

最近における内外の原子力発電開発の動向

牧 村 信 之



〔写真は牧村信之氏〕

〔概 要〕 原子力平和利用として、将来のわが国のエネルギー需給の面でも国民生活水準の向上の面でも重大な影響をもつ、原子力発電の開発利用の現状と将来性について、諸外国における動向をまとめて説明したものである。

1. は し が き

昨年秋6年ぶりにジュネーブで国連主催の第3回原子力平和利用国際会議が開かれた。ジョンソン米大統領とフルシチョフソ連首相は、それぞれ同会議にメッセージを送り、申合わせたように原子力の平和利用の恩恵がいよいよ人類の手中におさめられようとしていることを強調している。今回の会議は、原子力平和利用の各分野のなかで、特に原子力発電に関連する技術に論点が集中された。

1955年の第1回目の会議が原子力平和利用の夜明けであり、英国で開発されたコールダー・ホール型原子炉の大合唱であったとすれば、1958年の第2回目の会議は、原子力平和利用分野の拡がりの偉大さを示すパノラマの場であり、また米ソを中心とした核融合反応装置のデモンストレーションの場でもあった。これに較べると今回の会議は米、英、ソ、仏、加などの原子力先進諸国をはじめその他の欧州各国から実用規模の原子力発電所の運転経験が披露され、この実績の上に各国それぞれの立場で今後の動力用原子炉の改良発展の方向を示したことが、焦点の一つであったといえよう。

世界最初の原子炉が動いてから23年、原子炉で発電がおこなわれてから14年になる。世界で既に運転している原子力発電所は約35、出力合計約350万kWe、建設中のものは1,000万kWeを越えている。原子力発電が安く安全にできるならば、将来のエネルギー源の中心におくべき最有力候補であることに間違いない。

わが国では、昭和38年10月26日、出力1万2500kWeの軽水冷却型動力試験炉が日本原子力研究所で運転が始められ、本年夏には16万6000kWeのコールダー・ホール改良型原子炉が日本原子力発電(株)で運転が開始される予定である。

原子力関係の研究開発は、動力炉開発のほかRIの利

用等この10年間に原研を中心とする政府予算が約400億円、住友、日立、富士古河、三井、三菱系のいわゆる5グループを中心として原子力開発に使った金が約2倍と想像され、総計1,000億円を大きく越える予想される。

また原子力発電(株)をはじめとする電力会社による実用規模動力炉の建設計画は急速に具体化し、昭和45年度までにさらに4基約120万kWeの原子力発電所が、各所で建設される見込みである。

このように原子力開発とくに動力炉の開発は総合エネルギー政策の上からも、産業、工業政策の上からも新しい局面に入ったものと考えられる。原子力委員会でも、動力炉開発懇談会を昨年秋から開催し、わが国の動力炉開発についての基本政策について新たな検討を行なっている。

2. エネルギーとしての原子力

(1) エネルギーと原子力発電

エネルギー問題の将来としてのパトナムの論文は広く紹介されている通りであるが、1951年から2050年までの100年間に原子力以外の摂取可能な世界全体のエネルギーは32.2~37.2Qと予想されるのに対し、この間におけるエネルギー消費量は少なくとも72Q(7000kcal/kg石炭換算2.6兆t、増加率3%)となり、この需用と供給のギャップ35~40Qを埋めるものとしては原子力以外にはないと予想されている。このため2050年における原子力の全エネルギーに占める割合は実に50~60%にも達しようとしている。

原子力の解放はこの意味で歴史的なできごとであり、各国とも原子力の開発には戦後早くから積極的な意欲をもやしたわけである。また、現在みられる石油資源の自由化とその消費の急激な増加が促進されてきたうらには原子力のもつ巨大なエネルギーのポテンシャルが重要な役割を果たしてきたとも判断される。

経済の成長、人口の巨大化および国民経済の構造変化によって生ずる20世紀後半のエネルギー総需要はおおよそ200億t/年(7000kcal石炭換算)もしくはそれ以上と予想される。また地下燃料資源をもたない諸国では時代の経過とともに莫大なエネルギー需要の増加とエネルギー輸入依存度の増大について報告している。わが国の将来のエネルギー需要は国民所得倍増計画によると昭和45年で

約 3 億 t/年、昭和 55 年には約 5 億 t/年 に達する見込みであり、輸入 エネルギー依存度は昭和 34 年 34%、昭和 45 年 59%、昭和 55 年 73% にも達するとみこまれている。これらの値は昭和 38 年 12 月に報告された通商産業省の総合エネルギー部会報告では約 3 年短縮され、需要見通しを昭和 55 年まで延長すると 7.4 億 t/年 に達する。現在の 経済成長率をやや低下（倍増期間 15～20 年）させて、20 世紀の末の見込みを行なえば 11～20 億 t/年 が考えられるにいたっており、輸入依存度は 80～90% に達するものと思われる。

エネルギー部会では、原子力発電の意義をエネルギー政策の基調として低廉、安定化をはかる意味からもこれを強調している。わが国における原子力発電の利点をエネルギー政策上から見たとき次の通りである。

(i) 外貨の節減 昭和 47 年度にはわが国一次エネルギー供給量の 69.3% にも達すると見込まれ、この輸入に要する外貨は約 27 億ドルと試算されている。すなわち 2.5% 濃縮ウラン(≒ 20 万 \$/t) を 0.9% 減損ウラン(≒ 4 万 \$/t) まで燃焼させ 20,000 MWD/t の熱を抽出したとすれば、≒ 16 万 \$/t であるから石炭を ≒ 2.5 \$/t で購入するのと同等の計算になる。濃縮ウランの輸入は化石燃料の輸入に比較して数分の一の輸入コストですむ。

(ii) 備蓄対策 昭和 37 年度下期における 1 か月分の原油処理量 370 万 kl を貯油するための貯油設備は 356 億円の多額を要するとされている。100 万 kW_e の発電所で重油火力の場合原油 157 万 kl の備蓄が必要であるのに対し、天然ウランにして 360 トン程度ですむ。施設費、備蓄燃料費、および年間経常費は、重油火力に比し 0.6%、40% および 10% といずれも低廉である。

(iii) 輸送手段 重油火力の一部に変わって原子力で行なった場合、昭和 55 年の重油節約量は 1,000 万 kl 以上となり、それに要する船腹量は 5 万 t 級タンカーで約 30 航海になる。しかも核燃料の輸入は割安である。

(iv) エネルギー供給先の分散、供給源の多様化

(v) エネルギー資源の枯渇化の援軍 在来資源の枯渇化については先に述べた通りであるが、現在の消費率で化石燃料を消費していくと、化学工業は、その最も重要な原料を確保できなくなる。

(2) ウラン資源

第 1 回ジュネーブ会議では、世界で 100～200 万 t (U₃O₈) と評価されていたウラン埋蔵量 (10 \$/U₃O₈ 以下のもの) はその後の採掘などのための減少とともに、さらに近年数か国の主要ウラン生産国が、その埋蔵量の修正を行なっている。その鉱量は表-1 の通りである。

世界におけるウランの生産は、1959 年の 4.3 万 t U₃O₈ をピークとし、1962 年には 3.3 万 t と減少を統

表-1 世界におけるウラン埋蔵量
(単位 千 t U₃O₈)

	1964年	1971年
米	160	96
カナダ	207	188
南ア	147	134
その他	75	56
合計	589	474

(註) (1) 8 \$/lb U₃O₈ 以下のものではない。
(2) Faulkner ウラン鉱業の見通し、1964 年 9 月 16 日米国鉱業会 AEC 原材料部長の発表

けている。この傾向は今後も続き 1970 年までに 1.4 万 t に減少するが、1970 年以降は原子力発電の需要増加により急激に上昇するものと予想されている。このため米国では 1970 年頃までは 8 \$/lb U₃O₈ を保つと予想しているが、自由市場では 1970 年までは 5～7 \$/lb U₃O₈、それ以降は上昇するであろうと予想している。世界の 1980 年までの需要量を総計 29～41 万 t と推定すると、1975 年までの供給に困難はないが、1975 年以降の急激に増大する需要のテンポに対し、採鉱によってこれをカバーする考えである。1980～2000 年におけるウランの総需要量は 150～200 万 t とアメリカ AEC は推定しているが、現在把握されている鉱量は 1980 年頃にはほとんど枯渇に近づくので、各国とも 10 \$/lb 以下の低廉な鉱石の採鉱により 100 万 t 程度の鉱量増加と、それ以上の価格の採鉱、処理技術の開発が必要であるとしている。

石油および石炭に関し、その埋蔵量の減少ないしコストの上昇については過去において議論が行なわれてきたが、しかし実際にはコストは何十年もの間大きな変化をしていない。したがってウランが実際必要になった時にははるかにこれらの量を上まわって自由に世界において得られようという見方もないわけではない。

さらには、1980 年以降には後述する高速中性子増殖炉の出現により、核分裂性物質の自給体制の確立も予想されよう。

(3) 各国における原子力発電計画

わが国における原子力発電計画は昭和 36 年 2 月原子力委員会の制定した「原子力開発利用長期計画」において、わが国経済の成長に伴う将来のエネルギー需要の増加に対処すべき電力需給の一環としての原子力発電長期計画が策定された。その策定に当たっては海外の情報を種々分析した結果、45 年前後に原子力発電が重油専焼火力に対し経済的に十分匹敵しうる技術開発が得られるという見通しから、原子力発電開発の目標は 46 年度から 55 年度の 10 年間（後期）に 850～600 万 kW_e を開発することとしている。この目標達成のための準備開発をするという意味で 36 年度から 45 年度までの 10 年間（前期）にまず 100 万 kW_e の原子力発電を開発することを計画している。

この原子力発電長期計画を推進するにあたって、電力事業者が相協調して前期 100 万 kW_e を積極的に開発することとし、必要な助成措置として、

(i) 政府は可能なかぎりの助成措置を行なうこと。

表—2 昭和 39 年度電力長期計画における原子力発電開発計画

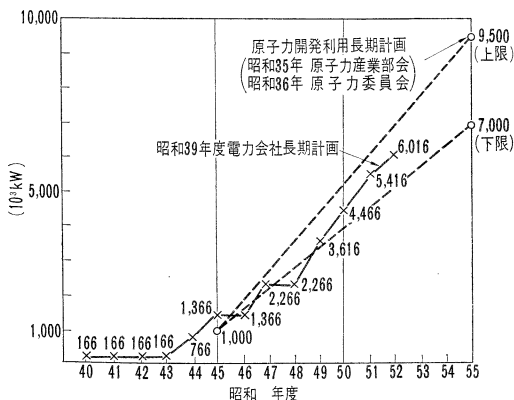
会社名	発電所		年 度 (昭 和)													備 考
			40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	
北 海 道	1号炉	MW 250										4月	250 MW (原子力又は火力)		11月	
東 北	1号炉	350										10月	350 MW		10月	
東 京	1号炉	350		4月	350 MW				10月							福島県双葉郡双葉町および大熊町 (建設費 270~300 億円)
	2 "	600				10月	600 MW				10月					
	3 "	600						11月	600 MW				11月			
	4 "	600								10月	600 MW				10月	
	(計)	2,150	0	0	0	0	0	350	350	950	950	1,550	1,550	2,150	2,150	
中 部	1号炉	250		4月	250 MW				10月							三重県 (建設費 270~300 億円)
	2 "	500								500 MW (推定)						
	(計)	750	0	0	0	0	0	250	250	250	250	750	750	750		
北 陸																調査地点あり (重油又は原子力 250 MW)
関 西	1号炉	300	3月	300 MW				3月								福井県美浜地点 (建設費 270~300 億円)
	2 "	300				12月	300 MW				12月					
	3 "	500									500 MW (推定)					
	(計)	1,100	0	0	0	0	300	300	300	600	600	600	1,100	1,100	1,100	
中 国																調査地点あり (重油又は原子力 350 MW)
四 国	1号炉	350								10月	350 MW				10月	
九 州	1号炉	250								1月	250 MW (重油又は原子力)			11月		
	2 "	350									10月	350 MW (重油又は原子力)			8月	
	(計)	600	0	0	0	0	0	0	0	0	0	250	250	600	600	
9 電力計	14 炉	5,550	0	0	0	0	300	900	900	1,800	1,800	3,150	4,000	4,950	5,550	
電 発																調査地点あり (西地域において 原子力 300 MW)
原 電	1号炉 (ガス冷 却型)	166	—													茨城県那珂郡東海村 (建設費 425 億 (内増加分 75 億円)) 福井県敦賀市 (建設費 280 億円)
	2 "	300		300 MW												
	(計)	466	166	166	166	166	466	466	466	466	466	466	466	466	466	
全 国 計	16 炉	6,016	166	166	166	166	766	1,366	1,366	2,266	2,266	3,616	4,466	5,416	6,016	

(ii) 原子炉施設等の適正な国産化体制の整備をはかること。

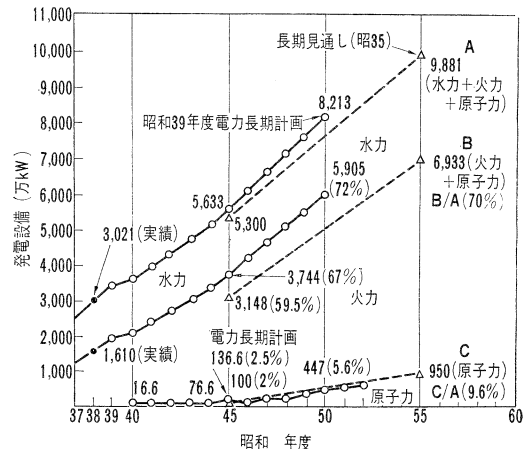
(iii) 長期的燃料サイクルの確立，核燃料の確保等の

燃料対策の確立をはかること。

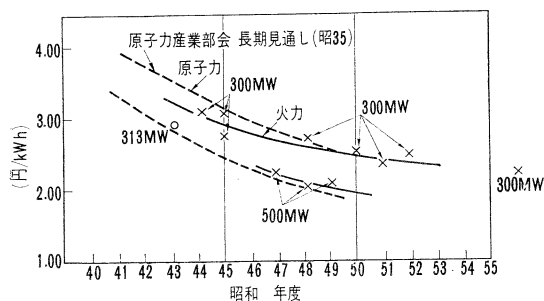
(iv) 安全技術の確立をはかること。



図—1 原子力開発利用長期計画と昭和 39 年度電力会社長期計画との比較



図—2 電源設備拡充趨勢図 (電気事業用)



註 1. 負荷率 80%
 2. ×印 電力会社試算例 (減債基金償却)
 ○印 原子力産業部会資料 (定額償却・初年度コスト)

図-3 原子力発電コストの試算例

(v) 災害補償制度の確立をはかること

が強調されている。

アメリカでは 13 基の動力炉が運転されており、その設備容量は約 100 万 kWe に達している。1968 年末には約 450 万 kWe、1980 年には 6,000~9,000 万 kWe の設備容量になると予想され、総設備容量に対し原子力発電容量は約 10% を占めるものと予想している。

イギリスでは現在設備容量 125 万 kWe で、これを 5 つの発電所、14 基の動力炉で運転されている。これは総設備容量に対し 5% に相当する。第一次原子力発電計画が達成される 1969 年までに 515 万 kWe、第二次原子力発電計画が達成される 1975 年までには 1,000 万 kWe 以上になる計画である。

ソ連の設備容量は間もなく全出力運転に入るノボボロネジエ原子力発電所の 1 号炉 (21 万 kWe) を含めると 90 万 kWe を超える。1970 年までには総設備容量は数百万 kWe になり、1980 年には 1,000 万 kWe のオーダーになるものと予定されている。

フランスは、現在炭酸ガス冷却型の G-2、G-3 および EDF-1 で合計 15 万 kWe の電力を発生している。

1968 年には総設備容量で 165 万 kWe になるものと

考えられており、現在検討中の第五次開発計画では 1966~1970 年の 5 年間に 250~400 万 kWe の原子力発電所の建設が考慮されている。この中には 1966 年に運転が予定されている重水減速炭酸ガス冷却炉の原型炉からの発電も含まれる。

カナダでは、自国で開発した重水減速冷却型 NPD (1.93 kWe) 1 基が運転中であり、その技術を生かして、ダクラスポイントに CANDU 原子力発電所 (20.3

表-3 各国の原子力発電設備容量の推移 (MWe)

	1964 年	1970 年	1980 年
アメリカ	1057	6,000	60,000~90,000
イギリス	2300	5,150	数万
ソビエト	990	数千	数万
フランス	150	2,500~4,000	
カナダ	220	700~1,200	5,000~7,000
日本	12	1,000~1,400	7,000~9,500
世界	5000	25,000	150,000~250,000

1964 ジュネーブ会議における各国提出資料による。

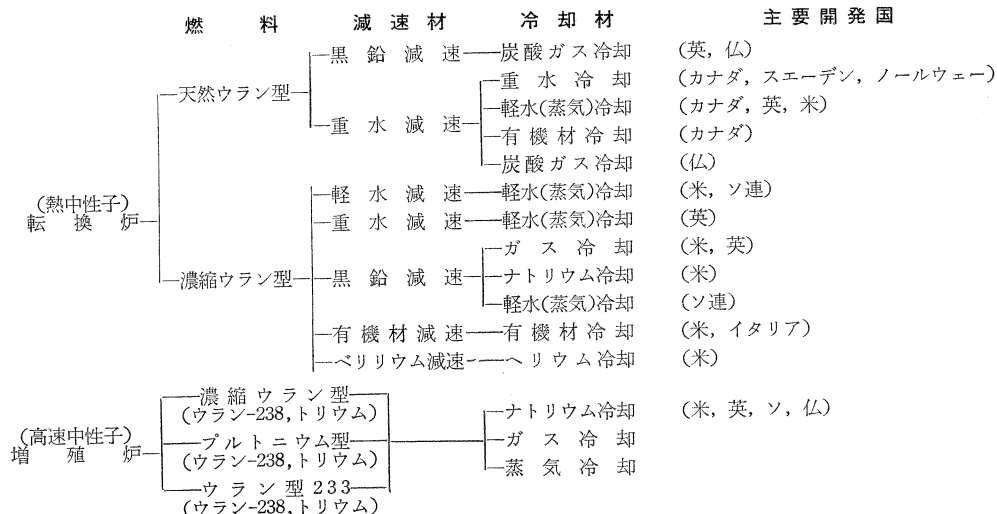
kWe) を現在建設中である。これにひきつづいて 2 基で 100 万 kWe の原子力発電所の建設、計画も具体化しようとしている。1971 年には 70~120 万 kWe、1981 年には 500~700 万 kWe の総設備容量に達するものと推定されている。

3. 動力炉開発のパターン

(1) 動力炉開発のコースと背景

動力炉の主要な型式を燃料、減速材、冷却材別に分類すると主要な型式は下記の通りである。

これらの型式のうちで天然ウラン黒鉛減速炭酸ガス冷却型 (コールダー・ホール型あるいはマグノックス型) および濃縮ウラン軽水減速冷却型 (軽水炉) は、型式として運転の実績をもちほぼ技術的に実用の域に達したものとみられ、これについて天然ウラン重水減速重水冷却型も同様の域に達したものとみられており既成型と呼ばれる。また核燃料の燃焼により生成されたプルトニウムが燃焼したウランより増加する (転換比 1 以上) ものを



増殖炉，増加しない（転換比1以下）ものを転換炉としており，前者は高速中性子による核反応において多くが期待される（トリウム系を燃料とした場合には熱中性子による核反応においても期待しうる）。

各国における動力炉開発のコースはほぼ次の3つに大別できよう。

- (i) いわゆる既成炉の改良発展から高速増殖炉に引き継ぐ。
- (ii) いわゆる既成炉の改良発展と平行し，転換比が高く，かつ経済性が得られることが期待される新しい炉型（高級転換炉）の開発利用をへて高速増殖炉に引継ぐ。
- (iii) 当分は（20年程度）は天然ウランの高燃焼度が期待される既成炉の改良発展にのみ期待する。

アメリカとソ連を除く各国は初期の頃には濃縮ウラン製造設備を持たず，またイギリスでは濃縮ウラン製造設備をもっぱら軍事用の需要に充当した。このためイギリスとフランスでは，天然ウランによって可能な動力炉の開発に力を注ぎ，Pu生産炉としても比較的有効なガス炉が開発され，軍事用のPuの生産を合せ行なうことが考えられた。イギリスのコールダー・ホール原子力発電所はこのような目的で実用規模動力炉として世界に先がけて実用運転に成功したものである。

アメリカとソ連では，原子力平和利用に関する政府の強力な推進策により，すでに原子力潜水艦など船用動力炉等を基本モデルに濃縮ウランをもちいた陸上動力炉の開発が進められた。初期の間はさらに優れた原子力発電方式に関する技術的可能性と安全性を示す基礎的な科学的工学的データを得ることで，プルトニウム生産炉，船用動力炉，試験研究用原子炉などから得られた知識の吸収にあった。

アメリカでは優れた原子力発電方式の実際的なもしくは経済的可能性を実証することにも力が注がれた。政府と産業界が共にこの目的のために連続進展をはかる政策がとられてきた。電力会社は自社の原子炉の計画，建設のための研究，開発の助成，核燃料貸借料の免除等の強力な助成策によりこれを推進してきた。動力炉の型式も軽水減速冷却型以外多くの型式についてその開発費の助成が行なわれたが，軽水減速冷却型については技術的な信頼性と経済性の面で大きな位置をしめるにいたった。

アメリカにおける軽水減速冷却型の建設費と発電原価の低下は，各国における動力炉開発利用政策に大きな影響を及ぼした。イギリスでは，中央電力庁（CEGB）総裁ヒントンは，CEGBとしては安い電力を需要者に供給する責任を有するから，世界的規模で自由に選択し，もし経済的により有利な発電炉があれば外国で開発された炉型でも導入すべきであること示唆した。イギリスの第一次原子力発電計画にもとづく500万kWeの建設は

Wylfa 原子力発電所で終わり，1964年3月に発表されたが，第二次原子力発電計画によれば，1970～1975年の間に建設する500万kWeについては高温ガス冷却型（AGR）ないし軽水冷却型（SGHWR）の2つが候補であるとみられるが，近くCEGBがこれらについて入札を求め，その上で決定することになっている。ただし軽水冷却型の応札社もイギリスの企業であることを前提とし，マグノックス被覆炭酸ガス冷却型が時代遅れになったというわけではなく，ある条件ではまだ最適の動力炉であるとしている。いずれにしても次期計画の炉型については経済性の重視によりいまだ決定をみていない。イギリス以外フランス，カナダでも安い原子炉の魅力に対し無視し得ない経済性の配慮がみられる。

各国がそれぞれ動力炉の開発利用のコースを定めている要因は，エネルギー政策における核燃料政策および技術政策ないしは工業政策，それらを包含する産業政策にそれぞれの立場があるからとみられる。

アメリカは新しい産業技術と技術界のリーダーシップをとるための貢献者としての役割を民間産業界と政府との協調により，その実を着実に達成してきているが，フランスやカナダでもそれぞれ動力炉の設計から建設までの動力炉開発を新しい工業基盤の確立の面から強力な国民的背景をもってとりくんでいる。しかしながらイギリスにおける第二次原子力発電計画における炉型選定にからむ前記諸問題は，世界の自由市場における炉型の経済性の究明において，使用者である電力事業者の立場と開発主体者である製造者との相反を無視することはできないことを示している。イギリス原子力公社（AEA）が開発した炉型にもとづきCEGBが発注し，産業界がAEAとのライセンスコントラクトによって開発した技術によってこれを建設するという一見理想的な開発体制は円滑に動かないようにもみえる。

フランスでもイギリスとほぼ同様に開発を推進するCEAがあり，電気事業者としてEDFがあり，イギリスとの体制的な類似点は少なくないが，設計方法や開発手順は異なっているといえよう。製造技術の育成に関し少数精鋭主義によるいわゆるチャンピオン方式などは特徴のあるものといえよう。

西ドイツとイタリアでは先進諸国で開発された炉型の建設を通じて工業基盤の育成にその主力が求められているが，西ドイツはこれらの技術の導入を通じて将来の原子力工業を独自の技術確立，さらには輸出産業にまでレベルアップを目指しており，その積極的な意欲は遅れて出発した諸国に対し参考になるであろう。このように工業政策は諸外国においても形式的な面からきめ細かな質的な面において今後着実な進展が期待される。

これら諸国間では，重水冷却型に関するカナダからのイギリス，アメリカへの技術連繫，高速増殖炉に関する

アメリカとドイツとの共同研究, さらには欧州におけるユーラトムを中だちとする研究の分担等に国際協力の場で give and take の形で技術交流が行なわれ, 動力炉の開発が進められていることに注目しなければならない。これは国際分業化と技術, 人材の積極的な交流を意味しよう。

(2) 動力炉の発展の方向

原子力の解放という新しい芽は, 転換炉や増殖炉における基本要素の組合せのさまざまな種類を作りあげた。現在これらの組合せの主要なものは先に示したとおりである。これら組合せのうちどの型がその時代の主流となり得るか。これはいつに動力炉を必要とする社会的要請と動力炉を利用する人々の要請によって決せられるものと考えられる。長期的な視野における社会的要請はエネルギー対策と原子力工業基盤の確立がその主要なものとなるであろう。動力炉利用者からの要請は広い意味での経済性すなわち安いこと, 信頼できるもの, 効用の大きいものということができよう。これを動力炉を生み出す側から眺めるならば, エネルギー対策としては広義の単位ユニットの増大を示す方向であろう。利用者の要請にこたえて建設費, 発電コストの安いもの, 信頼性, 安全性のある機器であること, 運転がしやすいもの, 熱効率の高いもの, 燃料が燃焼度の高いものあるいは転換比が高いものなどの組合せ, 最適化が最善のものでなくてはならない。単位ユニットの増大は大容量化と同時に出力密度または比出力の向上とに結びつくであろう。建設費, 発電コストの低下は大容量化, さらには設計の単純化, 機器の標準化, 量産化によりなされるであろう。すでに建設計画中の原子力発電所には 100 万 kW のユニット容量が考えられている。また海水の脱塩と発電の多目的動力炉は 250 万 kW が考えられている。

動力炉の改良発展はまた技術の連続した流れにおいて

のみ生みだされる。この意味ではその国のもつ科学技術の潜在的な力と同時に開発に向けられる有機的な体制と努力とが必要である。

発電コストは国情によってまた炉型によって異なっている。しかし既成炉では原子炉材料, 燃料および設計などの技術の進歩, 大容量化ならびに産業界の自由競争により建設費は着実に低下してきたし, 今後も設計の単純化, 機器の標準化, 量産化などによって低下して行くであろう。建設費は 140~280 \$/kW で最初にできたものの約半分にまでなっている。また運転費は 1.3~2.8

表-4 各国における原子力 1 ミル/kWh の範囲に
発電所のコスト がある。

	建設費 (ドル/kW)	運転費 (ミル/kWh)	
カナダ	250	1.3	技術的には, 運転 経験により多くの炉 で初期設計出力レベ ル以上に向上させる ことができた (アメリカのヤンキー原子力発電所では 11 万 kW の設計に対し, 18.5 万 kW の出力を記録 している)。
フランス	255	2.3	
ソ連	255	—	
イギリス	280	2.3	
アメリカ	140	2.8	

発電コストのうち, その運転費の主要な部分である燃料費は燃料加工技術の改良, 製造規模の増大, 燃焼度の上昇により低下している。イギリスの黒鉛減速炭酸ガス炉では平均燃焼度は 3,000 MWD/t から 4,000 MWD/t 以上と反応度限界まで使用できる見通しがバークレーの照射後試験でえられた。

アメリカにおける軽水冷却型の核燃料に使用される UO_2 は, 現在実用化の域に達しているといえよう。しかしながら核燃料としての UO_2 の最大欠点は熱伝導度が低く, また核分裂可能なウランの密度の低いことが欠点である。これは高出力密度, 高温, 高燃料度を目指す発展の方向に制限をもたらしざるをえない。照射特性がよくてかつ熱伝導度と融点との積の大きなものへと要求

表-5 各国で開発されている高級転換炉

炉型式	国(機関)名	原子炉名	所在地	臨界年	正味出力 (MW _e)	備考
重水減速炉	米	CVTR	Parr. SC.	1963	17	重水冷却, 压力管型
	英	SGHWR	Winfrith	(1967)	100	軽水冷却
	仏	EL-4	Brittany	(1965)	75	炭酸ガス冷却
	西独	MZFR	Karlsruhe	(1965)	50	重水冷却压力容器型, 多目的炉
	"	AKB	Sudbayerm	(1969)	100	炭酸ガス冷却
	カナダ	NPD	Rolphton	1962	20	重水, 冷却, 压力管型
	"	CANDU	Douglas Point	(1965)	200	"
	スウェーデン	Ågesta	Ågesta	1963	(65 MW _t)	重水冷却, 暖房用熱 50 Mt
	"	Marviken	Marviken	(1967)	200	重水冷却, 核過熱直接サイクル沸騰型
	チェコ	HWGCR	Bohunice	(1965)	(150 グロス)	炭酸ガス冷却
高冷温冷却炉	米	HTGCR	Peach Bottom,	1964	40	UC ₂ -ThC ₂ 混合燃料ヘリウム冷却
	英	AGR	Windscale	1962	28	2.5% 濃縮 U, ステンレス被覆燃料, 炭酸ガス冷却
	西独	AVR	Julich	(1968)	13.2	20% 濃縮 U, 黒鉛減速ヘリウム冷却ベベルベット型
	ENE A	Dragon	Winfrith	1964	20	黒鉛減速, ヘリウム冷却, 20% 濃縮 UC ₂ -ThC ₂ 混合燃料
有材機炉	米	Piqua	Ohio	1963	11.4	1.94% 濃縮 U-3.5 Mo-0.1 Al 円筒形燃料, ターフェニル減速冷却
ナトリウム炉	イタリア	PRO	Bologna	(1965)	(30 MW t)	サントワックス減速冷却
	米	HNPF (SGR)	Hallam, Nebraska	1962	75	3.6% 濃縮 U-10 Mo 燃料, 黒鉛減速, ナトリウム冷却

は、 UO_2 、ウラン合金などの実用化の域に達しているものの、性状の改良、適用範囲の拡大、コストの切下げなどのため製造方式、燃料体の形状の改善とともに新しい化合物の開発、すなわち 550~600 W/cm (熱伝導度×融点) もある UC, UN, US, UP 等 (UO_2 92 W/cm, U; 380 W/cm) のセラミック系の燃料の実用化の研究開発が急速に進められている。

このような急速な研究開発の進展の各国における動向を代表的な炉型 (各国で開発されている高級転換炉を含め) について説明してみる。

(i) ガス冷却型 イギリスの板状燃料とフランスの環状燃料、これに濃縮ウラン、クラスター燃料体 (AGR) さらにアメリカの HTGR の燃料体がこの型の燃料の先端である。燃料あたりの電気出力を高めるには、燃料比出力の増大、ガス出口温度と熱効率の上昇、ポンプ動力の減少の3つが考えられるが、ガス温度の上昇は、マグノックス被覆材を使用する限り余り進歩が期待できない。ポンプ動力の減少にも限度があるので、結局ガス冷却炉の将来性は比出力増大の見通しにかかっている。これにはまずガス圧力の増大が影響する。ガス圧力 147 psi のブラッドウエル発電所の 0.63 MWe/t から圧力 284 psi のダンジネス発電所の 0.9 MWe/t までに約 45% 増加したが、このうち比熱出力の増大が 25%、熱効率の増大が 16% であった。フランスの EDF-5 ではプレストレス・コンクリート容器の使用によって圧力は 40 kg/cm² に比電気出力は 1.65 MWe/t になると予想される。

比出力の上昇にはガス圧力だけでなく燃料体の構造が大きく関係する。イギリスでは中実燃料、中空燃料、内外両面からの冷却環状燃料、ウランを板にしてフィン付被覆で包んだ板状燃料の4種について性能試験を行なっている。核熱設計の立場から比較すると中実では6~7 MWe/t、中空では8 MWe/t、板状では12 MWe/t、さらに環状ならば14 MWe/t 以上のとき炉心容積が最小になる。しかし環状燃料は内部冷却にまだ未解決の困難な問題が多いので経済的には板状燃料が有利であるとしている。フランスは EDF-1 以来中空燃料を使用しているが、この経験があるため将来は環状燃料が最も有利だとして EDF-5 はこの型の燃料の使用が考慮されている。

アメリカでは 40 MWe のピーチ・ボトム発電所で 35 カ月にわたる燃料のインパイル照射が行なわれ燃焼率は 37,500 MWD/t、最高 70,000 MWD/t に達した。設計燃焼率は平均 60,000 MWD/t、燃料表面温度は 1100°C、24 kg/cm² のヘリウム冷却で出口温度は 750°C 蒸気温度は 100 kg/cm² 538°C である。大型化の方向については 500 MWe までは鉄製球形容器、1,000 MWe 台は内径 17 m のコンクリート容器が考えられている。このときの熱効率は 46% とされている。将来 $\text{Th}-^{233}\text{U}$ サイ

クルを採用して、BeO をマトリックス材としてもちいれば転換比は 0.97 に達するものとされている。この計画は実験 BeO 炉 (EBOR) で行なわれ BeO- UO_2 - ThO_2 混合環状燃料体と黒鉛スリーブからなる円筒燃料体を開発中である。これは高温ガス冷却炉 (HTGCR) にむすびつくものである。この炉は黒鉛中に UC_2 - ThC_2 を分散させた燃料を用いることになっている。その他ドイツの球状燃料体をもちいる Pebble Bed 型炉も同様黒鉛中に UC_2 を分散させた燃料となっている。

その他超高温炉実験炉 (UHTREX) は 1965 年に臨界の予定であるが、これは 3 MW 黒鉛減速 He 冷却型での UC_2 燃料の可能性の調査を主眼とするもので、冷却ガスは今までのものより高温 (2,400°F)、高汚染レベルでの運転が予定されている。最初の炉心にはパイロカーボン被覆の微粒 UC_2 を含む押し出し黒鉛チューブを使用するが、これは漸次、被覆なしの UO_2 または UC_2 粒を含む黒鉛円筒で置きかえることになっている。

その他耐火性金属炉 (Refractory Metal Reactor) で W- UO_2 サーメット燃料を用いる予定で、1966 年中に原子炉実験をはじめる予定となっている。この場合の温度は 3,000~4,000°F の温度で運転されることになっており、MHD 発電につながるものとしても興味のあるものである。

このように、黒鉛- UC_2 、 ThC_2 系 (黒鉛-UC, ThC 系は核分裂ガスの保持能力が小さい) が有望で 1600°C までの照射下で良好な核分裂ガスの保持能力を示すといわれている。BeO- UO_2 系はコストの高いこと、毒性のあることのため前者に一步をゆずったかたちであるが、発展の可能性もある。

(ii) 軽水冷却型 UO_2 燃料体の燃焼度は初期の頃は 8,000~9,000 MWD/t であったが 20,000~30,000 MWD/t が実証されつつあり、さらに今後燃焼度の向上が期待できる。これには燃料体の設計製造上の改良のほか冷却材にボロンを熔解して粗調整を行うケミカルミムコントロール、炉内に毒物を一時的に挿入するボロンカーテン、さらに炉心領域ごとに分割装荷など出力分布の平坦化によりこの改良がおこなわれた。

出力の増大も急速で、現在計画中のものは平均約 50 万 kWe、最大 100 万 kWe で 1974 年までに計画が進められるものについては平均約 80 万 kWe 最大 180 万 kWe になるものと考えられている。

アメリカ大西洋岸ジャージー・セントラル電力会社が計画中のオイスターフルーク原子力発電所は 51 万 kWe で見積りを行なっているが、62 万 kWe まで出せることなどがあり、建設費、発電原価の低下は著しいものがある。

燃焼度の向上のために燃料にボロン等の毒物を分散させるいわゆる Burnable poison については急速に実用

表一6 Oyster Creek の発電原価比較

	1968年運開, 正味出力 620 MW	
	化石燃料	原子力
	PENNA	Oyster creek
資本費 (\$/kW)		Oyster creek
発電設備	\$ 105	\$ 110
送電設備	30	3
運転資本	2	2
燃料資本	3	22
計 (\$/kW)	\$ 140	\$ 138
年経費 (ミル/kWh)		
固定費	1.87	1.57
燃料費	1.61	2.35
運転維持費	0.50	0.42
総発電原価	3.98	4.34

基本的前提: 政府の助成金なし, 金利は投資額には 4.25% 資本金に対しては 10% の利益を見込む.

原子力燃料費: U_3O_8 6\$/lb 分離費 2.5 \$/kg, Pu 1970 年まで 10\$/g, 以後 8 \$/g 再処理 1974 年まで 23,500 \$/t 以後 21,150 \$, 再処理準備費 7,833 \$+7,050 \$/t

化するように考えられる.

転換比の向上をはかるため, ThO_2 を炉周に配置するシード・アンド・ブランケット方式と重水を混合することによりその中性子エネルギーのスペクトルを変化させるスペクトラルシフト方式についての開発が進められるとともに蒸気条件の改善のための核過熱炉の開発も進められている. この核過熱炉はソ連の開発がもっとも進んでおり (黒鉛減速炉圧力型), ベロヤルスク 原子力発電所で運転に成功している. この発電所は 10万 kWe で蒸気条件は 90 kg/cm^2 , 535°C である. 燃料体は金属ウラングラファイト管でマルチチャンネルU字形, 被覆を完全にしていない. 将来は One-Through とし直接タービンを駆動することが考えられており, 超臨界の蒸気条件も考えられている.

アメリカでも核過熱の研究が進められ, 蒸気発生部と過熱部が同一原子炉容器内に配置されるインテグラル型, これが別々の原子炉の分離型について開発が進められている. 過熱部領域内の出力密度を余り高くあげられないこと, 過熱部燃料製造費が非常に高価につくためこの技術経済上の開発が大きな鍵となっている. 技術上の問題点としては, 水の浸入によって急激な反応度変化の惧れがあること, 蒸気供給喪失時, 過熱部の燃料体が焼損すること, 燃料体表面のコロージョン, エロージョンの進行およびスケール付着防止のための水分の分離, 高温下における燃料被覆材の耐コロジロ特性などが問題である. また転換比も向上され重水減速型とほぼあうものになるものと予想される.

これら水冷却型の燃料の使用限界の向上として, ガス冷却型と同様 UC, UN などのセラミックの開発が進められている. 特に UC と被覆材とのコンパティビリティの改善のため, 表面被覆および Zr などのをシタなどの表面処理により安定化する研究などが進められている.

(iii) ナトリウム冷却型 実用高速増殖炉の開発の方向は金属ウラン合金燃料ではなくセラミック系燃料をもちい, 炉心は大型炉心の方で開発が進められている. これは経済化の要請からであり, 高燃焼度 ($100,000 \text{ MWD/t}$), 大容量化 (100 万 kWe) が必要とされている. 現在は燃料として UO_2 - PuO_2 系が有力視されているが, UC-PuC 系の熱特性が良好なことからコンパティビリティの改善のため研究が進められている. また熱特性からはサーメット系が考えられアメリカの Enrico Fermi 炉の二次装荷燃料は UO_2 サーメットが考えられている.

アメリカでは 1985 年以降は単位容量 100~150 万 kWe のフルスケールの高速炉が多数商業用として使用されるであろうとの見通しで, 1970 年代の初期に原型炉 ($20\sim 30 \text{ 万 kWe}$), 1980 年代の初期に $40\sim 80 \text{ 万 kWe}$ のデモンストレーション炉を建設する予定である. イギリスはドンレイの高速増殖炉を有力な武器として開発を進めており, 原型炉は 1970 年を過ぎて間もなく稼動し 1970 年後半に実用化を目指し開発を進めている. ソ連でも同様な計画がある.

高速炉としてはその他ガス冷却, 蒸気冷却などの可能性についてイタリア, ドイツ, スイスなどで考えられている.

(iv) その他 高級転換炉としては経済性の重視から有機材冷却型が考えられているが, その他は重水減速で冷却材を水, 蒸気, ガス, 有機材との組合せが考えられている. 燃料体については形状以外特に新しい材料を使用していない. カナダにおける圧力導管式重水炉は容量の増大に対し製造設備の限界がない点が今後の大容量化の傾向に対して注目される.

4. 核燃料サイクル

(1) 核燃料サイクルと動力炉の型式

原子力発電を長期的なエネルギー源にない手としてみた時に, 現在開発されている転換炉による発電方式は極めて短期的なものであり, この方式のみでは急速なウラン資源の枯渇が予想される. そのため, 高速増殖炉などで ^{238}U を燃焼させることによりほとんど無尽蔵にエネルギー源を確保する方式につながった核燃料資源の使い方が問題となってくる. このような核燃料サイクルについての考え方については, アメリカの核燃料サイクルに対する考え方として, 1962 年 AEC が作成した「大統領への報告」に示されている. すなわち核分裂性分質を増殖する高速増殖炉の実用化はかなり遠い将来のことであり, しかも実用化されたとしてもその初期の高速増殖炉は, プルトニウムの増殖比が小さく電力需要の増加量のかかなりの部分を高速増殖炉にするに必要なプルトニウムを生産するほどにはならないであろう. したがって高速

以上の理由により高速増殖炉の開発は各国とも長期の目標で積極的に進められているが、化石燃料資源の有無、熱中性子転換炉の経済性の程度、濃縮ウランの他国に対する依存の可否などが高速増殖炉の開発進行の速度に影響している。カナダでは前に述べたごとく莫大な化石燃料資源のあること、龐大なウラン資源があることのため、重水減速型の開発によって将来数十年の需要をまかなえるとの見通しから高速増殖炉についての積極的な計画はないが、その他の国では上記諸因子を考慮の上その開発のテンポを定めている。

これらの諸国は、ほぼ 1980 年を実用化の目標にかかげ積極的に進められている。

(2) 転換炉から高速増殖炉へ

熱転換炉から高速増殖炉への移行については 図-1 に示す。燃料サイクル系でエネルギー供給の安定かつ低廉化の原則を満たしながら核燃料の長期にわたる円滑な供給の確保と効率的かつ経済的な利用の要請をもとに動力炉の開発利用を考慮しなければならない。核分裂系原子力利用の最終目標としての高速増殖炉には

- (i) ウラン濃縮プラントにより ^{235}U をまず濃縮し、これを高速炉に入れ Pu に転換させつつ、新しい高速炉をプルトニウム燃料に移行させる。
- (ii) 転換炉により Pu を生産させ、その Pu によって高速炉を建設していく。
- (iii) 高速炉系の増殖利得により余った Pu を主力として、新しい高速炉のための燃料として自己拡大させる。

の3つがその拡大してゆく方式である。(i)の方式は濃縮プラントをもつ国では採用され得るが、現在転換炉がその経済性を見通し得、これらの転換炉が多数建設されているため、(ii)の方式が高速炉系の拡大に付して選ばれていると考えてよい。(iii)については、原子力の開発当初の間、非常に重要な意味をもっていた方法であるが、年間消費される Pu の 3~5 倍の初期装荷燃料が必要となり、このためには増殖比が 1.2~1.35 であるこ

と、またエネルギー需要の増大をみこすと、倍增時間は 10 年よりもさらに早くすることが要請される。しかしこのような設計の高速増殖炉は設計技術の面で非常に困難が予想されている。しかしながら転換炉によりプルトニウムが得られることにより、21 世紀以降転換炉によってはウランの需要が巨大となり、供給が堪えられなくなるまでは増殖比はエネルギー上決定的な重要因子としては考慮しなくてもよいと考えられている。

転換炉に用いる燃料の ^{235}U の濃度の異なりで燃料サイクルを眺めるならば天然ウラン型のみを利用すれば非常に簡単なものである。しかし濃縮ウラン型をも含めた利用では、燃料サイクルの要が再処理に集約されることになる。比較的高い濃縮ウランを相当に複雑な過程をへ、あるいは繰返し利用することが必要となる。

これらの過程には、

- (i) ウランから得られるエネルギーをいくらで購入することになるか。
- (ii) プルトニウムはどれだけできるか。
- (iii) 必要な核燃料の需給関係がうまくいくか。
- (iv) 全体の転換炉系の運営が経済的に進められるかの諸問題がうまれる。

比較的高い濃縮度の燃料を使った動力炉から出た使用済燃料には濃縮度のやや低下した濃縮ウラン(減損ウラン)がある。これを次位の動力炉初期装荷燃料とすると、天然ウランベースよりも低い ^{235}U 濃度のものにして取り出す。このようなカスケードシステムによりなるべく価値の低い状態に近づけてからこれを高速増殖炉用に残しておくということが考えられ、このようにして初めにもちいられた濃縮ウランをできるだけ利用するような転換炉型の開発利用も考えられる。また使用済燃料の減速ウランを、濃縮度の高いウランで混合(Blending)してもとの炉などにもちいることも考えられる。カスケードシステムがもし理想的に行ないうれば、再濃縮や混合も必要がなくなり、もし濃縮ウランが輸入である場合には外貨の有効な使い方となる。

C97 ページと C 117 ページに会告(大阪支部主催研究発表講演募集と東海支部総会、同じく陶磁器部会共催の講演会、見学会)を発表してあります。どうぞお眼通し下さい。