_2$ 燃料加工技術の大部分を利用することができる。
- 2) 今後加工技術として工業的に確立すべき点は次のとおりである。
  - i) 量産に最も適した加工処理条件を確立すること。
  - ii) 保健物理的に最も経済的なプルトニウム処理法を確立すること。
  - iii) 要求されるプルトニウムの均一性の程度を決定すること。
- 3) プルトニウムリサイクル燃料の設計と加工概念は将来さらに開発され、最適の設計と製造プロセスにより加工コストを減少させ、燃料の挙動を改善していくものと予想される。
- 4) 実用動力炉で大規模な高燃焼照射試験を行なつて、リサイクル燃料が満足な挙動を示すことを確める必要がある。

わが国における軽水炉へのプルトニウムリサイクルの研究開発は今後本格的に行なわれるであろうが、プルトニウム燃料加工施設は  $UO_2$  燃料加工施設とは別個のものになり、その建設には多額の費用が必要である。したがって燃料メーカーの立場よりすれば、今後わが国における軽水型動力炉でのプルトニウムリサイクルがどの程度の規模で、いつから、どれ位の期間行なわれるであろうかが重要な問題であり、この点に関してできるだけ早い機会に見通しがつけられることが望ましい。

表1 BWR用  $UO_2$  燃料要素と  $PuO_2 \sim UO_2$  燃料要素<sup>2)</sup>

	Standard U Bundle	Pu Bundle
Number of rods per bundle	49	49
Initial fissile enrichment wt% (bundle av)	2.56	3.48
Exposure $\frac{MWD}{ST(U+Pu)}$	25000	25000
(Kas) initial	1.23	1.15
Hot control strength ( $\Delta K_{\infty}/K_{\infty}$ )	0.25	0.16
Fissile atom depletion per $1000 \frac{MWD}{ST(U+Pu)}$	0.00049	0.00051
Exposure slope $\frac{\% \Delta K_{\infty}}{1000 \frac{MWD}{ST(U+Pu)}}$	1.23	0.72
Delayed-neutron fraction, $\beta_{eff}$ at $12000 \frac{MWD}{ST(U+Pu)}$	0.0056	0.0042
Local Power peaking factor	1.2	1.2
Void response $\left( \frac{K_{\infty}^{60} - K_{\infty}^{40}}{K_{\infty}^{40}} \right) / \text{voids}^{60} - \text{voids}^{40}$	-0.09	-0.15

## プルトニウムの熱中性子炉リサイクル

日本エネルギー経済研究所

武井満男

Pu の熱中性子炉リサイクルは、とくに最近の意欲的な軽水炉建設計画を背景として、原子力発電の将来規模が一段と大きくなるという予測の下で、改めて検討課題とされている。今日の報告者の方々も、Pu を高速炉利用にあてるのがもつとも望ましい有利な方法であるとしても、高速炉の実用化の時期がなお不確定であり、かつそれまで膨大な Pu の累積生成量を維持してゆく経済負担が過重となるから、おそらくこの中間の時期に Pu の熱中性子炉リサイクル一端的には軽水炉利用一が実現する公算が大きいこと、わが国の場合、その時期は、1975年以降であるという予想にしたがつて、Pu の熱中性子炉利用技術の開発をすすめることは有意義であろうとみる点で、一致した見解に立つておられる。したがつてわたくしに課せられたコメントをおおよその見解に添いながら、i) Pu はどこで余るのだろうか、ii) 軽水炉リサイクル利用における経済的条件、iii) Pu 利用技術の開発の3点について行ないたいと考える。

I. いまわれわれが入手できるデータは、イ) 原子力発電の将来規模の予測値から計算によつて得られる Pu の年々の生成量と累積量、ロ) Pu の価値—つまり、Pu をその炉の燃料に用いた場合、 $U^{235}$  と同一の燃料サイクル・コストを達成できるために、Pu に与えられるべき価格、ハ) 上記ロ)の Pu の価値を実証するための若干の技術的データにすぎない。また予見できることは、イ) 当初の Pu の実需は、研究開発用需要で、その巾はむしろ商業炉での生成量を上回わり、したがつて価格も上記ロ)の価値を越えて設定される。ろ) Pu の熱中性子炉リサイクルは、この研究用需要が充足されたあとで、Pu の余剰があらわになつた時期にとりあげられる可能性がある。しかし、ハ) 余剰の Pu を累積しておいて高速炉の初期装荷燃料にあてる方が有利であるから、ロ)をとるかハ)をとるかは結局マクロの核燃料サイクルの選択にかかわることである。また、ケ) Pu は潜在的な軍用核物質と見做されるから、その貯蔵、流通、利用には軍事転用を防止するという立場から国際的な管理、規制が課されることなどである。

そこで一つの問題は、プルトニウムの流通と価格の機構、つまり Pu マーケットはどのような形で成立するのかということである。いま上記のロ)～ハ)を通じて、Pu の大きな供給源は、軍事生産の歴史や発電炉の建設量にうかがわれるようにアメリカとイギリスにあるが、このうちイギリスは国内で Pu の closed cycle system をとり、外部市場へ介入することをし

ない方向を固めているから、結局、もし Pu の国際的なマーケットが形成されるような条件があるとすれば、それはアメリカの供給力を背景とした機構をとるだろう。一方でイギリス、フランスを含めて、Pu が各々の原子力発電系の内部で生成され、さらにそれが高速炉利用を通じて発電体系の自立化を促すことができるという意味で、とくにヨーロッパ各国では少なくとも Pu の系外への流出を抑えたいという方向がつよい。原子力発電の規模や建設のテンポが違っているのであるから、そのかぎりでは Pu の地域的偏在がおこりうるだろうが、それにしては Pu はすべてのウラン燃料炉の運転によつて生成されるのであるから、これも中間的な事象に止まる。

さらに、民有制の下にあつては、Pu は、一般に発電炉の所有、運転者である電力業者の手に属しているのであるが、しかし現在の燃料供給方式を前提とすると、その一部は integral supply を通じて 2、3 の有力な燃料加工業者の手に残されていると考えてよい。いま主としてアメリカですすめられている Pu の軽水炉利用技術の開発は、この両者、つまり Pu の将来の所有者が合作して、予め理論的に設定した Pu 価格を実用試験を通じて検討しようとしているのである。現実的な Pu 価格の設定が軽水炉の採算性のために不可欠であり、また今後の軽水炉市場の確保のための必須の手段であることはいうまでもない。他の有力な要因である国際管理の問題も加えて考えると、Pu の国際市場の成立には少なからず留保条件があり、とくにそれが Pu の熱中性子炉利用を軸として形成に向かうとするのは速断にすぎるものがあるようにみられる。もしこの局面で Pu の国際市場の成立を導くものがあるとすれば、それは、有力な燃料加工業者が同時に炉製作者である軽水炉とその燃料の市場確保のために採る企業政策によるものが多いとみられる。

いま一つの問題は、これまでの御発言の方々も触れられたように Pu の熱中性子炉リサイクルは、マクロの立場からいつても、またミクロの立場からみても、燃料サイクルの一つの選択課題であるということである。

マクロの核燃料サイクルからいつても、Pu の熱中性子炉リサイクルから得られるウラン燃料の節減の効果は、おおよそ 30% 以下で、とくに成長期における原子力発電の体系にとつてはさして効果的でない。とくにいまわれわれが入手している国内のデータは、a 燃料再処理の規模やその経済性の傾向、b 燃料サイクルにおける炉外期間の変化、c 軽水炉の燃焼率の向上のすう勢などをおり込んだものではなく、発電炉の建設、運転量から直接的に試算された Pu 生成とその累積量であるから、これを用いてマクロの試論を行なうにも、計算の誤差ではなく、将来の事実からくる誤差を十分勘案することが必要である。Pu の熱中性子炉利用の実現性と可能性はもつばらこの量的側面からのみ語られているくらいがあるように思われるからである。したがつて a) 研究用需要の充足と継続、b) Pu 所有と所在の分散を見越して、いつどのよる形で Pu の余剰が生じ、それが過重な圧迫を形成するかを予め読みとることは困難である。

もつとも最近では、アメリカやヨーロッパの一部で1975—95年にいたる間、Puの熱中性子炉利用が高速炉利用と併用してすすめられるという見方がある。

Ⅱ. 軽水炉の経済性についての簡単な試算では、1975年前後にわが国に輸入される80—100万kWの炉で、核燃料費の主要なパラメーターの変動がおよぼす効果は、相互に次のようである。

		(Valiance)	
ウラン価格	1ドル/Lb	2.9 銭	2.8 銭
加工費	10ドル/kg	2.4	2.8
再処理費	10ドル/kg	1.8	2.2
Pu 価格	2ドル/gr	1.7	

Puリサイクルの経済性を考える上で、再処理費とPu価格の相関が大切なように思われる。いま附図において、60万kWと100万kWの軽水炉(BWRとPWRの特性の平均値をとる)で、上記の四つのパラメーターうち、ウラン価格を7ドル/Lbとし、加工費を100ドル、90ドル、70ドル、50ドルと変動させた上で、再処理費が40ドル、32ドル、20ドルである時、Pu価格の4ドル、8ドル、10ドルについて両者の関係をみると、40ドル/kgという再処理費はほとんどのPu価格についても禁止的、つまり再処理しない方が有利であるのがわかるが、逆にPuが4ドルにしか評価されない時は再処理費が20ドルを下回らないかぎり、やはり不利である。最近の改良型軽水炉では燃料の入口濃縮度が引下げられ、燃焼率が向上しているから、再処理後のクレジットは抽出されるPuの価格に依存する。

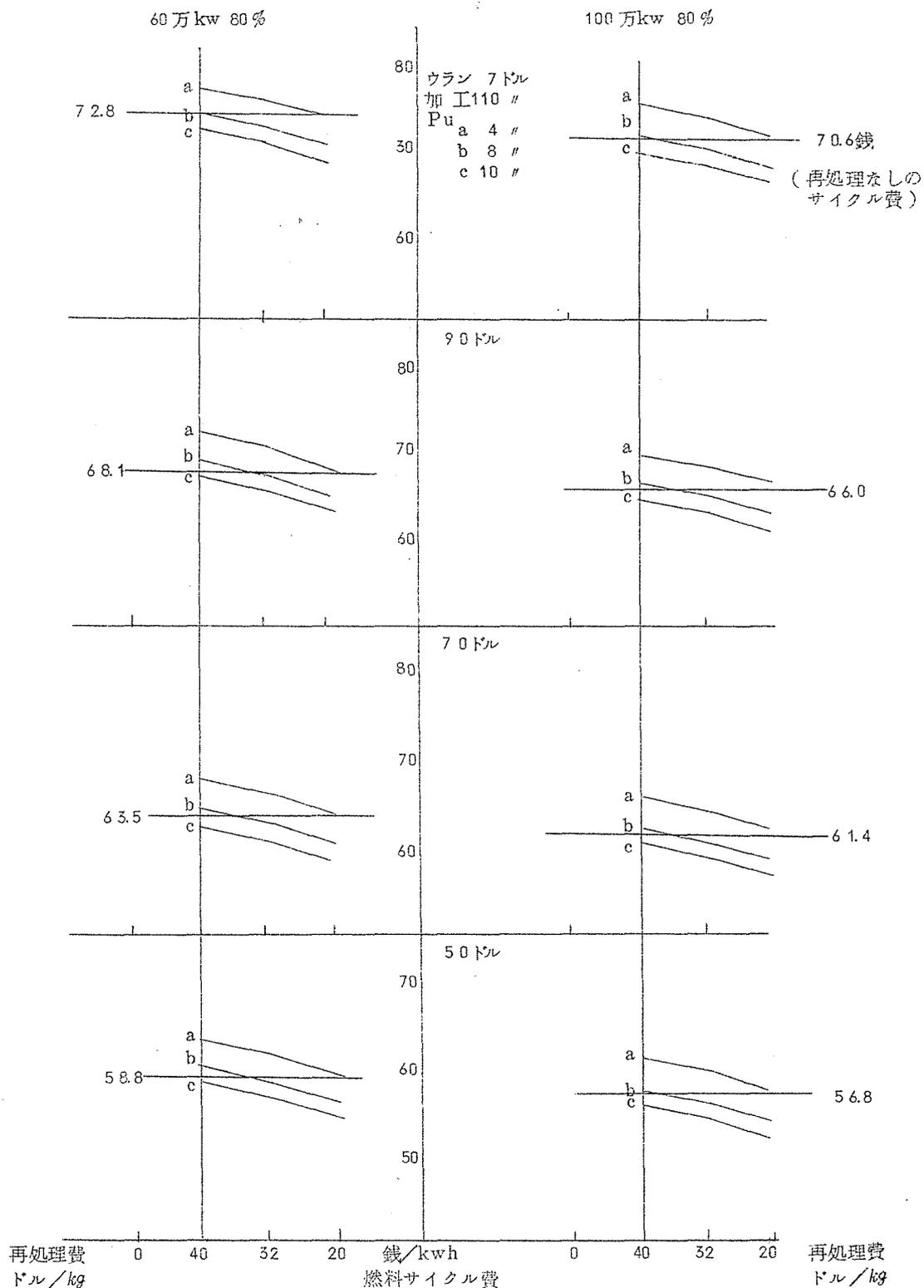
一方、1975—85年のわが国は文字どおり軽水炉を中心とする原子力発電の成長期にあり、国内における燃料サイクルの確立期にあたる。その中で例えば国産ウラン燃料の加工費なども著るしい通減をみせるに違いない。仮りにウラン燃料が加工規模の拡大によつて加工費を半減させた時、Pu燃料の加工ペナルティーも同一の比率で低下することができるだろうか。ウラン利用に最適化された発展期の燃料サイクル産業のなかで、小さな支流にすぎないPu技術の経済的改善には自から限度があり、したがつてPuに課される経済的ペナルティーは予想以上に苛酷なものがある。乱暴な表現であるが8—10ドルの価格が半減した時には、マクロの核燃料サイクルにとつて事情は大きく変化する。

Ⅲ. Puの熱中性子炉利用技術の開発は、国の開発計画にとつて7—8年間に数十億円程度であり、さして置担とはならない。またその技術は高速炉燃料技術にもつながるものであるから是非着手すべきだというのが、きようの大方の御意見である。

しかしわが国にとつて必要な研究開発計画は、ほかにも新型転換炉(重水炉)におけるPuの利用、高速炉燃料の開発があり、それは時間としてシリーズにつながるのではなく、むしろ併立する形の計画として示されている。技術開発の上で、Pu燃料の加工技術には重複するものや、シリーズにつながる分野も大きいのだろうが、本来の燃料開発計画のなかでは加工部門は

あくまで一つの部門に止まり、照射試験から再処理技術にいたる全体の技術体系は明かに別個のものである。つまりわが国では予想されるPu 燃料技術のすべての体系に着手しようというのであるから、そこに若干のオーバーラップがあるとはいえ、人的物的制約につきあたるように思われるのである。

附図 プルトニウム価格／再処理費



## Pu サーマル・サイクルの実施について

日本原子力研究所 平 田 稔

講師諸氏のお話のように、高速増殖炉の実用期を何時と考えるか、によつて本質的に考え方がかわるとはいうものの、今の所では、ともかくも必要な時に実際に Pu を軽水炉に利用する事が出来る様に準備しておかなければならないという点では何の疑問もない。

大筋の考え方としては、吉岡講師も指摘された様に、Pu の炉物理的な検討から、臨界実験、試験炉への部分装荷、実用炉での実証試験へとすゝむ年、あるいは、鎌田講師の述べられた様に、Pu - U の混合酸化物の製作から、炉物理、熱工学のデーターにもとづいた燃料の設計、その製作と進む燃料製造の二つの線がある。しかしこゝで我が国が実際にこの開発を行う場合には、よほどうまい計画のもとにやらないと、原子力委員会が考えている様に、ある程度の資金で、必要な時期にまにあふような開発は行なえない様な感じがする。

この計画のみでなく、一般的に云つて、開発計画とは、基礎からすべてをつみ上げて、総合試験まですゝむやり方がもつとも本筋であろう。

しかし、国際協力を有効につかつて、と原子力委員会も云われた様に、外国のデーターをつかたり、すでに行なわれている様に、外国の炉をとれば「ハルデン炉」で照射を行なうというように、我が国でせひやらなければならない点だけをとり出して、一日も早く実証的な研究を行なう事がのぞましい様である。

我が国でそれでは何をやるべきか、の選定が、いわば開発の進度をきめる大きな要因であるともいえよう。特異点の強調にはしりすぎて、もつとも大事なことをわすれてはならないのではないか。

Pu を熱炉に利用したとき、大きな共鳴吸収のある事、またその影響が、同位元素存在比によつて非常に変化することがよく知られている。

一方吉岡講師のいわれた様に、現在の U 燃料による炉でもその出力の相当な部分が、炉内で発生した Pu によつている点も強調されるべきであろう。

つまり、Pu の特性はたしかに本質的に、U とちがう。又産み出す炉によつて、同位元素比もたしかにちがう。しかし一方では、たしかに効率は悪いかもしれないが、現在 Pu は熱を発生している。

今一度この Pu の特性が、炉の出力や、燃料の寿命に対して、どの程度にきくものか、再検討

する必要はないと思われる。けつしてこれらの事を無視するのではなく、現在稼動中又は、近い将来どんどん Pu を産出するであろう型式の実用炉から出来るものの範囲で、同位元素の存在比を考え、これが、一体どの程度の影響があるのかをたしかめる必要がある。

共鳴吸収による影響にしても、U 炉心でそうとう燃焼が進み、発生した Pu の貢献度の高くなつたときの炉の特性は、果して今日たしかにされているかどうか疑問がある。これは、Pu を水炉に入れた場合の検討を行つている場合の精度との比較を考えた場合のことである。

よく知られている様に、Pu の発生量、又その同位元素の存在比は、出力と、中性子スペクトラムによつてきまる。出発がウランのみであつても、燃焼とともに、発生してくる Pu により時間とともにこれらの条件はかわるため、Pu の量とかその質を精度よく予想計算する事はよいではない。

今日、色々な炉型のものから、発生する Pu の量や質がある程度予測されるようになったのも、理論解析の進歩とともに、多数の実用炉が稼動した事による。データの蓄積があつてはじめて、出てきた結果であろう。

Pu 240 を多く含み、これが、中性子を吸収する事により分裂性の Pu 241 にかわる特性を利用した。きわめて寿命の長いいわゆるフェニックス燃料や、Pu と U の配置によつて、熱中性子増殖炉を開発する様な Pu 利用の研究と、現存する水炉に U の代替品として Pu を利用するとの立場をはつきりしないと開発の焦点はぼけると考えられる。

極論すれば、現在ウラン燃料で考えられている炉特性の時間的変化の精度に対応する程度の設計に必要な Pu の特性の検討で Pu 燃料の実証炉による実験を一日も早く実行するのがよいように思われる。

燃料の信頼性についても同じ事が言える様な気がする。Pu の核分裂生成物が、U とちがうことから Pu 燃料の設計なり信頼性に影響する点の強調であるが、これも、U 燃料そのものがある時期になつた時、Pu 燃料となつているのであるから、それほど、特別な問題とは考えられない。

鎌田講師も述べられている様に、Pu 燃料の製造に関連して、臨界事故があまりにも強調されているがこれも、再処理工場との組合せで考える。つまり、燃料工場では、低濃度の Pu-V 混合物のみを取扱事になれば、U<sup>235</sup>のみをあつかり場合とかわりない。以上わずかな例を上げたが、Pu の特異点のみが取り上げられすぎると、大すじの開発として進まない可能性がある。

開発のやり方として、

- 1) きわめて基礎的なものから出発して行く。
- 2) 海外のデータや、U との関連である程度の割りきり方をして、ともかく実証試験を早くやる。

3) 1)と2)とを組織的に併行して行う。

の三つの方法がある。

3)のやり方がもつとも完全の様におもわれるが、この方法をとつた場合やゝもすると手が広がりすぎて、重点がぼけ、時間的にも、資金、人員数も無駄が多くなるのではなからうか。

結論として、重点を、稼動中または、近く稼動する軽水炉にそのままU燃料の代替として利用出来るPu燃料を開発するというのみにしぼつて考える事がまず必要である。

Pu燃料といつても、今あるU燃料と大きな部分では同じものである。したがつて、一日も早く、U燃料の国産化と、もつと進歩した信頼性の高いものを開発する。この基礎のもとに、Pu燃料を試作して、実証炉における照射試験を行うという大筋の線にそつて進めていただきたい。

# 核燃料産業の現状と将来

動力炉・核燃料開発事業団

副理事長 今井美材<sup>1</sup>

核燃料産業というものが既に我が国に実在するという仮定はほんとうの意味ではおかしいかも知れない。ましてやその将来を述べるというのは矛盾であろう。

しかし一方では国産動力炉の推進が計画に乗り、その進路を定めてあるのは、燃料政策に基づいてなされている以上、燃料産業の確立ということは既定の目標でなければならない。

そういう意味では核燃料産業の現在から将来の映像が無くてはならないのであつて、その焦点がハッキリしないのならば、世界の核燃料産業の動向の中から、かくあるであろう、またかくあるべきものを絞つてゆくという過程は、必要だといえるのであろう。果してそれが虚像でなくて実像であるかどうか、問題の性質上そうであつても御許しを願いたい。

## 1. 資源とウラン入手の問題

ウラン資源はもう説き古るされた問題であるから、ここには、アメリカを主とするウランの第二ブームの事情と世界のウランマーケットを観察したいと思う。我が国の電力界が昨年来カナダから大口購入の契約に成功した事は世界マーケット上の大きな出来事であつた。

海外資源の獲得には尙開発輸入方式も検討する必要がある。

## 2. 濃縮ウランの供給について

アメリカの政策はもはや委託濃縮に伴う一連の措置として着々進行している。分離作業費 \$26/Kg という新価格と、廃棄濃度の切下げとが最近の出来事である。

濃縮の民営移行に関してはAECもまたAIFも鋭意検討中であるが、その最中に濃縮コストの引下げを行うというのは、アメリカの供給独占の意図を思わせる。廃棄濃度の切下げはイエローケーキ値上りに対処する合理化である。

濃縮のアメリカ依存はヨーロッパでも大きな問題となつて居り、ユーラトムはヨーロッパにおける共同供給策の検討を開始している。我が国でも目下核燃料懇談会で取上げられてはいるが、研究開発策としてに止まり、供給策として考えられるには至っていない。

## 3. 加工事業の現状と将来

各社の建設計画は、既に緒に就いているところもあり、動力炉燃料（取替燃料）の国産化はようやく軌道に乗るものといつてよい。

既に軌道に乗つた以上は、需要増のテンポに乗つて急速に安定した核燃料産業へ発展しよう。

そこで将来の問題であるが、それにはアメリカの燃料市場が当面している諸問題を、案外早目に波及して来る問題として、事前に掘下げておいた方がよいのではないか。

#### (イ) 原料供給事情

アメリカでは原料から加工を含めた総合縦断的供給も可能である。一方原子炉メーカーの燃料兼業はアメリカでは独占禁止の世相を反映して落目でもあるが、いづれにせよ、利害の検討が必要である。

#### (ロ) 燃料保証と燃料購入契約方式

需要者には初期の供給者（炉メーカー）依存を脱却して自主的に市場撰択に乗出してくる意欲が強い。

その為には燃料保証の方式が変り、購入契約方式まで変つてくる。この利害は更に複雑である。

### 4. 核燃料産業と燃料サイクル

燃料サイクルというとは何か統制的な臭いを感じしめた時期もあつたと思うが、今や核燃料の民有制はハッキリしているのだから、核燃料産業とのつながりにおいて考えるべき第一の問題はサイクル燃料の市場流通を如何に合理化するがという問題であると思われる。

それには先づ市場流通調整のメカニズムが必要であるが、かかる例は産業界のどこにもあることである。いうまでもなく流通中心に一番近い仕事は使用済燃料の再処理と含プルトニウム燃料を主とする再加工とである。

従つてこれらの仕事は、流通の円滑化に役立つことを重点に計画し且つ運営される必要がある。施設の適正規模と配置であるとか、プルトニウムの一元的共同管理等はこの目的のために慎重に検討されるべき問題といえよう。統制的でない自由経済の原則に従つた流通を通して、しかも国の意図する燃料政策（サイクル）を実現することは、制約されたものとならざるを得ず、これを調整できるのは技術の発展をもつてするのが本筋である。水を流すためには勾配をつくることである。

### 5. 核燃料産業機構の変化

以上核燃料産業の前半について一巡の観察をしたが、その中我が国で産業の形態を整えつつあるのは、ウラン燃料加工の事業だけであつて、ウラン鉱山（製練）事業は興らず、民間再処理事業には尙数年の間があり、プルトニウム燃料の再加工にいたつては、先行する原子炉開発こそ先決問題だという事情にある。

一方アメリカの事情はどうか。昨年秋のAIF大会でラマー氏が力説した主題は競争の原理に基づいた産業機構の問題であつた。初期の混乱の調整にあるといえよう。

もとより日米の産業基盤は決して接近したものと理解できず、ラマー発言は非常に示唆に満ちているとも言えるが、とてもあてはまるものではないとも思われる。その中にVertical

integration という言葉があり例えば、転換と再転換の一体化とか酸化物の製造とスクラップ回収の一体化とか、ついてゆける或はついてゆくべき考え方もある。

しかし一方再加工におけるブレンドの例は Vertical integration といわれているが、自分が先に取上げておいた、プルトニウムの一元的共同管理という風に拡大すれば、それは単に色々のバッチのプルトニウム（同位体組成が違）用途に応じてブレンド調合するだけに止まらず、生産計画（再処理）と需要予想（再加工）との一元的共同管理を加えて実施することは、流通調整上からも極めて重要な問題で、既にユーロケミックにもその考方は出て居ると伝えられている。これを Vertical でなく lateral integration と言つてもよいのではなかろうか。

核燃料加工施設建設計画

加工業者	申請期日	事業内容	資金	海外技術導入先
三菱金属工業	昭和41年 7月25日	○低濃縮ウランの変換 第1期 UO <sub>2</sub> 粉末200t/y 第2期 UO <sub>2</sub> 粉末600t/y (UO <sub>2</sub> 中にはスクラップ出を含む) (東海村に工場(昭和45年7月))	第1期 18億円 第2期 20億円	Nuclear Material and Equipment Corp. (米国)
三菱原子力工業	昭和41年 6月21日	○主として加圧水型動力炉(PWR)の燃料 第1期(昭和45年以降) UO <sub>2</sub> 100t/y ○研究炉用板状燃料 年間 200 アセンブリー (東海村に原子燃料工場(20万m <sup>2</sup> ))	第1期 17億円 第2期 5億円	Westinghouse Electric Corp. (米国)
日本ニュクリア・フュエル	昭和41年 6月22日	○沸騰水型動力炉(BWR)用燃料 第1期 60t/yU 第2期 100t/yU 第3期 200t/yU (横須賀に製造工場(4万m <sup>2</sup> ))	第1期 20億円	General Electric Co. (米国)

古河電工	昭和41年12月27日	<p>○研究炉用板状燃料 450～500本/y</p> <p>○軽水炉及びAGR用燃料の加工</p> <p>第1期 40t/y 第2期 120t/y 第3期 200t/y (東海燃料製造所)</p> <p>○変換</p> <p>第1期 70t/y 第2期 140t/y 第3期 280t/y</p> <p>○マグノックス燃料 60t/y</p>	<p>投資ほぼ完了</p> <p>第1期(5億円) 第2期(10億円) 第3期(10億円)</p> <p>第1期(2億円) 第2期(2億円) 第3期(4億円)</p> <p>(4億円)</p>	<p>Babcock &amp; Wilcox Co. (米国) Metals &amp; Controls Inc (米国)</p> <p>(UKAEA)</p> <p>(交渉中)</p> <p>Catalytic C. C (米国)</p>
住友原子力工業	昭和42年3月22日	<p>○濃縮ウランの変換</p> <p>第1期(44年) 240t/y 第2期(51年) 360t/y 第3期(55年) 480t/y (東海事業所)</p> <p>○研究炉用板状燃料 500本/y</p> <p>○動力炉用濃縮ウラン燃料の加工組立</p> <p>第1期(43年) 15t/y 第2期(47年) 30t/y 第3期(48年) 60t/y</p>	<p>第3期53年まで7.5億円</p> <p>第3期49年まで13.5億円</p>	<p>動力炉用燃料 United Nuclear Corp. (米国)</p> <p>板状燃料 Sylvania Electric Inc (米国)</p>

# 動力炉の建設経験

日本原子力発電株式会社

取締役 鈴木 小兵衛  
建設部長

## 1 緒 言

ガス冷却型の東海発電所につぐ第2発電所として、軽水冷却型の敦賀発電所を建設中であり、敦賀発電所の建設経験を説明します。

実用規模の第2発電所としては、低濃縮ウランを燃料とする軽水冷却型が適当であり、且つ電力界も同意向であつたので昭和36年2月第2発電所を建設することが決定された。建設地点は本州西部地域とし、容量は技術的経済的諸条件を勘案の上適正規模のものを選ぶこととし、準備活動を行つていた時、福井県より誘致運動があり調査の結果敦賀半島の現在地点に建設することに決定した。

## 2 敦賀発電所の概要

### a 位置および周辺の概要

添付図1参照

### b 型式および規模

GEおよびWIIに容量245万kW～30万kW級のブループンタイプのものについて説明を求め両社より見積書を提出せしめ、検討の結果GEに発注することとし容量も32万2000kWと決定した。添付図2参照。

### c 配 置

地質調査の結果炉心候補地点は良質の岩盤で、岩盤の傾斜は比較的ゆるく、中央平坦部は岩盤が急傾斜となつており、数通りの配置を比較検討し現在の配置を決定した。

又、冷却水は湾口が比較的狭いが調査の結果、深層取水表層放流方式とした。

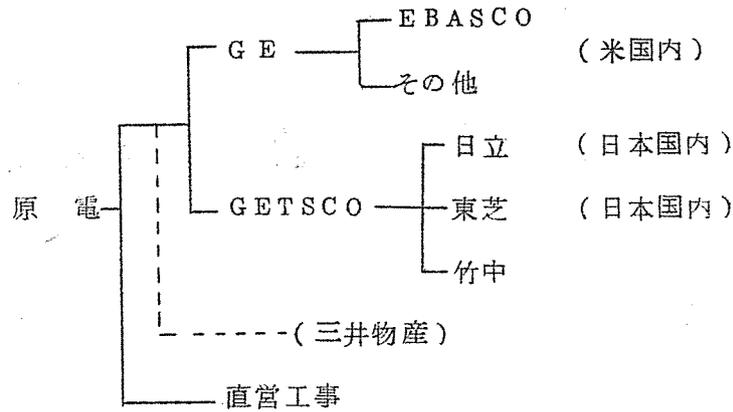
## 3 GE建設契約の概要

GEおよびGETSCOに連帯責任を持たせる姉妹契約とし、ターンキー方式を採用した。

### a) 供給範囲

敷地造成、冷却水施設、岸壁等の土木工事、発電に直接関連のない建物、主変圧器以下の変電設備、通信設備は直営工事で実施し、これ以外の設備はGE供給としている。

## 契約体系



### b) 工期

契約発効日より45ヶ月で完成し昭和44年12月運転開始としている。

## 4. 建設工事の現況および工事工程

### a 設計

機器は概ね終了し、配管類、制御計測、電気関係の設計を実施中である。

### b 製作

主要機器は製作中で、ポンプ類の一部は製作を終り既に工場試験を終了したものもあり、本年3月頃より各種機器が船積みされる。

### c 現地工事

41年3月より準備に入り4月より整地、擁壁、放水路等の土木工事に着手し、完成した。取水路工事は42年11月より着手、施行中である。原子炉施設は41年7月基礎工事に着手。耐震設計による追加工事もあつたが、格納容器を42年9月終了し、現在二次格納施設の地上部分を施工中である。タービンビルは42年4月基礎人工岩工事を終了、現在一部オペレーティングフロアを施工中で、その他廃棄物施設、サービルビル等の諸施設も鋭意施工中である。施工にあつては特に仮設備擁壁施工個所の排水、夏期、冬期の工事量の確保のための方法等に留意する必要がある。

### d 工事工程

契約では44年9月燃料装荷、12月運転開始となつていたが、その後GEより試験期間を長くするため44年6月燃料装荷とし、建設工程の短縮する旨申入れがあり、了承した。本工事の工期を支配するものは格納容器、二次格納施設、原子炉工事とシリーズにつながる原子炉施設の工事である。

## 建設上の特徴

### 1. 建設方式

ターンキー方式を採つた。原子力施設は未だ実績少く、殊に我が国に於ては経験に乏しいの

で、工事の円滑な促進と責任の分散を避けるため一括発注をした。然し、最終の責任は施設者にあるので手放して、これを委ねることは出来ない。従つて施設者がどの程度まで設計あるいは品質管理等に立入るかが重要な課題となる。

## 2 設計の基本方針

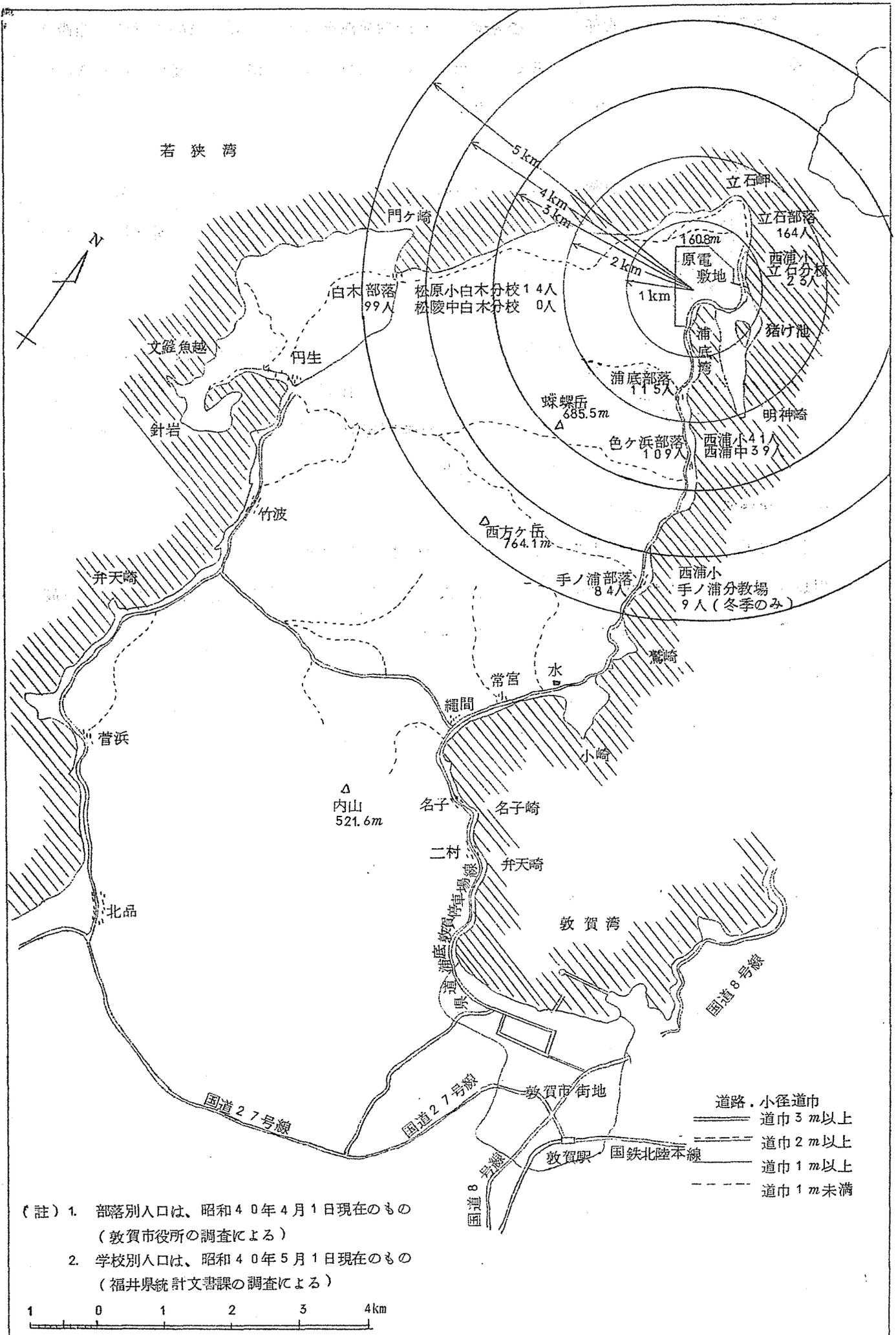
炉心性能、燃料設計、制御性能等実証済の設計を採り、使用機器はできるだけ標準設計を採用することを方針としている。安全設計は米国のオイスタークリーク発電所の運転許可に必要な条件を満足さすこととしている。

## 3 耐震設計

安全対策上の重要度に応じて耐震設計条件を課している。安全上重要な施設は建築基準法震度の3倍の静的震度と動的応答加速度のうち厳しい方の条件で設計される。二次格納施設は、動的解析の結果、一次格納施設のドライウエルを強制変形させることがわかつたので地下部を特に強めてその剛性を増すよう設計を変更した。

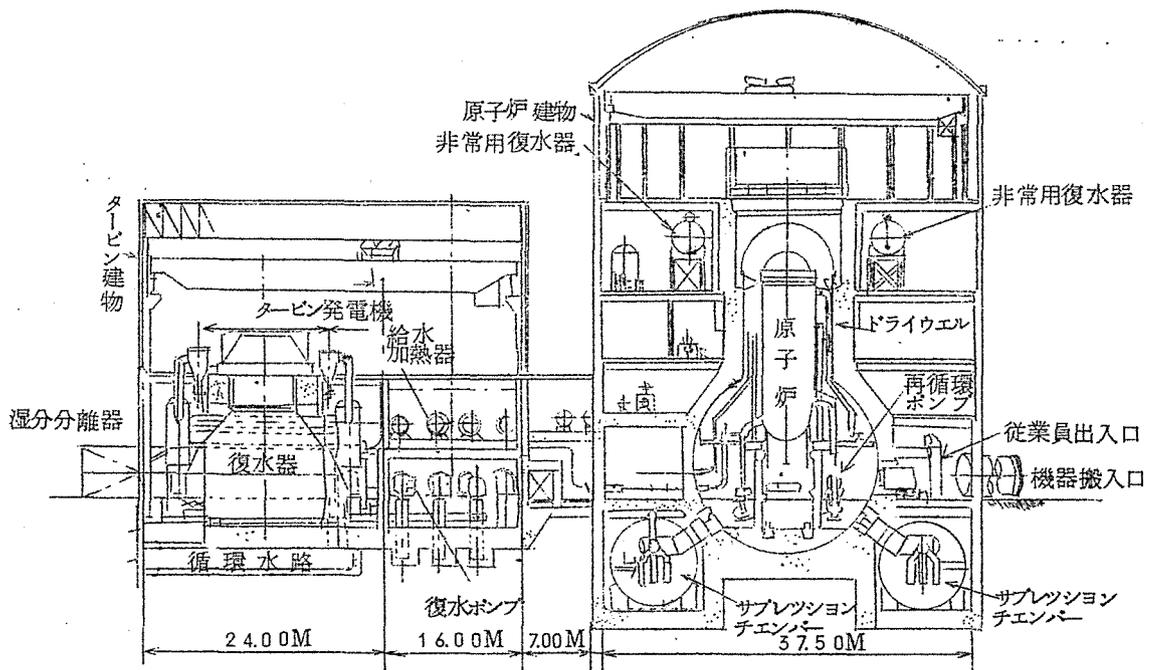
## 4 基準規格

原子力圧力容器は技術基準に加えてASME SecⅢの応力解析、非破壊検査を適用している。但しASME SecⅢを規格計算としては受け入れていない。又、焼鈍温度、放射線透過計の最少厚さ等については特に技術基準の改訂をお願いした。

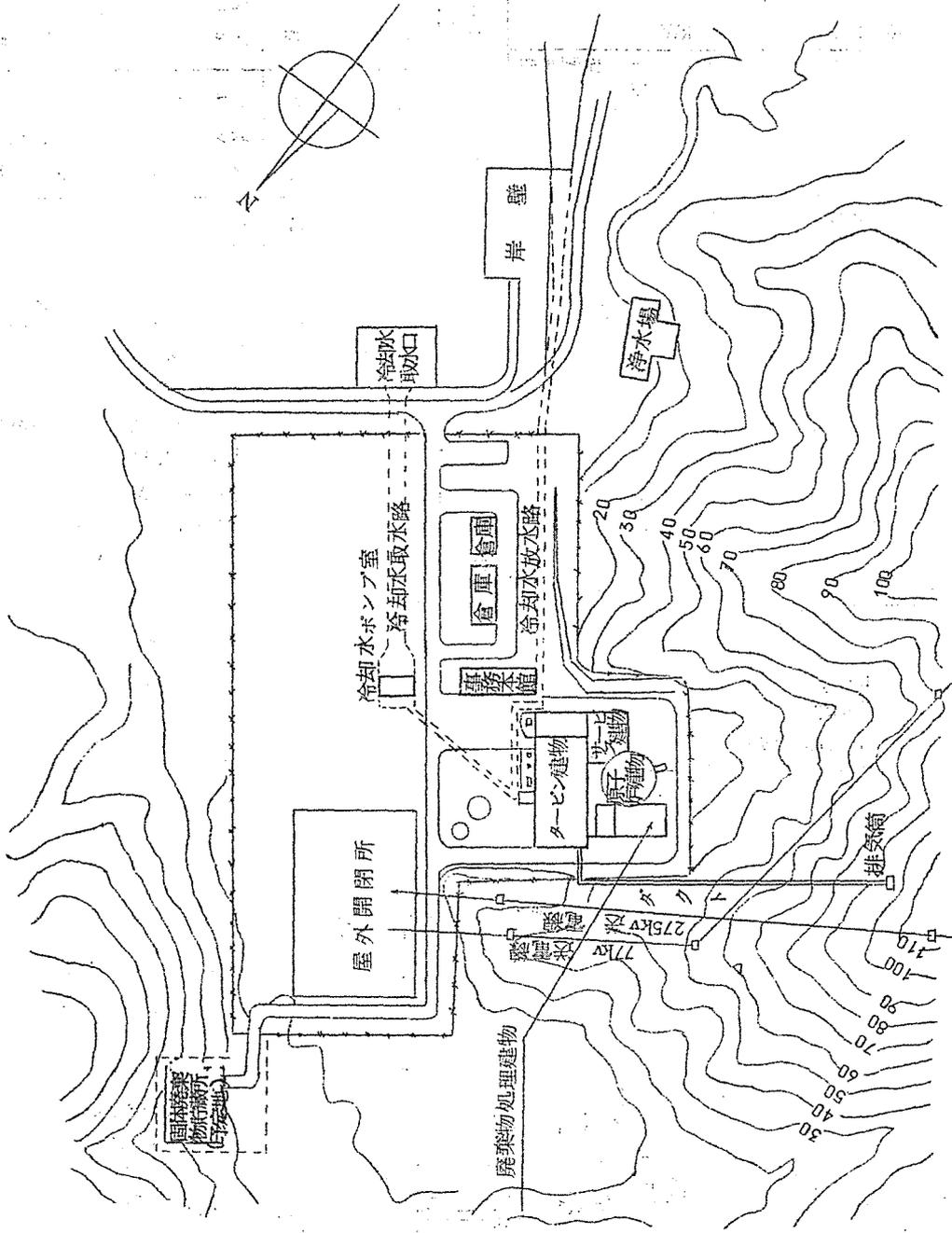


発電所設備概要

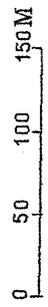
出熱消費率 おとび	発電端 電気出力 正味電気出力 正味熱消費率	322MW 307MW 2,716kcal/kWh	再循環 ループ	ループ数 再循環ポンプ 主配管	3回路 形式 立て型渦巻き式 容量 5,900t/h ステンレス鋼 約600mm
原子炉	形式 熱出力 運転圧力 運転温度	濃縮ウラン直接サイクル強制循環 軽水減速軽水冷却沸騰水型 970MW 70kg/cm <sup>2</sup> G 286°C	主蒸気系	主蒸気管本数 安全弁形式 逃し弁形式	2本 内径 約460mm バネ式 全容量 約2,800t/h シリンダ式 全容量 約590t/h
炉心	等価直径 有効長 燃料体 制御棒	約3m 約3.7m 燃料材：二酸化ウラン焼結研磨ペ レット 被覆材：ジルカローイ-2 集合体：燃料棒7×7配列308本 ウラン重量：約60t 濃縮度：初期 約2.2w/o 平衡時約2.5w/o 形式：十字形—ステンレス鋼管 充填B <sub>4</sub> C 本数：73本	給水系 タービン 発電機	系統数 給水ポンプ タービン形式 発電機	2 台数 3台 容量 約1,000t/h/台 くし型複流排気式 出力 322MW (設備容量 357MW) 回転数 1,800rpm 定格 420MVA(力率0.85、短 絡比0.58、水素圧 3.2kg/cm <sup>2</sup> G) 電圧 22,000V
原子炉容器	形式 材料 寸法	立て型円筒形 母材：低合金鋼 内張：ステンレス鋼 内径：約4.3m 外高：約18m	格納 施設	形式 設計圧力 設計漏えい率	圧力抑制型 約4.4kg/cm <sup>2</sup> G 0.5%/日



原子炉建物、タービン建物断面図



発電所構内配置図



現地工事工程表

項目	年度(昭和)		40		41		42		43		44		45																			
	月		月		月		月		月		月		月																			
	4	6	8	10	12	2	4	6	8	10	12	2	4	6	8	10	12	2														
着工後の月数	1	3	5	7	9	11	13	15	17	19	21	23	25	27	29	31	33	35	37	39	41	43	45	47	49	51	53	55	57	59		
主要工程	A 着工														A 燃料加工開始		A 50kv 受電		A 燃料搬入		A 竣工											
仮設物の他																																
原子炉容器格納冷却系統施設その他					ドライヴェル・トラス基礎				コンクリート打																							
電気発生装置																																
土建工事					基礎		基礎		礎																							
総合試験																																

# 原子力施設の安全性

原子炉安全専門審査会会長

東京大学教授 向 坊 隆

1. 原子力施設の安全性についての考え方
2. 原子力施設の安全評価に関する最近の動き
  - 1) 米国原子力委員会の設計基準改訂
  - 2) 英国の Farmer 氏の論文
3. わが国における安全性の諸問題
4. わが国における安全性の研究
  - 1) 原子力学会の活動
  - 2) 安全研究協会の活動
5. 今後の問題点

---

原子力安全研究協会の活動

1. プラント安全設計研究計画部会
  - (1) 問題点の分析整理と研究計画の立案
    - a. 軽水型原子力発電所の安全性に関するワーキング・グループ
    - b. 原子力発電所の信頼度小委員会
    - c. 核分裂生成物の放出移行小委員会
    - d. 再処理廃ガス安全廃棄小委員会
    - e. 原子炉フィルタ小委員会
    - f. 固体廃棄物の処分小委員会
  - (2) 研究の実施（専門委員会）
    - a. 燃料安全専門委員会
    - b. 核分裂生成物の放出と移行専門委員会
    - c. 放射性希ガス安全処理専門委員会
2. 放射線障害防止研究計画部会
  - a. 放射線障害防護薬剤専門委員会
  - b. 原子力施設用加圧服専門委員会

- c. プルトニウム燃料安全取扱基準専門委員会
- d. 放射性廃液の海洋放出調査特別委員会
- e. 原子力施設沿岸排水調査専門委員会
- f. 海洋汚染対策基礎調査専門委員会

# 電力長期計画と原子力発電開発

中央電力協議会専務理事

山崎久一

## 1 今回長期計画の概要とその特長

9電力会社と電源開発会社を以て構成する中央電力協議会では42年度から51年度に至る10ヶ年間の電力長期計画を先般とりまとめました。

この計画は将来に亘り増加を続ける電力需要を賄うに当り、必要な供給施設を出来るだけ経済的に而も供給の安定を確保するより各社の計画を更に広い地域に立つて調整を行つて策定するものであります。今回の計画の全貌は別紙に示す通りのものであります。基本的には将来の需要動向、エネルギー構成、技術革新、供給信頼度向上などを勘案して計画いたしましたものであります。その特長とするところを申し上げます。

- ㊤ 需要を想定するに当りまして、最近あらわれはじめた夏季peakの顕著な増大傾向を重視し、これに対応するための供給電源の施設及び運用などを考慮したものと成つて居ります。
- ㊦ 将来の需要形態への適合性とか原子力開発の促進される実情に対応して、peak供給力を必要としますので、大規模揚水式水力を主体とする水力開発を考えて居ります。
- ㊧ 火力、原子力の大容量化の見通しが内外の情勢から明るくなつて来て居りますので、この計画には積極的にこれを取り入れて居ります。即ち、75万KW級および100万KW級のユニットが新たに採用されて居ります。
- ㊨ これは後刻まとめて申し上げますが、将来のエネルギー需給ならびに経済性向上の面から原子力開発が促進されて居ります。
- ㊩ 公害がだんだんきびしくなる傾向にかんがみ、またこれを防除するための社会的要請がますます強くなつて来て居りますが、電気事業ではすでに先見的にその対策を進めて来て居りましたが、今回の計画にも対策を積極的におこなつて居ります。
- ㊪ 需要家サービスの向上をめざし、送変配電系統全般にわたり供給信頼度をあげるよう、またとくに重大事故発生にそなえた対策に力点を置いて居ります。
- ㊫ 電源の広域的開発や設備の有効利用の方式を進めて参りますと、これに附随して会社間或は地域間に電力の流れが計上されることとなりますが、その各種の電力融通が益々増大する傾向にあることを附表に示してあります。これは広域運営の推進をはかつて居る結果とみることが出来ます。

工事資金を第九表に示してありますが、近年の傾向としては電源に比し流通部門の資金額が大きくなつて居ることが分ります。今回の計画では41年度実績に比し電源の比率も大きくなつて居りますが、これはKW当り建設費の高い原子力が増加したことなどが一因であります。

又流通部門の比率も上つて居りますが、これは超高压以上の大きな幹線が計画されたことや、大都市過密化対策の費用増大などが大きな原因となつて居ります。

## 2 原子力開発計画

原子力開発計画は技術開発の世界的進展の傾向を察知し、前年度計画に比し大巾に増大して居ります。着工ベースに於て昨年度計画が25地点12,013MW（第九表参照）であつたのに対し、32地点21,465MWとなり地点数に於て7、出力に於て9,452MWを増加して居ります。単機容量に於てもまた昨年度の700MWから今年は1000MW級が本州中央部に相当計画されて居ります。電源開発計画に占める割合からみましても前期は普通火力対原子力が62：26であつたものが後期においては42：41となり、ここ10年たらずで毎年の着工規模が普通火力を超越することとなつて居ります。（第四表参照）

供給力構成からみると前期47年度末には全体に対し普通火力65%に対し原子力3%であるが、後期51年度末には普通火力61%に対し原子力11%となると見込まれています。（第五表）

電力需給バランスを41年、47年および51年について示すと第六表にみる如く供給力中に占める原子力の比率は最大電力の場合、夫々の年度において0.3%—3%—12.1%、また電力量バランスの場合0.3%—3.8%—13.8%となつて居ります。

51年度時点における石炭2,500万屯とすれば重油所要量は4,480万屯と推算され、原子力を重油換算すれば1,086万屯となります。

この場合51年度迄の原子力用天然ウラン累積所要量は概算 万屯となります。

建設費単価について推定するところを見ますと容量500MW級でKW当り6万円乃至7万円と想定され1,000MW級のもので5万円乃至6.5万円と見込まれその経済性についても、容量増大の関係もあり漸次高く評価されて居ります。

第一表 電力需要想定（地域別及び全国）

月	年度	41(実) MW	42 MW	43 MW	44 MW	45 MW	46 MW	47 MW	51 MW	複利増加率%		
										47/46	51/47	51/42
12月 最大 電力	北	1,088	1,212	1,299	1,349	1,444	1,579	1,630	2,101	7.0	6.6	6.8
	東	11,881	13,337	14,569	15,998	17,479	19,022	20,661	28,270	9.7	8.2	9.1
	中	11,609	13,039	14,213	15,754	17,240	18,769	20,394	28,044	9.8	8.2	9.2
	西	5,067	5,717	6,115	6,618	7,140	7,770	8,294	10,859	8.6	7.0	7.9
	計	29,645	33,305	36,196	39,719	43,303	47,140	50,979	69,274	9.5	8.0	8.9
8月 最大 電力	北	1,026	1,139	1,229	1,273	1,344	1,462	1,538	1,993			
	東	11,193	12,651	13,728	15,158	16,752	18,407	20,099	29,797			
	中	11,528	12,976	14,170	15,702	17,293	18,869	20,549	28,561			
	西	4,817	5,683	6,054	6,636	7,243	7,841	8,294	11,177			
	計	28,564	32,449	35,181	38,769	42,632	46,579	50,667	69,533			

○ アンダーラインした部分は8月の値が12月の値を超過するのを示す。

第二表 12月全国最大電力需給対照表

項目	年度	41(実)	42	43	44	45	46	47	51
供給力 MW		33,080	35,481	39,273	42,593	46,988	51,051	55,093	75,153
需要 MW		29,645	33,305	36,196	39,719	43,303	47,140	50,979	69,274
供給予備力 MW		3,435	2,176	3,077	2,874	3,685	3,911	4,114	5,879
同上率 %		11.6	6.5	8.5	7.2	8.5	8.3	8.1	8.5

第三表 地域別水力着工出力と揚水発電  
(9電力+電発)

地域別	年度	42~47 MW	48~51 MW	42~51 MW
北		215	169	384
東		1,357	1,479	2,836
中		2,351	2,396	4,747
西		428	552	980
計		4,351	4,596	8,947
内揚水型		2,593	3,716	6,309
%		60	82	70

第四表 着工出力（全国）

項目	年度	42~47		48~51		計（42~51）	
		10 <sup>3</sup> kw	%	10 <sup>3</sup> kw	%	10 <sup>3</sup> kw	%
水力		4,398	12.3	4,596	17.1	8,994	14.4
火力		22,271	62.1	11,218	41.9	33,489	53.4
原子力		9,202	25.6	11,000	41.0	20,202	32.2
計		35,871	100.0	26,814	100.0	62,685	100.0

○ 公営、共同火力、原電などの受電分を含む。

第五表 増加出力および年度末設備（全国）

項目	年度	41末設備		42~47		47末設備		48~51		51末設備	
		10 <sup>3</sup> kw	%								
水力		15,671	40.1	4,224	17.2	19,895	51.3	4,745	20.0	24,640	28.2
火力		23,311	59.6	18,341	74.7	41,652	65.4	11,375	48.0	53,027	60.7
原子力		125	0.3	1,988	8.1	2,113	3.3	7,602	32.0	9,715	11.1
計		39,107	100	24,553	100	63,660	100	23,722	100	87,382	100

○ 公営、共同火力、原電などの受電分を含む。

第六表 需給バランス

(1) 12月最大電力バランス（全国）

項目	年度別	41		47		51	
		10 <sup>3</sup> kW	%	10 <sup>3</sup> kW	%	10 <sup>3</sup> kW	%
供給力	水力	12,243	37.3	16,636	30.2	20,934	27.9
	火力	20,567	62.2	36,706	66.6	45,017	59.9
	原子力	95	0.3	1,668	3.0	9,119	12.1
	その他	75	0.2	83	0.2	83	0.1
	計	33,080	100	45,093	100	75,153	100
最大需要電力		29,645		50,979		69,274	
供給予備力		3,435		4,114		5,879	
%		11.6		8.1		8.5	

○ 公営、共同火力、原電などの受電分を含む。

(2) 年間電力量バランス(全国)

年 度 別 項 目		4 1		4 7		5 1	
		10 <sup>6</sup> kWh	%	10 <sup>6</sup> kWh	%	10 <sup>6</sup> kWh	%
供 給 力	水 力	71,943	41.0	75,028	25.6	80,234	20.2
	火 力	102,339	58.4	208,623	71.2	265,637	67.0
	原 子 力	517	0.3	11,270	3.8	54,808	13.8
	そ の 他	845	0.5	880	0.3	880	0.2
	揚 水 用 計	△ 419	△ 0.2	△ 2,735	△ 0.9	△ 4,935	△ 1.2
年 間 電 力 量		175,225		293,066		396,624	

○ 公営, 共同火力, 原電などの受電分を含む。

第七表 融 通 電 力 一 覧

年 度 項 目		4 2		4 7		5 1	
		最大電力	電力量	最大電力	電力量	最大電力	電力量
一融 般通	地 域 内	713	3,724	715	3,234	1,006	7,484
	地 域 間	167	842	191	1,234	85	517
	計	880	4,566	906	4,468	1,091	8,001
系統 運用 通	地 域 内	1,738	9,115	2,914	16,620	2,778	15,874
	地 域 間	170	862	170	956	170	956
	計	1,908	9,977	3,084	17,576	2,948	16,830

第八表 超高圧ならびに超々高圧送変電  
設備増強計画

項 目		期 間	前期6か年	後期4か年	10か年間	10か年	比 較
			(42~47年度)	(48~51年度)	(42~51年度)	(41~50年度)	
送 電 設 備 量 (km)	加空線直長	超々高圧	1,044	1,141	2,185	1,454	⊕ 731
		超 高 圧	1,867	1,910	3,777	3,296	⊕ 481
	地中線 回線延長	超 高 圧	162	144	306	163	⊕ 143
変 備 容 電 増 設 加 量 (MVA)	超 々 高 圧		600	17,200	17,800	13,500	⊕ 4,300
	超 高 圧		24,587	19,332	43,919	32,936	⊕ 10,983

第九表 設備別工事資金（電力+電送） 億円

年度 項目	41(実)		42~47 工事費	42~47 一年当り		48~51 工事費	48~51 一年当り		42~51 工事費	42~51 一年当り		前年計画 41~50	考 構成比率 %
	工事費	率%		工事費	率%		工事費	率%		工事費	率%		
拡充工事	水力	490	3,533			2,259			5,792			5,505	10
	火力	1,062	7,739			3,965			11,704			11,512	22
	原子力	44	3,690			6,046			9,736			6,199	12
	小計	1,596	14,962	2,494	43	12,270	3,067	41	27,232	2,723	42	23,216	44
	送変電その他	1,831	16,144	2,691	46	14,463	3,616	48	30,607	3,061	47	23,808	45
		3,427	31,106	5,185	89	26,733	6,683	89	57,839	5,784	89	47,024	89
	改良その他	567	4,059	676	11	3,239	810	11	7,298	730	11	5,964	11
	合計	3,994	35,165	5,861	100	29,972	7,493	100	65,137	6,514	100	52,988	100

第十表 原子力発電計画

単位：10<sup>3</sup>KW

地点	42年度長期計画			41年度長期計画		
	出力	着工	運開	出力	着工	運開
北海道 1	350	48年度	52年度	250	48年度	52年度
東北 1	500	46年度	50年度	600	48年度	52年度
東京(福島1)	400	41/12	45/10	400	41/12	45/10
" (" 2)	784	43/3	48/5	600	43/12	47/10
" 3	784	45年度	50年度	600	45年度	49年度
" 4	784	47年度	51年度	600	47年度	51年度
" 5	1,100	48年度	52年度	600	48年度	52年度
" 6	1,100	49年度	54年度	600	49年度	52年度
" 7	1,100	50年度	54年度	600	50年度	53年度
" 8	1,100	52年度	56年度			
中部 1	350	44年度	48年度	350	43年度	47年度
中部 2	500	46年度	49年度	500	46年度	49年度
" 3	750	48年度	51年度	500	47年度	
" 4	750	49年度	—	500	49年度	
" 5	1,000	51年度	—			
北陸 1	500	47年度	51年度	350	48	
関西(美浜1)	340	41/12	45/10	340	41/12	45/10
" (" 2)	500	43/2	47/6	450	43/12	47/12
" 3	750	45年度	49年度	700	45年度	49年度
" 4	750	47年度	51年度	700	47年度	
" 5	750	48年度	—	700	49年度	
" 6	750	49年度	—			
" 7	1,000	50年度	—			
" 8	1,000	51年度	—			
中国 1	500	45年度	49年度	350	45年度	49年度
" 2	750	49年度	53年度			
四国 1	500	47年度	51年度	350	47年度	51年度
" 2	500	51年度	55年度			
九州 1	500	46年度	50年度	350	46年度	50年度
" 2	500	50年度	54年度	500	49年度	53年度
原電東海	(125) 165	35/12	41/7	125 166	35/12	41/7
" 敦賀	(322) 357	41/4	44/12	322 357	41/4	44/12
計	32地点 21,465			25地点 12,013		

第十一表 原子力着工・運開出力および年度末設備比較表

単位:10<sup>3</sup>KW

年度	40まで	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	計
		1,097	1,284	350	—	2,534	1,500	3,534	1,450	3,350	2,600	3,600	
着工出力	166	1,097	1,284	350	—	2,534	1,500	3,534	1,450	3,350	2,600	3,600	21,465
	166	1,097	—	1,400	—	2,150	350	2,150	1,200	2,900	600		1,201.3
差	—	—	⊕1,284	△1,050	—	⊕384	⊕1,150	⊕1,384	⊕250	⊕450	⊕2,000		
運開出力	—	125	41	—	322	740	—	885	784	1,750	2,284	2,784	9,175
	—	125	41	—	322	740	350	1,085	—	2,150	950		5,763
差	—	—	—	—	—	—	△350	△200	⊕784	△400	⊕1,334		
年度末設備	—	125	166	166	488	1,228	1,228	2,113	2,897	4,647	6,931	9,175	
	—	125	166	166	488	1,228	1,228	2,663	2,663	4,813	5,763		
差	—	—	—	—	—	—	△350	△550	⊕234	△166	⊕1,168		

日本エネルギー経済研究所

所長 向坂正男

近年、原子力発電に関する技術進歩はいちじるしく、とくにアメリカにおいては濃縮ウラン軽水炉型の発電設備は経済性を高め、原子力発電設備の発注ブームがおこっている。わが国においては、「原子力開発利用長期計画」において、昭和50年度600万kW、60年度3000万~4000万kWの発電規模を見込んでいるが、電力業界には、最近の技術進歩にもとずいて、原子力発電の導入テンポを上記計画よりいつそう速めようという考え方が抬頭してきた。そこで今後、動力炉ないし核燃料に関して長足の技術進歩があり、国産化体制も進んで、原子力発電の経済性の画期的向上が実現されたとして、昭和60年には5400万kWの原子力発電による供給能力をもつという仮定をおいてみた。これは60年以降、年々必要とする電力開発量のうち、7割を原子力、2割を揚水発電、1割を中規模火力によつて占められるという前提の上で計算された。

電力業は発電用燃料として重油の係給をうけることを通じて石油産業と密接な関係をもっている。原子力発電が重油火力にとつて代り、電力供給上に占める地位を高めるにしたがつて、電力業における重油消費量の増大テンポは鈍くなる。総合エネルギー調査会のエネルギー需要見通しをベースにして試算すると、昭和60年において、原子力発電が全くないとした場合の国全体の重油需要は250百万kℓをこれるが、原子力発電が3500万kWの規模になつた場合は約200百万kℓとなり、もし上記のように原子力発電が5400万kWになつたとした場合は、170百万kℓに減少することになる。

これは石油業における製品需要構成を変化させるであろう。試算によると、60年に3500kWの原子力発電規模の場合には、その時点における重油の比率は55%程度となり、5400万kWとすると、51%程度となる。現在61%程度であるから、これにくらべて重油の比率はかなり低下する。そうして60年以降はさらに低下をつづけるであろう。なおこの試算では、重油輸入量を漸次減少し、また原油生だきは現在の傾向で増加して60年には200百万kℓと見込んだ。

原子力発電の導入は、石油業における製品構成に変化を興えるだけでなく、原子力発電コストの低下にともなつて重油価格を押し下げる要因として作用するだろう。試算によると、原子力発電コストがkWH当り250円の場合、それに匹敵する火力発電コストにするためには、重油価格が約6900円でよいが200円の場合は約4800円となり、150円の場合は約2700円となる。100万kW規模の原子力発電のコストがkWH当り200円を切ることは容易に予測できるところである。価格は需給関係によつて決まるから、電力用重油価格が原子力

発電コストに匹敵しうる価格まで下がるかどうかは、石油業側の精製方式にかかっているが、少くとも、原子力発電コストの低下が重油価格の低下要因として作用することは十分に考えられることである。その時期は50年代、とくに後半であろう。

将来に予想されるこのような事態にどう対応するかは、石油業の長期戦略を立てる上で重要である。石油業としては、重油需要の相対的減少を原油の軽質化によるか、または分解装置の増強によるか、軽質原油価格と精製コストの増加とを比較しながら決定することとなる。そうして原油の軽質化による重油得率の引下げには限度があるので、軽質原油の価格いかにかわらず、分解装置の増強をせざるをえない時期が来る。われわれの試算によると、55～60年にはその時期が到達する見込みである。

原子力発電の導入がひきおこす上述の事態は、石油業にとつて、一方において、二つの利益がある。第一に、手取価格の低い重油の得率が減ることによつて、平均手取価格は上る。第二に、精製規程の拡大率が鈍化するために、精製設備、貯油施設、タンカーなど投資額の増加率も小さくなり、それだけ資本費負担の増加が少なくてすむ。しかし他方において二つの不利が生ずる。第一は重油の価格の低下であり、第二は価格の高い軽質原油の増加による原油コストの増大と分解工程の増加による精製コストの増大である。石油業としては、これらの事情を考慮しつつ、ガソリン・ナフサ得率を上げる精製方式に変更していくこととなる。同時に状況いかによつては、石油業としては製品価格体系を変更して、重油以外の製品価格を上げる必要が生じるかも知れない。

原油生だきも、電力業と石油業との関係において、原子力発電と似た性質の問題である。重油と原油との間に、使用上のメリット差以上の価格差があり、また公害対策の上からも原油の方が重油より利点がある以上、電力業から原油生だきを増やす要求が強まることは当然予想される。もつとも低硫黄原油の需給引締りから上記の利点を打消すほどの価格の上昇がおこれば、原油生だきの増加を制約することになる。他方において石油業においても、重油価格が原油価格に引き寄せられて採算がわるくなる傾向がすすむとすれば、かえつて重油得率を引下げる方が採算上有利となる状況も考えられる。

以上のように原子力発電の導入早期化の展望に立つと、原油生だき問題に対する石油業の対応の仕方も、これまでと考え方を変えていくことが現実性をおびてくる。いまや石油業にとつて総合的な観点から重油をベースとした販売戦略をつづけるか、ガソリン・ナフサ・ベースに漸次切りかえていくかは、長期戦略上の重要なポイントになつてきていることは否まれぬ。

(上記「試算」とは、原子力発電の導入と石油産業についての研究会——松根宗一氏を中心とし原子力産業会議事務局、電力および石油会社、エネルギー経済研究所から参加した——においておこなわれた作業の結果を借用したものである。)

## 石油需給の動向と石油産業の課題

丸善石油株式会社

常務取締役 脇坂泰彦

将来におけるわが国石油製品需給の長期的展望は、昨年2月に総合エネルギー調査会が出した答申の資料の中で、昭和45年度、50年度、60年度の各年次における需給見通しとして発表されています。この推定の作成は1年以上に亘る関係者の調査と審議を経たものであり、現在においては最も信頼すべき予測値とみなされますので、参考となる数表をここにかけました。

結論的に申しますと、わが国のエネルギー供給構造は今後もかなりの期間、国際市場において最も豊富低廉なエネルギー源である石油を中心として構成されるとみられ、上記の各年次における石油供給の絶対量および一次エネルギー総供給量に占める石油の構成比は、昭和45年度1億7200万KL、67%、昭和50年度2億6200万KL、73%、昭和60年度4億7600万KL、75%に達するものと推定されています。

このように著増が予測される石油は、その大部分を輸入にまたねばならぬため、また世界的にみて石油資源の賦存が地域的に著しく偏在していることも原因となり、わが国への安定した供給の確保がまず問題となります。さらに、石油は各種産業に不可欠な基礎物質の一つであり、また国民生活の維持と向上にも必須のものでありますから、その価格水準への配慮が必要とされます。なおまた、最近では公害対策のため製品の質的な面も問題であり、また新用途の出現による製品需要構造における変化への対策も考慮しなければなりません。

このような背景の下において、わが国石油産業の今後の在り方を大局的に考察しますと、産業自体の視点から致しましても、また公共政策的視野から眺めましても、採る可き方策は大要以下の如きものと考えられます。

### 1 原油の低廉安定供給の確保

この目的達成のため、以下の施策を構ずる必要があります。

#### イ 原油輸入価格引下げの努力

FOB価格の引き下げとこのためのわが国石油企業の自主性の増大

#### ロ 海外原油開発の促進

自主的な原油供給源の確保と供給源の分散化は安定供給のため有効であり、また低廉な海外原油の開発は一般輸入原油価格の低下圧力となるほか、外貨負担の軽減となります。

## ハ 貯油の増強

産油地域の局地的紛争等による輸送経路の変更、輸入の一時的中断に対処するため、貯油の増強が必要です。

## 2 輸送の合理化

石油製品価格中に占める輸送費のウエイトは約20%になります。したがって、原油FOB価格の引き下げとともに輸送費の低減が重要であります。このための措置としては以下があげられます。

### イ 原油輸送の合理化

大型タンカーの利用とこれに関連してCTS方式の検討が必要であります。

### ロ 製品輸送の合理化

石油輸送と相並んで、国内および沿岸における製品輸送の合理化も要請されます。

## 3 消費地精製方式のあり方について

石油の供給方式として、原油を輸入しこれを国内で精製して供給するいわゆる消費地精製方式は、スケール・メリットの享受、輸送コストの引下げ、供給安定性の確保、付加価値の確保と関連産業の振興、国際収支の改善等、種々の国民経済上の利点があるので、今後ともその健全な発展を推進することは国益に連なる所以であります。

しかしながら、最近における石油化学用ナフサと電力用C重油需要の急増により、新しい需要構造と従来のごとき精製得率との間に問題が生じてきました。例えば、周知の原油生焚き問題は、公害問題等に併わせ需要構造の変化にも一因があると考えられます。

この原油生焚きについては、エネ調答申案に述べられている通り、C重油輸入予定量(原油性焚きへ転換困難なものを除く)の範囲内に止めるべきであります。

## 4. 公害問題

とくに現在問題となつているair pollutionの対策としては、原油精製工程における脱硫、低硫原油の使用の外、大型炉における排煙脱硫をも併行的に推進する等、総合的に対策を講ずる必要があると考えられます。

以上、将来の石油需給の動向と石油産業をめぐる問題点を概観したわけですが、石油を含めた各種エネルギーの総合的調整と調和的發展が国の総合エネルギー政策の眼目であるべきだと考えるものであります。

石油製品（燃料油総需要）

油種	年度		需要量 (10 <sup>3</sup> kℓ)				年率 (%)			構成比 (%)			
	40	42	45	50	60	45/40	50/45	60/50	40	45	50	60	
内	揮発油	10,874	14,011	17,400	26,100	49,300	9.9	8.5	6.5	13.9	12.7	12.3	12.7
	ナフサ	7,853	12,697	15,600	27,500	54,400	14.7	12.0	7.1	10.0	11.4	12.9	14.0
	ジェット油	535	730	1,000	1,500	3,000	12.6	8.8	7.1	0.7	0.7	0.7	0.8
	灯油	5,236	7,530	8,500	13,200	27,100	10.2	9.2	7.4	6.7	6.2	6.2	7.0
	軽油	5,583	7,752	9,700	16,100	33,300	11.6	10.7	7.6	7.1	7.0	7.5	8.1
重油	48,263	66,317	82,700	126,300	219,500	11.4	8.8	5.7	61.6	62.0	60.4	56.9	
合計	78,344	109,037	134,900	210,700	386,600	11.5	9.3	6.3	100.0	100.0	100.0	100.0	
輸	揮発油	383	357	400	400	400	1.0	—	—	3.9	2.3	1.7	1.0
	ナフサ	184	171	100	200	200	—	14.9	—	1.9	0.6	0.9	0.5
	ジェット油	760	1,797	1,300	1,900	2,900	11.3	7.9	4.3	7.7	7.5	8.1	7.4
	灯油	170	419	400	400	500	8.9	—	2.3	1.7	2.3	1.7	1.3
	軽油	588	410	800	1,000	1,500	6.4	4.6	4.1	5.9	4.6	4.3	3.9
重油	7,780	14,302	14,500	19,500	33,400	12.9	6.4	5.5	78.9	82.7	83.3	85.9	
合計	9,865	17,456	17,300	23,400	38,900	11.9	6.2	5.2	100.0	100.0	100.0	100.0	
合	揮発油	11,257	14,368	17,800	26,500	49,700	9.6	8.3	6.5	12.8	11.7	11.3	11.7
	ナフサ	8,037	12,868	15,700	27,700	54,600	14.3	12.0	7.0	9.1	10.3	11.8	12.8
	ジェット油	1,295	2,527	2,300	3,400	5,900	12.2	8.1	5.7	1.5	1.5	1.5	1.4
	灯油	5,406	7,949	8,900	13,600	27,600	10.5	8.8	7.3	6.1	5.9	5.8	6.5
	軽油	6,171	8,162	10,500	17,200	24,800	11.2	10.4	7.3	7.0	6.9	7.3	8.2
重油	56,043	80,619	97,000	145,800	252,900	11.6	8.9	5.7	63.5	63.7	62.3	59.4	
合計	88,209	126,493	152,200	234,100	425,500	11.5	9.0	6.2	100.0	100.0	100.0	100.0	

注 1. 42年は通商産業省供給計画による。  
 2. 40年, 45年, 50年, 60年の数値は総合エネルギー調査会の資料による。

石油製品（燃料油）供給見通し

(単位：10<sup>3</sup>kℓ)

項目	年度		得率%	得率%	得率%	得率%
	45	50				
原油処理量 (10 <sup>3</sup> B/D)	143,700 (2,476)	231,000 (3,981)	448,900 (7,735)			
生産量	揮発油	17,800	26,500	49,700	11.5	11.1
	ナフサ	14,500	25,500	51,300	11.0	11.4
	ジェット	2,300	3,400	5,900	1.5	1.3
	灯油	8,900	13,600	27,600	5.9	6.1
	軽油	10,500	17,100	34,800	7.4	7.8
重量	重油	78,200	126,500	243,600	54.7	54.3
	合計	152,200	212,600	412,900	92.0	92.0
輸入量	ナフサ	1,200	2,200	3,300	—	—
	重油	18,800	19,300	9,300	—	—
	合計	20,000	21,500	12,600	—	—

4 5 年 度 石 油 需 要

( 単 位 : 1 0 <sup>3</sup> k ℓ )

需 要 分 類 油 種	二 次 エ ネ ル ギ ー 用			国 内 エ ネ ル ギ ー 最 終 需 要							内 合 計 (a) + (b)	輸 出	備 考	
	電 力	ガ ス	計 (a)	鉱 工 業 部 門	運 輸 部 門	農 林 水 産 部 門	民 生 其 他 部 門	非 エ ネ ル ギ ー 需 要	小 計 (b)	エ ネ ル ギ ー 部 門 ( 自 家 燃 )				合 計
原 油	—	1,100	1,100	—	—	—	—	* 400	400	—	400	1,500	—	* 非 精 製 用
精 製 ガ ス	—	(100) 100	(100) 100	—	—	—	—	—	—	(2,100) 1,400	(2,100) 1,400	(2,200) 1,500	—	( ) 内 1 0 <sup>9</sup> m <sup>3</sup>
ガ ソ リ ン	—	—	—	—	* 17,100	—	—	300	17,400	—	17,400	17,400	400	* { 自 動 車 用 17,000, 航 空 用 100
ナ フ サ	—	1,300	1,300	—	—	—	—	* 14,300	14,300	—	15,600	15,600	100	* { 石 化 用 12,480, 肥 料 用 1,600 メ タ ノール 220
ジ エ ー ト 燃 料 油	—	—	—	—	700	—	300	—	1,000	—	1,000	1,000	1,300	
灯 油	—	—	—	1,900	500	900	5,200	—	8,500	—	8,500	8,500	400	
軽 油	—	—	—	800	6,600	400	1,900	—	9,700	—	9,700	9,700	800	
重 油	25,500	—	25,500	4,380	3,500	3,300	6,600	—	57,200	3,200	60,400	82,700	14,300	
L · P · G	—	(100) 200	(100) 200	(700) 1,300	(900) 1,600	—	(3,600) 6,500	* (200) 400	(5,400) 9,800	—	(5,400) 9,800	(5,500) 10,000	—	( ) は 1 0 <sup>6</sup> t, * は 石 油 化 学 用
そ の 他 製 品	—	—	—	—	—	—	—	5,500	5,500	—	5,500	5,500	—	

注 原 子 力 発 電 電 力 量 は 年 度 中 可 能 出 力 8 6 万 K W を 見 込 ん で い る。

50年度石油需要

(単位: 10<sup>3</sup>kl)

需要分類 油種	二次エネルギー用			国内エネルギー—最終需要							内 合計 (a)+(b)	輸 出	備 考	
	電 力	ガ ス	計 (a)	鉱工業 部門	運 輸 部門	農林水 産部門	民生その 他部門	非エネルギー 需要	小 計 (b)	エネルギー 部門 (自燃)				合 計
原油	—	1,500	1,300	—	—	—	—	—	—	—	—	1,300	—	
精製ガス	—	(100) 100	(100) 100	—	—	—	—	—	—	(3,500) 2,400	(3,500) 2,400	(3,600) 2,500	—	( )内は10 <sup>9</sup> kl
ガソリン	—	—	—	—	*25,700	—	—	400	26,100	—	26,100	26,100	400	* 自動車用25,600, 航空用100
ナフサ	—	1,900	1,900	—	—	—	—	*25,600	25,600	—	25,600	27,500	200	石化用2,1740, 肥料用3,400 メタノール用460
ジェット燃料油	—	—	—	—	1,200	—	300	—	1,500	—	1,500	1,500	1,900	
灯油	—	—	—	2,600	700	1,200	8,700	—	13,200	—	13,200	13,200	400	
軽油	—	—	—	1,100	1,600	500	2,900	—	16,100	—	16,100	16,100	1,000	
電油	45,800	—	45,800	62,100	4,500	4,200	9,700	—	80,500	4,200	84,700	126,300	19,500	
L・P・G	—	(100) 200	(100) 200	(1,100) 2,000	(1,200) 2,200	—	(4,800) 8,700	*(200) 400	(7,300) 13,300	—	(7,300) 13,300	(7,400) 13,500	—	( )内は10 <sup>6</sup> t, *石油化学用
その他製品	—	—	—	—	—	—	—	7,900	7,900	—	7,900	7,900	—	

注 原子力発電電力量は年度中可能出力465万KWを見込んでいる。

60年度石油需要

(単位: 10<sup>3</sup> kℓ)

需要分類 油種	二次エネルギー用			国内エネルギー最終需要								内 需 計 (a)+(b)	輸 出	備 考
	電 力	ガ ス	計 (a)	鉱工業 部門	運輸 部門	農林水 産部門	民生その他 部門	非エネルギー 需要	小 計 (b)	エネルギー 部門 (自家燃)	合 計			
原油	—	3,800	3,800	—	—	—	—	—	—	—	—	3,800	—	
精製ガス	—	(300) 200	(300) 200	—	—	—	—	—	—	(6,700) 4,600	—	(7,000) 4,800	—	( )内は10 <sup>6</sup> m <sup>3</sup>
ガソリン	—	—	—	—	*48,700	—	600	49,300	—	—	49,300	49,300	400	* 自動車用 48,600, 航空機用 100
ナフサ	—	3,000	—	—	—	—	*51,400	51,400	—	—	51,400	54,400	200	* 石化用 46,400, 肥料用 5,000
ジェット燃料油	—	—	—	—	2,700	—	—	3,000	—	—	3,000	3,000	2,900	
灯油	—	—	—	4,000	1,100	1,800	20,200	27,100	—	—	27,100	27,100	500	
軽油	—	—	—	1,700	26,100	2,800	4,700	33,500	—	—	33,500	33,500	1,500	
重油	35,400	—	85,400	103,800	6,500	5,900	17,900	134,100	6,200	140,300	219,500	33,400		
L.P.G	—	(100) 200	(100) 200	(2,100) 3,800	(1,600) 2,900	—	(7,000) 12,700	(200) 400	(10,900) 19,800	—	(10,900) 19,800	(11,000) 20,000	—	( )内は10 <sup>6</sup> t, *は石油化学用
その他製品	—	—	—	—	—	—	13,600	13,600	—	—	13,600	13,600	—	

注 原子力発電電力量は年度中可能出力 3,500 万 KW を見込んでいる。

## 発電用核燃料の確保について

東京電力株式会社

常務取締役 田中直治郎

私は与えられた命題として、発電用核燃料の確保について私見をまじえ、述べさせていただきます。

さきに、山崎さんからもお話しがありましたように、わが国の原子力開発はいよいよ急速に進展することが予想されるにいたりました。先般、中央電力協議会が作成しました昭和42年度電力長期計画によりますと、昭和51年度までの10年間に於いて原子力発電設備は全国で18基、その総出力は971万5000KWとなり、この時点での発電設備の構成は水・火力89%、原子力11%という割合になります。さらに、原子力委員会の昭和42年4月の「原子力開発利用長期計画」によりますと、昭和60年度の原子力発電所は3,000万KWないし、4,000万KWと予想され、その時点では全発電設備の19ないし25%となります。しかし、上述の規模でも技術革新による効率化すなわち経済性の向上、建設技術の確立、運用の安定化によつてこの規模はさらに拡大されることも考えられます。それまでの核燃料の累積所要量はU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>で約10万ショート・トンとなるものと算定されております。これに対し、動力炉・核燃料開発事業団、原子燃料公社の調査によりますと、わが国の賦存量は約5,000ショート・トンといわれておりますので、国内ではとうてい需要をみたすことはできません。

一方、世界の自由諸国におけるウラン資源量はどうかと申しますと、昭和42年12月に発表された欧州原子力機関(ENEA)の想定によりますと、ポンド当り1ドル以下のいわゆる経済ベースにのるU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>の確認埋蔵量は約83万ショート・トンほどであります。このうち約36%は米国とくにニューメキシコ、ワイオミング、コロラド附近に、約24%はカナダ、特にエリオット・レーク地区に、約24%は南アフリカに、また残余はヨーロッパ、オーストラリアなどに散在しております。この数値は今後の探鉱・技術の進歩に伴ない、かなり増えるものと思われます。

他方、米国原子力委員会が昭和42年5月に発表した昭和55年の自由世界の原子力発電設備は2億8000万KWと推定し、これに必要な天然ウランの累積需要量は約50万ショート・トンに達するものとされております。

また、近年度の需要のすう勢は原子力発電所の建設が予想以上に急速な伸びを示しておりますので、新規の探鉱・開発が進むまでの間、すなわち昭和45年から3~4年の間にウランの需

給が一時きゆうくつになる時期があるかもしれないと考えられています。

したがって、米国はじめ各国とも天然ウランの探鉱開発を積極的に進めんとする機運となり、鉱山業界は活発な動きを示めすにいたりました。したがって、今後においても天然ウランの生産は相当に増大することが期待されていますが、なお需給を円滑にする努力を必要とするものと思われまゝ。

また、一方ウランの所要量を大巾に減少させる目的で、各国が競つて研究開発をしている高速増殖炉・新型転換炉の実用化、プルトニウムの有効利用の具体化などの努力が早期に必要であります。

いずれにしましても、わが国自体はウラン資源に恵まれず、その所要量のほとんどを海外へ依存せざるをえませんので、電気事業者にとつて原子力発電開発計画を支障なく実施していくためには、採算ベースにのるウランをいかにして長期にわたり、安定して確保するかが、重要な課題となつております。

このような見地から、電気事業連合会は、昨年3月核燃料調査団を欧米諸国に派遣し、ウラン需給に対する各国政府、電気事業者、鉱山業者の動静を調査する一方、引続いて原子力開発対策会議に核燃料部会を設置し、探鉱開発、長期購入契約を主軸とし、これにスポット購入契約を配合するなどの燃料確保対策の具体化の検討を重ねてまいりました。

その結果、当面の所要量を確保する方策として、まず早急に長期購入契約を結ぶのが最善であるとの結論にいたりました。この方針にそつて、電気事業者7社および日本原子力発電会社は世界の有数のウラン業者であるカナダのデニソン・マインズ社および、リオ・アルゴム・マインズ社との間に、昭和44年から10年間にわたり、 $U_3O_8$ で総量15,500 ショート・トンのウラン精鉱の長期購入契約を昨年末および今年当初にわたつて締結いたしました次第であります。

10年という長期にわたり、しかも多量のウラン精鉱を購入する契約は世界的にみても民間取引としては初めてのものであり、核燃料確保の対策の一つとして画期的な意義をもつものといえましよう。

今回の長期契約によつて8社の総量として昭和53年までに必要とする当面の量の4割以上を確保したことになり、さらにこのほかに、すでに建設中発電所の第1炉心分および東電のエルドラド社よりのスポット購入分などを含めると、ほぼ半量は手配したことになります。

また、前述のようにわが国としてはウランの長期確保対策として海外の探鉱開発を推進する必要があるが、すでに三菱金属鉱業と、リオ・アルゴムとの共同探鉱開発契約の成立をみております。さらにカー・マギー社などから共同探鉱開発の申入れがなされております。また、電力会社等とデニソン・マインズ社との長期契約におきましては、共同探鉱開発についても協議し得ることがうたわれております。電気事業者が自ら使用する核燃料については相当長期間にわたつて長期購入契約とともに海外の探鉱開発を推進せしめる必要のあることを私は痛感し

ております。

他面において、わが国の原子力発電計画によりますと、前述のように、当分の間燃料は主として低濃縮ウランを使用するものと考えられますので、ウラン精鉱の確保とともに完成燃料に至るまでの転換、濃縮ならびに成型加工に対する対策が必要であります。米国においてはすでに特殊核物質の民有化が決定され、わが国においても日米原子力協定の改訂を契機として民有化の第一歩が踏み出されることとなります。また、米国政府はわが国に対する発電用濃縮ウラン供給を保証しておりますので、当面の所用燃料について電気事業者としては直接海外の業者に転換を委託するとともに、米国原子力委員会に委託濃縮の契約を締結するよう目下準備を取り進めております。

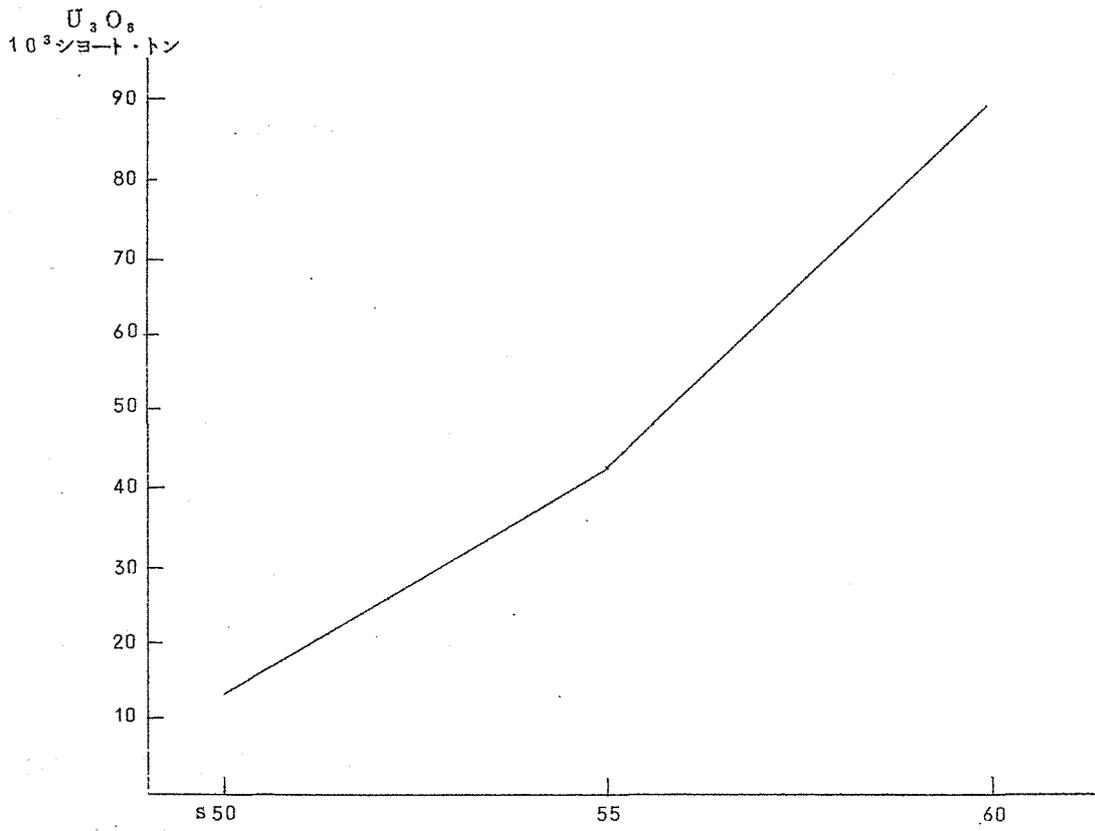
また他方、原子力発電機器につきましては、当初は先進国において開発された実証性のある機器導入に頼らざるをえないとしましても、将来におきましては国内メーカーがこれらの経験を通じて自主技術の開発をはかり、原子力発電機器の完全国産化によつて国内市場のみならず海外市場におきましても、各国に伍して十分競争する日がくることを期待しております。

このような段階に到れば核燃料分野においても、わが国が転換、濃縮、成型加工の全分野を自ら手がけ、日本独自の技術にもとづく核燃料産業が確立されることと思えます。濃縮等これらの技術につきましても、研究開発がかなり進められつゝあると言えます。

すなわち、超長期展望に立てば、先に触れました海外ウラン資源の探鉱開発は、経験を有する国内鉱業界が主体となつて行ない、一方電気事業者は、メーカー核燃料産業などにより完成燃料を購入してゆくのが本来の姿ではないかと考えます。

これがためには、民間企業が多額の投資を必要とするので、核燃料民有化の方針が決定している経緯に鑑み、主体は民間企業が中心となるとしても、国もエネルギー政策の一環として政府サイドで民間活動を円滑かつ容易にしうるよう、資金・税制・法規等の各面につき、具体的には民間の海外探鉱開発ならびに民間核燃料産業に側面から特段の配慮を加えられることを望むものであります。

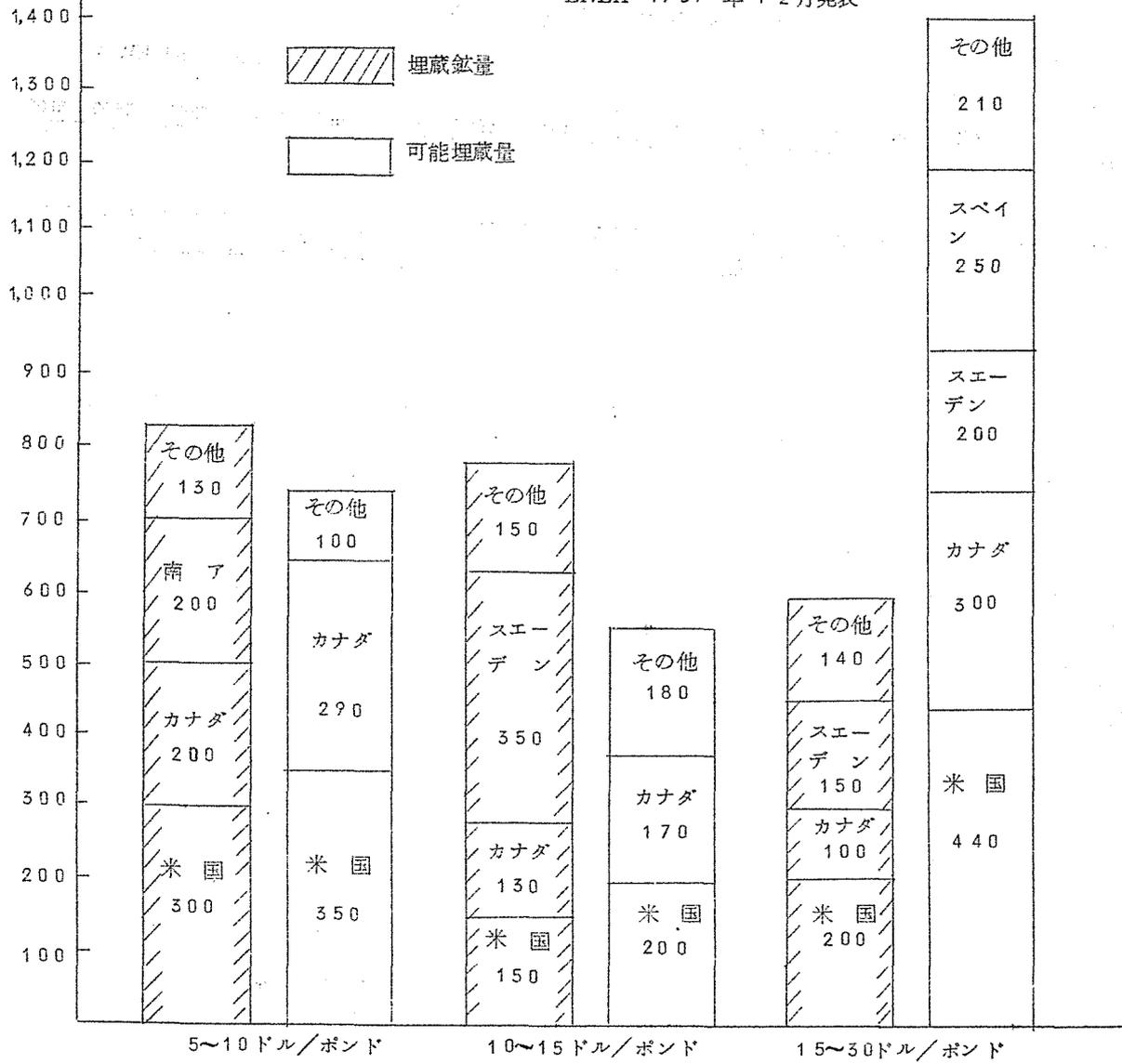
わが国のウラン累積所要量



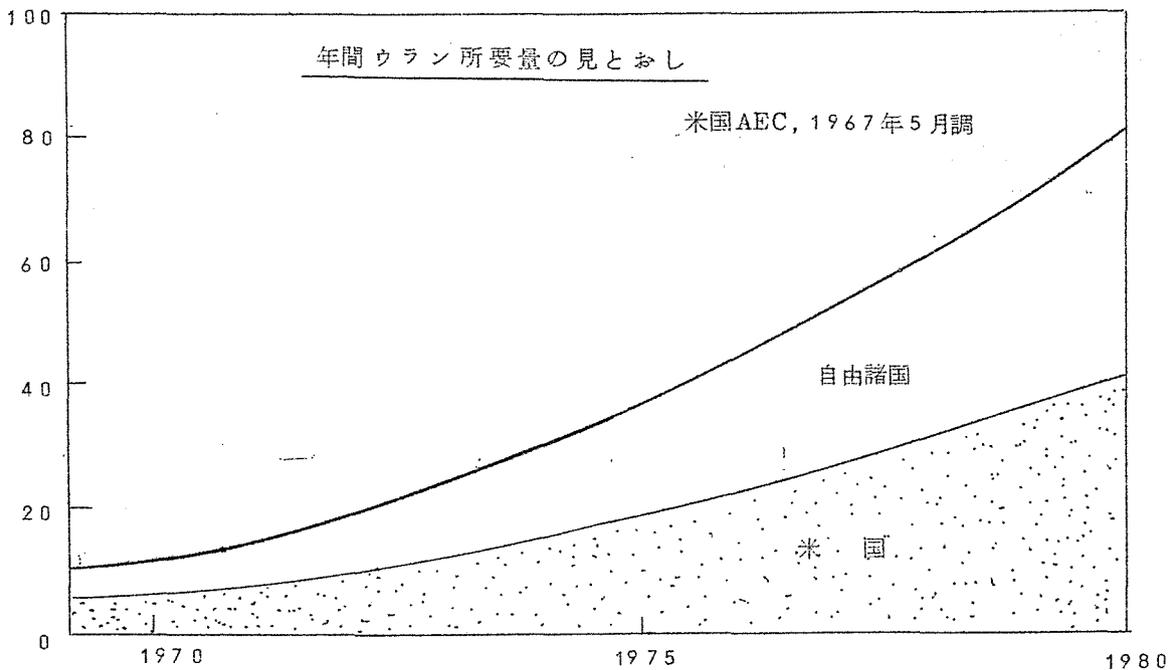
U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>  
10<sup>3</sup>ショート・トン

世界のウラン資源量 (ソ連・中共・東欧諸国を除く)

ENEA 1967年12月発表



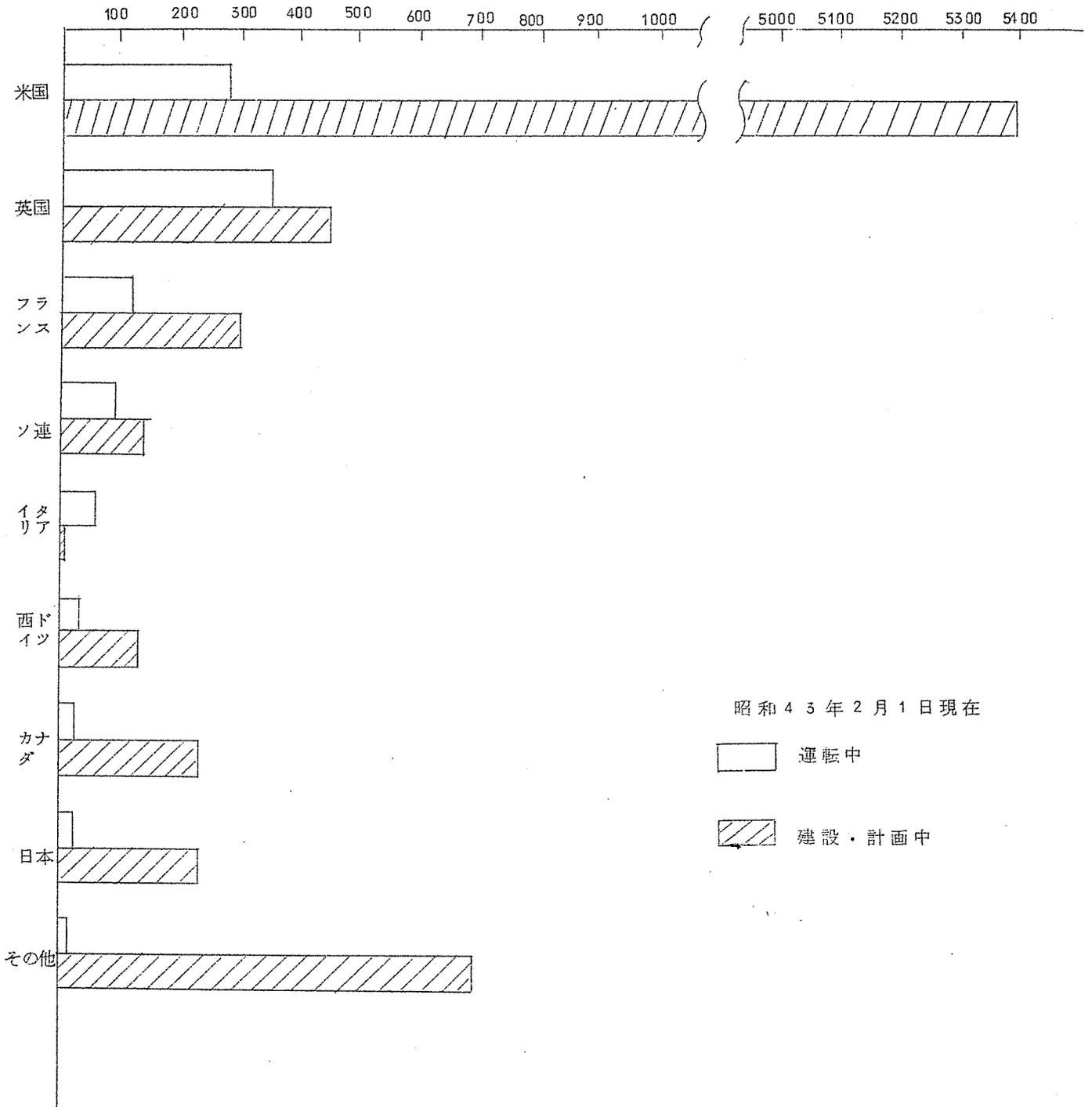
U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> 10<sup>3</sup>ショート・トン



- 1) Pu リサイクルは1970年中頃と仮定。
- 2) ソ連、東欧諸国、中共を除く
- 3) Pu リサイクルがない場合は、1980年所要量は10%増。

世界の原子力発電設備一覧

(単位 10<sup>4</sup> KW)



昭和43年2月1日現在

□ 運転中

▨ 建設・計画中

米国における供給業者による核燃料サイクル・ステップ

	原子炉供給業者						燃料サイクル供給業者						
	インターナショナル アトミック・エナジー	B & W	C E	G D	G E	W H	ケミカル アライド	カー・マギー	リード ナショナル	NFS	NUMEC	ニュークリア エナジティ	AEC
<u>炉心の成型加工</u>													
探鉱・採掘・精錬								×				×	
UF <sub>6</sub> への転換							×	○					×
濃縮													×
Zr インゴット製造						○							×
Zr チューブ製造					○	○						○	
UO <sub>2</sub> への転換					×	○		×	×	×	×	×	×
UO <sub>2</sub> のペレット化	×	×	×		×	×		×		×	×	×	×
燃料要素の成型加工	×	×	×	×	×	×			×	×	×	×	
燃料保証		×	×	×	×	×			○	○	○	×	
<u>原子炉の燃料取扱</u>													
燃料取扱装置の設計		×	×	×	×	×			×		×	×	
<u>使用済炉心の回収</u>													
使用済燃料の輸送					×	×			×	×			×
再処理および廃棄物処理					○		○		○	×	○		×
再濃縮用UF <sub>6</sub> への転換					○		○						×
PuO <sub>2</sub> への転換	×				×				○	×	×	×	×
Pu 燃料の成型加工	×				×				○	×	×	×	×
使用済燃料中のプルト ニウム回収					○		○		○	○			×

× 現在実施可能

○ 計画中

# 核 拡 散 防 止 条 約 に つ い て

## — 核拡散防止問題特別委員会報告 —

委員長 清 成 迪

世界の政治は、米、ソという東西両陣営の超大国が融和と対決とを繰り返しながら、一方強力な核兵器とその輸送手段を開発し、これを全面戦争の抑止力としつつ今日まで動いてきた。

もはや極限に近い宇宙核兵器のこのような現状と、新手の核保有国が登場してくることを思うと、今回発表された条約の「精神」そのものは、極めてよく理解しうる。

核兵器の開発に用いられる資源や技術的知識は、他方平和のための原子力開発にとって不可欠という関係があり、この平和利用面は大いに進めねばならぬ事情にある。

すなわち、この軍事利用防止と平和利用促進とは、一種のジレンマを構成するものであり、今回の条約草案をみても、この二律背反的要素の取扱いが大きな問題である。

政府も産業界も、この条約の精神には賛成している。しかし、わが国が平和目的のために原子力開発を必要とする度合いは、他の如何なる国にもまして大きなものであるため、条約が平和利用の将来を阻害するものであつてはならないと考えている。この観点から日本原子力産業会議の核拡散防止問題特別委員会の過去6カ月間の検討結果をのべる。

- 1 平和利用における研究の権利の確保
- 2 IAEAによる保障措置の適用の合理化
- 3 核保有国の軍縮義務の明確化
- 4 条約の有効期間の問題

## 材 料 試 験 炉 利 用 懇 談 会

委員長 平 塚 正 俊

わが国初の本格的な材料試験炉JMTRは今年3月、原研大洗研究所で臨界を迎える。JMTR設置要望が出たのは昭和34年、原産からであつた。それは昭和39年までに熱出力12万5000KWの材料試験炉を設置することが望ましい、という内容であつた。昭和35年、原子力委員会に材料試験炉専門部会が発足、同部会は昭和37年4月に最終報告を答申し、出力約50MW、軽水濃縮ウラン型、熱中性子束約 $2 \times 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>. sec、昭和40～41年に運開、という構想を明らかにした。昭和38年にJMTRの仕様原案が完成し、米国Nuclear Utility Service社にチェックを依頼、翌年最終仕様書を原子力5グループに提示し、5グループ共同受注の方針のもと準備が進められ昭和40年に建設が着手された。その間、数次に亘る設計変更や原研に設置することへの賛否など多少の曲折があつたが、順調に建設が進行し予定通り今春3月に臨界を迎えることは、わが国原子力開発の歴史に輝かしい一頁を加えるものである。

JMTRは臨界後6カ月間の出力上昇試験と1カ年の試用期間を経て昭和44年10月から実用運転に入ることが予定されており、昭和40年に発足した原研のJMTR運営委員会がその運営、利用、実験計画などの基本的事項の審議を進めている。しかし、産業界、大学および関係機関などの共同利用の立場からみてJMTRの運営方式や照射料金体系のあり方は、それが効率的に利用されるか否かに大きく影響するものであつて、多大の関心が持たれる。

本件に関し、日本原子力産業会議は昭和42年7月、原子力関連会社、鉄鋼メーカー、各試験研究機関および大学などの代表者で構成する「材料試験炉利用懇談会」（委員長・平塚正俊住友原子力工業社長）を設置し、広く産業界の立場からその運営方式と料金体系のあり方を中心に検討し、JMTR運用に望まれる事項をとりまとめ、昭和42年12月「材料試験炉利用に関する要望書」として大蔵省、科学技術庁および原研など政府関連省庁へ提出した。要望事項の概要は以下の通りである。

1. 実用期以降、JMTR運営委員会を利用者側の意見がJMTRの運用に十分反映されるような強力かつ簡素な委員会組織とすること。
2. 照射実験に関する安全審査についてはJMTR特有の使命を勘案し、弾力的な安全基準の運用がなされること。
3. 照射試験手続の迅速化、簡素化を図り利用者への便宜を図ること。
4. 産業界が行なう照射試験には、将来のノウ・ハウ、特許取得に関連する場合があるので、商

業機密保持の要請に沿えるよう、原研所内の規定の設定ならびにその励行について具体的な措置をとること。

5. 照射関連設備・技術の開発向上に努め、また必要な人員を確保すること。政府はそのための予算的措置に対し十分配慮すること。

6. 産業界の原子力開発意欲を伸展させ、照射需要を喚起させるよう、政府の原子力開発に対する積極的な施策が必要であること。

7. JMTRでのアイソトープ製造は、国内需要の充足、その収益による財政面への寄与および外貨節約など多くの効果を有するので、積極的に推進すべきであること。

8. JMTRならびにその関連設備の運転に要する直接経費は年間約17億円を要すると試算されているが、それを照射料金のみで回収することは産業界その他の現状からみて当分の間は困難である。照射料金算定における回収対象原価には、運転の有無に関係なく必要な経費（人件費、改修費、保険料など）、およびアイソトープ製造に要する照射単位を除外すべきである。また、わが国原子力の研究開発体制において原子力産業界が果している役割、原子力産業界はまだ企業としての経営的基盤が確立していないこと、および研究開発に対する資金的負担能力あるいはわが国における政府と民間の研究投資比率の現状等を勘案し、産業界が自己資金による研究開発に十分耐え得るまでの暫定期間、照射料金の減免あるいはその他の助成措置が必要であること。

## アイソトープ・放射線利用に関する 化学・繊維工業懇談会

委員長 齊藤辰雄

わが国におけるアイソトープ・放射線の利用は、基礎分野から実用面へと進展しているが、海外先進国に比べるとなお検討すべき余地が少なくない。今後の利用開発を促進するために如何なる施策を講ずる必要があるかを検討するために日本原子力産業会議に業種別懇談会が設置された。

鉄鋼業、紙パルプ工業、化学工業、電気機械工業など、すでにアイソトープ・放射線の利用、開発が進められているが、特に、他産業に比べて比較的良好に利用されている化学・繊維工業を対象に「アイソトープ・放射線利用に関する化学・繊維工業懇談会」が最初に設けられた。

本懇談会は化学・繊維工業における開発利用上の問題点を抽出し、具体的解決策の検討を中心に実施、運営して来た検討結果を報告書として取り纏めたので、その概要を紹介する。

化学・繊維工業は、国際競争が激しく、企業間の機密が多く、さらに技術進歩が日進月歩の進展を続けている業種であるため、研究開発への保存度は極めて高い。従つて研究開発の成否がこの両業種の成長の鍵となつている。それだけに技術を通じての資本進出、市場の独占という傾向が他産業に比して非常に強いといえる。

近年、海外・国内においてアイソトープ・放射線はエネルギー利用の面においても、また、計測・トレーサ解析などの手段としても生産工程における重要な新技術としての役割を果たしている。これらの分野における開発の努力を怠るならば、資本、技術の全面的な自由化を前提とした開放経済体制下においては、わが国の化学・繊維工業がアイソトープ・放射線利用を含む技術独占を通じて、他国からの制約を受け、自主的な発展を阻害せられるおそれがきわめて大きい。従つて、その体制を整備し、あい路となつている諸問題を積極的に解決するよう努力することは、緊急を要することである。

一方将来を考察するに、原子力発電の経済性は昭和40年後半には達成される見通しにあり、昭和50年頃における原子力発電の規模は約600万kW、昭和60年頃には数千万kWに達すると見込まれている。

とくに原子力発電の実用化時代が訪れると、原子炉において発生する放射線を直接化学反応に必要なエネルギーソースとしての利用、化学的処理技術に負う処の大きい燃料再処理事業や化学的プロセスとの組合せによる原子炉の併用利用あるいは多目的利用などの新分野の開発が

要請され、加速されることになろう。そして核燃料の再処理からのアイソトープの生成量は莫大な量に達する見込みであり、これらのアイソトープを有効に利用することは国家経済の立場からもゆるがせに出来ないものである。今から動力開発とそれに続くアイソトープ・放射線利用の二本の柱に関し、将来の進展に対する見通しを確立しておくことは重大な課題と考えられる。

以上これらの事柄を前提条件とし、アイソトープ・放射線利用の現状分析と問題点について報告する。

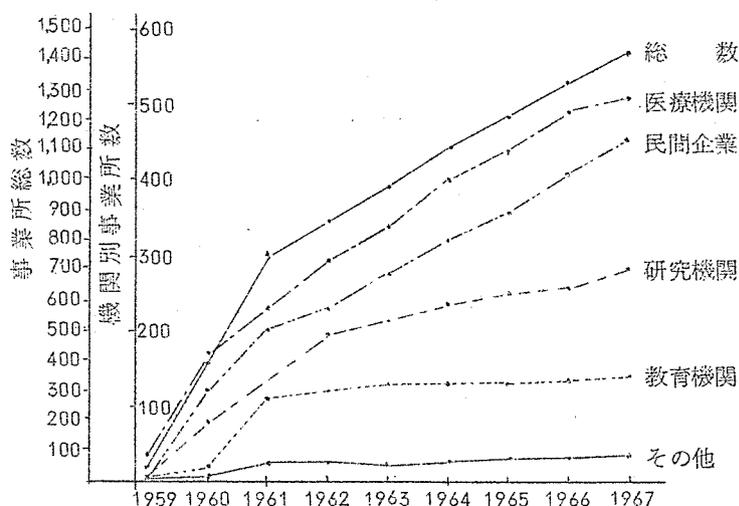
さらに、政府ならびに関係機関に対して次の5項目について要望したい。

- 第1項 原子力委員会にアイソトープ・放射線利用開発の問題を専門に審議検討する組織の設置。
- 第2項 日本原子力研究所アイソトープ事業部を強化、とくに利用開発部門の拡充強化を図る。
- 第3項 研究開発、企業化の両者について税制上の優遇措置をとり、開発助成のための補助政策の強化。
- 第4項 アイソトープ・放射線関連の法的規制に関し申請書等の簡素化、密封線源の型式承認制度などの改善策の実施。
- 第5項 技術者養成訓練の拡充ならびに学校教育にアイソトープ・放射線についての課程をとり入れるなど知識の普及に努める。

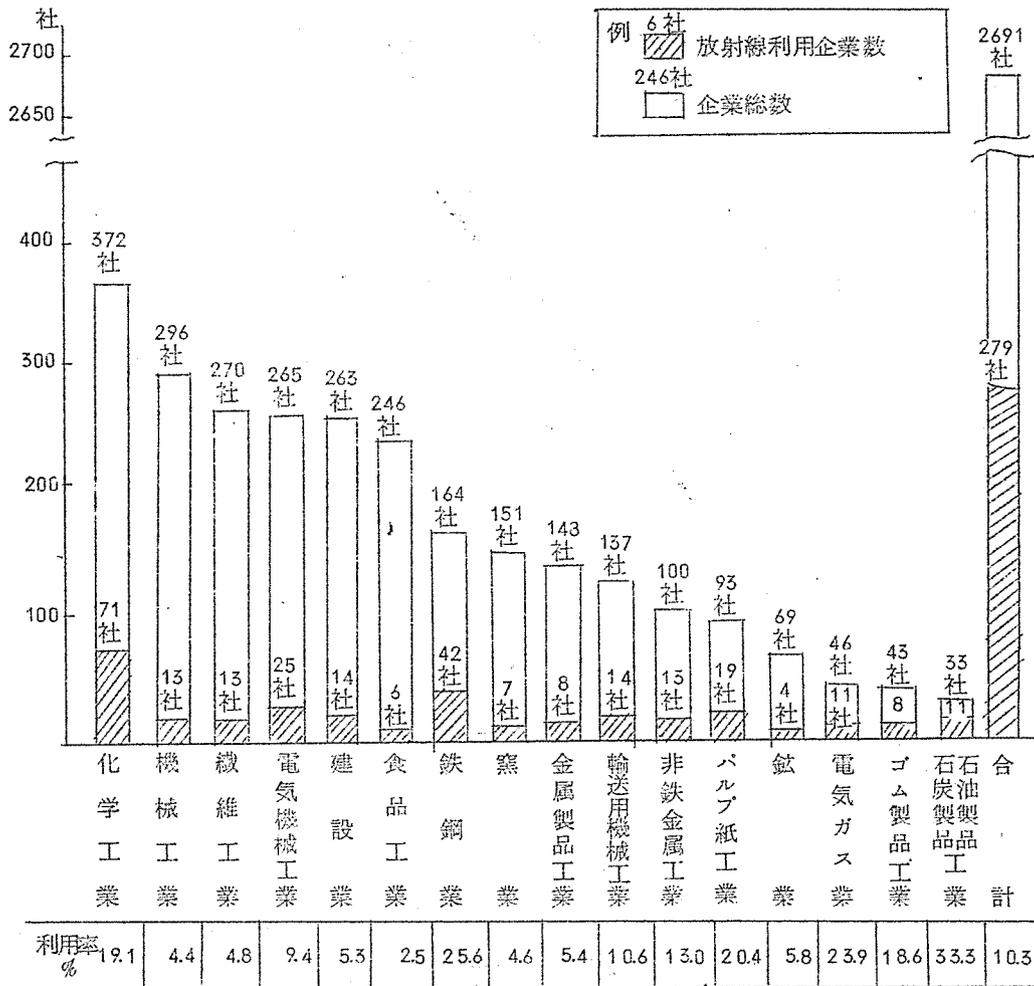
以上

〔参考図表〕

第1図 使用事業所数の年度推移



第2図 企業における放射線の使用状況



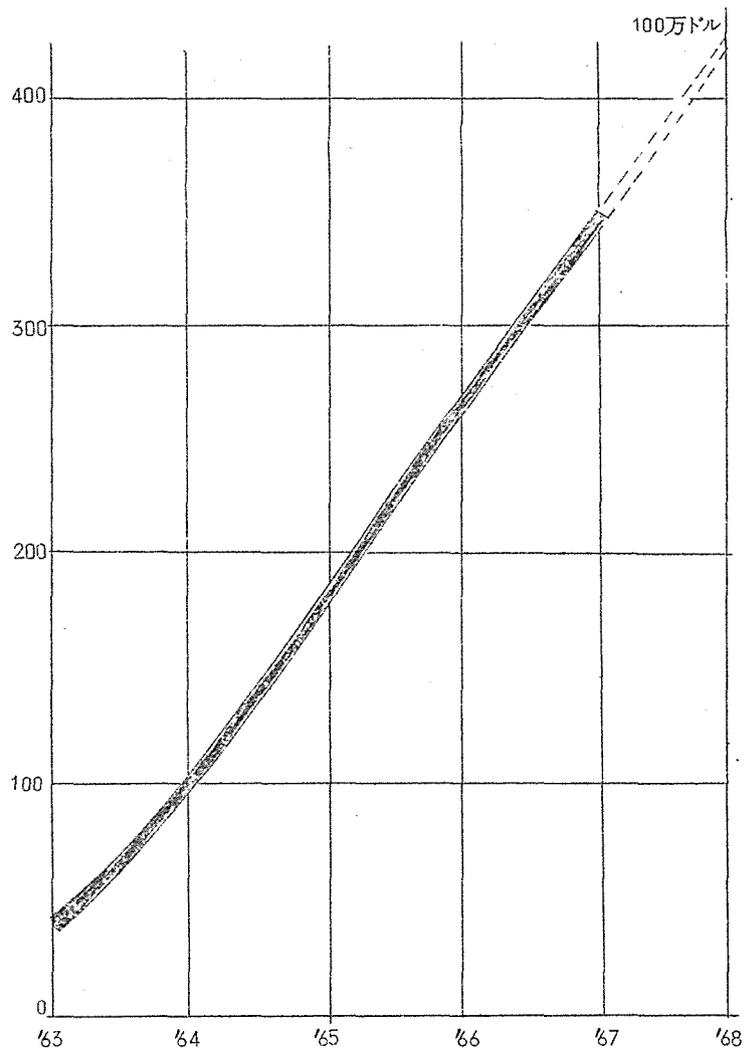
(注) 放射線を利用している企業については、資本金5,000万円以下の企業を除き、回答率の逆数を乗じて算出した。〔放射線工業利用実態調査資料〕

第1表 放射線化学に関する特許の実状

出願国	昭和33年までに日本に公告された特許件数	昭和40年～昭和42年6月までに日本に公告された特許件数
日本	21)	843)
外国	212)	24
計	23	108

(注)

- 1) 昭和33年までに公告された特許は、ほとんど外国よりの出願によるもので、国内としては昭31-4142 (工技院) 電着塗装、昭33-3194 (友成氏ら) PVAに対するグラフト反応、があるにすぎない。
- 2) 約10年前の昭和33年までにエチレンのγ線重合(アメリカ、モンサント)、放射線グラフト重合(フランス、CNRS)などの基本的、包括的特許が海外より提出されている。
- 3) 放射線化学に関して昭和33年までは国内特許割合が10%弱であつたが、最近では約80%近くにまで増えている。昭和41年度の日本への外国人の特許出願件数は全体の26%、そのうち化学分野での外国人の出願は約37%で他部門を大きくひきはなしている。化学分野における日本への特許攻勢は特に激烈である。放射線化学においては最近では逆に日本の方が数字上多いが、比較的改良特許的なものが多く、また基礎的、包括的特許も海外よりの攻勢が強い状況にあるので、わが国独自の自主的な研究開発がなお一層望まれる。



第3図 照射処理製品額年度別推移 (米国)

第2表 放射線の工業利用例

(団野氏：放射線の工業利用報告書 IAEA 1967 による)

1) ポリマーの改質

プロセス	場所	段階	線源	特徴・用途
ポリエチレンテープ	General Electric (米)	商品	加速器	耐熱性、電気絶縁用
	住友電工 (日)	商品	加速器	
	その他数社			
ポリエチレンフィルム	W.R.Grace (米)	商品	加速器	高収縮性、フィルム
	その他数社			
ポリエチレン電線被覆	数社 (日、米、仏その他)	商品	加速器	耐熱性、電気絶縁用
ポリエチレンフォーム	東洋レーヨン (日)	商品	加速器	架橋発泡、緩衝材・断熱材
	積水化学 (日)	商品	加速器	
プラスチック成型品	Raychem (米)	商品	加速器	耐熱性
ポリエチレンオキサイド	Union Carbide (米)	開発	Co-60 100Kci	分子量調節
天然ゴムラテックス	Saclay (仏)	開発	加速器	加硫、機械的性質良

## 2) グラフト重合

プロセス	場所	段階	線源	特徴・用途
アクリル酸グラフトポリエチレン	Dow Chemical (米)	パイロット	加速器	接着性、フィルム
ブタジエングラフトポリエチレン	電々公社 (日)	パイロット	加速器	加硫、可撓性良
ブタジエングラフトポリ塩化ビニル	高崎研究所 (日)	パイロット	C <sub>0</sub> -60	
スチレングラフトポリ塩化ビニル	Dow Chemical (米)	パイロット	加速器	
スチレングラフトセルローズ	高崎研究所 (日)	パイロット	加速器	熱可塑性
ポリエステル/綿混紡布のグラフト	Deering-Milliken (米)	商品	加速器	防汚性

## 3) 重合

プロセス	場所	段階	線源	特徴・用途
エチレン	Brookhaven N. L. (米)	パイロット	C <sub>0</sub> -60	電氣的性質良好、粉末状
	高崎研究所 (日)	パイロット	C <sub>0</sub> -60	
	その他数ヶ所(米、仏、伊)			
エチレン共重合	Farbwerke Hechst(西独)	研究用	C <sub>0</sub> -60	
トリオキサン	HB.N.P.C. (仏)	パイロット	X線	
	高崎研究所 (日)	パイロット	加速器	高重合度
不飽和ポリエステル被覆	Radiation Dynamics (米)	商品	加速器	
不飽和ポリエステル-ガラス積層物	Ford Motor (米)	商品	加熱器	
ウツド・プラスチック結合材	American Novawood	商品	C <sub>0</sub> -60	硬度、強度、寸法安全性
	Lockheed-Georgia	パイロット	C <sub>0</sub> -60	床材、家具

## 4) 合成

プロセス	場所	段階	線源	特徴・用途
臭化エチル	Dow Chemical (米)	商品	C <sub>0</sub> -60	アンチノック剤、中間体
炭化水素のスルホン化	Esso Research (米)	商品	C <sub>0</sub> -60	生物分解用合成洗剤
炭化水素の塩素化	高崎研究所 (日)	研究中	C <sub>0</sub> -60	
ベンゼルの塩素化	Wantage (英)	研究中	C <sub>0</sub> -60	
パラフィンの酸化	(ルーマニア)	工業的	r線	
炭化水素のクラッキング	石油化学研究所 (ソ)	パイロット	加速器	
パラフィンのスルホクロール化	放射線工学研究所 (ソ)	パイロット	C <sub>0</sub> -60	

# 原子力用鋼材標準化懇談会

委員長 湯川正夫

現在、わが国において原子炉機器に使用される鋼材は、ほとんど国産化されており、今後における原子力発電所建設計画の進展および経済性向上のための単機容量の増大に伴う機器の大型化により、これに使用される国産の原子力用鋼材は著しく増加することが予想せられる。

しかるに、わが国における原子力用鋼材規格は次表に示すとおり、きわめて不備であり、大部分を外国規格に依存している状態である。

	ASTM	JIS
鋼板	30 規格	1 規格
鍍鋼	31 "	2 "
鑄鋼	16 "	5 "
鋼管	22 "	9 "

なお、関連学協会においては、いづれも早くから原子炉圧力容器に関して多方面にわたる研究を進めているが、標準化の基礎となる研究が主であり、まだ標準化の動きはない。たとえば、火力発電技術協会では原子炉圧力容器の設計、加工技術に関する基準を確立するため、ASME Section III. に関する調査研究を行ない「原子力圧力容器規程(案)」を作成した。これは今後、わが国における原子力用圧力容器製造の指針となると考えられるが、その材料規格はASME規格をそのまま引用している。

上記の状況にかんがみ、原子力用鋼材規格の確立は現実にさし迫つた問題であるため、日本原子力産業会議は昨年8月、30名の委員(材料メーカー8名、フアプリケータ4名、電力関係4名、学識経験者5名、関連協会3名、および政府関係からオブザーバー6名)から成る「原子力用機器鋼材標準化懇談会」(委員長・湯川正夫 八幡製鉄副社長)を設置し、産業界の立場から、この問題について審議を続けてきた。その審議結果、原子力用鋼材の標準化に関して政府に要望書を提出する必要があることを議決し、本年はじめから要望書作成のためのワーキング・グループを編成して、その作業を行ない、去る2月15日の懇談会において要望書案について全委員の賛成が得られた。本要望書は本月下旬開催の日本原子力産業会議理事会の承認を経て政府関係当局に提出の運びとなつている。この要望書の概要は次のとおりである。

## ○ 原子力用機器鋼材標準化に関する願望

### 要 望 事 項 :

わが国の原子力用鋼材規格は、きわめて不備の状態であり、原子力用鋼材についての日本工業標準規格（JIS）を早急に制定し、充実せられることを強く要望する。なお、原子力用鋼材規格は種々の特異性を有するため、在来の一般のJISのあり方、すなわち、その内容、および制定、改廃の即応体制について検討を煩したい。技術の急速な進歩に即応するための体制としては、たとえば、これに対処する常設的な委員会の設置などを要望する。

### 規格の特異性:

原子力用鋼材規格は下記の特異性を有しているため規格作成にあたり、特に留意を煩したい。

#### (1) 高水準の標準化

原子力用鋼材、特に原子力用圧力容器に使用される鋼材には格段の安全性が要求されるので、高水準の標準化が必要である。

#### (2) 材料基準、検査基準の一元化

原子力用鋼材は、製造と、非破壊検査を含めた試験検査とが不可分な関係にあり、また特に安全性が要求されるため、材料基準、検査基準を一元化した規格の作成が必要である。

#### (3) 規格の即応体制

原子力用鋼材は、特に急速に進歩しつつある技術に即応し、規格の制定、改廃を迅速に行なう必要がある。

#### (4) 「原子力用」としての標準化

原子力用鋼材は上記の特異性を有しているため、在来のごとく種々の用途を含めた品種別規格でなく、「原子力用」としての別枠の鋼材規格の確立が必要である。

### 規格の形態:

原子力用鋼材規格を権威づけるとともに今後の原子力産業の発展に備えて国際性のある標準とするため、日本工業標準規格（JIS）とすることが望まれる。しかし、原子力用鋼材の標準化は前記の特異性を有するため、在来の一般のJISのあり方について検討を煩したい。

また、これが困難な場合は、業界において作成された権威ある団体規格についてJISに準ずる取扱を行うか、または逐次JIS化させることにより、原子力用鋼材規格を権威づけることを希望する。

107-D1



皆 さん

- 読書の前後によく手を洗い
- ゆびをなめずにページをひらき
- 表紙を巻きかえさず
- 書き込みや折り目もつけず
- いつも気持がよいように

読みましょう