

— 特別講演 —

原子力発電について(II)*

山田 太三郎**

(On the Atomic Power Generation) (II) —Special Lecture—

Tasaburo Yamada

(4月号 514頁よりつゞく)

IV. 原子力発電の技術と経済

本節では原子力発電が従来の発電方式に比較して、技術上および経済上の主要な相違点について略述しよう。

IV-1 安全性

原子力の発端が原爆であつたことから、原子炉の爆発と言う問題がまず念頭に浮んで来る。1953年米国で沸騰水型の原子炉の安全性に関して実験した際、特殊な実験条件の下において BORAX-1 という原子炉は実際に爆発した例もある。

しかし一般的にいえば原子炉は爆発しないという方が正しいと考えられている。それは原子炉というものが暴走に対して自己防禦性を持つているからである。勿論制御装置は二段構、三段構の施設になつていて、操作者が誤操作しても、制御機構は操作者の意に反して原子炉を安全側に持ち来す機構も施設されている。しかし、仮りにこれらの制御装置が全部不動作に陥つたとしても原子炉には自己安全性があるのである。

原子炉がなんらかの理由で中性子の数が急上昇したとすると、これに伴つて炉の出力は増加し、また炉の温度が上昇する。しかし一方原子炉は温度が上ると自然に中性子の数が減少する性質、すなわち原子炉の反応度の温度係数が負であるという性質がある。したがつてある限度迄原子炉の温度が上昇すると、中性子増加の原因となつた反応度が原子炉の反応度の負の温度係数と平衡状態になつて終う訳である。

一般に起る中性子増加の程度は大体上記の作用で食い止めうるが、異状に大きな反応度の増加(例えば已述の BORAX-1 の実験のごとく、原子炉内の制御棒をばねに依つて急速に炉外に出して終うような場合)が与えられれば、上記の平衡点の温度がいちじるしく高くなり、したがつて原子炉容器内の圧力が極度に増大する訳である。このような場合には炉壁、配管その他が破裂する前に原子炉内の燃料その他の諸材料の配置が崩れて終う

ので原子炉としての良好な条件が崩れて終うために出力増加の速度が弱められるのが一般である。したがつて仮りに爆発に至るとしても原爆に匹敵する爆発は起りえないというのが定説になつている。

原子炉の安全性は上記の条件だけで規定される訳ではないが、それでも先ず反応度の負の温度係数が大きい程安全性が大きいことがいえるし、また原子炉内の諸材料の微少偏位に対する反応度の低下の程度が大きい程安全性は高いといえるので、原子炉の型式および設計が影響を与えることは確かである。また仮りに原子炉内の制御棒を全部ひきぬいた場合に有している反応度の余裕の大きい程、危険性は高いともいえる。安全性の見地からの各種の原子炉型式の比較、原子炉設計の良否について充分に検討することが必要なことはいふ迄もない。

電気回路においては予定より多量の電流が流れるとフューズが切れて回路が遮断されることは衆知のごとくである。同様の考え方で原子炉フューズが開発されつつある。

硼素、カドミウム等は中性子の吸収能力の強いことは已に述べたが、これらの物体を予め炉外に置き、炉内中性子束が急上昇した際、これ等の物体が原子炉内に急速に入つてきて原子炉の中性子増加を食い止める設計の原子炉も若干現われてきている。

上記の所論で原子炉は原子爆弾とは抑々作られる目的を異にしているので、原子爆弾のような破壊力を予想することは誤りで、機械的の破壊力の面からは自動車内に入れられたガソリンの爆発にも比すべきものであるとの結論を得たとしても、原子炉はまだ決して安全であるとはいえない。それは原子炉の中にはいちじるしく大量の放射能物質が包蔵されているからである。上記のような操作上の誤りまたは故意による制御棒の引きぬきを想

* 本稿は昭和 32 年 10 月九州工業大学における日本鉄鋼協会第54回講演大会において行つた講演内容に若干の補訂を加えたものである(著者)

** 電気試験所、電力部長

定しなくても炉内の放射性物質が外部に漏洩する可能性は少なくない。高压下にあるボイラー、パイプ等は過去において破裂した例は少なくない。この場合例えば水冷却炉なれば炉内の水はなくなつて終るので、その内にある放射性物質は四散するであろうし、さらに冷却材がなくなれば燃料は高温に達して熔解し、さらには気化する可能性もある。このような事故を当然予想せねばならない。また原子炉の冷却材用のポンプの停止によつて原子炉が冷却されなくなつても上記と似たような状態になる可能性がある。

上に述べたのは最悪の場合であつて、上記の状態にならないように万全の措置が講じられていることはいう迄もないが、放射量の大量逸出は重大問題であるから、原子炉運転の経験が充分積まれれば、現在行われているような重複した保護方式は *over conservative* として採用されなくなるであろうが経験の少ない現在では最悪の事態を予想した設計が行われる方がむしろ合理的といえる。

このような事態に立ち至つた場合の対策としては、原子炉全体の地下構造にして放射性物質の逸出を防ぐとか、原子炉の周囲に巨大な原子炉収納容器 (container) を付ける方法が取られている。このコンテナが最後の防壁となる訳である。コンテナの設計例を第11表に示す。

第 11 表 コンテナ

原子炉名	収 容 物	コンテナ
EBWR	原子炉設備	直径 24.5m × 高さ 36.4m の円筒形鋼製、厚さ 1.59cm、耐圧 2 kg/cm ²
DCBR	原子炉設備	直径 60m の鋼球 (炉内の水の噴出に耐える)
OCBWR	原子炉一次冷却系	巾 4.9m、長さ 18.3m、深さ 18.3m のコンクリートブロック中に 3.2mm の厚さの鋼板内張りをした容器、耐圧 0.35 kg/cm ²
APDA	原子炉一次冷却系	直径 26m、高さ 45m の円筒形鋼鉄製
Dounreay	原子炉一次冷却系	直径 40m の鋼球、厚さ 2.54 cm、耐圧 1.3 kg/cm ²

コンテナは原子力発電所建設費の 10% 近くを占めるので経済上は大きな影響があり、一方ではコンテナ無用論も説かれているが原子力発電の揺籃期においてはこれを施設する方が妥当といえよう。

IV-2 原子炉の運転および保守

原子力発電所は原子炉とボイラーを入れかえれば火力

発電所になるといえるが、運転上の自由度の面で原子炉とボイラーでどの位の相違があるであろうか。例えば原子力発電所を起動するに要する時間、停止に要する時間等は火力発電所といかなる差があるだろうか。現在のところ火力発電所のボイラーとほぼ同じ自由度で原子炉を操作出来るものと考えられており、特別な差はないといえよう。勿論船舶用原子炉のように起動停止の自由度が高いことを要求されると、設計の如何によつては従来の船用機関に劣る場合も出てくるが、これも実際には特性上の差のほとんどない原子炉を選ぶる訳である。

保守上相違の出ているのは放射能による面である。発電所運転員の保健の面に留意せねばならぬのは勿論であるが火力発電所と大きな差異のあるのは原子炉容器に使われる鋼材の中に含まれる Co⁵⁹ が Co⁶⁰ に変つて強い放射能を帯びることである。このために一旦運転に入つた原子炉には全く近づくことが出来なくなる。したがつて保守作業を行うにも非常に短時間しか人間が近づけなくなるために困難の度が増してくるし、また保守費も高くなる傾向が出てくる訳である。

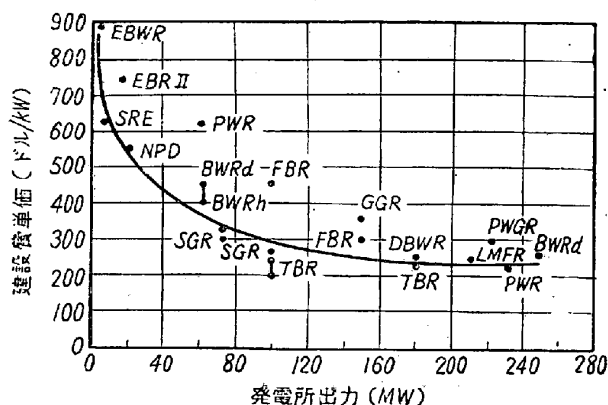
IV-3 発電原価

英国および米国の原子力発電所の輸入に関連して、我国で原子力発電を行つた場合の発電原価が屢々新聞等に発表されている。しかも同一のものを対象としていながら、発表者が異るごとに発表される発電原価に相当大巾な相違が見られることにお気付のことと思う。原子力発電は元来我国のエネルギー不足解消のために導入されるものであるが、その前提条件としては経済性の面でも充分明らかであることが必要であるのはいう迄もない。しかし残念ながら今日の段階では、火力発電や水力発電の原価と比較すると多くの面で原子力発電の原価には“あいまいさ”が付きまといつている。これは勿論当然のことである。我国は勿論、欧米においても原子力発電の経験は皆無といつてよい現在、実績によつて原子力発電の原価を論ずることは出来ないからであつて、多くの部分で推定値あるいは希望値ともいふべき数字が混入しており、また政府の関与する部分が多いので、商業ベースで原価を論ずることが出来ないからである。

以下は原子力発電所の建設費および発電原価について述べるが、以上の記述にても明らかな通り、不確定な部分が数多く含まれていることを了承の上読まれることを希望したい。

(a) 建設費

原子力発電所の建設費は原子炉の型式によつて異なるのは当然である。したがつて原子炉型式によつて優劣が明



第6図 原子力発電所の建設数

かとなる筈であるが、現在迄の発表されたデータでは必ずしもその差異は明かでない、むしろ大型ならば単価が安いといったような一般原則が見られるに止っている。第6図に出力と建設費単価の関係を示している。最近米国ではインフレの傾向が出て来ておりこの図の発表された当時よりも2~3割高くなっている状況で、経済的原子力発電からは次第に遠ざかる傾向が出て来ている。第6図は別々の設計者が設計したデータを集積したものに過ぎないので、設計者の主観が混然と入っている訳である。すなわち conservative な設計と、思いきつた設計では同一のものを設計しても相当大きな建設単価の相違となることを考えれば、同図は単に大型になると安くなるという傾向を示しているに過ぎないといえよう。

(b) 原価構成要素

在来の発電方式と比較した場合、原子力発電の原価構成要素の比率を眺めて見るとほぼ第12表のごとくになる。これは概略の傾向を示すに過ぎないが、それでも次のような原子力発電の特質を覗うことが出来る。すなわち、(i) 原価中で占める資本費の面から言うと原子力発電は水力発電と火力発電の中間に位する。しかして天然ウラン炉は濃縮ウラン炉よりも資本費は大きい。(ii) 燃料費は資本費と全く逆の傾向を示している。

第12表 発電原価の構成比率 (%)

原価構成要素	水力発電	火力発電	原子力発電	
			天然ウラン炉	濃縮ウラン炉
資本費	80~85	30~40	55~60	40~45
燃料費	—	50~60	30~35	45~50
運転維持費および関連費	15~20	10	15~20	10~15
合計	100	100	100	100

原子力発電は火力発電と比較対照して論ぜられる場合が多いが、原子力発電は元来資本費の面では火力発電に

劣るから、燃料費の面で火力発電に対して有利でなければならない訳である。

一応第12表で原価構成の概略を把握しえたごとくに感ずるが、仔細に見る時は、多くの不確定要素のあることに気づくであろう。

資本費の内訳としては、金利、償却、諸税および保険が含まれる。金利としては株式によれば12%であり、市銀借入で8~10%、開銀資金で6.5%、外資で5.5%というように大巾に変わるから、資本構成によつて金利が異なるが、これは一応常識の範囲内のことである。

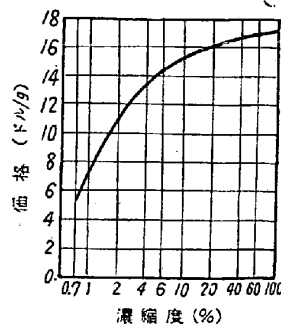
しかし、減価償却算定上の根拠となる機器の耐用年数については何等の保証がない訳である。一応計算上は15年または20年の寿命を想定するが、極端な場合として寿命が1年とか5年とかいうことになると経済性は全く崩れて終う。勿論原子力発電が企業として成り立つためにはこんな状態でないことは明かであるが、現在設計されている原子炉の寿命は、種々の試験によつて予測されているとはいえ何人も実績によつて確めた人はいないのであるから、飽く迄も推定の域を出ないことになる。

保険についても同様で、もし重大な事故を生じれば、保険料もきわめて高額になる可能性があり、文献に示されているように発電原価の0.2~1%では済まなくなる訳である。これまた実績のみが唯一の証明者となる訳である。

つぎに燃料費が安くなくてはならないという条件を保証出来るかという点、これまた多くの問題がある。

まずウランは自由市場価格でなく、各国政府の管理統制下にあることが問題である。天然ウランは将来自由価格に近づく傾向を想定出来るが、濃縮ウランは供給国は米国一国であるから、米国の都合次第でその価格が決定されるおそれがある。(極端に言えば、供給されなくなることもありうる)。

現在のところ米国は第7図のごとく濃縮ウランの価格を定めているが、その原価については明かでない。もし同一の方法で米国以外の国が濃縮ウランの生産を行えば生産工場の規模および電力単価の点から米国の示す値の2~3倍以上になるものと想像されている。したがつて仮に濃縮ウランの市場価格を考えれば、米国の示す値よりも大分高くな



第7図 AECのウラン供給と新措置によるウラン235の価格

る訳である。尤も最近ドイツでは米国とは原理的に異つた方法で濃縮ウランの製造をすることを考えており、これによれば所要電力量は 1/10 程度に減るといわれているから、これが成功すれば、濃縮ウラン型原子炉に対して現在世界各国がもっている心理的な不安が解消されるかも知れない。

燃料要素を作り上げるための成型加工費は現在のところ、経験不足で判然とした原価の見積りは困難のようである。

現在は多数種の原子炉の原型が各所で考えられており、各々独特の構造の燃料要素を採用することとしているので、大量生産的の要素が含まれて来ないために成型加工費は相当高くなる状況にある。特にジルコニウム被覆などの場合はジルコニウムが高価なため、燃料の形にするといちじるしく高いものになる。成型加工費が低下するためには原子炉の型式か、あるいは少くとも燃料要素の構造、材料などが大量生産的の要素を有するようになる必要がある。しかし現在の段階では、これらの条件が満たされるには至っていない。

燃料費算定上最も不明確な要素は化学処理費である。使用済燃料をいかに処理するかということが明かとなっていないからである。目下検討されつゝある英国型の動力炉の輸入に関連しても、使用済燃料は日本で化学処理出来る段階にないので、これを英国に送り返すことにして考えられている。このやり方でも原子力発電は勿論出来る訳である。しかし使用済燃料中には二次燃料 Pu が含まれていることは周知であり、これを回収して次代の原子炉に生かして行くという燃料サイクルの問題が重要な意義を有している。(次章参照)

そうなると我国でも燃料の化学処理を自主的にやる必要が生じてくるが、化学処理工場の規模で処理費はいちじるしく変つてくる。すなわち処理費が経済的な数量(例えば総発電出力 100万kw 程度)に達する迄の原子力発電の発展を前提とする必要がある。海外においてもこの化学処理工業は民間における経験が皆無であり、政府企業として爆弾の原料の Pu 抽出が行われていたに過ぎないから、民間企業としての原子力発電を考える場合には価格算定の根拠が不確かである。

勿論従来から行われている湿式の化学処理方法は相当の経験があるから、全然原価計算を行えないとはいえないが、果してこの方法が原子力発電に適しているかという点必ずしも判然としていない。湿式の場合技術面からの制約で使用済燃料を数カ月寝かせて、放射能の減少を計つた上化学処理工場に送るといふ過程を経る必要が

あるが、高価な燃料に対しての金利の面から見るとこのような方法が有利でないことは明かである。

そこで、高温冶金的处理方法が開発されつゝあるが、これはまだ実験室的段階に止つており、工業化した場合に対しての化学処理費の見当は付きかねる訳である。

燃料費の軽減に対しては、燃料の燃焼度を上げる必要があるが、これについての経験が皆無であるため、推定には多くの困難がある。燃焼度を定める因子として核的な条件の他に冶金的条件、腐蝕などの条件があるが、この三者の妥協点をどこに見出すかについては、実際の運転経験が唯一の指針となる。

第 12 表では原子力発電所の保守費は、水力、火力発電所に比して大差ないように考えられている。しかしこれも実際の運転経験が答を出す迄はなかなか判然としない値である。常時勤務に対しては当然放射能等に対する保守員の危険等について充分考慮をもつた設計をされるので余り他の発電方式と差異は出ないと思われるが、小修理に対しても放射能の存在の下で行うとすれば、意外な費用を要することも想像される。己に述べたごとく原子炉容器は原子炉の運転に伴つて放射能を帯びるので、保守、修理などのために、人が近寄れなくなつて終うという点は他の発電方式には見られない特徴である。勿論このことは当然予想されるので、設計の際に充分に考慮を払うとしても、人間の知恵には限度があり、そこに経験が必要であるから、初期の原子力発電所の保守費は算定上大きな未知数を抱えているというべきであらう。

以上長々と述べたが、要するに現在の段階では、経験が皆無であるから、原子力発電の発電原価を相当の確度をもつて推定することは困難であるということに尽きる。以上の不明確さは時間と共に明かにされる訳であるが、その時代になれば“これは単なる実験であるから”というような逃げ口上は許されなくなり、水力、火力発電と同様な厳密な基準で比較検討されねばならない。例へば Shipping port 発電所の発電原価が 52mill/KWH (1.87万/KWH) というようなことでは原子力発電は経済的に成立しない訳である。

原子力発電の原価における不明確さの中は、今後次第に実績によつて縮小されてくることは明かである。現在の段階では、楽観的な見方と悲観的な見方との間で大きな差が出る訳であるが、いずれの側の観測が正しいかは時間が明かにするものである。

技術の発達初期では、経済的にいちじるしく不利のように見えても、若干の経験を経ることによつて、急速に原価が低減して行くことは過去の多くの例が示してい

る。原子力発電もまた、この道を歩むものと考えられている。

IV-4 燃料の転換と増殖

原子力発電の特徴の一つとして燃料の転換が挙げられる。これは已述のごとく、 U^{235} が燃焼しても、二次燃料として Pu^{239} が生産されることである。 U^{235} の消費した値に対する Pu^{239} の生産量の割合を燃料転換比 (conversion ratio) と呼んでいる。この CR の値は通常の設計では 0.8 位の値を採る。しかし低濃縮ウラン炉の場合は CR の値が低く、極端な例としては、世界最初の原子力発電所である、ソ連の 5000 kw の場合のごとく 0.32 という低い値になることもある。

今 $CR=0.8$ として、使用済燃料中の Pu を取り出して何回でも原子炉の中で再使用とした場合、 $1/(1-0.8)$ すなわち 5 倍の効率で U^{235} を使用出来ることになる。すなわち 0.7% の U^{235} は等価的に 3.5% の U^{235} として使えることになる。これは天然ウラン 1 t から約 12 万 t の石炭に相当するエネルギーを取出せることを意味する。

このようにして自然界には 0.7% しか含まれていない U^{235} を拡大して使用出来る可能性のあるのが原子力発電の大きな特徴で、石炭、石油の燃焼には考えられない面である。

ところが CR の値は 0.8 を上限とするものでなく、設計によつては 1 よりも大きくなる可能性がある。(第 13 表参照) 熱中性子炉の場合に U^{235} を燃料とすれば、 $\eta=2.31$ である。原子炉内の中性子損失を 0.25 に抑えることが出来れば、

$$CR = \eta - 1 - 0.25 = 1.05$$

となる。(η-1) の 1 は次の連鎖反応を起すために U^{235} に吸収されねばならぬ中性子の数であり、CR に相当す

る中性子が Th を U^{233} に変換するのである。

今、 $CR > 1$ の場合を考えると $CR < 1$ の場合とは異り例えば $U^{233}-Th$ 系原子炉の場合、原子炉中の Th を全部 U^{233} に変える可能性が出て来る。すなわち、Th を 100% 原子燃料に出来る訳で Th 1 t が石炭 330 万 t に相当する状態にすることが出来る。

また高速中性子原子炉の場合には $CR > 1$ にする条件はさらに楽になる。第 6 表に見るごとく、 Pu^{239} は高速中性子領域では等価的に $\eta=2.5 \sim 2.7$ となるので、炉内の中性子損失を 0.25 とすれば、CR は 1.25 ~ 1.45 となり、容易に増殖系を形成しうる。このように増殖炉を具体化することによつて始めて、原子力エネルギーが石炭、石油の化石燃料に対して、資源的に絶対優位に立ちうる訳である。

しかし、現在の技術の段階では理論的に増殖系を形成することが可能であるということが判つているだけで、経済的に可能であるということを立証する段階に至っていない。

それは増殖炉を具体化する技術の開発が充分進んでいないことを意味する。

まず Th- U^{233} 系熱中性子増殖炉に対しては、従来の固体燃料炉では核分裂生成物が炉内に蓄積されるから許容中性子損失の面から考えて不利であるので、経験の少ない均質型または液体燃料型の原子炉を開発せねばならないことである。また熱中性子増殖炉の場合 CR が 1 に近いので、化学処理等を考えた系全体の実効的な CR は 1 以下となる可能性があることである。

高速中性子原子炉の技術は熱中性子原子炉とは大部様子を異にしている。まず中性子の速度を落す減速材の存在は禁物であること、中性子核反応断面積が小さくなるので(第 2 図参照) 炉内の燃料が熱中性子炉の場合に比して同一の出力に対し数十倍を要することの他多くの点で設計が異り、しかもこの種の原子炉に対する経験がきわめて少いこと等が挙げられる。

勿論原子力発電の理想形態である増殖型の原子炉に対する開発の努力は続けられている。すなわち Th- U^{233} 系に対してはアメリカの HRT、高速炉に対してはイギリスの Dounreay、アメリカの EBR-II および実用規模の発電所としては Enrico Fermi 発電所 (10 万 kw) の計画がある。これらは今年以降具体化する予定であり、これらの経験の上に立つて次第に増殖型も実用性を帯びて来るであろう。

V. 世界各国の原子力発電開発の概況

世界各国の原子力発電開発の状況を見ると、それぞれ

第 13 表 燃料転換比の数値例

発電所名	原子炉型式	電気出力	転換比
Calder Hall 改良型	{天然ウラン, 黒鉛, 炭酸ガス	MW 300	0.8 ~ 0.85
Shipping port Yankee Atomic	{低濃縮ウラン, 軽水	60	0.8
	{同, 上	134	0.71
ソ連 APS-1	{低濃縮ウラン, 黒鉛, 軽水	5	0.32
Dresden	{低濃縮ウラン, 沸騰軽水	180	0.75
(設計研究)	{天然ウラン, 沸騰重水	200	0.9
C.P.P.D.C	{低濃縮ウラン, 黒鉛, Na	75	0.72
EBR-I	{Pu, —, Na	15	1.5
(設計研究)	{ U^{233} , D_2O (均質型)	100	1.12

の国情により、開発の組織、採用される原子炉型式、開発規模が異つている。現状においては英、米、ソの三国が第一線にあり、ついでフランス、カナダ等があり、その他の諸国はほとんど上記の諸国の協力の下に開発を進めているといえる。

V-1 米国

資源的見地から見て、米国では石炭、石油等が安価でかつ豊富であるから、原子力発電が近い将来において緊急のものになるとは考えられていない。平均して石炭 1 t 当り 5 \$ 程度であるから、未成熟の原子力発電は到底経済面で火力発電に匹敵出来ないことはきわめて当り前のことと言える。

また電力事業の形態が大部分私企業であり、一部の例えば TVA 等の形態は常に民間企業から反対されているので、一般的風潮は原子力発電の分野において政府の力が強く介入することを喜ばない。といつて民間企業が思い切つた資本投資を行つて原子力発電を開発しようとする意欲を起す程の条件は存在しないということになる。

一方原子力発電用機器の製作会社は、過去において米国の原子力委員会との間の契約によつて研究開発を進めて来ており、その実績を経営面において発揮するためには、原子力工業の発展が必要であるが、米国内の需要は消極的であるので、勢い海外に市場を求めなくてはならない。

上記の事情を反映して、米国の開発方針は比較的消極的であつた。次に述べる英国およびソ連に比して、公表された開発規模が小さいことは衆知のごとくである。勿論原子力委員会は米国が豊富に持つている濃縮ウランを基調として広範囲に原子炉を開発しているが、国策として判然とした線を出していない憾がある。米国は元来自由諸国のリーダーであることを自認しているので、そのような意味で原子力平和利用の大宗ともいふべき原子力発電の分野で世界をリードすることを考えていたが、実際上の切実な要請はなかつたので、原子力発電よりも寧ろ軍事上の価値のある原子力潜水艦の開発に多くの努力が払われていたことは否定出来ない。

しかし、1954年におけるソ連の原子力発電の成功は米国に多大の刺激を与えた。このため原子力法も改正されたが、依然として基調をなすものは従来の消極主義であつて、原子力発電は民間の手で開発するという線は崩れていない。次の嵐は英国の Calder Hall の成功によつて惹き起された。

ここにおいて従来迄採られてきた原子力委員会の方針

に対して、痛烈な批難が国会方面から起つて来るに至り米国の原子力政策は原子力委員会と国会の二本建に分割される形となり、米国自体の行くべき道が混迷の中に包まれかけている。すなわち従来の民間ベースの開発のペースが遅いので、政府自体が強力に開発を促進すべしとする訂正案が有力になりつつある。

一方米国においてはインフレ的傾向が強くなり、各製作会社は過去において示した原子力発電所の見積額の訂正を要求する声が強くなつた。多くの計画における見積額の 2, 3 割の高騰は常識化し、中には倍額以上となる例も現われて来た。従来の見積額によつても原子力発電は火力発電に経済的に不利であつたが、このような価格の高騰を見ると経済性の面から原子力発電は全く論外となる訳である。

以上のごとく米国の原子力発電の前途は楽観を許さないものがある。勿論実験国原子炉の輸出（これには米国の経済援助も大きな力となつてゐるが）の面では世界一であるし、また原子力潜水艦の建造実績および計画においても他の諸国を断然引離している。しかし、民間の自発的意志に期待する処の大きい原子力発電計画は大きな発展を見せていないし、原子力委員会と民間との協同による計画も上記の値上りが原因で頓挫を示している例も少くない。

第 14 表は米国の原子力発電計画の概要を示している。1954年から始つた原子炉開発 5 カ年計画は次第に実を結んで、昨年中に運転に入つた例も若干現われて来たのは米国としての明るい面であるが、大規模のものとしては Shippingport のみで、他は総て原型炉であり、英国の Calder Hall のごとく、きめ手となるようなものは具体化していない。

さて米国では濃縮ウラン炉のみを開発していたが、米国以外の国が濃縮ウランに対して先天的ともいふべき程のある種の感情を抱いていることは明かであり、Calder Hall の成功も天然ウランという意味から諸外国に与えた影響が大きいことに鑑みて、米国が天然ウラン重水型さらに極端な例として英国型の改訂版を作る事に大きな関心を示している点が注目される傾向である。

V-2 英国

英国が天然ウラン黒鉛型炭酸ガス方式を固執せざるをえない背景については己に述べた通りである。燃料資源の輸入による外貨収支面の苦境から脱却せねばならぬ英国としては、同国の国情に合致した上記の型式の原子炉の開発に総てを賭けて国を挙げての力を結集した。その結果は 1956 年の Calder Hall の成功となつて表わ

第 14 表 アメリカの発電計画

	A E C	AECと民間協同	民間の自己資本
加 圧 水 型	SHIPPINGボート発電所* 60MW 57年	ヤンキーアットミックのPWR 134MW 59年	インディアンポイント発電所 140(+96)MW 60年
沸 騰 水 型	E BWR* 5MW 56年	エルク・リバー(c.c. BWR) 22MW 60年	ドレスデン発電所(D.C.B.R.) 180MW 60年 パレシトス 5MW 57年*
ナトリウム黒鉛炉	S R E * 6.5MW 57年	コンシューマーズ・パブリック クパワーディストリクト 75MW 59年	
ナトリウム重水炉		チュガッハ・エレクトリック 10MW 62年	
均 質 炉	H R T 1~2MW 56年	ウォルベエライン・エレクト リカル 10MW 59年	ペンシルバニア・パワーアン ドライト 150MW 62年
高 速 炉	E B R -2 17.5 58年	P R D C 100MW 60年	
液体金属燃料型	L M F R E 59年	オーランド市 25~40MW 60年	
有機物減速型	O M R E * 59年	ビワク市(OMR) 12.5MW 60年	
ガスタービンサイク ル型		ホリヨーク市 15MW 61年	
重 水 炉			
溶融プルトニウム炉	L A M P R E		

註: *は己に運転に入ったもの。

れた訳である。

英国の原子力発電開発 10 年計画は Calder Hall 以前の 150~200万kw が、1957 に至つて 600万kw という規模に拡大された。(第 15 表参照)。これは Calder Hall 改良型へ大きな信頼をかけていることを示している。上記の計画は規模以外に質的にも変化を示している。

初期の英国の計画では天然ウラン黒鉛型炭酸ガス冷却方式は第一期の原子炉と考えられており、これにつぐ第

二期の原子炉としては液体冷却型 (主として Na 冷却型) が考慮されており、第三期として高速中性子型が控えるという順序を取るものと考えられていた。

しかし最近では炭酸ガス冷却型は過渡的のものとは考えられないようになり、液体冷却型は後退した感がある。元来第二期以降の進歩した原子炉には第一期の天然ウラン型原子炉でえられた Pu によつて濃縮された燃料をうる考え方であるが、熱効率向上の目的で Na をうる方針を切り変えて、炭酸ガス冷却で良い条件の蒸気をえんとする方向に向うものと考えられる。

第 8 表に見るごとく Calder Hall 改良型の原子力発電所でえられる蒸気は 400°C 以下であるが、この限界は燃料被覆に Magnox を使っていることと、燃料に金属ウランを用いていることにある。そこでまた燃料としては酸化ウランを用いることとし、これに Pu を添加して核的の条件を整えると共に金属ウランの持つ冶金的限界を克服し、また燃料被覆には Be を用いることによつて表面温度が 600°C に耐えるようにする。この二つの

第 15 表 原子力発電 10 箇年計画の拡大状況

	1955年計画	1956年予想	1957年計画
所要資金	3000億円	5000億円	9000億円
発電所数	12	13	19
出力	百万kw 150~200	百万kw 350~400	百万kw 600
石炭節約量	百万トン 4~5	百万トン 11~13	百万トン 18

改良によつて、蒸気は 500°C 程度のものがえられるようになるので近代火力の線に近づきうるようになれば、炭酸ガス冷却型も相当長い寿命が予想される訳である。

以上の改良によつて、Calder Hall 改良型に対する世評、すなわち一応形は整つたが、決して先行きの長い原子炉ではなく、単に一時凌ぎに過ぎないとする批判に答えるものと思われる。しかし、Be は取扱いの困難な金属であることは衆目の認めるところであり、英国は Calder Hall を開発した当時と同じように Be の利用について全力を挙げているらしいが、この賭けについては英国内にも相当危険視する意見が見られている。

V-3 ソ連

ソ連は 1954 年に 5000kw の発電に成功し、世界の原子力発電競争のトップに立つた。その後の進展についての期待がかけられているが、原子力発電の面では世界を驚かさず程の進展を見せずに 1957 年も終つた訳である。

ソ連の情報は断片的であるのが特徴であるが、1956年に設立された第 6 次五カ年計画 (1956~1960) では 150~200万kw の原子力発電所を完成させると発表されたので、米国の 80万kw の計画に対して一步先んじた形であつたが、その後は余り華々しい発表に接しない。

英国の天然ウラン黒鉛型一本槍の方針と、米国の濃縮ウランによる多種の原子炉開発の方針との中間を採つた方針で、ソ連は比較的小数の型式の原子炉を開発し、燃料も天然ウラン、濃縮ウランの両面作戦を取つている。原子炉型式としても独自の案を時々発表する点では技術的にも興味深いものがある。

ソ連は目下大容量の発電所の建設を進めている。一つは 400MW の黒鉛減速軽水冷却型で、世界最初の 5000 kw の発電所と同型式であるが、原子炉によつて過熱蒸気を作るという点が新しい試みである。第二は 420MW の加圧水型で、米国で開発している加圧水型と同型と考えられるので、米国筋ではソ連が米国の後を追つていると批評している。

この他天然ウラン重水型炭酸ガス冷却方式とか均質型沸騰水炉のごとく特徴ある原子炉が開発されている模様であるが詳細は明かでない。

V-4 その他の諸国

Euratom および日本が輸入を予定している原子炉型式としては、Calder Hall 改良型と米国の加圧水型および沸騰水型の 3 種がある。さらに Euratom はカナダの天然ウラン重水型の発展にも期待を寄せている。

カナダは古くから天然ウラン重水型の開発に力を傾けて来た。20MW の NPD の建設に着手したが、途中これを 100MW 級に拡大する場合の考慮と、燃料の燃焼度を上げるために運転中の燃料取換を容易にするための設計変更が行われたので、目下工事は停止しているが天然ウラン重水型の有する特徴が発揮されれば将来性の大きい原子炉が具体化されるものと期待されている。ノールウェイ、スエーデンでも天然ウラン重水型の開発に力を尽しておりこれらの諸国は重水型に将来を托するものと考えられている。

フランスは英国と同様に天然ウラン黒鉛型炭酸ガス冷却方式を推進しており、G-1 (5000 kw) は Calder Hall に先立つて 1956 年 1 月に運転に入つた。さらに G-2 (30MW) も 1958 年中に運転開始するものと予定されており、これら Pu 生産炉の他に発電専用として EdF-1, EdF-2 の建設も進んでおり、1965 年迄に 400万kw 程度の原子力発電が行われている計画である。

西ドイツは原子力の面では後進国で、英米の原子炉の輸入を考慮しているが、反面同国独自の原子炉の建設も計画しており、同国の伝統的な技術は原子力発電発展の潜在的な偉力を発揮するものとして将来を期待されている。濃縮ウラン、重水等の製造技術面で革命を起すのはドイツであると考えられている。

イタリアは我国と比較的類似した状況にあり、英米の大容量原子炉の輸入についての検討が行われており、また技術提携によつて国産化の道を進まうとしている。

我国においても最近発電用原子炉開発計画が纏つた。勿論この分野は日進月歩であるから、計画と実際とは相当食い違いを示すのは当然であるが、方向付けが出来た点に意義があらう。当分の間 Calder Hall 改良型と米国の加圧水型あるいは沸騰水型の 2 本建てで進むが、将来は熱中性子型あるいは高速中性子型の増殖炉に大きな期待をかけている点に特徴が見出される。

(昭和 33 年 1 月寄稿)