

特 別 講 演

原子力発電について (I)*

山 田 太 三 郎**

On the Atomic Power Generation —Special Lecture—

Tasaburo Yamada

I. 原子力発電への期待

エネルギー源としての電力の重要性は今更述べるまでもない。わが国の工業の発展にともない、電源開発を急速度で行わねばならないが、水力資源には限度があり、火力発電に対する出炭量にも限界が見えてきているのでエネルギー源確保のためには重油の輸入によるかまたは原子力発電を進展せしめねばならない状態にある。当面の問題は重油による火力発電によつてしのぎ得るとしても長期的な見通しの下においては原子力発電を進展せしめる必要性が痛感されている。

英国では大規模な原子力発電を行い、高価な石炭または石油の輸入を防止し、外貨収支面において余裕を見出そうとしている。同様な状態にあるものとして、欧州の石炭鉄鋼共同体の進展した Euratom があり、欧州6カ国において共同で今後 10 年間に 1500 万 kw の原子力発電を行う計画を有している。

さて、原子力は果してエネルギー不足の救済者となり得るであろうか。核融合反応の自由な利用または現在未知の新エネルギー源の開発を除いては、下記のごとく原子力が充分なるエネルギー供給力があり、しかも経済的開発の段階に到達しているといえる。

U-235 1g の核分裂により 23000 KWH に相当する熱量を放出することは己に知られた処であり、さらに原理的には己に実現されている増殖炉の方式によれば非分裂性の U²³⁸ および Th²³² も U²³⁵ 同様に原子燃料になり得るわけであるから、この理想的の状態で考えると、原子力は石炭、石油などの“化石燃料”に比較して、約 20 倍のエネルギー源になることが第 1 表から知られる。したがって、人類の消費するエネルギーが年々増大して行くことを考慮に入れても人類は今後百年余は原子力によつてエネルギーの供給に不足する心配はないわけである。

第 1 表 化石燃料資源と原子燃料資源

区 分	埋 蔵 量	全エネルギー (Q)
石 油	186 × 10 ⁹ m ³	7・5
天然ガス	15・8 × 10 ¹² m ³	0・6
石 炭	3492 × 10 ⁹ t	72・2
合 計		80・
ウ ラ ン	25 × 10 ⁶ t	1700
トリウム	1 × 10 ⁶ t	71
合 計		1800

備考 (1) 本表の計算は完全燃焼に基く。
 (2) 原子燃料は完全増殖をおこなつたとする。
 (3) Q = 10¹⁶ Btu = 400 億 t の石炭。

上記の想定は採掘可能のウラン、トリウムの限度を 2500 万 t と考えたのであるが、実際上どの程度のウランの産出があるかを眺めてみよう。これらの数字は従来秘密とされていたが、最近では公表されるようになってきた。(第 2 表参照)しかしソ連圏の数字は判然としていない。過去の予想に比較して、ウランの産出量は相当高目であり、特にカナダの場合は over production の傾向が見えるようになって来ており、その他の国も需要の目標がつけば、産出量が相当大きくなるものと予想されるので、ウランは“準自由市場”で取引されるようになるものと予想される。

元来ウラン 1 t は石炭換算で 330 万 t のエネルギーを包蔵している。しかし現在の技術の段階ではまだ十分に効率高く使用することができないが、最も初期の原子力発電でも天然ウラン t 当り石炭約 10000 t (すなわち効率 1/330) に相当する程度には活用できるわけであつて

* 本稿は昭和 32 年 10 月 12 日九州工業大学における日本鉄鋼協会第 54 回講演大会にておこなつた講演内容に若干の補訂を加えたのものである (著者)

** 電気試験所電力部長

第2表 各国ウラン鉱生産高

国名	ウラン生産量(金属ウラン換算)			
	1957		1958~9年	
カナダ	3,300 t	14%	15,000 t	32
合衆国	6,800	29	10,000	21
南ア連邦	4,200	18	6,000	13
ベルギー領 コンゴウ	3,000	13	3,000	6
オーストリア	150	1	2,000	4
ローデシア	370	1	420	1
フロランス	300	1	600	1
ソビエト及 東欧圏	5,000?	21	10,000	21
その他(ポルトガル アルゼンチン)等	480	1	580	1
計	23,000	100	47,600	100

世界の天然ウラン産出量を年 40000 t とすれば、石炭にして 4 億 t 分に相当するエネルギーが得られる。現在は効率わずか 0.3% の燃焼ができるに過ぎないが、技術的にもいちじるしい進歩が期待されるので、年産 40000 t のウランでもエネルギー源として充分であるが、今後は上記二つの数字とも上廻るものと予想されるので、原子力によつて将来のエネルギー不足は解消できるものといえる。さらに将来を考えれば、石炭、石油は燃料としてはなく化学工業用原料として活用され、燃料としてはウランが次第に地位をかためていくものと考えられる。

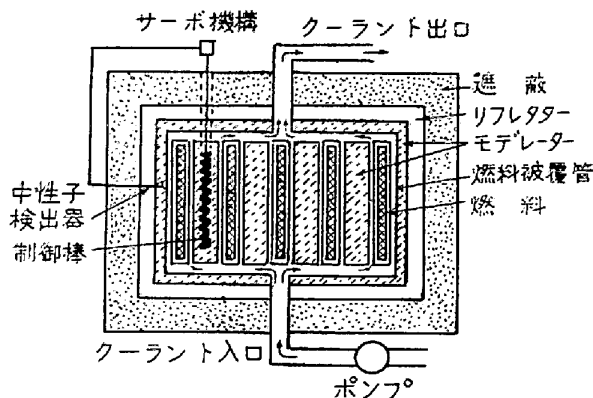
尤も上記の考え方は単に資源的に見た場合であつてさらに経済的にも原子力発電が火力発電より有利となることが必要である。また世界におけるウラン産出量は如何に豊富であつても、国産の部分が少なければその入手の上には、国際政治上の問題がからんで来ることは論を俟たないが、本稿ではこれらの問題には触れないこととする。

II. 原子炉の原理

原子力発電の根幹をなすものは原子炉であるから、まずこの原理について簡単に説明して置こう。

現在種々の原子炉が開発されているが、第1図のごときものを例に取つて考えて見よう。

原子炉の燃料としては天然ウランまたは濃縮ウランが用いられる。ウランを他の物体に接触させないために燃料被覆がある。通常の原子炉には中性子の速度を落とすための減速材がある。原子動力を得るためには、原子燃料中に生じた熱エネルギーを外部に運び去るための冷却材が重要な役目をする。原子炉の燃料要素、冷却材通路などを確保するための機械的構造が必要であり、このために構造材料が使われる。炉内の中性子が外部に逸出するのを防ぐための反射材も使われる。原子炉の炉心が高圧になるとこれを収納する圧力容器が必要になる。また原

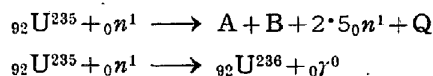


第1図 不均質原子炉の一例

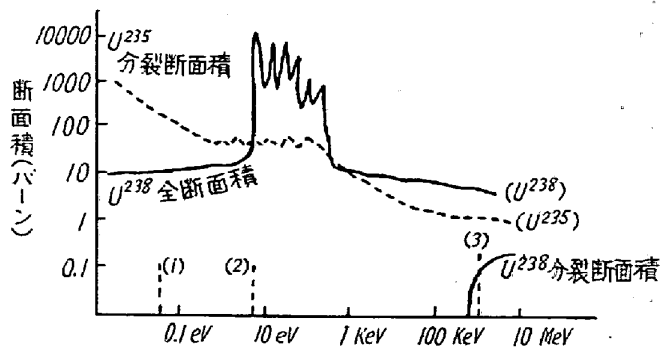
子炉内の中性子線およびγ線などの放射線が外部に逸出するのを防ぐための遮蔽材がある。さらに原子炉の制御のためには、炉内の中性子の状態を測定するための装置およびその結果により所要の制御をするための制御棒駆動装置および制御棒が含まれる。

今これらの役割を簡単に述べて置こう。

燃料はいうまでもなく中性子供給源となるもので、U-235 が主役をする。U-235 に中性子が衝突すると次の二つの反応が起る。



前者の反応がいわゆる“核分裂”であつて、U-235 は A と B の二つの原子核に分離すると同時に新たに平均 2.5 個の中性子を出し、Q=200 MeV のエネルギーを放出する。後者の反応も起るのであつて、これは原子炉として見れば無駄に(核分裂せずに) U²³⁵ が消滅する現象である。両者の反応の起る割合は中性子のエネルギーで異つており、中性子の速度(エネルギー)が大である程後者の起る確率は減つて来る。しかし、中性子のエネルギーが大きくなると、上記両者の現象の起る確率が共に減少する傾向が現われて来る。(第2図参照)



- (1) 0.025eV 熱中性子エネルギー
- (2) 6eV U²³⁸ 共鳴の最低限エネルギー
- (3) 2MeV 分裂中性子の平均エネルギー

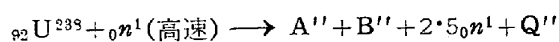
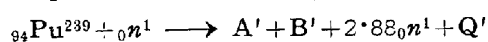
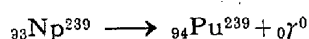
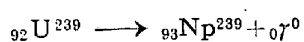
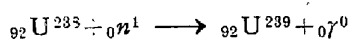
第2図 U²³⁵ U²³⁸ の各種断面積の比較(概念図)

核分裂によつて発生する中性子は 1~2 MeV という高いエネルギーを有しているが、第2図に示す核反応の確率を高めるために、中性子のエネルギーを $1/10^8$ も下げて、0.025 eV のいわゆる“熱中性子”の状態を利用する原子炉が現在広く開発されている。これを熱中性子原子炉といい、中性子の速度を落とすための材料を減速材という。

天然ウランの中には U-238 が 99.28%、U-235 は 0.714%、U-234 が痕跡程度含まれている。したがつて原子燃料として役立つものはわずかに 0.7% に過ぎないのである。第1章に述べたごとく、現在の段階では天然ウラン 1 t が石炭 10000 t 分に相当する熱量を出すこと、すなわち全原子核数の 0.3% を核分裂せしめ得るに過ぎないと述べたが、U-235 は 0.7% しかないのであるから、0.3% の燃焼(核分裂)ということは天然ウラン中の U-235 をほぼ 50% 燃焼せしめていることになるわけである。

われわれの目標は 0.7% 燃焼ではなくてすなわち U²³⁵ のみの燃焼ではなくて、U 原子の全体、すなわち 100% 燃焼である。これはどうして達成されるのであろうか。

U-238 は中性子を吸収すると下記のごとき変化の後に新しい核分裂性物質 Pu²³⁹ を得るのである。また U-238 の低エネルギーの中性子に対しては、吸収現象を示すに止まるが、高エネルギー中性子(0.5 MeV 以上)に対しては、若干乍ら核分裂性を示すものである。(已出第2図参照)



天然ウラン中には U²³⁸ が大量に含まれているから、原子炉中においては U²³⁸ の若干は当然 Pu²³⁹ に変換される。この現象は有利な現象とも考えられるが、U²³⁸ に吸収されるだけの中性子は原子炉中の U²³⁵ に吸収されなくなるわけで、中性子を失うことが重要な欠点と考えられる。この意味で、天然ウラン原子炉においては U²³⁸ の存在は実は困つたものであつたわけである。特に第2図でわかるごとく、U²³⁸ は中性子エネルギーが 10~100 eV の範囲でいちじるしく強い中性子吸収力(共鳴吸収)を示すので、核分裂によつて発生した中性子(1~2 MeV) が減速して熱中性子(0.025 eV)になる途中において、U²³⁸ に吸収されて終るので、U²³⁵ に吸収される中性子が不足し、原子炉が止つて終る状態になるのが困難な点

であつたが、これを解決するために、U²³⁸ の共鳴吸収を避けるために中性子のエネルギーを急速に減少せしめる減速材の採用が絶対となつて来たわけである。

以上で減速材の必要性が示されたが、しからばそのような役目をするものは何かというと、最もよいものは水素 ${}_1\text{H}^1$ である。中性子は ${}_0n^1$ であり、水素は ${}_1\text{H}^1$ であり質量がほぼ相等しいので、両者が正面衝突すれば、中性子の持つているエネルギーは一挙に消滅して終ることになる。しかし具合の悪いことに水素は中性子を吸収する力が比較的大きいので、天然ウラン原子炉では使うことができない。そこで減速という点では水素に劣るが中性子をほとんど吸収しないという性質が買われて重水素 ${}_1\text{D}^2$ ($={}_1\text{H}^2$) が減速材として最良と考えられているわけである。このような意味で減速材としては ${}_1\text{D}^2$ の他にベリリウム Be、炭素(黒鉛) C が使われるわけである。

冷却材としては通常軽水 H₂O が使われるが、これも中性子吸収の面からいうと若干不十分で天然ウラン原子炉には使い難い欠点があるので重水 D₂O が好都合となる。然し重水が高価であるという欠点が現われて来る。水は冷却能力の点では良好であるが、高温の水を得るためには原子炉を高い圧力に耐えるように作らねばならない。そこで、中性子吸収の面と容器耐圧の面とから、気体冷却に利点が出て来る。しかしこれは冷却能力が劣るので、冷却材を原子炉に送り込むためのポンプ動力が大きくなる欠点がある。軽水がアメリカで広く用いられ、気体の中の炭酸ガスがイギリスで使われていることは周知のごとくである。冷却能力も高く、大気圧下でも高い温度にできるものとして、原子炉には液体金属の利用も考えられている。ナトリウム Na がそれである。しかしこれにも勿論欠点がある。すなわち、Na は原子炉内を通る際中性子の照射を受けると放射能を帯びて来るので(誘導放射能)、Na を冷却材とする場合冷却材通路のパイプには遮蔽を施す必要が出て来ること、第二に常温の下では固体であるから、原子炉の起動時にはあらかじめ融かしてやる必要のあること、第三には原子力発電を行う場合には、通常冷却材の熱を水に伝えて、これを蒸気とし蒸気タービンを駆動することとなるが Na と水との反応が劇烈であるため、熱交換器内において両者は絶対に接触しないようにせねばならぬといったことである。

気体、水、液体金属等の各種の冷却材のいずれも利害得失があり、決定的に良いものがないというのが現状である。各種冷却材の利害得失を定性的に比較したものが第3表である。現在動力炉として数多くの型式が考えら

第3表 各種冷却材の定性的比較

項 目	気 体			液 体			液体金属		
	CO ₂	H ₂ O	D ₂ O	ジフェニール	Na	Li ⁷	Bi		
ポンプ動力	C	A	A	A	A	A	B		
熱容量	C	A	A	A	A	A	A		
価 格	A	A	C	B	A	C	B		
中性子吸収	A	C	A	B	C	B	B		
腐 蝕 性	A	C	C	B	B	B	B		
誘導放射能	A	A	A	A	C	B	C		
放射線崩壊	B	B	B	C	A	A	A		
温度制限	B	C	C	B	A	A	A		
圧 力	B	C	C	B	A	A	A		

れているが、その主たる理由は、上記のごとき長所欠点を備えた冷却材を活用して、欠点を目立たぬようにし、長所を生かそうとする工夫をこらす必要があるからに他ならない。(利点はA、欠点はCで示されている。)

反射材は減速材とほぼ同様の性質を有する材料でよいが、この部分の中性子密度は比較的低いから、中性子損失の面の重要度は二義的となるので、核的に若干性質の悪い材料でも使えることになる。

ウランは水その他に接触すれば化学反応する上、核分裂によつて生じた核分裂生成物が冷却材中に侵入することとなるので、ウランを他の金属等で被覆することが必要である。ところがウランは物理的には悪い性質を持った材料で、結晶学的には強い異方性を有しており、冷熱サイクルを受けると非対称的な膨脹を行う他、660°近傍で相変位を行うので、被覆材としては中性子吸収が少い上に、強靱な材料であることが要求される。また常に冷却材に接触しているので、その腐蝕、侵蝕に耐える必要がある。初期の実験用原子炉は、低温であつたので、アルミニウムが主として被覆材に使われたが、高温の冷却材を必要とする動力炉ではアルミは使えなくなる。イギリスの炭酸ガス冷却炉では、アルミの代りにマグネシウム合金のマグノックスと呼ばれるものを開発して成功した。またアメリカでは水冷却炉用としてジルコニウムに着目し、ジルカロイという合金を使用している。共に中性子吸収が少く高温の冷却材に耐えることを目標としたものである。ジルコニウムなどという新物質を開発せねばならぬ程被覆材の問題は重要である。イギリスでは将来の更に高温の炭酸ガス冷却原子炉にはベリリウムを被覆材にしようとしているが、ベリリウムは毒性が強い上に脆い性質があるので、前途に大きな困難が予想され、成功するか否かは今後の問題である。

原子炉の構造材料としては、被覆材料とほぼ同じ性質が要求される。もつとも中性子の損失を余りおそれぬ場合には不銹鋼が使われるときもある。

原子炉の出力の制御は原子炉内の中性子の数の増減によつて行える。これには今までに述べた材料と反対に、強力な中性子吸収物質が利用される場合が多い。この目的に、ボロンB、カドミウムCd、ハフニウムHfなどが用いられる。これらの材料で作った棒または板を原子炉内に入れたり出したりすることによつて原子炉の中性子の数を制御するわけである。

第4表 原子炉材料の熱中性子吸収断面積 (barn)

減速材	H 0.33	D 0.00046	O = 0
冷却材	C 0.004	Be 0.010	
冷却材	K 0.49	Li ⁷ 0.033	Bi 0.015
構造材料	Al 0.215	Mg 0.059	Zr 0.18
	Fe 2.43	18-8 鋼 2.9	
制御用材料	Hf 115	B 750	Cd 2400 C ₀ 35
親物材	U ²³⁸ 2.75	Th ²³² 7.0	
燃 料	U ²³⁵ 593(524)	U ²³⁵ 698(590)	
	天然ウラン 7.4	Pu ²³⁹ 1032(729)	

註 () 内は分裂断面積を示す。

参考のため、以上の原子炉用諸材料の中性子吸収能力を第4表に示しておこう。中性子吸収確率を“中性子断面積”という名称で呼んでおり、その単位としてバーン(10⁻²⁴cm²)を使う。これで示された数字の大きいものは中性子吸収能力が大きいことを示している。因みに10⁻²⁴cm²という数字の根拠は、通常原子核半径は10⁻¹²cm位であるから、その投影面積が10⁻²⁴cm²の単位で計ると便利であるからである。

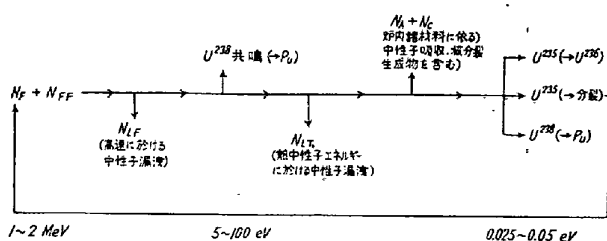
ここで原子炉内の中性子のバランスについて考えて見よう。原子炉内の中性子は燃料、親物質(U²³⁸)、減速材、冷却材、構造材(燃料被覆も含む)、制御材などに吸収される他、原子炉外に逸出するものがある。これらの中性子の数は、燃料(U²³⁵および高速中性子に対するU²³⁸)から放出される中性子の数とバランスしなければ原子炉は定常運転にならないわけである。

すなわち中性子のバランスは

$$N_F + N_{FF} = N_U^{235} + N_U^{238} + N_A + N_L + N_C$$

ただし、 N_F は U²³⁵ の核分裂によるもの、 N_{FF} は U²³⁵ に対する高速分裂によるものを示す。また N_A は減速材、構造材、冷却材などによる吸収を示し、 N_L は炉外逸出分であり、 N_C は制御棒による吸収を示している。 N_L は原子炉の大きさに関係し、大型炉では N_L は小さい。

上記の関係を中性子エネルギー別に見た分布で示したのが第3図である。



第3図 中性子サイクル

第3図は原子炉運転の初期の中性子分布を示したものである。次に運転にともなつて如何なる変化をするかを考えてみよう。

$N_{U^{238}}$ は Pu に変わる部分を示すが、炉内にできた Pu の若干の部分は当然核分裂するが、一方 U^{235} は初期の値よりも減少して来る。また U^{235} (および Pu^{239}) の核分裂によつて燃料の中には核分裂生成物ができるが、これが中性子を吸収するわけである。(N_Aの増加)したがつて、上記を総合した結果は一般に生成中性子が不足する傾向になり、バランスが破れるようになる。このバランスを恢復するために N_c の値を減少する、すなわち制御棒を炉外に抜き出すことになるわけであり、抜き終つても生成中性子が不足すれば原子炉は運転できなくなるわけである。

ここで原子炉の中性子増倍係数について簡単に触れて置こう。原子炉が定常運転するためには、 U^{235} の核分裂で生じた中性子が諸種の吸収をうけた後熱中性子となり U^{235} にふたたび衝突してこれと同じ数の中性子を出すことが必要であり、もし中性子の出方が少ければ原子炉は停止して終う。そこで原子炉設計上は次代に産れる中性子と始めの中性子の数の比が重要になる。この比の値を中性子増倍係数と呼んでいる。今中性子漏洩を考えないでよいような無限に大きい原子炉を考えて見よう。

まず天然ウランに1個の中性子が衝突した場合に出て来る中性子の数を η としよう(実効中性子放出数)。これは已述の式における U^{235} の核分裂における 2.5 という数字よりも小さくなる。その理由は天然ウラン中に含まれる U^{238} に吸収される分および U^{235} が U^{238} になる分も考慮せねばならぬからであつて $\eta = 1.3$ となる。

然し高速分裂によつて中性子数は若干増加する。この割合を ϵ としよう(高速分裂係数)。 ϵ は通常 1.03 位の値になる。したがつて $\eta\epsilon$ 個の中性子が減速するわけであるから、共鳴吸収を受けずに熱中性子になる割合を p とすれば、 $\eta\epsilon(1-p)$ 個が U^{238} に吸収され、 $\eta\epsilon p$ 個が熱中性子になるわけである。

熱中性子の中、天然ウランに吸収される中性子の割合

を f とすれば、 $\eta\epsilon p f$ 個の熱中性子が天然ウランに吸収されることになり、減速材、冷却材その他に吸収される熱中性子は $\eta\epsilon p(1-f)$ 個となる。

ここで無限大の原子炉系の中性子増倍係数 k_{∞} を

$$k_{\infty} = \eta\epsilon p f$$

と定義する。もし $k_{\infty} = 1$ であるならば中性子の数は増減しないことを意味する。上記の式を四因子公式と呼ぶ。四因子公式の中、 η は燃料によつて定まり、 ϵ も設計によつてあまり変らない。設計上自由にできる因子は p と f であるが、 p と f とは実際上は相関連しており、一方を大きくすれば他が小さくなる傾向がある。天然ウラン原子炉における k_{∞} の値を減速材別に見ると第5表のような概数を得る。

第5表 天然ウラン原子炉の k_{∞}

減速材	重水	黒鉛	軽水
k_{∞}	1.2~1.25	1.06~1.08	0.90~0.98

さて上記の k_{∞} は無限大の原子炉の場合であつて、実在の原子炉では当然中性子漏洩がある。有限の原子炉では中性子実効増倍係数 k_{eff} と呼ぶが、この場合中性子漏洩分 L は原子炉の大きさで定つて来る。

$$k_{eff} = k_{\infty} L$$

k_{eff} は 1 よりも若干大きい数字となるわけで ($k_{eff} - 1$) の値は制御棒中に中性子の余裕として残される。今仮りに、 k_{eff} を 1 とするものと考えた場合、 L は k_{∞} の逆数となる。すなわち、 k_{∞} の大きい原子炉では L を小にしても原子炉として成立つことを示している。第5表から見て天然ウラン重水炉は天然ウラン黒鉛炉よりも小型に出来ることがわかる。已に述べたごとく、 $\epsilon p f$ の値はあまり変えられないとすると、軽水減速原子炉を作るためには η の値を増さねばならないわけである。ここで低濃縮ウラン燃料が登場して来る。

η を考える場合、天然ウラン中の U^{238} の中性子吸収を考慮することを述べた。天然ウラン中には U^{238} が U^{235} の 140 倍含まれているが、この比率を小さくすれば η が上昇するわけである。 U^{235} のみの場合は $\eta = 2.12$ であるから濃縮度を変えれば $\eta = 1.3$ (天然ウラン) $\rightarrow 2.12$ (U^{235}) の間の任意の値を与え得るわけである。核的に見ると性質の悪い軽水を使うために核的に良好な性質の燃料を使うわけである。

ここで η の値と中性子エネルギーとの関係に触れて置こう。すでに述べたごとく、中性子エネルギーが上昇すると U^{235} の場合、 U^{238} になる確率が減ることを述べ

た。これは U^{233} および Pu^{239} にもいえることで、これらの燃料の η と中性子エネルギーとの関係を示したのが第6表である。すなわち η の点からいえば原子炉を高速エネルギーで動作させる方がよいわけである。しかし、已出第2図に見るごとく、高速エネルギーに対しては断面積が小さくなるので、同じ出力の原子炉を作るのに多量の燃料が必要となることを覚悟せねばならない。

第6表 燃料の η と中性子エネルギー

燃料の種類	U^{235}	U^{233}	Pu^{239}
核分裂時中性子放出数(ν)	2.46	2.54	2.88
実効中性子放出数(η)			
熱中性子エネルギー	2.08	2.31	2.03
高速中性子エネルギー	(2.21)	(2.45)	(2.55)

註. 高速中性子に対する η の概算値である。

η の大きくなることの利点は、余分の中性を U^{238} に食わせることができることである。原子炉の他の材料に食われる中性子を差引いても、 U^{238} に食わせ得る中性子が1以上になるとすれば、燃料を消費するより生成される燃料の方が多くなるという一見奇妙ともいえる原子炉を作ることができる。これが増殖炉である。

高速中性子を使つた増殖炉としては、 Pu が適していることが第6表からわかる。

一方熱中性子の場合にも U^{233} は $\eta = 2.3$ であるから、原子炉内の中性子損失が小さいように設計すれば増殖炉となる可能性がある。元来 U^{233} は Th^{232} が中性子を吸収した場合に作られるものであるから、 U^{233} が熱中性子増殖炉として有望であるとすれば、トリウム資源の地位も高まつて来るわけである。

III. 発電用原子炉

前章にのべた発電用原子炉の構成因子を一覧表としたものが第7表である。表中の各要素の組合せで原子炉ができるわけであるが、そうすると1000余の原子炉の型式が考えられることになる。さらに水の場合でもいわず

第7表 原子炉諸材料

中性子エネルギー	燃料、減速材の配置	分裂性物質	親物質	減速材	冷却材
高速	均質	U^{233}	U^{233}	H_2O D_2O	ガス (CO_2 , H_2 , He 空気)
中速	不均質	U^{235}	Th^{232}	C BeO	液体 (H_2O , D_2O)
低速(熱)		Pu^{239}		有機物 液体金属 有機物	(Na, NaK Bi)

る加圧水型と沸騰水型は別の型式と考えられることなどを考慮に入れるとさらに原子炉の型式の数は増加する。しかし、これらのすべての型式が検討されているわけではない。現在世界中で具体的に開発されている型式は20種類程度である。その中でも、英国で開発している所謂“CEA型”(Central Electricity Authority)あるいは“英国型”といわれる天然ウラン黒鉛減速炭酸ガス冷却型と、米国の二種の“水原子炉”すなわち加圧水型と沸騰水型が現在の段階で実用になるものと考えられている。この他に、低濃縮ウランを用いた黒鉛減速 Na 冷却型、有機物減速冷却型も開発されつつあり、また均質型および高速炉も開発途上にある。紙数の都合上現在有望視されている3種の型式について記述することに止めるが、これらが将来共に有望であるという保証はない。むしろ逆に、これから出て来る原子炉にこそ将来を托すべきものが現われるという方が正しいともいえる。

III-1. 天然ウラン黒鉛型原子炉

この型式の原子炉を開発している国は英国と仏国である。現在の段階では英国が一步進先んでいるようであるが仏国も独自の設計をしているので仲々侮り難い力を示すものと考えられる。

英国は濃縮ウラン工場を持つているが、その規模は米国に比較すると桁違いであるので、発電用原子炉に濃縮ウランを使うことは負担に耐えられないことおよび重水製造にも多大の施設と電力を必要とするとの考えから、設計上相当の困難が予想されたにもかかわらず、天然ウラン黒鉛型気体冷却方式の開発一本槍で進まざるを得なかつた。記述のとおりこの型式の原子炉の k_{∞} は小さいので、動力炉とした場合核的に可能か否かという点には疑問があつたわけである。しかし、Calder Hall 発電所の成功以来この型式に多大の自信を持つて来たわけで、今後10年間に600万kwの原子力発電所を作る方針を定めたが、その大部分はCalder Hall型の改良型式によるものと考えられている。

Calder Hall 発電所は発電専用炉ではなく、むしろ主体は軍事用の Pu の生産にあるといえる。しかし、1960年ごろから運転を開始する原子力発電所は発電専用として設計されるもので、この型式のものをわが国で輸入しようとしているわけである。Calder Hall型と発電専用炉(通称“CEA型”, すなわち Central Electricity Authority)との比較を第8表に示す。

英国がこの型式に成功したのは、減速材として中性子吸収の少ない良好な黒鉛が得られたこと、燃料被覆として

第8表 天然ウラン黒鉛型原子炉の例

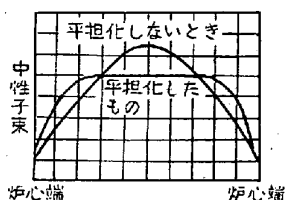
名称	Calder Hall	Bradwell	G-2
国名 所有者 建設場所 完成年数	英 原子力公社 Calder Hall 1956	英 中央 発電公社 Bradwell 1960	仏 原子力庁 Marcoule 1958
熱出力(MW) 電気出力(MW)	180 46	530 150	150~200 40
燃料装入量 (ton) 比出力 (MW/ton)	130 1.4	240 2.2	100 1.5
冷却材温度 (°C) 冷却材圧力 (Atm)	336 7.0	390 9.3	354 15.0
蒸気温度 (°C) 蒸気圧力 (Atm)	313 14.7	373 54.1	334 10.7

註. (1) 上記三型式共天然ウラン，黒鉛型で冷却材は CO_2

(2) 英国型原子炉の一例として Bradwell を挙げた。他に Berkeley, Hunterston, Hinkley Point がある。

Magnox というマグネシウム合金の開発に成功したことなどがあげられる。さらに発電専用炉として経済性を保てるようになったのは、原子炉の大きさを制限していた压力容器の問題を解決したからである。原子炉の大きさを大きくすることは核的余裕を得ることであつて（すなわち中性子漏洩が減少するから）Calder Hall では2吋厚の压力容器壁であつたのが、CEA型では厚さ3吋のものの製作が可能になり、さらに機械的応力の面から有利な球型の殻を採用し、さらに材料上の困難をさけるために二重壁の採用も行つている例がある。

Calder Hall 運転前にはこの原子炉は連鎖反応を起し得るか否かに問題があつたが、一旦核的の見地から余裕のあることの見通しがついた後は、核的の余裕を利用して熱的設計上から有利な中性子束平坦化を行うに至つた。（第4図参照）



第4図 炉心の中性子束分布

さらにこの型式の原子炉では米国では余り考えられていない、原子炉運転中の燃料交換方式を具体化させることによつて原子燃料を充分に活用して燃焼度を上げることによつて燃料経済を計るなど多くの独自の設計を採用

している。

気体冷却方式では冷却材を高温にすることが可能であるが、(冷却材を水にした場合に比較して)、現在の設計では燃料は金属ウランであり、燃料被覆が Magnox であるために限界に来ている。

将来 Pu を発電用原子炉に利用できるようになれば、核的の面での余裕が増し、米国流の低濃縮ウラン炉と同様の設計上の自由度が得られるので、金属ウランの形から酸化ウラン燃料に切替えるとともに、被覆材料として Be を活用することにより冷却材の炭酸ガスを高温 (600°C) にできるので、近代的火力発電所並みの蒸気条件 (500°C 程度) を得られるものと期待されている。

III-2. 加圧水型原子炉

米国は元来エネルギー資源が豊富で、経済的に不安定な原子力発電に頼る必要が少い。加圧水型原子炉も始めは潜水艦用原子炉として発達したものであり、経済的価値よりも軍事的価値が優先している。その上世界最大の濃縮ウラン生産工場を持つているので、天然ウランを使つて苦勞した設計をする必要を感じない。

潜水艦用としては U^{235} を燃料として燃せばよいわけで、加圧水型は低濃縮ウランでなく全くの濃縮ウランから出発している。現在では潜水艦用原子炉としての加圧水型は Nautilus 等の経験を終たので量産の段階に入つている。米国で一枚看板のように宣伝している Shippingport の原子炉も始めは航空母艦用に予定されていた原子炉の予算を転用したものである。

さて加圧水型は 1947 年ごろから正式に設計されたが高温の下における水の腐蝕性には手を焼いたものである。しかし、それ迄は名前も知られていなかったジルコニウムが中性子吸収が少く、かつ機械的にも強いことが明らかとなつてから、ジルコニウムと密接に共存しているハフニウムの分離に成功したので、これを燃料被覆材に使うことによつて加圧水型が具体化したものである。

すなわち軽水の中性子吸収断面積の若干多い欠点は濃縮ウランを用いることによつて解決し、水の腐蝕性はジルコニウムによつて解決したわけである。

潜水艦用原子炉では小型にするために濃縮ウランが必要となるが、発電用原子炉では容積は余り問題とならぬし、高濃縮ウランを燃料とするのでは燃料費が上るので低濃縮ウランを燃料とするようになった。元来軽水は中性子吸収の面では若干不具合の面もあるが、減速能力の点では最も良好な減速材であり、原子炉をコンパクトに作ることが可能になるわけである。

Nautilus 号の原子炉の地上モデルは 1953 年に完成し、今日迄運転を続けているが、当時の設計では原子炉内の水が泡を作ることは禁物と考えられていた。したがって、原子炉内の冷却材兼減速材の軽水は局部的にでも沸騰することは許されなかつた。このために、冷却材の温度が比較的低いにもかかわらず、沸騰を抑圧するために高圧下に置かねばならなかつたので、原子炉容器に要求される耐圧は高かつた。これが Shippingport の原子炉の設計であるが、米国では一方次節にのべるように沸騰水型原子炉の開発を進めているので、誰の目から見ても加圧水型の設計で炉内における少許の沸騰も許さないという方針は不思議に思われるわけである。

Shippingport の設計では経済的な電力は作れないことが明らかとなつたが、これに代つて Yankee Atomic の加圧水型が登場した。これが現在日本で米国から導入する原子炉として最先に考えられているものである。

Shippingport と Yankee Atomic の原子炉の主要な設計データを第 9 表に示すが、Yankee Atomic の形式にした場合の主要な相違点は

第 9 表 米国の“水原子炉”の例

名 称	Shippingport	Yankee Atomic	Dresden
所 有 者	US. AEC	Yankee Atomic	Commonwealth Edison
建設場所	Shippingport	Rowe	Dresden
完成年次	1957	1960	1960
熱出力 (MW)	232	482	692
電気出力 (MW)	60	134	180
燃 料	EU と NatU	2.6% SEU	1.4% SEU
燃料装入量	Eu 52kg, NatU 12 t	27.6 t (UO ₂)	57.5 t (UO ₂)
燃料被覆材	ジルカロイ-2	不 銹 鋼	ジルカロイ-2
冷却材温度 (°C)	283	273	285
冷却材圧力 (Atm)	140	140	67(35)
蒸気温度 (°C)	252	252	285
蒸気圧力 (Atm)	42	42	67(35)

註. (1) 軽水が減速材と冷却材を兼ねている。
 (2) Dresden は沸騰水型で、他の二つは加圧水型である。
 (3) Dresden は二重サイクル型で () 内の数字は二次蒸気に対応するものである。

(イ) 原子炉内において軽水の少許の沸騰は許容する。
 (ロ) 高価なジルコニウム被覆の代りに、普通の材料である不銹鋼を使用する。

(ハ) 不銹鋼使用による中性子の損失は燃料の濃縮度を高めることによつて補償する。

(ニ) 燃料要素が長期使用に耐えるように、金属ウラン燃料の代りに酸化ウランを燃料とする。

などである。

加圧水型は米国では最も手馴れた型式であることは現在迄に多くの原子力潜水艦を成功裏に運転していることから実証されており、また已述の Shippingport の原子炉は昭和 32 年末臨界に達し、全力運転に入る日も近いと考えられる。この意味からは Yankee Atomic の原子炉もまず失敗することは予想されないで、輸入するとしても安心感がある。

しかし、この形式の将来の発展性はどうか。火力発電がいわゆる“新鋭火力”の呼称の下に高圧高温の蒸気を使つて熱効率を向上せしめつつある現状に逆行して、加圧水型原子炉で得られる蒸気は一昔も二昔も前の低圧低温のものであり、しかも水を冷却材として使う以上これは宿命的なものと考えざるを得ない。

ここで二つの行く道がある。一つは Indian Point の加圧水型原子炉のごとく、原子炉で得られた蒸気を化石燃料(重油)で過熱する方式である。この方法によれば化石燃料が過熱部分のみに使われるので、部分的熱効率は高く、重油の消費はきわめて効率的に行われるが、全体としてみた場合すつきりした形でないように思われる。過熱蒸気を得る方法として化石燃料によらず、ふたたび同じ原子炉によつて過熱する方法(ソ連 420MW 加圧水型原子力発電所の設計)、または高温を得易い Na 冷却型原子炉を加圧水型原子炉に並用する方法などが考えられるが、何れも一時的の糊塗策の感は免れない。

第二の考え方は有機物冷却減速炉の方法である。チフェニール、ターフェニールなどは高温の下においても比較的低い圧力で済むので、水のもつている欠点を排除する意味で好都合である。ただし有機物は原子炉内で中性子照射を受けると縮合、重合を起すなどの欠点があり、これが原子炉運転に如何なる影響を与えるか、また保守上の不便は予想よりも大きいのか小さいかを明らかにするために、OMRE が已に運転に入っている。これの成績によつては、加圧水型は OMR の方向へ進歩して行くものと考えられる。

III-3. 沸騰水型

原子炉内の水が沸騰すると、気泡によつて原子炉の反応度に変化し、出力が安定しないことは想像される。さらに軽水は減速材であるとともに、中性子吸収材とも考えられるので、設計によつては気泡の発生によつて系の反応度が増し不安定となることも虞れられた。こんなことから初期には原子炉内の水の沸騰は禁物と考えられ、米国の潜水艦用原子炉には加圧水型が採用されたわけである。しかし、沸騰水型にすると加圧水型に対して多くの利点が出て来ることが容易に予想される。すなわち、加圧水型で得られる冷却材温度は沸騰水型にすれば、はるかに低い原子炉容器厚さで実現できることになるのがその一つであり、また沸騰水型では原子炉で直接蒸気が得られるので、他の型式のごとく熱交換器を介してタービン用蒸気を作る必要がなくなるので経済的にもまた熱効率の上からも有利となる筈である。

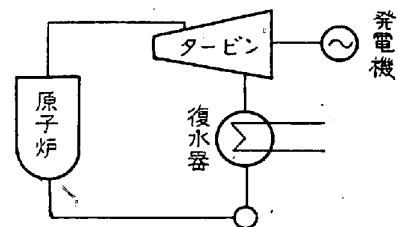
このような特徴を具体化するためには、まず沸騰水型に付きものと考えられている沸騰による原子炉の不安定性の実態を明かにする必要を生じ、1653年および1654年に実験が行われた。その結果は、(a) 沸騰水型は炉内で沸騰が起るが、熱出力は安定に取出せる。(b) 原子炉に余分の反応度が与えられた場合には、多量の水が沸騰するが、このため中性子が炉外に逸出する分が多くなり、自然に出力は制限され暴走のごとき危険な状態にならぬことが明らかになった。

これに勢いを得て沸騰水型が種々具体化するようになって来た。しかし上記 (b) の原子炉の安全性に対する長所は反面欠点として現われて来る。すなわち原子炉の運転中にタービンが余分の出力を要求すると、多量の沸騰が起ることとなるが、これは同時に中性子の損失を生ずるので、原子炉の出力が低下する方向になるわけである。したがって負荷の変化に対しては制御棒の上下を伴わねばならぬわけであつて、この点は加圧水型が負荷に対して自己制御性を有しているのに比較して欠点となつて来る。

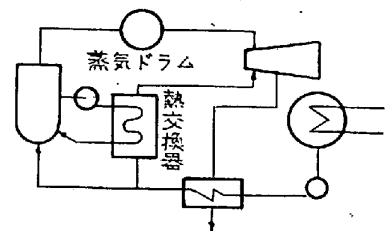
さらに最近では、原子炉の出力密度を上げると、原子炉の出力が振動するという不安定性の問題が表面化して来た。すなわち 1946 年頃に漠然と考えられていた問題が実際の問題として現われてきたわけである。もちろん充分保守的な出力密度に取つて置けばこの問題は起らないが、この型式の原子炉が将来経済的な原子炉となるためには出力密度を上げる必要性は当然生ずるわけであるので、この出力不安定現象は沸騰水型の将来を卜する重要

な問題となつてきたわけである。

沸騰水型の別の行き方も当然考えられる。上記の考え方はいわゆる“Single cycle BWR”であるが、BWR と PWR の混合型式として、“Dual cycle BWR”といわれる設計が GE で行われている。この設計における系統図は第 5 図のごとくであつて、沸騰水型に対応する主蒸気部分と、加圧水型に対応する二次蒸気部分がある。主蒸気部分は負荷変化に無関係に一定量を取ることとし、負荷変化分に対応して二次蒸気量を増減する形式をとれば、負荷変動に対する応動性および出力密度増大に対する出力不安定性の問題は解消される傾向にあるわけである。(この形式の例を第 9 表に示してある。)



第 5 図 (a) 直接沸騰サイクル



第 5 図 (b) 熱交換器併用二重沸騰サイクル

しかし沸騰水型は元来単純な設計を行い得るという利点を買われているのに対して二重サイクル型にすれば、構造が若干複雑化する傾向は否定できない。現在の段階では Single cycle 型は小出力 (3 万 kw 位迄)、二重サイクル型は大出力用に適するものとされている。

III-4. その他の型式の原子炉

Euratom あるいは日本で輸入の対象としている原子炉は上記の三型式であるが、この他に多数の型式が開発されつつあることは周知のごとくである。(第 10 表参照)

天然ウラン型にしてもカナダ、ノールウェイ、スエーデンは天然ウラン重水型に力を入れており、ソ連もまた米国もこの開発に力を入れ始めている。

低濃縮ウラン型としては黒鉛減速ナトリウム冷却型が己にアメリカで運転を始めており、ドイツ、オランダ等も独特の型式の開発を進めている。

第 10 表 世界各国で開発中の発電用原子炉の型式と主なる例

	型 式	例	国 名
ガス冷却原子炉	天然ウラン・ガス冷却 黒鉛減速	Calder Hall*(70) Hunterston (300) Bradwell (300) Berkeley (300) Hinkley point (500)	英
		G-1*(5) G-2 (30) G-3 (30) EdF-1 (60) EdF-2 (1000)	仏
	ガスタービンサイクル		米
	懸濁燃料型		オランダ
	重水減速ガス冷却		ソ 連
水冷却原子炉	加圧重水減速冷却	Shippingport*(60) Indian point (275) Yankee Atomic (134)	米
		Project-1 (420)	ソ 連
	加圧重水減速冷却	ADAM (—) EVA(100)	スエーデン
		NPD (20)	カナダ
	加圧軽水冷却黒鉛減速	APS-1*(5) Project-2 (400)	ソ 連
	沸騰型軽水減速冷却	EBWR*(5) Vallecitos*(5) Dresden (180)	米
	均 質 型	HRT*(1) PAR (150)	米
	均 質 沸 騰 型		ソ 連
	有機物冷却減速	OMRE*(—) OMR (12)	米
液体原子炉 液体金属燃料型 高速中性子原子炉	Na 冷却黒鉛減速	SRE*(6.5) SGR (75)	米
	液体金属燃料型	LMFRE (—)	米
	高速中性子原子炉	EBR-I (15) PRDC (100)	米
		Dounreay (15)	英

- 註.. (1) 本表は現在運転中および建設中のものを主とし、計画中の分は確立したもののみを含めた。
 (2) 国名のみを示したのは、計画が確立に至らないか又は発表されていないものである。
 (3) 括弧内の数字は電気出力 (MW), (—) は熱出力のみで電気を発生せぬもの。
 (4) * は1958—1—1現在で運転中のものを示している。

高濃縮ウラン型としては、均質型（日本原子力研究所の JRR-1, water boiler 型に似た型式）液体燃料型等が開発されている。これらは U^{233} -Th 系にすることにより熱中性子増殖が可能になるものと考えられている。

さらに増殖型の本命と見られる高速中性子増殖型はアメリカおよびイギリスで進展しつつある。

別に燃料として、Pu を使いこなせるか否かの問題の解明に、イギリス、アメリカ、カナダが努力しているの

で、Pu 燃料の原子炉が具体化するのも遠い将来のことではないだろう。

己に述べたごとく、現在技術的に完成している段階の原子炉が将来にわたつてその地位を維持できるという保証はなく、むしろ“雑の部”のごとき取扱いによつた本節の原子炉に将来性があることに注意すべきであろう。ただし紙数の都合上その詳細は省略する。以下次号—

(昭和 33 年 1 月寄稿)