炉型別にみた原子力開発とその妥当性と必然性

↓ 平 山 省 一 *

(1978年 8月23日 受 理)

Nuclear Reactor Types from View Points of Their Validity and Inevitability

By Shoichi HIRAYAMA

Since 1942 when the world first nuclear reactor went critical, till 1976, more than 400 research reactors and 223 power reactors have been constructed. Those reactors are classified by their purposes, core structures, fuel types, coolant and moderator materials, and then the progress of development is studied.

The power reactors are grouped into four groups (17 types), i.e. graphite reactor, light water reactor, heavy water reactor, special coolant (liquid metal and organic coolant) reactor. The developments of these 17 reactor types are altogether reviewed and the status of development is classified into five categories; A. commercialized but obsolete presently, B. fully commercialized, C. nearly commercialized, demo plant under operation, D. commercialization expected, X. development projects frozen.

Validity and inevitability for the development of each reactor types are discussed. It is shown that the development of reactor types supported by military use was greatly accelerated without profitable economy, but the reactor types without military supports would require much longer time for achieving full scale commercialization, and that heavy water reactor, not light water reactor which has greater technical advantages and established the commercialization of nuclear power, would be the best reactor type, except for fast breeder, from resource evitability.

KEYWORDS: nuclear power reactors, commercialization, validity, inevitability, research programs, reviews

I. 緒 言

世界最初の原子炉が完成し、初めて核分裂連鎖反応の制御に成功した1942年から1976年までに、世界各国に約440基の研究用原子炉と223基の発電用原子炉が建設されている⁽¹⁾⁻⁽³⁾。

原子炉は、燃料、減速材、反射材、冷却材などの組合せで非常に多くの炉型が考えられる。天然に存在し、最も入手しやすい材料は天然Uと黒鉛であり、原子炉の建設はまず天然U-黒鉛型から出発した。その後、同位元素濃縮を行なった濃縮Uと重水が入手できるようになり、原子炉の設計の自由度が増し、使用目的に合致した各種の炉型の原子炉の開発建設が進められた。

原子炉をエネルギー源として利用する動力炉用原子炉の場合は、エネルギーを効率よく動力化するために高温を必要とし、軽水を用いる場合は高压にしなければならない。人類は、原子炉で初めて大量の放射能を工業的に取り扱うことになったのであるから、この大

量の放射能と高温高压を組み合わせた動力用原子炉に、いきなり取り組むことは困難であった。したがって、原子力開発には、まず高温高压を必要としないPu生産炉や研究用原子炉から始めて、原子炉の特性を充分把握し、大量の放射能の取扱いに習熟し、多数の原子力技術者を養成する必要があった。

第1図は、臨界(または始動)年次を横軸に、研究用原子炉、Pu生産用原子炉、発電用原子炉の建設基数をプロットしたものであり、発電用原子炉に先行して、研究用原子炉が多数建設されており、研究用原子炉が原子力開発の出発点として非常に重要な役割を果たしたことがわかる。研究用原子炉の建設基数の増加は、1968年を過ぎる頃から頭を打ち、その普及が飽和したことを示している。

一方発電用原子炉は、研究用原子炉の建設より遅れて、1950年代に入ってその開発が本格化し、黒鉛炉、軽

* 動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor & Nuclear Fuel Develop. Corp.)

第1図 原子炉建設状況

水炉, 重水炉, 高速炉などの建設が始まっている。

以下, 発電用原子炉について, 炉型別にその開発建設状況を調べ, 炉型の特徴などから技術開発の妥当性と必然性を評価し, その実用化状況を検討してみる。

Ⅱ. 炉型別にみた発電用原子炉の建設

1975年現在で, 運転中, 建設中(一部計画を含む)の発電用原子炉を, 減速材または冷却材の種類によって黒鉛炉・軽水炉・重水炉・高速増殖炉(Na冷却)・特殊冷却材炉の5つに分類してその設備容量を集計し, 始動年次を横軸にとって図示すると第2図のようになる。

黒鉛炉は1954年に開発され, 1969年まで主流を占めている。軽水炉は黒鉛炉より遅れて1957年に開発され, 1966年頃から急増し現在では発電炉において圧倒的なシェアを占めている。重水炉は発電炉としての完成は遅く1962年で, 以後, 着実に設備容量は増大している。高速増殖炉は開発開始が一番早い, 開発テンポが遅くいまだ実用段階とはいえない。特殊冷却材炉は1958年から1971年にかけて開発が進められたが, 軽水炉の実用化でその開発意義を失い, 現在では建設されていない。このほか, 燃料の再処理と組み合わせるその合理化を目指し, 均質燃料(水溶液または熔融塩燃料など)を用いた均質炉の開発も初期に取り上げられた。この炉型は着想はよかったが, 多くの技術的問題に遭遇して, 水均質炉は原型炉段階で中止され, 熔融塩炉は実験炉段階に留まっている。

各炉型別にその開発状況をプロットしたのが第3図

(図中の数字は累積基数)

第2図 発電炉の建設状況

～第6図であり, 以下にやや詳しく説明する。

1. 黒鉛炉

現在までに建設された黒鉛炉は, 冷却材と燃料とによって次の4つに分けられる。

- (1) CO₂冷却-天然U (GCR)
- (2) CO₂冷却-濃縮U (AGR)
- (3) 軽水冷却-濃縮U (LWGR)
- (4) He冷却-濃縮U (HTGR)

以上の炉型別の開発状況を第3図に示す。

(1) CO₂冷却黒鉛炉(GCR・AGR)

CO₂冷却-天然U炉(GCR)は, 技術的問題の最も少ない炉型で, イギリスとフランスが研究炉やPu生産炉の経験を踏まえ, 原子力発電炉の設計とそれに必要な研究開発をいち早く始め, 火力発電と競合しうる実用炉構想を確立した。すなわち

- (1) CO₂は黒鉛と共存性がよいので, 炉心全体を

(図中の数字は累積基数)

第3図 黒鉛炉建設状況

圧力容器の中に収容し、高圧CO₂を裸の黒鉛チャンネルを通る構造(冷却材チャンネルが不要で中性子経済が向上すること、安全性が高いことが特徴)の開発

- (2) 燃料被覆材として、CO₂との共存性、中性子経済、耐熱性のよいマグノックス合金の開発
- (3) 伝熱特性を向上するフィン付被覆管の開発などが、GCRの成功の鍵であった⁽⁴⁾。

この炉型はPu生産で経済性をカバーし、比較的小容量、低性能のまま原型炉から実用炉の段階に進むことに成功し、イギリスやフランスでこの炉型による原子力発電計画が実行に移され、1965年頃までその建設設備容量は急増している。そして、温度条件、圧力条件、出力密度、単機容量などを逐次高め、その経済性の向上を図った。しかしながら、天然Uと黒鉛の組合せでは出力密度の向上にも限界があり、炉心タンクの製造限界などから大容量化による経済性の向上の壁にぶつかり、建設基數38基、最終着工1967年、最終運開1972年でこの炉型の建設は打ち切られた。

イギリスは第2世代の炉型として、ステンレス鋼被覆の濃縮UO₂燃料を用い、炉心のコンパクト化と冷却材圧力および出口温度の上昇を図ったCO₂冷却-黒鉛

炉のAGRの開発を進めた。AGRの原型炉は1963年に運開している。原型炉の温度・圧力は460°C、20気圧でそれほど高くはないが、1966年に着工した実用炉は、原型炉の経験から外挿して炉心出口(650°C、43気圧)という高性能のものであった。そして、蒸気条件163 kg/cm²、538°C、電気出力630,000 kWという画期的な実用炉10基を建設する意欲的な原子力発電計画を実行に移した。この建設計画は、トラブルが続出して運転開始が大幅に遅れていたが、最近ようやく発電が開始され、一時これ以上のAGRの建設を断念し、重水炉または軽水炉の採用を検討していたものが見直されている。

(2) 軽水冷却黒鉛炉(LWGR)

黒鉛型動力炉の冷却材に軽水を用いることは、当時次のような阻害要因があつて、発電炉の実用化を急ぐイギリスとフランスは水冷却を避けた。

- (1) 軽水は中性子の吸収が多いので、天然Uの使用が困難。
- (2) 高圧に加圧する必要があり、炉本体部が高圧設計となり、冷却チャンネル材による無駄な中性子吸収が多くなる。
- (3) 次のような安全上の不安がある。①熱流速一定の沸騰現象の研究が進んでおらず、安定除熱が可能な最大熱流束が不明で、非常にこれが小さいのではないかと。②軽水の喪失により、正の反応度が付加され出力が異常上昇するのではないかと。③核分裂の連鎖反応の安定性に軽水の沸騰現象は悪影響を及ぼすのではないかと。

ソ連は比較的在来のエネルギー資源に恵まれていたので、発電炉の実用化を急ぐ必要がなかった。したがって、高い出力密度がとれて、炉心が小さくなり、系統がシンプルになり、経済性の向上が期待される軽水冷却の黒鉛炉(LWGR)の開発に挑戦した。このため濃縮Uを採用し、冷却用軽水を直径15mmのステンレス鋼細管に封じ込み、中空ベレット燃料の中心部を通して内面から除熱する構造とした。これにより、炉心の特性に及ぼす軽水の影響と炉心全体を高圧とする設計の難しさを避け、軽水冷却の阻害要因を排除して1954年に電気出力5,000 kWの第1号機を運開し、当時としては、世界最初の商用規模の発電炉の完成として関係者の注目を浴びた。その後、1964年に第2号機(Beloyask-1、間接沸騰水型、340°C、110 kg/cm²、510°C核過熱、94 MWe)、1968年に第3号機(Beloyask-2、直接沸騰水型、510°C核過熱、200 MWe)を運開している。

このように、ソ連のLWGRは野心的な設計で効率

の高い発電炉の開発に成功したが、構造が複雑で大容量化が困難なため、3号機を最後にこの型の発電炉の建設は中断した。1968年までに10基、1,700,000 kW の発電炉が建設されているが(第3図)、上記の3基を除いていずれもPu生産兼用の動力炉である。

1974年になって、LWGRの標準型の発電炉として、電気出力1,000,000kWのLeningrad-1を運開した。この炉は第3号機までの設計をまったく変更し、ジルカロイの圧力管を使用した普通の圧力管型で、核過熱も採用せず、直接サイクルで70 kg/cm²の飽和蒸気による発電を行なっている。このLWGR型と後述の加圧水型軽水炉の2炉型により今後の原子力発電計画を進めようとして、その建設計画を発表しているので、1974年以降この型の建設基数と容量が増加している。

(3) He 冷却黒鉛炉(HTGR)

Heガスは不活性かつ単体原子から成り立っているため高温でも分解せず、他の材料との共存性がよいので、耐熱性のよい黒鉛と組み合わせたHe冷却黒鉛炉(HTGR)が、高温熱源を狙った動力炉として建設されている。

アメリカは、1960年代前半までに高温ガス炉のプロジェクトを4つ進めたが、その中で成功したのは1,320°Cの高温Heを取り出した実験炉のUHTREXと電気出力140,000kWのPeach Bottom-1だけで、他の2つは臨界に至らず中止している。その後、実証炉として電気出力330,000kWのFort St. Vrain炉がゼネラル・アトミック社によって1968年に着工され、引き続いて実用炉として8基の発電炉の建設契約が結ばれたが、Fort St. Vrain炉の運開の遅れ、建設費の急騰などによっていずれもキャンセルされ、高温ガス炉の実用化は大幅に遅延することとなった。

イギリスは、炭化ウラン黒鉛被覆の高温ガス炉用の燃料を開発し、熱出力20,000kWの実験炉DragonをOECDの計画にのせて1960年に着工、1965年に臨界にしたが、これにつづく実用化計画は進んでいない。

西ドイツは、高温ガス炉の開発に最も熱心で、特にタドン型の燃料を使用した独特の構想を採用し、原型炉AVR(電気出力14MW)を1960年に着工、1966年に臨界にし、その後実証運転を行なっている。さらに、電気出力300,000kWの実証炉THTRを1971年に着工し、引き続き電気出力1,150,000kWの実用炉UEWの計画を進めており、着実にその開発を推進している。

しかしながら、発電炉としては、軽水炉が完全に採算性を確立しており、高温ガス炉が熱効率の良さを武

器に軽水炉と競合させることは難しい。発電以外の高温熱源として、1,000°C以上のHeガスを発生させることが望ましく、それには材料初め多くの研究開発を積み上げる必要があり、He冷却黒鉛炉はいまだ開発段階にあり、その建設設備容量は少ない(第3図)。

2. 軽水炉

軽水を減速材とする軽水炉は、軽水がよい冷却材で冷却材と減速材とを分離する必要がなく、炉心はすべて圧力容器の中に収容され、構造的系統的にシンプルな原子炉が構成でき、非常に魅力的である。しかし、当初は軽水炉の開発には、第Ⅱ-1(2)項で述べたような阻害要因があったため、平和利用向けの発電炉開発では黒鉛炉に遅れを取った。

1955年、イギリスとソ連が黒鉛炉による実用規模の原子力発電所の完成を華々しく発表したため、アメリカは、航空母艦推進用原子炉開発のため製作していた加圧水型の陸上原型炉を急転、陸上発電用に転用し、1957年にShipping Port発電炉を完成し、軽水炉による原子力発電を実証した。

(図中の数字は累積基数)

第4図 軽水炉建設状況

軽水炉の建設状況を、加圧水冷却型(PWR)と沸騰水冷却型(BWR)の2つに分けて図示したのが第4図である。1975年現在で運開年次を横軸に発電容量をプロットしたものである。第4図には、本格的な発電炉に先立って建設された開発用と軍用の軽水炉についても、その建設基数を運開年次ごとにプロットしてある。これからわかるように、PWRとBWRはほとんど同時に1950年代の初めに開発が開始され、発電用原型炉は1957年にいずれも運開しているが、両者の開発のパターンはまったく異なっている。

PWRの開発は海軍艦船用の陸上原型炉から開始され、直ちに実用の艦載炉に進み、1957年以降、原子力潜水艦用の動力炉の建造が急速に伸び、大型の発電用原型炉に進んでいる。BWRの開発は炉外の沸騰現象の解明から始めて、炉心内の沸騰現象が核特性に及ぼす影響を調べる小型の実験炉のBORAXシリーズの実験に進み、BWRの技術的な実現性を確認しつつ、比較的小型の実験炉、原型炉に進んでいる⁽⁵⁾。1970年までに運開している軽水型発電炉の一覧表を第1表に示す。これからわかるように、BWRの建設基数は24基でPWRの19基より多く、100MW以下の試験的性格の発電炉がBWRでは12基も建設されているのに、PWRでは僅か3基に過ぎない。1960年代ではBWRの建設設備容量はPWRに比べて大分下回っている。1970年に入ってBWR技術が完成し、大型の発電炉の建設が急速に伸び、設備容量がPWRと並んだ(第4図参照)。BWRは直接サイクルで、系統としては簡単に1次系が合理化されているが、放射性的な蒸気がタービンに送られるので、これの対策や放射性的廃棄物の処理量が多くなり、建設費はほとんどPWRと変わらず、放射性を帯びる1次冷却系を格納容器に閉じ込めているPWRの方が有利なので、最近では再びPWRの建設される割合が多くなっている。

3. 重水炉

重水減速発電炉の建設状況を第5図に示す。

重水は、黒鉛に比べて中性子の無駄な吸収が少なく、中性子の減速特性が優れているので、黒鉛炉より中性子経済がよく、出力密度の比較的大きい天然U型の発電炉が実現できる。また、重水減速材はそのまま冷却材を兼用させることができ、黒鉛炉に比べて簡素な炉となり得るので、重水炉の開発には、研究炉の時代から世界各国とも熱心であり、発電炉としても、各種の炉型の実験炉、原型炉がアメリカ、カナダ、フランス、イギリス、ドイツ、日本、イタリア、ノルウェー、スウェーデンなどで建設された。

(図中の数字は累積基数)

第5図 重水炉建設状況

現在までに建設された重水型発電炉は、構造と冷却材によって次のように分類される。

(1) 压力容器型(PV)

加圧重水冷却(PHWR)、沸騰重水冷却(BHWR)

(2) 压力管型(PT)

加圧重水冷却(PHW)、沸騰軽水冷却(BLW)、
CO₂冷却(HWGCR)、有機材冷却(HWOMR)

(1) 压力容器型重水炉

压力容器型は重水が冷却材と兼用し得る特徴を活かし、炉心全体を1つの压力容器の中に収容し、高压にした減速兼用の重水で冷却する炉型である。構造・システムが簡単で、研究用重水炉の構造の延長上にあり、重水型発電炉の開発としてはオーソドックスな路線で、最も早くから開発に着手された。

高温高压の動力用重水炉の1号機は、1955年に着工したノルウェー・ハルデンのHBWRで、1959年には、天然Uの第1次炉心で臨界、1962年には1.5%の濃縮U炉心で全出力に達し、230°C、29 kg/cm²の重水蒸気を発生している。この炉は発電用ではなく、プロセス蒸気用に計画されており、現在も燃料照射試験用に活躍している。その後、スウェーデンで重水蒸気タービンを用いた直接サイクルのMarviken炉を1963年に着工したが、炉制御上の難点、重水蒸気の取扱いや重水蒸気タービンの難しさなどからこの計画は中断され、沸騰

		100MW		100MW		100MW		100MW		100MW	
No.	Name	BWRの原型炉		BWRの原型炉		Shipping Port		PWR発電原型炉		PWR発電原型炉	
		(米)	(米)	(米)	(米)	(米)	(米)	(米)	(米)	(米)	(米)
57	EBWR VBWR										
60	Dresden 1			200MW BWR-1 (Dual Cycle)		Yankee Rowe				175MW 実証炉	
61	Kali Kak			動力試験炉(間接サイクル)							
62						Indian Point Saxton BR-3				265 ケミカルシム試験炉 動力試験炉	
63	Humbolt Bay JPDR			自然循環炉 動力試験炉 高出力密度の試験 間接サイクル試験 トリウム燃料							
64	Elk River Graigiano EWSR Bonus Path Finner Sioux			154 移過熱炉 (BWRの蒸気を過熱) 移過熱試験炉 再循環ポンプ付移過熱試験 237 (Dual Cycle)		Novovoronezh Timo Vereselsk Rheins Berg AKW				196 ソ連型PWR原型炉 257 ソ連型PWR試験炉	
66	Gundremmingen KRB Metelico VK50			ソ連型BWRの原型炉							
67						Chooze Sena Haddam Neck San Onofre 1				270 575 430	
68	La Cross Lingen KWL Dordwaad			256間接サイクル原型炉 動力試験炉		Onigheim KWO Jose Gabara Novovoronezh 2 Beznau 1 NOK R.E. Gma				328 153 365 350 490	
69	Tarapur 1 Oyster Creek Tarapur 2 Tsuruga 1 Nine Mile Pt 1			190 640 BWR-2 190 340 525							
70	Dresden 2 Groeswizheim HDR			ドイツ型核過熱試験炉		Mihama 1 Point Beach H.B. Robinson 2				320 487 715	
総動		BWR (24基 内100MW以下 12基)		PWR (19基 内100MW以下 3基)							

重水型の発電炉の開発はこれを最後に計画されていない。

圧力容器型の加圧重水冷却炉(PHWR)の第1号機は、スウェーデンのAgestaで1957年暮に着工され、1963年7月臨界に達し、1964年3月から運転されている。220°C, 35.7 kg/cm²の加圧重水で、202°C, 16.4 kg/cm²の蒸気を作り12 MWの発電を行い、1973年まで稼動した。その後、西ドイツがこの炉型の開発を計画し、電気出力51,000 kWのMZFRを1966年に完成した。この経験に基づいて、アルゼンチンに電気出力320,000 kWのAtuchaを輸出建設している。このAtuchaの性能は天然Uを使用し、115 kg/cm², 308°Cの加圧重水で255°C, 44 kg/cm²の蒸気を発生、熱効率率31%, 電気出力(グロス)340,000 kWという立派なものである。アメリカもこの炉型を開発するための試験炉HWCTRを建設し、1962年に臨界にしている。

圧力容器型はこのような実績があったが、重水のインベントリーが多く、大量の高圧重水を取り扱い、燃料交換のための高圧重水バウンダリーの圧力容器蓋を貫通もしくは解放しなければならず、軽水炉の完成や後述の圧力管型の開発が進むに従って不利な点が明らかになり、これ以上の実用化計画はなくなっている。

(2) 圧力管型重水炉

圧力管型重水炉は、冷却材と減速材とが分離され、炉心部が独立した圧力管群から構成され、圧力管の中に挿入された燃料集合体を冷却材が冷却する。したがって、炉心構造が複雑になり、圧力管による中性子の無駄な吸収が増大して核特性を悪くするなどの欠点がある一方、冷却材の採用の自由度が増して重水以外の冷却材の使用が可能になること、減速重水を高温高圧にしないで済み重水のインベントリー特に高圧重水のインベントリーが減ること、燃料交換の際、燃料集合体へのアクセスが容易になること、など多くの利点を有している。

現在までに、圧力管型に採用された冷却材はCO₂、加圧重水、沸騰軽水、有機材の4種類である。

CO₂冷却は、あまり圧力を上げないで高温が取り出せること、高温における安定性、材料との共存性が比較的良好なこと、中性子の無駄な吸収が少ないこと、などの理由で早くから発電炉の冷却材として取り上げられその取扱技術に習熟していたので、重水炉でもこの炉型が取り上げられた。フランス、スイス、西ドイツ、チェコスロバキアでこの炉型の開発が進められ、電気出力100,000 kW級の原型炉まで建設された。しかし、黒鉛炉の場合と違って、伝熱特性の悪いCO₂を用いる

必然性と妥当性に乏しく、フランスが最後までこの炉型の天然U専焼炉の開発に執着していたが、中性子経済のよいBe合金の被覆材の開発に成功せず、原型炉以降の実用化計画はなくなった。

加圧重水冷却(PHW)は、カナダがこの炉型の開発に専心して実用化に成功した。減速材と同じ重水を用いている加圧重水型が、減速材と冷却材とを分離した圧力管型を採用することは一見矛盾しているようにみえ、加圧重水を用いるなら炉心構造の簡単な圧力容器型の方が自然のように思われる。しかし、比較的達成燃焼度が低く、燃料交換頻度が高く、On power refuelingを必要とする天然U炉の場合は、前に挙げた圧力管型の利点が特に有効で圧力容器型より有利となり、カナダによってCandu-PHWと名付けられてその実用化に成功した。

沸騰軽水冷却(BLW)は、圧力管型の冷却材採用の自由度の増大という利点を活かし、最も取扱いが容易で経済的でもある軽水による直接サイクルを採用し、高温高圧重水系と蒸気発生器をなくして1次冷却系を簡素化し、建設費の削減と運転保守の容易化を狙ったものである。イギリス(SGHWR)、日本(ふげん(ATR))が主として開発し、カナダもCandu-PHWのバックアップと経済性の一層の向上のため、この炉型の原型炉(Gentilly-1)の建設を行なっている。この炉型では炉心内に軽水が存在するので、加圧重水型のような天然U専焼ではボイド係数が大きく正となり、燃焼度もあまり大きくとれない。この点は、濃縮Uの使用またはPu富化によって克服しなければならない。このような濃縮またはPu富化炉心を採用しても、重水炉の中性子経済性の良さは残っており、軽水炉等に比べて核燃料使用量の削減や経済性の優位を保つことが可能である。また、重水によって燃料の相違による影響がうめられるので、ハードウェアを変更することなく多種類の燃料の使用が可能で、燃料資源の多様化に容易に適合しうる利点を有しており、今後の発展が期待される。

4. 特殊な冷却材を使用した動力炉

原子炉開発初期の段階には、原子核反応で発生する単位重量当り莫大なエネルギーを安全に高温で取り出すためには、在来の伝熱流体では不充分で、伝熱特性のよい特殊な冷却材の開発が必要と考えられた。すなわち、軽水または重水冷却では高圧にする必要があり、沸騰現象は炉心現象と両立しないと考えられた。ガス冷却は伝熱特性をよくするため圧力と流速を上げる必要があり、循環動力も大きくなる。低圧で効率よ

く高温エネルギーを取り出すために、沸騰点の高い液体で、中性子吸収が少なく、安定な物質が探求され、液体金属と有機材が取り上げられた。しかしながら、CO₂冷却炉や軽水冷却炉などの開発が進み、当初考えられた問題点を克服してこれらの炉型が実用化されたので、特殊な冷却材を使用した炉型の開発の意義がう

(図中の数字は累積基数)

第6図 特殊冷却材炉(含高速特性試験炉)建設状況

すくなった。

特殊冷却材の開発状況を、第6図に示す。

液体金属冷却炉は、これまでに海軍艦船用に陸上原型炉 SIG と原子力潜水艦の2番艦の Sea Wolf 搭載機関が1955年～1957年に建造された。Sea Wolf は1958年12月までに71,611海里この機関で航行したが、Na 技術を充分マスターしきれず加圧水型の機関と交換され、Na 冷却炉は海軍の正式機関に不採用となった⁽⁶⁾。発電用の開発計画としては、Na 冷却黒鉛減速型の実験炉 SRE(電気出力7.5 MW)と原型炉 SGR(電気出力75 MW)が1955年と1958年に着工、1957年と1962年に臨界に達したが、単に伝熱特性の良さだけに着目して採用された炉型の開発計画はこれ以上の進展がみられなかった。これとは別に、U資源によるエネルギー源を事実上無尽蔵とみられるまでに拡大できる高速増殖炉の場合は、中性子に対して減速性のある軽水や重水が使用できず、かつ熱中性子炉に比べて出力密度が非常に大きくなるので、水以外の伝熱特性の良好な冷却材が必要で、液体金属が最適となった。液体金属冷却高速増殖炉開発用の実験炉、原型炉の建設が世界各国で進められ、液体金属冷却高速炉の建設設備容量は着実に増加している(第6図参照)。

有機材冷却は、重水減速炉と有機材減速炉とに分けられ、実験炉または原型炉がアメリカ、イタリア、カナダ、ソ連で建設され、スペインでも計画された。有機材冷却は、低圧で高温化が可能で、炭化ウランのように

第2表 開発炉型一覧

	炉心構造	冷却材	建設基数	開発状況	アメリカ	ソ連	西ドイツ	イギリス	フランス	カナダ	イタリア	スウェーデン	ノルウェー	日本
減速炉	黒鉛	CO ₂ (GCR)	38	A				○ 26	○ 9		△ 1			△ 1
		CO ₂ (AGR)	1 (10)	C				○ 11						
		He (HTGR)	4 (3)	D	○ 2 (3)		○ 1 (2)	○ 1						
		(Na) (SGR)		(液体金属参照)										
	圧力管型	加圧H ₂ O	7	×		○ 7								
		沸騰H ₂ O (LWGR)	9	C	○ 1	○ 8								
	軽水炉	加圧H ₂ O (PWR)	64	B	○	○	○△		△		△	△		△
		沸騰H ₂ O (BWR)	50	B	○	○	○△				△	△		△
	重水炉	加圧D ₂ O (PHWR)	4	×	○ 1		○ 1					○ 1		
		沸騰D ₂ O (BHW)	2	×								○ 1	○ 1	
冷却材	液体金属	CO ₂ (HWGCR)	4	×			○ 1		○ 1					
		加圧D ₂ O (PHW)	9	C	○ 1					○ 6				
		沸騰H ₂ O (BLW)	2	D				○ 1		○ 1	○ (1)			○ (1)
		(有機材) (HWOMR)		(有機材参照)										
	有機材	黒鉛(被覆) (SGR)	2	×	○ 2									
		その他(234)	2	×	○ 1		○ 1							
	圧力管型	なし (LMFBR)	15	D	○	○	○	○ 2	○ 2		○ (1)			○ (1)
		D ₂ O (HWOMR)	3	×						○ 1	○ 1			
	有機材	有機材 (OMR)	4	×	○ 3	○ 1								

A: 実用化してすでに旧式化 B: 実用化している。 C: 実用化の見通しが立ち実用炉運転 D: 実用化が見込まれるもの X: 開発中止

○実用化、又は実用化の見込み大、○自主開発、△導入で建設、()建設中基数

密度が高く熱伝導率のよい新型燃料の冷却に適している、コスト評価上は軽水炉や重水炉に比べて発電原価が安くなるとされている。しかし、有機材冷却という新技術の開発には多くの問題点が予測され、単にコスト評価上の優位だけでは開発の進展がみられず、また減速性があるので高速炉には採用できない。有機材冷却で発電用として運転されたのは、アメリカの Piqua (電気出力 114,000 kW) とソ連の ARBUS (電気出力 5,000 kW) の 2 基だけで、いずれも 1963 年に運開したが、それぞれ 1966 年と 1968 年に運転を停止し、その後の建設計画はない。

5. 総括

原子力発電の開発に当って取り上げられた各炉型について、その開発の現状と見通しを次の 5 つに分類してまとめた。また、その国別の建設状況は第 2 表のようになる。

A. 実用化されたが旧式化したもの

1 炉型: GCR (黒鉛炉)

B. 実用化されたもの

2 炉型: BWR, PWR (軽水炉)

C. 実用化の見通しがあり、実用炉運転中

3 炉型: AGR, LWGR (黒鉛炉),
PHWR (重水炉)

D. 実用化の見込まれるもの

3 炉型: BLW (重水炉), HTGR (黒鉛炉),
LMFBR (液体金属冷却炉)

X. 実用化の見込みなく、開発が中断しているもの

8 炉型: 黒鉛炉 (1 炉型), 重水炉 (3 炉型),
特殊冷却材炉 (4 炉型)

Ⅲ. 技術開発の妥当性と必然性から見た炉型

一般の技術開発と同様、発電用原子炉の開発においても、開発を計画した炉型が実用化されるためには、それ相当の妥当性と必然性が必要である。妥当性のない炉型は、いかに必然性があっても実用化への道は遠い。妥当性のある炉型は、その実用化が促進され、その必然性と相俟って実用化が実現する。これまで発電炉開発で取り上げられた各炉型 (第Ⅱ章参照) を、この妥当性と必然性の面から検討してみる。

1. 妥当性

技術開発における妥当性には、①軍事利用からのバックアップ、②経済性の向上 (採算性) が考えられる。

(1) 軍事利用からのバックアップ

軍事利用からの要請による技術開発は、経済性は無

視され、技術的に見た性能を中心に軍用としての実用化が進められる。

一方、発電用原子炉のような平和利用中心の技術開発は、経済性が実用化の決め手となる。しかし、多大の投資がなされ、世に広く普及した技術と競合して実用化されるためには、単なる経済性だけでは不十分で、その開発を意義づける必然性がなければならない。また平和利用の場合でも、軍事利用技術の転用や軍事利用面からの経済性のカバーなどでその実用化が促進されるケースが多い。

発電炉の炉型の実用化に対して、軍事利用からバックアップされた主なものは、

(1) Pu 生産炉の技術の転用と Pu 生産による経済性のカバー: 黒鉛炉 (GCR, LWGR)

(2) 原子力艦船推進用動力炉技術の転用: 軽水炉 (PWR)

である。その他の炉型は軍事利用面からの直接の恩恵をこうむっておらず、必然性の乏しい炉型は開発が断念され、必然性の高い炉型 (例えば、資源的に見て核分裂型原子炉の本命といわれる高速増殖炉、高温熱源として発電用以外の多目的炉として期待される高温ガス炉) も採算性の確立が難しく、その開発速度は緩慢である。

なお、最近の傾向として技術開発の巨大化に伴い、必要な経費と期間が大きくなり、民間企業の経営努力だけに依存できなくなり、軍事利用に関係なくとも、国策遂行上、国の支援補助により開発の促進を図るケースが増大している。

(2) 経済性の向上 (採算性)

1 つの炉型が実用化されるためには、採算性が確立されなければならない。軍事利用技術からバックアップされてその実用化が促進された炉型のうち、GCR は大型化からの限界で単独での採算性の確立ができず、軍事利用面からのバックアップが弱くなるとともに旧式化した。軽水炉は大型化により採算性の自立を達成し、この炉型により原子力発電の実用化が定着した。

原子力発電の経済性の向上は、大型化と性能向上の 2 つの要因で達成される。特に、原子力発電では核燃料の単位重量当りの出力が在来の化石燃料に比べて桁違いに大きく、出力の割りに発熱部がコンパクトになり、燃料消費量が小さく、その補給量が少なくてすむので、スケールメリットが大きく、大型化による経済性の向上の効果が大きい。各炉型について、運開年次と熱出力をプロットすると第 7 図のようになり、大型

化による経済性の向上の努力のあとが見られる。

第7図 各炉型の熱出力と運開年次

性能向上については、それぞれの炉型による限界があるが、各炉型とも開発が進んで経験が蓄積されるに従って、大型化と並行して、蒸気条件、出力密度など著しい改善が見られる。しかし、性能向上にあたって、トリッキーな構想や、系統の複雑化を伴う構想に基づくものは経済性の向上につながらず、よほどの必然性が伴わない限り、その実用化は不成功に終わっている。多くの炉型の開発が実験炉または原型炉の段階までで断念されたり、軽水炉の核過熱構想が不採用になったりしたのもこの理由に基づく。

2. 必然性

技術開発における必然性としては、技術的および資源的の2つの側面からみる必要がある。

(1) 技術的必然性

炉型の実用化に際して、技術的必然性として考えられる要因は、① 大型化、② 除熱特性および③ 高温化の3つである。

(1) 大型化

発電用原子炉の経済性の向上はその大型化によって促進された。大型化には、減速材の種類による炉心の出力密度(単位炉心容積当りの熱出力)からくる限界と、炉心構造による炉心容積からくる限界との2つがある。

減速材の減速特性によって、燃料集合体の配列間隔の最適値の大小があり、黒鉛→重水→軽水の順に燃料が密に配列され、炉心の出力密度もこの順に大きくなる。第8図(1)~(3)に、これまでに建設された発電炉の熱出力と出力密度がプロットされている。これからわかるように、出力密度は炉型によって次の5つに大別される。

1. 天然U-黒鉛炉(GCR)	0.5~2 kW/l
2. 濃縮U-黒鉛炉(AGR, LWGR)	1.5~5
3. 重水炉	5~12
4. 軽水炉-BWR	30~50
5. 軽水炉-PWR	70~100

一方炉心容積は、压力容器型の場合は压力容器の設計条件(設計圧力、設計温度など)、製作条件(工場加工、輸送限界、現地溶接など)から上限がある。圧力管型の場合は製作条件から多少の制限があるが原理的には限界がない。

第8図には、右上りの斜線で炉心容積が示されている。各炉型とも大型化に伴って出力密度を大きくし、極力炉心容積の増大を防いでいるが、天然U-黒鉛炉のGCRは1,000 m³の線を超えており、炉心容器の製作限界からこれ以上の大型化は望めず、経済性の面から実用の第一線から脱落した。出力密度の大きい軽水炉の炉心容積は100 m³以下で、压力容器型でもまだ大型化の余裕がある。重水炉は黒鉛炉よりは出力密度は大きい、600,000 kW級のRickering, Bruceでも炉心容積は100 m³を超えており、压力容器型では大型化に限界があり、圧力管型の方が適しており、压力容器型重水炉の開発はすべて中止された。

現在、実用炉が運転されている炉型が、压力容器型の軽水炉(PWR, BWR)、圧力管型の黒鉛炉(LWGR)と重水炉(PHW)であるのも技術的必然性から納得できる。

(2) 除熱特性

発電用原子炉に使用されている冷却材を次に示す。

ガス冷却材: CO₂, He ガス

水冷却材: 軽水, 重水

特殊冷却材: 液体金属, 有機材

除熱特性では、ガス冷却材が最も劣るが、最初に実用化されたGCRはCO₂冷却を採用している。これは、GCRが天然U-黒鉛炉で、燃料表面の熱流束が小さく、必ずしも除熱特性の良い冷却材を使用する必要がなく、Pu生産炉や研究炉の経験を活かして容易に開発することができたのである。

イギリスが第2世代の実用炉として開発したAGR

第 8 図 各炉型の出力密度と熱出力

は濃縮 UO_2 を使用し、熱流束が高く、ステンレス鋼被覆を採用して、高温化と小型化を図った CO_2 冷却の黒鉛炉であるが、多くのトラブルに遭遇して実用化が遅延した。また、フランスが熱心開発を進めた CO_2 冷却の重水炉も、中性子吸収が少なく高温に耐える Be 合金の被覆材の開発に成功せず開発を中止しており、除熱特性の悪い CO_2 冷却の限界を暗示している。

軽水は伝熱特性に優れ、在来の火力発電などで高温高圧水の取扱技術も熟成されている。したがって、蒸気サイクルを採用する発電用原子炉の冷却材として最も魅力的なものである。しかし、初期の段階には、原子炉の冷却材として水を使用することは、軽水冷却黒鉛炉の項(第Ⅱ-1(2))で述べたような阻害要因から不可能と考えられ、ガス冷却炉が先に実用化され、また軽水以外の特殊冷却材による炉型が開発の対象として取り上げられた。

一方、軽水を発電用原子炉に使用することには、次のような促進要因もあった。

- 軽水炉は冷却材と減速材を兼用し、軽水の除熱特性の良さと相俟って、出力密度の大きい炉心を構成し、炉心をコンパクトにでき、压力容器型に最適の炉型で、大型化の限界までに余裕がある(第 8 図参照)。
- 沸騰現象は伝熱特性が良く、また気泡発生による炉の自己制御性が期待できれば(開発初期には不明であった)安全性の高い炉型となる。
- 直接サイクルによる沸騰軽水冷却炉は、蒸気サイクルを利用した動力炉の場合、システムを極限にまで簡素化できる。

特にアメリカは、酸素を必要とせず、燃料無補給で長時間連続運転が可能という潜水艦用推進機関として革命的な特性を重視し、(a)の要因に着目してコンパクト

ト化可能の加圧水型動力炉(PWR)を潜水艦用に開発して、軍用として実用化した。そして、この技術を転用し、大型化の容易な特徴を活かして発電炉として採算性を確立し、発電炉としてもその実用化に成功した。

一方、沸騰軽水型発電炉(BWR)は、上記促進要因(b),(c)から発電炉用として極めて魅力的であり、アメリカは沸騰現象に関連する阻害要因の解明のため、炉外実験や原子炉実験(BORAX シリーズ)を精力的に行う一方、実験炉(EBWR, VBWR)を建設してこれらがすべて杞憂であることを実証し、大型化によるスケールメリットを活かしつつその実用化に成功した⁽⁵⁾。

軽水炉の採算性が確立され、その実用化が定着した現在では、単に除熱特性が良く性能が向上するという理由で取り上げられた有機材や液体金属などの特殊冷却材を用いた炉型は、その技術的必然性が弱くなり、軽水冷却が不可能な高速増殖炉用に Na 冷却炉の開発が進められている以外、すべて開発が中止された。

Na の流体的性質は、高温と低温の違いを除けば水とほとんど同一で、部品機器の流動抵抗試験や機械式ポンプの性能試験などは常温の水で代行することが可能である。第 9 図⁽⁷⁾は、高速実験炉「常陽」の燃料集合体の水の流動試験から求めた全損失係数の実験カーブと、Na 流動試験データとの比較であり、水流動試験の結果と完全に一致している。

第 9 図 炉心燃料集合体における全損失係数のレイノルズ数依存性

第 10 図⁽⁷⁾は、「常陽」の 1 次冷却採用の試作主循環ポンプの性能曲線で、点線は工場における水試験から求めた性能曲線であり、実線は約 2,500 h 運転後の Na による性能曲線であり、運転劣化や高温による熱膨脹などを考慮すればよく一致しており、水と Na の近似性が理解できる。

試験実施日
水中試験 1972年 2月17日
Na 中試験 1972年11月 2日(2,500h 後)
温度370°C

第 10 図 水中テストと Na 中テストとの比較

原子炉系では、もともと放射能と冷却能力保持のため無漏洩が要求されており、厳重な品質保証体制の下で設計、製作、据付け、検査が実施されている。Na のような化学的活性の強い流体を取り扱うからといって、特別に追加すべき設計条件は見当らない。むしろ、Na 系は低圧であり、設計、製作、保守が容易で信頼性が高い。Na は常温で固化するが、少量を取り扱うのであればともかく大量に取り扱う場合は総熱容量が大きくなり、温度低下は緩慢で対策は容易である。むしろ、これを利点として逆用し、漏洩の防止や軸封装置にフリーズシールとして利用することができる。また、配管機器の構成材料の新規開発の必要もなく、重金属と違って公害の対象ともならず、工業的にはほとんど水と同様に取り扱うことができる。

このように液体 Na は、発電炉で必要とする高温領域で水に代わる理想的な伝熱流体であり、その技術的必然性は高い。しかし、新参の Na 技術は、ジェームス・ワット以来 200 年にわたって蓄積された経験を基盤に、産業界に深く根を下ろしている軽水技術に対して、信頼性や経済性の点で太刀打ちできず、除熱特性だけでは実用化に至らず、高速増殖炉の開発の必要から大規模な研究開発が展開されて初めて Na 技術は大きく進展した。

(3) 高温化

軽水炉の弱点は高温化の限界と資源有効利用の限界である(資源有効利用面の考察は第 III-2(2)項参照)。

高温化の限界としては、①過熱蒸気の製造が困難、②発電用以外的高温熱源に不適の2点が挙げられる。

発電用原子炉の開発では、効率向上のために高温でエネルギーを取り出すことが要求される。蒸気サイクルを利用した発電炉の場合は、新鋭火力なみの蒸気条件が目標となる。軽水炉の場合は、飽和蒸気温度で炉心出口温度の上限が抑えられる。

軽水炉開発の初期には、2次蒸気の圧力を下げたり、石炭または石油の過熱器と組み合わせて過熱蒸気条件の軽水炉を建設している。また BWR では、発生した蒸気を直接原子炉で過熱蒸気とする核過熱炉の実験炉、原型炉が建設されている(第3表参照)⁽⁵⁾。伝熱特性の悪い蒸気を、熱流束一定の熱源である炉心に流して自然循環で高温の過熱蒸気を作ること、同じ炉心内で沸騰伝熱と蒸気伝熱が共存することとなり、炉心の制御性と安定性を悪くし困難である。また、高温蒸気に対する耐食性の良い被覆材の開発も必要であった。一方、飽和蒸気条件の大型タービンを開発して、熱効率の悪さを系統の簡素化と大型化でカバーして経済性を維持し、過熱サイクルを採用しなくても、軽水炉にとって致命的な弱点としないことに成功した。これにより、過熱型軽水炉および熱効率の向上、プラン

トの低圧化などを図って開発を進めていた特殊冷却材(有機材、液体金属)炉の発電炉としての技術的必然性が失われ、資源有効利用からの必然性を持つ液体金属冷却の高速増殖炉を除いて、それらの開発は中止された。

原子力エネルギーを広く在来の化石燃料エネルギーと代替するためには、発電用以外的高温熱源として利用できる原子炉を開発する必要がある、その到達目標温度は1,000°C以上である。軽水冷却でこれを実現することは極めて困難で、耐熱材である黒鉛と、高温で安定で黒鉛その他の材料との共存性の良い He ガスとを組み合わせた He 冷却-黒鉛炉の開発の必然性が出てくる。燃料形態としては、炭化ウラン(UC₂)や酸化ウラン(UO₂)などを黒鉛で被覆した耐熱性の燃料が開発されているが、1,000°C以上で原子炉の耐用年数の間使用に耐える圧力バウンダリーを構成する材料、または補修と交換が容易な構造など、開発上の難しい問題が残っており、軍事利用面からのバックアップも少ないので、早くから実験炉や原型炉が建設されている割には実用化への道は遠い。

(2) 資源的必然性⁽⁶⁾

技術開発では、在来資源の枯渇に伴う省資源または

第3表 過熱器付原子力発電プラント一覧

発 電 炉 名			臨 界	熱出力 電出力 MW	炉 心 出 口		蒸 気 条 件		備 考
					℃	kg/cm ²	℃	kg/cm ²	
化 石 燃 料 過 熱 器	Indian Point 1	PWR	1962 9	615 265	278	109	281	26	アメリカ
	Elk River	BWR	1962 11	73 22	280	64.8	440	42.2	アメリカ (間接サイクル)
	CVTR	PHW	1963	65 17	301	109	385	28	アメリカ (加圧軽水)
	Lingen KWL	BWR	1968 2	520 256	285	71	530	45	西ドイツ (間接サイクル)
核 過 熱	APS—1	LWGR	1954 5	30 5	270	100	260	12.5	ソ連 加圧軽水冷却
	Borox—5	BWR	1962	20 2.5		42.2	454	41.3	アメリカ
	Beloyarsk 1	LWGR	1963 9	285 94	510	110	500	90	ソ連(間接サイクル) 沸騰軽水冷却
	EVSR	蒸 気 冷 却	1963 11	23 5	432	63.6	—	—	アメリカ(BWR からの蒸気を過熱)
	Pathfrinder Sioux Falls	BWR	1964 3	200 58.5	385	42.2	441	39.2	アメリカ
	Bonus	BWR	1964 4	50 17	282	66.8	482	59.8	アメリカ
	(Marviken)	BHWR (中止)		575.5 200	475	50.5	472	42	スエーデン 重水タービン計画中止
	Beloyarsk 2	LWGR	1967	560 200	510	110	500	90	ソ連(直接サイクル) 沸騰軽水冷却
	Grosswelzheim HDR	BWR	1969 10	100 22	457	90	400	36	西ドイツ (間接サイクル)

代替技術, 未利用資源の有効利用技術の開発など資源的な要請に基づくものが多く, 資源的必然性が技術的必然性と並んで重要な役割を果たす。

資源からみた開発炉型の実用化の必然性を, ① 核燃料の省資源に対する適応性, ② 核燃料の多様化に対する適応性, ③ 省資源性と経済性, の3つの側面から検討してみる。

(1) 省資源性の検討

省資源性の優れた炉型とは, 装荷する核分裂性物質が少なく, これを有効に燃焼させ, 取出し燃料の中の残存核分裂性物質も少ない炉型である。このためには, 中性子経済を良くして, 低濃縮度(または富化度)でなるべく高い燃焼度を得ること, 転換生成する核分裂性 Pu(Puf)を多くしてこれを有効に燃焼させること, 高温化を図って熱効率をあげてバーンアップ当りの発電量を大きくすることが必要である。これによって, 一定発電量当りの燃料の所要量, 天然 U 消費量が少なくなる。

現在運転中または開発中の7炉型(GCR, AGR, BWR, PWR, CANDU-PHW, ATR[濃縮U(EU)炉心, Pu富化(Pu)炉心], SGHWR)について, 諸資料⁽⁹⁾に与えられているそれぞれのプラント特性から, 電気出力1,000,000 kW の発電炉を1年間稼働率70%で運転し

た場合の, 燃料所要量・天然 U 消費量, 核分裂性物質の収支(装荷量, Puf 全生成量, バーンアップ量, 取出し量), Puf の正味生成量, 転換比などの核燃料サイクル上の諸指標を概算した結果を, 第4表と第11, 12図に示す。精確な計算は厳密な核計算によらなければならないが, ここでは, ²³⁵U と Puf の単位出力当りの平均重量をそれぞれ1.30 と 1.45 g/MWD と仮定して求めた。

GCR は天然 U 炉で転換比からみた省資源性は良いが, 燃焼度が低すぎて一定電力量当りの年間に換算した*天然Uの消費量, 核分裂性物質の収支は悪く, 資源的にみても実用化の必然性は低い。

PHW は天然U炉で転換比もよく, 燃焼度も天然U炉の割には高い。したがって, 天然Uの年間所要量が最小で, 省資源性が良く, 資源的にみても実用化の必然性は高い。しかしながら, 天然U使用ということで, 初期濃度が固定され, 初期濃度と燃焼度との関連の核分裂性物質収支の最適化が不充分で, 装荷量, 取出し量が多くなっている。

ATR は, すでに軽水炉路線の確立している日本で,

* 電気出力 1,000,000 kW, 熱効率 100 η_t %, 燃焼度 B MWD/kg の発電炉を稼働率70%で1年間運転した場合の年間の量に換算するための係数は 255.5/ $\eta_t B$ である。

第4表 各炉型の核燃料サイクル指標⁽⁹⁾

	G C R	A G R	B W R	P W R	Candu PHW	A T R		SGHWR	備 考
						EU炉心	Pu炉心		
燃 焼 度 MWD/kg	4	17.5	27.5	32.6	7.5	19.06	28.8	22	
熱 効 率	0.30	0.41	0.34	0.33	0.29	0.315	0.315	0.315	
U-235	装荷U-235 (gr/kg)	7.11	23	27.3	32.1	7.11	15	7.00	22
	取出U-235 (gr/kg)	3.97	8.38	7.915	8.38	1.97	2.21	0.99	6.01
Puf	装荷Puf (gr/kg)	0	0	0	0	0	13	0	
	取出Puf (gr/kg)*	1.80	3.37	5.9	7	2.77	3.5	4.8	*Wash 1139, OECD のデータを補正
装 荷	U-235 kg/Yr**	1514	819	746	762	835	638	197	811
	Puf kg/Yr	0	0	0	0	0	366	0	* 1000MW (a) × 365 × 0.7
全 量	kg/Yr	1514	819	746	762	835	638	563	811
バーンアップ	U-235 kg/Yr	669	521	530	563	604	544	169	590
	Puf kg/Yr	488	323	499	494	604	569	987	519
	全 量 kg/Yr	1157	844	1029	1057	1208	1113	1156	1109
Pu f	取出Puf kg/Yr	383	120	161	166	325	149	135	165
	Net生成Puf kg/Yr	383	120	161	166	325	149	-231	165
	全生成Puf kg/Yr	871	443	660	660	929	718	756	684
転 換 比		0.75	0.525	0.64	0.62 _s	0.77	0.64 _s	0.65	0.62
天然ウラン所要量	U/Yr	213 (213)	173 (36)	162 (27)	168 (24)	117 (117)	124 (43)	28 (28)	170 (37)
SWU所要量	t/Yr	0	78.22	80.40	92.56	0	39.26	0	74.77
取出全核分裂性物質重量	kg/Yr	1227	418	377	365	556	243	163	387

第 11 図 各炉型の省資源性比較

(a) 天然U所要量と燃料容量

(b) 核分裂性物質の物質収支

(c) Pu正味生成量 所要量

(d) 転換比

第12図 燃料サイクル指標比較

Pu 炉心を主体とし、省資源と Pu 蓄積調整という特性を強調しつつ、経済的に軽水炉と競合することを目的として富化度と燃焼度の最適化を図り、核分裂性物質の装荷量と取出し量が小さくなるよう開発を進めているので、軽水炉に比べて省資源性が良く、資源的にみて実用化の必然性が高い炉型といえる。

SGHWR は、イギリスが GCR-AGR 路線に継ぐ 3 代目の炉型として、軽水炉と対等の比較評価をしつつ開発を進めたので、EU 炉心で初期濃縮度を高めた割には燃焼度が低く、省資源性が軽水炉とそれほど大きな差は出ていない。

AGR は、黒鉛減速炉で EU 炉心を採用し、被覆にステンレス鋼材を採用する等、中性子経済をかなり犠牲にして小型化と高温化と燃焼度の向上を図っている。このため転換比は悪いが、熱効率が高いので、核分裂性物質の装荷量と取出し量は軽水炉並みである。

軽水炉は軽水を使用しているので中性子経済が悪く、天然 U の使用ができないが、初期濃度と燃焼度を上げて経済性の最適化を図り、大型化容易などの技術的必然性を活かして実用化に成功した炉型である。

(2) 核燃料の多様化

天然、人造を含めて核分裂性物質として原子力発電の燃料となる元素は多数あり、その核的性質は異なるがそれぞれに最適炉心が存在する。同じ炉心寸法で多種類の燃料を効率よく安全に燃やすことのできる炉型は、核燃料の多様化に対する適応性が高いといえる。このような炉型は、核燃料資源が自国内に乏しく、その入手を外国に頼る国にとっては、核燃料資源の入手先が多くなり国際情勢の変動に対し安定性を保つことができ、一旦輸入した燃料資源から生成する副産燃料についても準国産的に徹底的にこれを活用できるので、極めて重要な炉型といえる。

このような炉型に必要な条件は、次のとおりである。

- (1) 中性子経済が良く、低濃度燃料の使用が可能なこと。
- (2) 反応度制御系の効果が、使用する燃料の種類に影響を受けることが少ないこと。

重水炉は、燃料集合体が減速重水中に適当な間隔を置いて配列され、反応制御系も重水中に配置されるので燃料組成の変更による影響が緩和され、中性子経済の良さと相俟って核燃料多様化への適応性が高い。

Pu の有効利用性を比較するため、軽水炉の Pu リサイクル炉心と ATR-Pu 炉心などについて、公表されている指標¹⁰⁾を用いてそれぞれの EU 炉心比較すると、第13図と第5表のようになる。これには参考のため、高速炉と CANDU-PHW についても求めてある。

第5表からもわかるように、軽水炉の場合は核特性の制限から部分的にしか Puf を装荷できないので、天然 U 節約量、Puf 消費量が少ない。これに対し、ATR は完全な Pu 炉心を構成できるので、天然 U 節約量や Puf 消費量が多い。すなわち、電気出力 1,000,000 kW

第 13 図 各炉型の Pu 有効利用性の比較

第 5 表 Pu 利用の燃料サイクル指標比較⁽¹⁰⁾

		B W R		P W R			A T R		F B R				Candu PHW	備 考
		Puリサイクルなし	PuリサイクルEU燃料+Pu燃料	Puリサイクルなし	PuリサイクルEU燃料	Puリサイクル+Pu燃料	EUバーナ	Puバーナ	低ゲイン炉心	高ゲイン炉心	低ゲインフラット	高ゲインフラット	NUバーナ	
燃 焼 度	MWD/kg	27.5	27.5	31.5	31.5	31.5	19.06	28.5	75.0	55	90.0	5.4	7.5	
熱 効 率		0.334	0.334	0.330	0.330	0.330	0.315	0.315	0.40	0.40	0.40	0.40	0.295	
U-235	装 荷 %	2.61	2.61	0.711 NU	3.30	3.30	1.50	0.711 NU	0.30 劣化U	0.30 劣化U	0.30 劣化U	0.30 劣化U	0.711 NU	
	取 出 %	0.71	0.71	0.16	0.92	0.92	0.50	0.30	0.18	0.11	0.18	0.11	0.22	
Pu	装 荷 kg/Yr	0	0	122	0	0	151	0	1050	0	890	0	0	
	取 出 kg/Yr	149	121	73	160	128	90	142	970	290	810	350	309	
装 荷	U-235 kg/Yr	726	590	26	812	647	33	638	19	28	17	29	821	
	Pu kg/Yr	0	0	122	0	0	151	0	1050	0	890	0	0	
全 量	kg/Yr	726	738	812	831	831	638	570	1097	936	936	936	821	
バーニアアップ	U-235 kg/Yr	536	435	21	595	474	27	438	9	18	8	18	570	
	Pu kg/Yr	511	416	132	460	366	195	688	761	49	827	49	620	
全 量	kg/Yr	1047	1004	1055	1062	1062	1126	1146	837	902	902	902	1190	
Pu	取出Pu kg/Yr	149	194	160	218	218	150	142	1260	1160	1160	1160	309	
	Net生成Pu kg/Yr	149	72	160	67	67	150	-232	210	270	270	270	309	
	全生成Pu kg/Yr	660	620	620	628	628	838	799	1020	1147	1147	1147	929	
転 換 比		0.63	0.62	0.59	0.59	0.59	0.74	0.70	1.22	1.27	1.27	1.27	0.78	
天然ウラン所要量	$\frac{1}{Yr}$	156.2	130.7	179.5 _a	147.8	147.8	124.3	27.5 _a	(15.59) 劣化U	(15.35) 劣化U	(15.35) 劣化U	(15.35) 劣化U	115.5	
SWU所要量	$\frac{1}{Yr}$	75.9 _a	61.7	97.7	77.8	77.8	39.3	0	0	0	0	0	0	
取出全核分裂性物質質量	kg/Yr	339	354	377	397	397	350	223	1280	1180	1180	1180	560	

の発電炉を稼働率70%で1年間運転したとして比較すると次のとおりになる。

	軽水炉 (Puリサイクルの場合)	ATR (Pu炉心の場合)
天然U節約量(t/y)	~30	~100
Pu 装荷量(kg/y)	120~150	~370
Pu の正味消費量(kg/y)	~70生産	~230消費

軽水炉のリサイクルでは、いまだ装荷したPuに比べて取り出したPuが多く、正味ではPu生産となっており、本当の意味でのPuバーナーにはなっていない。

各炉型の燃料の初期濃縮度(富化度)と取出し燃料中の濃度とを比較すると第14図のようになる。縦軸にPu富化度、横軸に²³⁵Uの濃縮度を取って各炉型の燃料の燃焼状況をプロットしたもので、左上りの場合はPuプロデューサーを、左下がり場合はPuバーナーを示す。45°の斜線は(Pu+²³⁵U)の全濃度の等価線である。これからもわかるように、軽水炉の取出し燃料の全濃度は~1.5%近くもあり、残存価値が高く、これの回収分を補正すると、軽水炉のPuリサイクルの場合の天然U節約量は上表より良くなる。また、軽水炉の取出し燃料の残存価値が高く、この濃度はATRではまだ充分燃焼させ得る濃度であり、軽水炉の使用済

み燃料を再処理して回収したPuと²³⁵Uの混合燃料をさらに燃焼させることができる。これは、軽水炉とATRをタンデム的に組み合わせて、輸入したU燃料を極めて効率よく燃焼させることを意味し、核燃料資

第14図 各炉型の燃焼性の比較

第 6 表 燃料費の計算法と燃料経費・炉心性能に対する係数

1. 燃料費の構成

$$\text{燃料費} = \text{①燃料損耗費} + \text{②成型加工費} + \text{③輸送費} + \text{④再処理費} - \text{⑤プルトニウム・クレジット} + \text{⑥インベントリ費}$$

2. 燃料費の内訳

		記 号	単 位		計算式
		R B	円/\$ kWh/kg	為替レート 燃料 1 kg 当りの総発電量	3-(1)
① 燃料損耗費	1・1 ウラン費 + 1・2 プルトニウム費 - 1・3 使用済ウラン価値				
1・1 ウラン費	$(U)_{\text{ソーカ}} \times C_{LU} \times \frac{R}{B}$	$(U)_{\text{ソーカ}}$ C_{LU}	kg/kg \$/kg	燃料 1 kg 当りのウラン装荷量 装荷ウラン単価	3-(2) 3-(3)
1・2 プルトニウム費	$(Puf)_{\text{ソーカ}} \times C_{puf} \times \frac{R}{B}$	$(Puf)_{\text{ソーカ}}$ C_{puf}	g/kg \$/g	燃料 1 kg 当りの Puf の装荷量 Puf の単価	3-(4)
1・3 使用済ウラン価値	$M \times C_{SU} \times \frac{R}{B}$	M C_{SU}	kg/kg \$/kg	燃料 1 kg 当りの取出ウラン量 取出ウランの単価	3-(5) 3-(6)
② 成型加工費	$C_{\text{成型}} \times \frac{R}{B}$	$C_{\text{成型}}$	\$/kg	成型加工単価	
③ 輸 送 費	$C_{\text{輸送}} \times \frac{R}{B}$	$C_{\text{輸送}}$	\$/kg	輸送単価	
④ 再処理費	$C_{\text{再処理}} \times \frac{R}{B}$	$C_{\text{再処理}}$	\$/kg	再処理単価	
⑤ プルトニウム・クレジット	$(Puf)_{\text{取出}} \times C_{puf} \times \frac{R}{B}$	$(Puf)_{\text{取出}}$	g/kg	燃料 1 kg 当りの Puf の取出量	
⑥ インベントリ費	6・1 炉心装荷前 + 6・2 炉心装荷中 + 6・3 炉心取出後				
6・1 炉心装荷前	$I_1 \times \text{金利} \times NF \times \frac{R}{B}$	I_1 NF	年 \$/kg	装荷前のインベントリ期間 新燃料価値	3-(7)
6・2 炉心装荷中	$I_e \times \text{金利} \times \frac{NF+SF}{2} \times \frac{R}{B}$	SF I_e	\$/kg 年	使用済燃料価値 炉心寿命	3-(8) 3-(9)
6・3 炉心取出後	$I_2 \times \text{金利} \times SF \times \frac{R}{B}$	I_2	年	装荷後のインベントリ期間	

3. 使用記号の計算式

(1)	B	kWh/kg	$Bu \times \eta_t \times (2.4)$	Bu 2.4	MWD/T hr/D	燃焼度 → kWD/kg 燃効率 KWD → kWh
(2)	$(U)_{\text{ソーカ}}$	kg/kg	$1 - \left(\frac{\text{Puf 富化度} < w/o >}{0.72} \right) \times 1/100$	0.72 1/100		Puf/全 Pu 換算
(3)	C_{LU}	\$/kg	$((2.60)C_{NU} + C_{\text{転}})(FC)_{\text{ソーカ}} + (SW)_{\text{ソーカ}}C_{SW}$	C_{NU} $C_{\text{転}}$ $(FC)_{\text{ソーカ}}$	$\$/1bU_3O_8$ \$/kg	天然ウラン価格 転換費 装荷濃縮ウランのフィードコンポーネント
	天然ウラン	\$/kg	$(2.60)C_{NU}$	$(SW)_{\text{ソーカ}}$ C_{SW}		装荷濃縮ウランの分選作業単価
	劣化ウラン	\$/kg	C_{DU}	2.60 C_{SW}	\$/kg	1bU ₃ O ₈ → kg U 劣化ウラン価格
(4)	$(Puf)_{\text{ソーカ}}$	g/kg	$(Puf \text{ 富化度} < w/o >) \times \frac{1000}{100}$	$\frac{1000}{100}$		kg → g 換算
(5)	M	kg/kg	$1 - (1.4 \times 10^{-6}) \left[\frac{\text{燃焼度} < MWD/T >}{T/MWD} \right]$	1.4×10^{-6}	T/MWD	核分裂 1MWD 当り必要な燃料の平均重量
(6)	C_{SU}	\$/kg	$((2.60) \cdot C_{NU} + C_{\text{転}})(FC)_{\text{取出}} + (SW)_{\text{取出}}C_{SW}$	$(FC)_{\text{取出}}$ $(SW)_{\text{取出}}$ その他の 記号		取出燃料濃縮度のフィードコンポーネント 分選作業単価 3-(3)参照
	同上	\$/kg	C_{DU}			
(7)	NF	\$/kg	$(1 \cdot 1 + 1 \cdot 2 + \text{②}) \div \frac{R}{B}$	1・1 1・2 2	円/kWh "	ウラン費 プルトニウム費 成型加工費
(8)	SF	\$/kg	$(1 \cdot 3 + \text{⑤}) \div \frac{R}{B}$	1・3 5	円/kWh	使用済ウラン価値 プルトニウムクレジット
(9)	I_e	年	$\frac{(\text{燃焼度} < MWD/T = kWD/kg >)}{(\text{比出力} < kW/kg >) (365) (\text{稼働率})}$			

4. 燃料経費・炉心性能の変化に対する係数

	計 算 式	備 考
a_{NU}	$\frac{R}{B} \left(1 + \left(I_1 + \frac{1}{2} \right) \cdot \text{金利} \right) (FC)_{\text{プーカ}}(U)_{\text{プーカ}} + \frac{R}{B} \left(-1 + \left(I_2 + \frac{1}{2} \right) \cdot \text{金利} \right) (FC)_{\text{取出}} \cdot M$	新燃料: 濃縮ウラン PWR, AGR 使用済: 濃縮ウラン
	$\frac{R}{B} \left(1 + \left(I_1 + \frac{1}{2} \right) \cdot \text{金利} \right) (FC)_{\text{プーカ}}(U)_{\text{プーカ}} + \frac{R}{B} \left(-1 + \left(I_2 + \frac{1}{2} \right) \cdot \text{金利} \right) M$	新燃料: 濃縮ウラン BWR 使用済: 天然ウラン
	$\frac{R}{B} \left(1 + \left(I_1 + \frac{1}{2} \right) \cdot \text{金利} \right) (FC)_{\text{プーカ}}(U)_{\text{プーカ}}$	新燃料: 濃縮ウラン ATR-EU, ATR-LA, SGIWR 使用済: 劣化ウラン
	$\frac{R}{B} \left(1 + \left(I_1 + \frac{1}{2} \right) \cdot \text{金利} \right) (U)_{\text{プーカ}}$	新燃料: 天然ウラン PHW, GCR 使用済: 劣化ウラン ATR-PB
a_{SW}	$\frac{R}{B} \left(1 + \left(I_1 + \frac{1}{2} \right) \cdot \text{金利} \right) (SW)_{\text{プーカ}}(U)_{\text{プーカ}} + \frac{R}{B} \left(-1 + \left(I_2 + \frac{1}{2} \right) \cdot \text{金利} \right) (SW)_{\text{取出}} \cdot M$	新燃料: 濃縮ウラン PWR, AGR 使用済: 濃縮ウラン
	$\frac{R}{B} \left(1 + \left(I_1 + \frac{1}{2} \right) \cdot \text{金利} \right) (SW)_{\text{プーカ}}(U)_{\text{プーカ}}$	新燃料: 濃縮ウラン BWR, ATR-EU, SGIWR, 使用済: 天然ウラン ATR-LA
	0	新燃料: 天然ウラン PHW, GCR 使用済: 劣化ウラン ATR-PB
a_{Puf}	$\frac{R}{B} \left((Puf)_{\text{プーカ}} - (Puf)_{\text{取出}} \right) + \frac{R}{B} \left(\left(I_1 + \frac{1}{2} \right) \cdot \text{金利} \cdot (Puf)_{\text{プーカ}} + \left(I_2 + \frac{1}{2} \right) \cdot \text{金利} \cdot (Puf)_{\text{取出}} \right)$	
$a_{成型}$	$\frac{R}{B} \left(1 + \left(I_2 + \frac{1}{2} \right) \cdot \text{金利} \right)$	
$a_{輸送}$	$\frac{R}{B}$	
$a_{再処理}$	$\frac{R}{B}$	
$R_{\text{燃料}}$	$(1 + I_1 \cdot \text{金利}) (C_{LU} \cdot (U)_{\text{プーカ}} + C_{Puf} (Puf)_{\text{プーカ}} + C_{成型}) + (-1 + I_2 \cdot \text{金利}) (C_{SU} \cdot M + C_{Puf} (Puf)_{\text{取出}}) + C_{輸送} + C_{再処理}$	$\frac{R}{B} \cdot \frac{R}{Bu \cdot \eta t \cdot 24}$
$R_{\text{燃料}}/B$	$\frac{1}{2} \cdot \text{金利} \cdot (C_{LU} \cdot (U)_{\text{プーカ}} + C_{SU} \cdot M + C_{Puf} (Puf)_{\text{プーカ}} + C_{Puf} (Puf)_{\text{取出}} + C_{成型})$	$\frac{R_{fc}}{B} - \frac{1}{(比出力)(負荷率)\eta t(365)(24)}$

源の乏しい日本等にとって非常に魅力的な方式であり、重水炉とくに Pu 富化炉心に最適化した ATR は、資源多様化の面からみても必然性の高い炉心といえることができる。

(3) 省資源性と経済性⁽¹¹⁾

省資源性の高い炉型は燃料費(燃料サイクルコスト)が低く、核燃料などの高騰に対して価格感度が低い。核燃料 1 kg 当りの燃料費(円/kWh)は次式で与えられる。

$$\text{燃料費} = \frac{\left(\text{必要経費} \right) - \left(\text{使用済み燃料の残存価格} \right) + \left(\text{燃料インベントリ} - \text{の金利} \right)}{\text{総発電量(kWh/kg)}}$$

上式はまた、次のような燃料関係単価の 1 次式で表わされる。

$$\text{燃料費} = a_{NU} C_{NU} + a_{SW} C_{SW} + a_{Puf} C_{Puf} + a_{成型} C_{成型} + a_{輸送} C_{輸送} + a_{再処理} C_{再処理} + a_0$$

ここに、 a : 係数, C : 単価

添字 NU: 天然 U, 単価(\$/UO₂lb)

SW: 濃縮作業単位, 単価(\$/SWU kg)

Puf: 核分裂性 Pu, 単価(\$/g)

成形: 成形加工費, 単価(\$/kg)

輸送: 輸送費(新, 使用済みの合計),
単価(\$/kg)

再処理: 再処理費, 単価(\$/kg)

燃料費および各係数の算出式を第 6 表に、各炉型に対する係数を第 7 表の基準値を用いて数値計算した結果を第 8 表に示す。

天然 U 単価の係数 a_{NU} はフィードコンポーネントに比例し、燃焼度に逆比例するので、天然 U もしくは微濃縮 U に Pu を富化して燃焼度を高めた ATR-PB(プルバーナー), ATR-LA(LWR の使用済み燃料使用)炉型は、他炉型に比べてその値が約 1 桁小さく、天然 U 価格が上昇しても燃料費の上昇が少ない。CANDU-PHW と GCR とは天然 U 炉であるが、燃焼度が小さく燃料 1 kg 当りの全発電熱量(kWh/kg)が小さいので相殺し、濃縮 U 炉と大差がなくなっている。

分離作業単価の係数 a_{SW} は、分離作業単位 SWU に比例するので、装荷燃料の濃縮度の高い炉型の a_{SW} は大きくなる。濃縮 U を使用しない GCR, PHW, ATR-PB では a_{SW} はゼロとなり、微濃縮 U を用いる ATR-LA の a_{SW} も非常に小さく、分離作業単価の上昇はこれらの炉型に有利に働く。

第 7 表 燃料費計算のための基準値

			L W R		ATR-EU炉心		ATR-Pu炉心		ATR-LA炉心		Candu	SGHWR	AGR	GCR
			BWR	PWR	Case 1	Case 2	Case 1	Case 2	Case 1	Case 2	PHW	EU炉心	EU炉心	NU炉心
基準炉心性能	熱効率	%	0.334	0.330	0.315	←	←	←	←	←	0.295	0.315	0.41	0.30
	比出力	MW/T	23.2	34.4	26.6	←	←	←	←	←	25	19.8	13.5	3.7
	燃焼度	MWD/T	27500	31500	28000	25000	28500	24000	19000	17000	7500	22000	17500	4000
	後U-235	W/o	2.61	3.30	2.0	←	NU	←	0.9	←	NU	2.2	2.3	NU
	荷Puf濃化度	W/o	0	0	0	←	1.3	←	0.7	←	0	0	0	0
	取U-235	W/o	0.711	0.92	NU以下	←	NU以下	←	NU以下	←	NU以下	←	0.87	NU以下
	出Puf	gr/kg	5.40	6.50	3.4	3.2	4.9	5	4.4	←	2.54	2.18	3.37	1.66
	NU価格	\$/lbU ₃ O ₈	50	←	←	←	←	←	←	←	←	←	←	←
	SWU価格	\$/kg	60	←	←	←	←	←	←	←	←	←	←	←
	Puf価格	\$/gr	20	←	←	←	←	←	←	←	←	←	←	←
基準値	劣化U価格	\$/kg	3	←	←	←	←	←	←	←	←	←	←	←
	成型加工費	\$/kg	200	←	←	←	400	←	←	←	80	200	←	←
	輸送費(新)	◇	2	←	←	←	5	←	←	←	2	←	←	←
	◇(使用済)	◇	80	←	←	←	←	←	0	←	80	←	←	←
	再処理費	◇	300	←	←	←	←	←	0	←	300	←	←	←
	転換費	\$/kg	3.5	←	←	←	←	←	←	←	←	←	←	←

共通基準値：金利 8%，装荷前後インベントリー 各 1 年とする，稼働率 70%，Puf/Pu total 0.72

第 8 表 燃料費の簡易計算のための係数表

		^a NU	^a SW	^a Puf	^a 成型	^a 輸送, ^a 再処理
L W R	DWR	0.02267	0.004704	-0.005397	0.001722	0.001361
	PWR	0.02442	0.005677	-0.006070	0.001471	0.001203
A T R	EU ₁	0.01897	0.002995	-0.003639	0.001764	0.001417
	EU ₂	0.02095	0.003306	-0.003926	0.001948	0.001587
A T R	PB ₁	0.004435	0	+0.01745	0.001737	0.001392
	PB ₂	0.005155	0	+0.01981	0.002019	0.001653
A T R	LA ₁	0.009356	0.0004017	+0.009998	0.002489	0.002089
	LA ₂	0.01035	0.0004445	+0.01086	0.002755	0.002334
Candu P H W		0.01655	0	-0.01253	0.006367	0.005650
S G H W R		0.02719	0.004587	-0.002934	0.002262	0.001804
A G R		0.02388	0.004747	-0.004210	0.002235	0.001742
G C R		0.03383	0	-0.01298	0.01301	0.01042

Pu 単価の係数 a_{pu} は, Pu 燃焼炉である ATR-PB と ATR-LA は正で, Pu 生産炉である他炉型はすべて負でまったく逆の傾向を示す。Pu 燃焼炉では装荷 Pu の価格が支配的となり, Pu 生産炉では Pu クレジットが支配的となるためである。Pu が過剰となり燃焼炉を必要とする情勢では, Pu の価格が低下傾向にあり, Pu 燃焼炉に有利に働き, Pu が不足で生産炉を必要とする情勢では, Pu の価格が上昇傾向にあり, Pu 生産炉が有利となる。

以上のように, 省資源型の炉型の燃料費は, 資源有限時代のエネルギー単価の動向に対して有利に働き, 経済性の向上が著しく, 実用化への妥当性が強くなる。

3. 総 括

原子力発電の開発に当たって取り上げられた各炉型について, その実用化の必然性と妥当性から, これをまとめた結果を第 9 表に示す。各炉型の開発状況とその概要は以下のとおりである。

(1) 実用化されたが旧式化したもの：GCR

軍事利用からのバックアップで, その妥当性をいち早く獲得して実用化されたが, 単独での妥当性が弱く現在では旧式化した。

(2) 実用化されたもの：BWR, PWR

軽水炉の BWR と PWR は技術的必然性が高く, 採算性も充分確立しているため, 軽水炉の実用

化時代は当分続くものと思われる。

(3) 実用化の見通しがあり実用炉
運転中: AGR, LWGR, PHW
イギリスが開発している第2世
代のCO₂冷却黒鉛炉の AGR と,
ソ連が開発している軽水冷却黒鉛
炉の LWGR とは, AGR が高温
化という点で優れている以外は,
技術的, 資源的必然性は軽水炉と
同程度である。

PHWは, 加圧重水冷却の重水炉
で, カナダが自国の豊富な天然U
資源をバックに天然U専焼炉とし
て開発し, ほゞ実用化段階に達し
た省資源性が優れた炉型で, 資源
的必然性が強い。

(4) 実用化が見込まれるもの: HT
GR, BLW, LMFBR

軽水炉の弱点は高温化と資源有
効利用の面であり, これをカバー
する炉型として開発されている炉
型である。HTGRはHe冷却の黒
鉛炉で, 高温熱源用の多目的炉と
して世界数ヶ国でその開発が進め
られている。BLWは省資源型
のPu燃焼炉を第1目標に日本が
自主開発中の「ふげん」型重水炉
で, イギリス, カナダもこの炉型の
開発を手がけており, 資源的必然
性が高い資源ミニマム指向の炉型である。LMFBR
は資源有効利用の本命の高速増殖炉で, Na冷却を
採用して世界各国が競争でその開発を進めている。
上記以外の炉型は, 現在では技術的・資源的必然性を
失ってその開発が中止されている。

Ⅳ. 結 言

発電炉開発のために建設された各種の炉型につい
てその開発状況を説明し, 技術開発としてみた妥当性
と必然性から実用化の現状と見通しを検討した。

原子力開発の初期段階において, 水冷却採用の可能
性への疑問と濃縮U使用の自由度に対する見通しの悪
さから, 技術的必然性ありと考えられる炉型が発散
し, 非常に多くの炉型が開発対象として取り上げられ
た。しかし, 開発の進捗に伴ってこの2点が解決し,
軽水炉が大型化による経済性の向上によりその妥当性

第 9 表 開発炉型のまとめ

	炉 型	妥 当 性		技術的必然性	資源的必然性	本 開 発 状 況
		軍事利用協力の獲得	経済性			
黒 鉛 炉	CO ₂ (GCR)	○プルトニウム 生産	△	○技術的問題点 少し	○天然ウラン使 用	A
	CO ₂ (AGR)	×	○	○熱効率良 出力密度向上	—	C
	He (HTGR)	×	—	○高温熱源	△トリウム利用	D
	Na (SGR)	(液体金属冷却参照)				
炉	加圧 H ₂ O (LWGR)	△プルトニウム 生産	△	—	—	×
	沸騰 H ₂ O	△プルトニウム 生産	△	○系統の簡素化	—	C
軽 水 炉	加圧 H ₂ O (PWR)	○原子力潜水艦 推進用動力炉	○	○出力密度大 (大型化容易)	—	B
	沸騰 H ₂ O (BWR)	×	○	○出力密度大 (大型化容易) ○系統の簡素化	—	B
重 水 炉	加圧 D ₂ O PHWR	×	△	—	△天然ウラン使 用	×
	沸騰 D ₂ O BHWHR	×	△	○系統の簡素化	△天然ウラン使 用	×
	CO ₂ (HWGCR)	×	△	△熱効率向上	△天然ウラン使 用	×
	加圧 D ₂ O (PHW)	×	○	—	○省資源性 (天然ウラン)	C
水 炉	沸騰 H ₂ O (BLW)	×	○	○系統の簡素化	○省資源性 多様化性	D
	有機材 (HWOMR)	(有機材参照)				
液 体 金 属 冷 却 炉	黒鉛(被覆) (SGR)	×	△	○熱効率良 低圧	—	×
	その他 (ZrH (B))	△原子力潜水艦 推進用	△	○熱効率良 低圧	—	×
	なし (LMFBR)	×	—	○熱効率良 低圧	○増殖 資源の 有効利用	D
有 機 材 炉	D ₂ O (HWOMR)	×	△	○熱効率良 低圧	△	×
	有機材 (OMR)	×	△	○熱効率良 低圧	△	×

○: 重要な要因, △: 要因, ×: なし, —: 無関係

*A: 開発化されたが旧式化, B: 実用化, C: 実用化見通しがあり実用炉運転中

D: 実用化の見込まれるもの, ×: 開発中止

を獲得して原子力発電が実用化され社会に定着した。

蒸気サイクルを採用する発電炉としては, 軽水炉を
超える技術的必然性のある炉型を見出すことは難し
く, 軽水炉以外で実用化される炉型は, 軽水炉の弱点
である高温化の壁を破る必要のある高温ガス炉か, 技
術的以外の資源的必然性のある炉型(例えば, 「ふげん」
型重水炉 ATR, 高速増殖炉, CANDU-PHW)に限定
されてきた。

今後, エネルギー資源有限時代に入り, 資源ナシ
ナリズムが激しくなれば, エネルギー関係の価格の高
騰は不可避で, 省資源型の炉型は燃料費の優位が高く
なるので経済性も向上する。これからの原子力開発は
コストミニマム指向から資源ミニマム指向⁽¹²⁾に代わ
り, 資源的必然性の高い高速増殖炉と重水炉の開発の
重要性が増す。

—参考文献—

- (1) *Directory of Nuclear Reactors*, Vols. I~X, (1959~1976), IAEA.
- (2) 原子力年鑑(昭和32~52年版), 日本原子力産業会議.
- (3) *Nuclear Engineering International*, April Suppl. (1976).
- (4) K. ジェイ (伏見, 他訳): “原子力発電所”, (1957), 岩波新書.
- (5) KRAMER, A.W.: “Boiling Water Reactor”, (1958), Wesley Publ.
- (6) T. ボルマー (堀元美訳): “原子力潜水艦”, (1964), 朝日新聞社.
- (7) 平山省一: 火力原子力発電, No. 230, p. 10 (1975).
- (8) 同上: 動燃資料, SN341-77-11, (1978).
- (9) WASH-1139, (1974), OECD DEC. 75 “Uranium: Resources, Production, and Demand.”
- (10) 資源エネルギー庁委員会資料, (1976).
- (11) 平山省一: 動燃資料, SN341-77-05, (1977).
- (12) 島 史朗, 沢井 定: 原子力工業, 22(12), 26 (1976).

○国際会議のご案内○

6th Int. Congress of Radiation Research

第6回国際放射線研究会議

会 期 1979年5月13~19日

場 所 日本都市センターおよび全共連ビル(東京・赤坂)

既報(本誌, 20(8), 538(1978))の標記会議のサード・サーキュラー(プログラム掲載)が出来ております。ご希望の方は下記宛にお申し込み願います。(1部 1,000円)

申込先 (〒113-91) 東京都文京区本郷郵便局 私書箱第152号

第6回国際放射線研究会議事務局

(Tel. 03-812-2111, 内線3696, 7729)

なお、本会事務局にも一部届いております。

1979 Summer Programs in Nuclear Reactor
Design and Basic Nuclear Technology
at Rensselaer

期 日 1979年7月9~27日

場 所 Rensselaer Polytechnic Inst., New York
スケジュール

○第1週(7月9~13日)

Basic Nuclear Reactor Technology

○第2週(7月16~20日)

Nuclear Reactor Design

○第3週(7月23~27日)

Computer Applications and Reactor Design Codes

上記のパンフレットは本会事務局にあります。

3rd NEA Seminar on Marine Radioecology

OECD/NEA 第3回海洋放射生態学東京セミナー

期 日 1979年10月1~5日

場 所 プレスセンターホール(東京都千代田区内幸町)

トピックス

Ses. 1 Deep sea investigations and studies including
physical and biological transport and its relation

to radioecology

Ses. 2 Studies in shallow waters

Ses. 3 Release from reprocessing plants and power
reactors in coastal watersWorking Group Ses. To prepare the discussions of the
panelPanel Ses. Link between deep and shallow water
studies論文提出・参加申込みは所定用紙で5月1日までに下記へ。日
本側の参加およびペーパーについては、科学技術庁でとり
まとめのうえ、NEAに送られる。

連絡先 (〒100) 千代田区霞ヶ町2-2-1。(Tel. 03-581-5271)

原子力安全局原子力安全課放射能監理室

9th World Conf. on Non-Destructive
Testing

第9回世界非破壊検査会議

期 日 1979年11月18~23日

場 所 Melbourne, Australia

既報(20(3), p. 169)の標記会議のProvisional Programme
と Registration Form が本会事務局に届きました。IAEA-Int. Working Group on Nuclear
Power Plant Control and Instrumentation

原子力プラントの計測制御関係専門家会議

期 日 1979年12月5~7日

場 所 Munich, Federal Republic of Germany

討議題目

(1) Surveillance Systems

(2) Surveillance Methodologies and Solutions to
Particular Problems

(3) Man-Machine Communication

アブストラクト(300語以内) 1979年6月15日

フルペーパー

10月15日

問合せ先 (〒319-11) 茨城県東海村

原研原子炉計測研究室(若山直昭)