資 料

原子力直接発電, (Ⅱ)

原子力直接発電研究専門委員会の報告

原子力直接発電研究専門委員会*

*A Review of the Direct Conversion of Nuclear Energy to Electricity, (Ⅱ)*By Special Committee on Direct Conversion
of Nuclear Energy to Electricity

A review is presented covering the present status of studies undertaken in thermo-electric and thermionic conversion, radioisotopes batteries, and Klein effect. Problems involved in high temperature gas-cooled nuclear reactors associated with magnetohydrodynamic power generation are also mentioned. An article on magnetohydrodynamic power generation appeared in the preceding journal.

Ⅰ. 熱電気および熱電子発電,
放射能電池, Klein 効果

1. 熱電気発電

(1) 熱電気発電の歴史

熱電気発電装置は、熱電対の原理を応用し、熱を電気に変換する。可動部がないため原理的には長寿命と保守容易が予想される。原理の発見は約130年前であるが、大がかりな開発研究がなされたのは最近10年ぐらいである。2年前までは世界の材料研究の大きなテーマの1つであったが、その後はほとんど終了ないし中止の状態の所が多い。第1表にその状況を例示する。現在10~50Wの熱電気発電装置が特殊用途に一部生産試用されている。

第1表 熱電気発電の研究状況

国 名	研 究 所	開 始	終 了	財 源
ソビエト	各所国立研究所	約20年前	?	国家予算
アメリカ	W.H., G.E., トランジトロン, マーチン, 3M, etc.	8~15年前	約2年前	海軍補助
日 本	日本電気(株)	8年前	約2年前	会 社
イギリス	ブレッシー	5~7年前	?	会 社

(2) 熱電気発電材料

研究された材料は数百種に及ぶ。そのうち、ある程度有望と思われるものは重金属テルル化物(ソビエト, アメリカ, 日本), 遷移金属シリサイド(ソビエト, 日本, アメリカ), Ge-Si合金(アメリカ)などであるが、いずれも材料としての効率10数%をこえない。その他、高温での素子の不安定性, 熱漏洩, 冷却など実際的な問題のため熱電装置としての効率は現状での最高値でも3~4%をこえないと思われる。

(3) 熱電気発電装置の現状

生産試用されているものは原子炉とR.I.を使うものと気体燃料を熱源とするものの2つに大別できる。

原子燃料を熱源とするものは、アメリカとソビエトでつくられている。たとえば、アメリカ Martin 社で宇宙用、極地用電源(5~20W)として開発。燃料費が1,000万円/Wと高価であるが、特殊用途であるので、効率を高めることが問題である。SiGe合金を用い、変換効率は3~4%である。

また、1964年の第3回ジュネーブ会議でソビエトの Romashka という名の高温原子炉による熱電気発電が発表された。

原子力発電以外のものも参考に述べると、気体燃料を熱源とするものとしては、3Mで開発し、ブイの光

* 委員会構成: 本誌, 8[1], 28 (1966).

源の電源など（7～40W）に試用するものがある。テルライド系の材料を用い安価である（1.0～1.5万円/W）。効率1～2%信頼性、保守に問題がある。これはテルライド系材料が本質的に熱および機械的に弱いことに帰因する。

（4）太陽電池、在来の熱機関との経済比較

24時間運転に換算し、10年使用の場合の三者の比較を第1図に示す。熱電気発電としては気体燃料を用いた場合のみを採用した。図より明らかなように、熱電気発電の有利な出力は5～50Wの範囲に限られる。一方、信頼性、保守容易の点では太陽電池が最良で、熱電気発電は熱機関と同程度と見る向きもあるが、歴史が浅いため太陽電池、熱機関に比較して不明の点が多い。

太陽電池：日本電気(株)のデータによる(多少の修理費を含む)
熱電気発電器：3Mのデータによる(50～150%の修理費を含む)
在来の熱機関：海上保安庁による(多少の修理費を含む)
なお、金利、保守に必要な人件費、燃料の輸送費は除外する。

第1図 24時間運転10年間使用した場合の必要経費の比較

熱電気発電の用途は特殊用途に限られる。その信頼性、保守の容易さをいかに考え、また、どこに設置するかにより適用範囲は大幅に変わる。人が容易に到達しうる程度の僻地を対象とし、信頼性をかなり楽観的に考えたとき、熱電気発電の有利な範囲は5～50Wの範囲であろう。この制限の原因は、装置としての変換効率が熱機関の $1/10$ 以下であることによる。

2. 熱電子発電の現状と問題点

熱電子発電は簡単にいうと、高い仕事関数をもった熱陰極(エミッタ)と低い仕事関数をもった陽極(コレクタ)とよりなる、一種の熱陰極二極管と考えることができる。陰極の仕事関数に打ち克って陰極表面を脱出した熱電子は、陰陽両極間に存在する空間電荷層がなんらかの方法で除去されているならば、陽極に到達してここで捕捉される。これが熱電子発電の原理で、両電極間には、仕事関数の差に相当する電圧が発生する。

熱電子発電で最も重要なことは、空間電荷層の影響

をいかにして除去するかということで、現在実用されている方法としてはつぎの3つがある。

- (1) 陰陽両極間の間隔を非常に小さくする。
- (2) Csの接触電離により生じた陽イオンで空間電荷を中和する。
- (3) 補助放電により生じた陽イオンで空間電荷を中和する。

このうち、最も広く研究されているのは(2)のCsの接触電離を利用した方法である。

現在熱電子発電の用途として最も期待されているものは、宇宙飛行体用の電源であるが、火力発電や原子力発電のトッパとしての用途も、かなり注目されており、特に原子力発電に関しては核燃料素子をエミッタとして利用する基礎研究が各所で始められている。熱電子発電は熱陰極を用いる関係上、その動作温度は、 $1,000^{\circ}\sim 2,500^{\circ}\text{K}$ 程度である。

核燃料素子をエミッタとする熱電子発電は、1959年 Hernqvist⁽¹⁾や Grover⁽²⁾によって最初の提案がなされて以来、多くの実験が行なわれているが、その代表的な構造を模式的に示すと第2図のようである⁽³⁾。

第2図 炉内熱電子発電器トッパ⁽³⁾

このような構造の熱電子発電器について、Howard⁽⁴⁾が最初の炉中試験を発表したが⁽⁴⁾、それによるとエミッタは $(\text{UC})_{0.95}(\text{ZrC})_{0.05}$ (Uの93%は ^{235}U)、コレクタはCuで、熱電気変換効率7.3%、出力49Wが得られたと報じている。

その後の各所の研究をまとめると、原子力用熱電子発電器のエミッタ材料としては、 UC 、 $(\text{UC})_{0.1}(\text{ZrC})_{0.9}$ 、 $(\text{UC})_{0.3}(\text{ZrC})_{0.7}$ 、 $(\text{UC})_{0.9}(\text{ZrC})_{0.1}$ 、 UO_2 、 $\text{UO}_2\text{-Mo}$ サ

ーメット, UO_2 -W サーメットあるいはこれらに Mo, W, Ta を被覆したものなどが採り上げられ, 熱電子発電器としての電気的特性の研究とともに, 核燃料としての適合性について種々検討されている^{(6)~(10)}。これらの実験のうち, 1 例として Ranken が炉中試験に用いた $(\text{UC})_{0.8}(\text{ZrC})_{0.7}$ エミッタの熱電子発電器の構造を第 3 図に示す⁽⁷⁾。

第 3 図 核分裂加熱による熱電子発電器⁽⁷⁾
(エミッタは $(\text{UC})_{0.8}(\text{ZrC})_{0.7}$)

以上はいずれも円筒状の核燃料素子をエミッタとし同円筒のコレクタがこれを取り巻き, 両者の空間に Cs 蒸気を導入して空間電荷を中和する形式の熱電子発電器であるが, Hernqvist はまた, 平板状の核燃料素子を用いたサンドイッチ状の構造をもった熱電子発電器を提案している⁽¹²⁾。

さらに Jamerson は, Cs の接触電離を利用するかわりに陰陽極間の空間に Ar, Cs などの希ガスを封入し, これを核分裂片で電離し, 生じたイオンで空間電荷を中和する方式の熱電子発電器を発表している⁽¹¹⁾。

以上のように, 原子力用熱電子発電器の研究は, 最近かなりさかんになってきたが, その大きな理由は熱電子発電の効率が理論的には約 30% に達する可能性があるため, 原子力発電のトップとして利用すると, 総合発電効率を 10% 以上高くすることができるためであ

る。しかし, その反面 MHD 発電の場合と同様, 高電圧の発生, 交流への変換, 材料に対する要求などの面で, まだまだ多くの問題を残しているため, 実際の原子力発電に熱電子発電が応用されるまでには, 今後まだ多くの基礎研究が必要である。

- (1) K.G. HERNQVIST: *Nucleonics*, 17 [7], 49 (1959).
- (2) G.M. GROVER: *ibid.*, 54 (1959).
- (3) P.D. DUNN, J.K. WRIGHT: *Proc. IEE*, 110, 1837 (1963).
- (4) R.C. HOWARD: *JIEE*, 7, 284 (1961).
- (5) J.F. SCHUMA: "Symp. on High Temp. Conversion Heat to Electricity", p. 27 (1964), Univ. of Arizona.
- (6) J.D. LONG, J. PSAROUTHAKIS, E. SCICCHITANO: *ibid.*, 74.
- (7) W.A. RANKEN: *ibid.*, 92.
- (8) W.H. REICHELDT: *ibid.*, 132.
- (9) J.E. MONROE, D.W. STOFFEL: *ibid.*, 360.
- (10) H. MILLER: *ibid.*, 384.
- (11) F.E. JAMERSON: *ibid.*, 45.
- (12) K.G. HERNQVIST: *Proc. IRE*, 50, 1285 (1962).

3. 放射性電池^{(1)~(4)}

原子電池とも呼ばれる。初期においては放射性同位元素 (R.I.) からのエネルギー利用に様々な方式が提案されていたが, 1957 年 Martin 社の Hittman によって, 放射線エネルギー→熱→電気の変換方式の実用性が明らかにされ⁽¹⁾, 1959 年に SNAP-3 (Systems for Nuclear Auxiliary Power の略)⁽²⁾ が発表されて以来, 熱電気発電方式の, 主として宇宙飛行体用の電源として開発されてきた。熱電対には PbTe, Ge-Si 合金などが用いられている。R.I. を熱源とするものは 500W 以下の電力発生用で奇数番号で示される。利用面は近年拡大されて, 僻地における無人施設用電源, 海上あるいは海中の諸施設にも使用されつつある。(第 2 表)

放射線源としては, 宇宙用の場合は全体を小型化するため ^{210}Po , ^{238}Pu , ^{242}Cm などの α 放射体が主として用いられている。最近では原子燃料の再処理の際の廃液から大量の ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{144}Ce などが回収され, これらを放射線源とする方向に進みつつある。 ^{90}Sr は SrTiO_3 の錠剤とし, ^{137}Cs はガラスとして水に不溶性で, 高温に耐える大線量の放射線源が得られ, 地上用の SNAP-7 において熱源に使用され, その優秀性を実証したのみならず, 宇宙用としても十分使用に耐えるものと判断され, 価格が α 線源に比して低廉であることが注目されている^{(4)(5)~(8)}。

熱電気発電方式は一般にエネルギー効率が小さく, 放射性電池の場合でも 5% 程度である。これを向上するために熱電子発電を利用することが計画されており, SNAP-11 はこの方式によるといわれている。

熱源として使用しうる R.I. に関しては, α 線源の場合, 特に ^{228}Th が注目されている。これは自然放射体の RdTh であるが, 自然壊変によって ^{208}Pb になるまでに積算して 35MeV に相当する α 線を放出する。し

第2表 放射 性 電 池⁽²⁾⁽³⁾

SNAP No.	電力(W)	利 用 面	重量(lb.)	燃 料	寿 命	現 状 況
3	2.5	デモンストレーション用	4	1.7kc ^{210}Po	90日	既使用
"	2.7	TRANSIT 4A & 4B	4.5	95g ^{238}Pu	5年	軌道に乗っている
Sentry	5	Axel Heiberg 気象観測所	1,680	18kc ^{90}Sr	5年	1961年8月作業開始
7A	10	浮標用	1,870	41kc ^{90}Sr	10年	1962年2月作業開始
7B	60	無人灯台用(陸上)	4,600	225kc ^{90}Sr	10年	既使用
7C	10	南極の気象観測所	1,870	41kc ^{90}Sr	10年	"
7D	60	海洋上の気象観測所	4,600	225kc ^{90}Sr	10年	"
7E	6.5	深海用ソナー	6,000	31kc ^{90}Sr	10年	1964年5月作業開始
7F	60	無人灯台?	不明	240kc ^{90}Sr	10年	1964年9月作業開始
9A	25	軍用人工衛星	27	* ^{238}Pu	5年	いずれも使用中
11	25	月ロケット用	30	* ^{242}Cm	90日	研究中
13	12.5	熱電子変換のデモンストレーション用	4	* ^{242}Cm	90日	"
15A	0.001	核兵器用	1	2~3g ^{238}Pu	5年	"
15B	0.001	"	1	2~3g ^{238}Pu	5年	"
17	30	通信衛星(軍用)	28	* ^{90}Sr	3~5年	"
19	20	IMP, Nimbus	18	* ^{238}Pu	5年	"
21	10	深海用	不明	* ^{90}Sr	5年	"

その他の放射性電池

^{137}Cs	5	深海地震計用	550	26kc ^{137}Cs	2	既使用?
ソビエト製品 1	10	デモンストレーション用	218kg	5~10kc ^{210}Po	—	第3回ジュネーブ 会議で発表
" 2	5.0~5.6	無人気象観測所用	不明	17.5kc ^{144}Ce	—	

たがって、 ^{228}Th の壊変当りの放出エネルギー密度は極めて大きいことになる。ただ、天然産の RdTh は極めて少量であるため、 $^{228}\text{Ra}(n, \gamma)^{227}\text{Ra} \xrightarrow{\beta} ^{227}\text{Ac}$, $^{227}\text{Ac}(n, \gamma)^{228}\text{Ac} \xrightarrow{\beta} ^{228}\text{Th}$ なる過程で製造することが考えられている⁽⁹⁾。また、 β 線源としてはソビエトにおいては ^{144}Ce の利用を行っており、アメリカにおいてもその他に ^{147}Pm の利用に注目しており、その他数多くの R.I.* について詳細の検討を行なっている⁽¹⁰⁾。

- (1) *Isotopes and Radiation Technol.*, 1 [1], 89 (1964).
- (2) *ibid.*, 1 [4], 325.
- (3) J.P. CULWELL: "Industrial Uses of Large Radiation Sources", Vol. I, Conf. Proc. Salzburg, May 27~31, 1963, IAEA Vienna, p. 143, (1963).
- (4) 一宮虎雄, 古市昭夫: *Radioisotopes*, 14 [3], 268 (1965).
- (5) G.M. ANDERSON, E.W. BALLMEYER: *Nucleonics*, 17 [5], 166 (1959).
- (6) J.S. COCHRAN, J.L. BLOOM, A. SCHNEIDER: "Industrial Uses of Large Radiation Sources, Vol. II, Conf. Proc. Salzburg, May 27~31, 1963, IAEA, Vienna, p. 157, (1963).
- (7) *Isotopes and Radiation Technol.*, 1 [1], 84 (1964).
- (8) Hot Semiworks Strontium-90 Recovery Program, Chemical Development Operation, Chemical Laboratory, Hanford Laboratories, July 17, 1963 (HW-72666).
- (9) 加藤正夫: 「第3回ジュネーブ会議, および Symposium on Radiochemical Methods of Analysis の報告と欧米見聞談」, (1964. 12), 放同協理工学部会。

(10) Conf. on Isotopic Power Development, Germantown, Md. May 18~19, 1964, USAEC, TID-7698, Pt. 1, (1965).

4. Klein 効果とその応用

Klein が燃焼ガス中に、水銀の電離気体中に、あるいは原子炉中で核分裂片で電離された水蒸気中に、温度の異なった2つの電極を挿入して両電極間に電圧が発生することを明らかにした Klein 効果⁽¹⁾はつぎの2つで特徴づけられる。

- (1) プラズマ中に温度差(200°~300°C)のある2つの電極を相対させると、両電極間に電位差が生じ、その極性はいずれの場合にも低温側が陽極に高温側が陰極になって熱電子発電の場合と逆になる。なお、発生電圧は熱電子放射を考えない範囲で、電極材料には無関係である。

- (2) したがって、発生電圧はおのの電極のプラズ

マに対する浮動電位が異なるために生じる電位差であると考えられるが、プラズマが熱平衡にあると考えた場合より発生電圧は1桁以上大きい。したがって、プラズマ中の電子温度はガス温度より数等高くなければならない。この高い電子温度は、プラズマ中にある励起状態の粒子との衝突で電子がその励起エネルギーを得るためであって、プラズマは非平衡状態にある。

この他、陽極側に酸素などの負イオンになりやすいガスを流して負イオンを作り、正イオンより負イオンの速度が遅くなるのを利用して、陽極の電位をプラズマに対して正になるようにして発生電圧を大きくすることも行なわれている。

(1)については、電極付近の熱シースと電気シースの大きさが問題になり、熱シースが圧倒的に大きい場合については、そのシース中で電子のガス粒子との衝突によるエネルギー損失が励起ガス粒子との衝突をも含めて衝突回数に比例するとして説明される。熱シース中での電子のエネルギー授受の問題はMHD発電の場合の電極付近での導電率との問題とも関連して興味深く、Klein 効果とMHD 効果を重ね合わせて、両効果の重量性および電極付近の問題を扱う実験も行なわれている。

(2)については、非平衡電離の立場から興味があり、分子の励起か原子の励起かという問題、励起粒子の発生方法、エネルギー緩和の問題などが今後に残されているが、単原子ガスでもKlein 効果が認められることがほぼ確認されている。励起ガスについては、原子炉のように放射線の強い場所得やすいと考えられる。

Klein 効果では、ガス温度は必ずしも従来の直接発電に必要とされたほど高くなくてよく、また、電極間隔についても、熱電子発電の場合のように制約されないなどの利点があり、Klein 効果それ自体を直接発電の方法と見た場合には熱電気発電および熱電子発電と同様の分野に応用するのが適当と思われ、その意味での原子力発電としては有望である。また、Klein 効果の個々のメカニズムを考えた場合には、非平衡電離、電極付近でのプラズマの振舞いなどMHD 発電と共通する問題が多い。

(1) S. KLEIN: C.R. Acad. Sci., 251, 657, 2492 (1960), 254, 1946 (1962); 258, 3228 (1964).

Ⅱ. 直接発電のための高温原子炉の問題

1. 高温原子炉核燃料の問題

動力用原子炉の初期段階には、燃料として金属ウラ

ンが使用されていたが、技術の進歩や経済的見地などから熱効率の向上が必要とされ、高温で使用できる原子炉が要請されてきた。そのため高温に耐えるセラミック核燃料の有用性が高まってきた。高温用核燃料としての諸特性を第3表に示した。これら燃料の動向を考察するには、物理化学的性質、炉中および炉外での諸特性、燃料の製造ならびに再処理、経済性、および各種の原子炉の技術的要請などから検討しなければならない。ここではその中の一部について述べる。

(1) UO_2 および $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ 燃料要素

UO_2 そのものは安定であるにもかかわらず、熱伝導率が小さいため炉運転の初期から燃料体の温度分布を生じ、その結果組織が変化する。ある程度以上の燃焼度になると核分裂生成物の挙動を考慮に入れねばならない。燃料要素が UO_2 または $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ の焼結体である場合、被覆管とペレットとの間の間隙により大きな温度差の生じることにより、ペレットの温度は急激に上昇して熱歪割れを生じる。非焼結型燃料(振動充填燃料、スエージ燃料)では熱衝撃による割れはない。燃料の中心部は核反応のため高温になるので柱状晶が形成されるから、将来はいずれの製法によるのが最も経済的であるかということによる。また、核分裂生成物は、燃料体の温度分布に相応する気相、液相、固相の平衡状態にあり、炉が定常状態のときは時間的にも安定であるが、運転開始時のように急激に変化のあるときの分裂生成物の挙動は今後の研究問題である。また、強度を要求される特殊目的には、 $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ 、 $\text{UO}_2\text{-PuO}_2\text{-ZrO}_2$ あるいは混合酸化物やサーメット酸化物が使用されることがある。

(2) UN および UC 燃料要素

UN の熱伝導率は大きく、高融点、化学量論的に安定で、 UO_2 のように熱伝導の悪いための熱衝撃による割れが少ない。また U, UC のように変態を考慮することが少ない。燃料棒の単位長さ当りいくらの熱を取り出せるかを $\int_{T_0}^{T_m} k d\theta$ で示すと、第4表のように UO_2 の約8倍大きい。UN の相は第4図に示すように、高温で広い範囲にわたっているので、研究が進むにつれ有望視されている。

UC の熱伝導率は UN よりさらに大きい。しかし第5図に示すように、化学量論的な炭化物の幅は極めて狭く、UC 中に UC_2 の析出することが多い。照射については、金属ウランがまじる程度でないと不安定であるが、金属分があると被覆材と反応するので、現在添加物を入れて安定化することが試みられている。また、UC 球をガラス状の炭素その他被覆している、い

第3表 各種ウラン化合物の特性 (L.A. Pemder, BMI)

化合物 特 性	酸 化 物			炭 化 物			
	UO ₃	PuO ₃	ThO ₃	UC	PuC	ThC	UC ₂
理論密度 (g/cc)	10.97	11.46	10.00	13.63	13.6	10.61	11.61
金属密度 (g/cc)	9.65	10.12	8.79	12.97	12.94	10.09	10.61
溶 融 点 (°C)	2,750±40	2,280±30	3,250	2,315±65 2,350	1,850	2,624±25	≈2,570
結 晶 および 格 子 定 数	面心立方晶 (Flourite) $a=5.468$ ± 0.001	FCC (Flourite) $a=5.396$ ± 0.003	FCC (NaCl) $a=5.5859$	FCC (NaCl) $a=4.952$	FCC (NaCl) $a=4.9583$ c -Poor $a=4.9742$ c -Rich	FCC (NaCl) $a=5.346$	BC TET $a=3.524$ $c=5.999$
結 合 形 態	共有と イオン結合	イオン結合	イオン結合	共有と金属結合	共有, 多分いく らか金属結合	金属的結合を もつ共有	U-C結合は弱く C-C結合は共有 で強い
比 熱 (cal/mole °C)	0.063 at 100°C 0.074 at 500°C 0.078 at 1,000°C 0.082 at 1,500°C $CP=0.071+$ $6 \times 10^{-3}T-1.466$ $-T^{-2}$	16.43 cal/mole °C at 25°C	$CP=17.057+$ $18.06 \times 10^{-4}T$ $-2.517(10^3)T^{-2}$	$CP=7.6+2.85$ $\times 10^{-3}T$ (298°-2,400°K)			$CP=8.92+$ $3.95 \times 10^{-3}T$ 15 cal/mole at 1,670°C
熱膨張係数 (°C ⁻¹)	10.1×10^{-6} (25°-1,100°C)	10.9×10^{-6} (25°-1,000°C) PuO _{1.77} 13×10^{-6} (25°-1,000°C)	9.22×10^{-6} 9.3×10^{-6} (75°-1,000°C)	9.9×10^{-6} (20°-90°C) 15×10^{-6} (20°-870°C)	10.8×10^{-6} (20°-780°C)		12.5×10^{-6} (20°-235°C)
熱伝導率 (cal/sec·cm·°C)	0.08 at 100°C 0.012 at 400°C 0.08 at 1,000°C		0.02 at 100°C 0.008 at 600°C 0.0076 at 1,200°C	0.06 (100°-700°C)	UCに似ているが UCほどよくない	0.069	0.082 0.079
比 抵 抗 (μΩ-cm)	$10^4 \sim 10^6$	4×10^{10} Pu _{0.98} 6×10^{10} PuO _{1.77} at 25°C 8×10^8 PuO ₂ 5×10^8 PuO _{1.77} at 977°C	10^8 at 1,600°C	41.2 for 4.8% 41.9 for 5.0% 50.8 for 6.7%	297±15 for 39.9%	25 at 25°C	120-130
硬 度	K1,000 単結晶 750-850 焼結体 670		K500 640	溶融体 560 焼結体 2,100°C 750-780 VHN	K500 275C poor 750C rich	K500 850 215 VHN	K100 溶融体 620 焼結体 500
弾 性 率 (×10 ⁸ psi)	25-30		20-35	32			
破 壊 強 度 (psi)	150,000		210,000	54,500 cast			
Modules of Rupture (psi)	24,000-27,000		10,000-15,000	50,000 at (25°C) 2,800 at (1,000°C)			8,000
室温での靱性	硬くて脆い	硬くて脆い	非常に脆い	破壊までに 0.17%伸びる	UO ₃ より 少し脆い		わずかに靱性
熱 衝 撃 性	良	比較的良好	不 良	やや良好	比較的良好	良	不 良
熱 的 安 定 性	良	融点で分解して PuO _{1.68} になる	非常によい	還元性雰囲気 で良	分解 1,654°C	良	2,400°C 以下で UC+C に次第 に分解
水中耐食性	非常によい	非常によい	非常によい	25°C, 水分を含有 する空气中で 非常に悪い	悪 い	(冷)H ₂ O 中で 分解	湿気を含んだ空 気で分解 (25°C)
焼 結 結 合 性	良	良 好 UO ₃ よりも結晶 粒径大(すべての 温度で)	不 良	良	よいはずである	よいはずである	湿気を含んだ 25°C空气中で 分解
貯 蔵	空気にさらされ ないよう密封	密封容器	空气中	要注意	不活性ガスある いは真空	不活性ガスある いは真空	真空, 粉末の 場合要注意
被覆材との反応	最 良	W/SS, Inconel, Cr, Mo, NbI, V と 1,370°C 以下 で共有W/Ti, W とは共存しない。 Zr-2とは反応する	W/Zr-2, SS, Al と共存	ステンレス鋼と 共存。耐熱金属 と200°Cで反応 Zr-2とは1,100° Cで共存	1,500°C で共存 する。物質はタン タル上のタン タルカーバイド, あるいはプラズ マスプレーした W/TaC	Be と 555°C で 反応	通常の被覆管と はよく反応する
備 考	空气中低溫で U ₃ O ₈ へ酸化す る	UO ₃ よりも化学 反応性がわずかに 強い	CaO を添加する ことによって焼結 密度が高くなる	Pu-UC, 熱むず みが高い			Al ₂ と 1,100°C で 反応, 水素中で 安定

North West [旧 Hanford 研] の説査によるものより抜萃)

	チ ャ 化 物			そ の 他 の 化 合 物			
ThC ₃	UN	PuN	ThN	UP	PuP	US	PuS
8.98	14.32	14.23	11.56	10.3	9.87	10.87	10.60
8.14	13.52	13.41	10.9	9.0	8.75	9.6	9.35
2,655±25	2,885±30 at 2 atm N ₂ 2,650	2,750±75 in N atm	2,630±50	>2,460	分解 2,000	2,462	>2,000 ≈2,400
MONO a=6.53 b=4.24 c=6.56 β=1.04°	FCC (NaCl) a=4.890	FCC (NaCl) a=4.905 ±0.001	FCC (NaCl) a=5.21	FCC (NaCl) a=5.600	FCC (NaCl) a=5.664 ±0.04	FCC a=5.484	FCC (NaCl) a=5.536 ±0.001
共有と 金属結合	多分イオン結合 であろう	多分イオン結合	おそらく イオン結合	多分イオン結合	多分イオン結合	共有と 金属結合	金属結合
	CP=10.6+7.0 ×10 ⁻⁴ T (298°~3,000°K)					CP=13.0+1.5 ×10 ⁻⁴ T (298°~1,063°K)	
8.46×10 ⁻⁸ (0~1,000°C)	9.9×10 ⁻⁸ (20°~1,600°C)	13.6×10 ⁻⁸ (20°~800°C)				11.8×10 ⁻⁸	
0.057	0.037 at 200°C 0.042 at 400°C 0.049 at 800°C			0.0135		0.0039	良好のはずで ある
30 at 25°C	191 at 400°C			1.5×10 ⁻⁴		112 at 395°C	
K100 600	K100 463 K200 410	K500 370				K100 250~300	
	21.6						
	10,500 at 25°C 19,300 at 1,200°C 13,700 at 1,400°C					10,000~25,000	
	脆 い	脆 い				わずかに韌性	脆 い
良	良	比較的良好				比較的良好	
良	良, 真空2,600°C で分解	多分 2,600°C で 分解	1,700°Cまで安定		分解 2,000°C	良	
湿気を含んだ 空气中で分解	不 良	湿った空气中で 不安定	湿気を含んだ空 気中で加水分解	最 良		非常によい	非常によい
よいはずである	良 好					良	
不活性ガスある いは真空	空気にさらされ ないよう密封	不活性ガスある いは真空	不活性ガスある いは真空		不活性ガスある いは真空	空気にさらされ ないよう密封	不活性ガスある いは真空
	W-Al および Zr-2とは600°C でわずかに反応, Mo, Bi, Nb と は1,200°Cで反 応しない					Zr-2とは875°C で反応し, Alと は600°Cで反応 しない	
	化学的に反応す る			UO ₂ と共存		酸化しやすい	

第4表 UN および UO_2 の推定積分熱伝導率

Material	$\int_{T_s}^{T_m} k d\theta$, (W/cm)	Ratio
UO_2	70	1
UN (specimen TC-1-A)	498	7
UN (specimen TC-177)	580	8.4

(Los Alamos, Benzand Bowman, 1964)

第4図 U-N 状態図

(井本, 佐野, 山本, 渡辺, 他)

第5図 U-C 状態図

いわゆる“Coated fuel”の研究と実用化がさかんになったことは高温炉としては注目すべきである。

(3) 酸化プルトニウム燃料および他の燃料体

プルトニウム燃料は最近金属燃料から酸化物燃料が使用される傾向にある。その他, UC - US , ThC_2 - UC_2 , $\text{Zr}_{0.82}\text{U}_{0.18}\text{C}$ のような混合型の燃料などの研究も着手され始めている。

2. 高温ガス冷却原子炉の開発状況と

高温化の問題

高温ガス冷却炉の本来の狙いは発電効率の改善であり, ヨーロッパの Dragon⁽³⁾, アメリカの HTGR⁽⁴⁾, ドイツの AVR はいずれも炉出口ガス温度は $750^\circ\sim 850^\circ\text{C}$ という高温に設定されている。当然コールドホール

型のような天然ウラン金属燃料, 金属被覆からグラファイト被覆の濃縮セラミック燃料 (UC_2) にかえることによって, 燃料温度も $500^\circ\sim 700^\circ\text{C}$ 高くなっている。燃焼度も $60,000\sim 100,000\text{MWD/t}$ と 1 桁以上大きくなっている。ガス冷却炉共通の欠点である出力密度の低さも, Dragon の 14kW/l を最高として他型式炉に見劣りしないものになっている。高温ガス炉のもう一つの特徴は, 燃料転換比が高いことであり, グラファイト減速で 0.85, BeO を併用すれば 0.95 くらいの値が得られることが報告されている⁽⁶⁾。このことはウラン資源の見地から重要な因子であり, G.A. では軽水, 重水, 有機物冷却のものに比べてその有利さを強調している⁽⁷⁾。その上, プレストレスト・コンクリートの使用によって, 建設費も軽減されることが明らかにされつつある。最近では, これまでの実験研究で得られたデータにもとづいて発電出力 $500\sim 1,000\text{MW}$ の発電プラントの概念設計が進められ, 45% という高い熱効率を得ることをもくろんでいる。発電コストの試算もさかんに行なわれており, G.A. の $1,000\text{MWe}$ HTGR のコストは 3.56mill/kWh と算出されている⁽⁸⁾。このように高温ガス冷却炉は Dragon 以外はまだ建設中のものばかりではあるが, 燃焼度, 核分裂生成物の拡散, 材料の化学反応, He 純化, ガスもれ防止などについての実験結果が次第に積み上げられてきている。第5表に現在建設中のものと概念設計の行なわれているものとをあげた。

これらのガス温度が $750^\circ\sim 850^\circ\text{C}$ であることは, ガスタービン温度を考えているようであるが, MHD 発電を組み合わせるには, さらに高い温度が望ましい。ガス温度をあげて出力密度を落さないためには, 燃料温度の向上を考えねばならない。一方, 燃料温度の上限は核分裂生成物の拡散と U , Th の拡散によってきまると考えられる。しかし, 核分裂生成物の冷却材ガス中への放出は, ガス純化系への負担の増加, ガスもれの条件の厳格化のほかは, 1 次冷却系の各部への放射性物質の沈着などの問題がある反面, 被覆をやめることによる燃料加工費の低減, 燃焼度の向上, 転換比の向上などの利点もあり, $1,000\text{MWe}$ HTGR の概念設計では, このケースも考慮に入れており, 燃料温度に上限を与えるものと考えする必要はなくなるかもしれない。この点については UHTREX^{(9)~(10)} のデータに期待したい。 U , Th の拡散については, まだはっきりと温度の上限が出ているとはいえない。第3回ジュネーブ会議での HTGR の報告の中には, $1,600^\circ\text{C}$ で約 $10^{-11}\text{cm}^2/\text{sec}$ の拡散係数が示されている⁽⁴⁾。構造材料についての問題も出てくることは考えられるが, ガスの流路は 2 重構

第 5 表 高温ガス冷却炉

原 子 炉	Dragon	Dragon (1,000 MWt)	AVR	THTR	HTGR	HTGR (1,000 MWe)	UHTREX	Los Alamos (1,000 MWe)
状 況	1964 Dec. 運転開始	概念設計	建設中	概念設計	建設中	概念設計	建設中	研究 中
熱出力 (MW)	20	1,000	48	500	115	2,270	3	1,870
電気出力 (MW)	—	—	15	—	40	1,040	—	1,000
効 率 (%)	—	—	31	—	34.6	45.8	—	53.5
濃 縮 度 (%)	93	—	93	93	93	93	93	93
燃 材 質	UC ₂ (U/Th)C ₂	(U/Th)C ₂	UC ₂	(U/Th)C ₂	(U/Th)C ₂	(U/Th)C ₂	UC ₂	—
形 状	クラスタ	クラスタ	球	球	棒	棒	中空棒	穴あき棒
被 覆	黒鉛	黒鉛, SiC	黒鉛	黒鉛	黒鉛	黒鉛, なし	なし	—
表面温度 (°C)	1,250	930	1,050	950	1,050	—	1,539	—
中心温度 (°C)	1,600	—	1,250	1,250	1,500	1,500	1,610	2,088
燃 焼 度 (MWD/t)	—	—	—	—	60,000	80,000 ~100,000 0.965	—	—
転 換 比	0.52	—	—	—	—	—	430	—
平均比出力 (MW/t)	1,000	1,000	—	—	600	—	1.1	—
平均出力密度(kW/l)	14	15	2.3	6.7	8.3	7	—	—
減 速 材	黒鉛	黒鉛	黒鉛	黒鉛	黒鉛	黒鉛, BeO	黒鉛	—
冷 却 材	He	He	He	He	He	He	He	He
入口温度 (°C)	350	—	175	250	344	382	870	1,218
出口温度 (°C)	750	—	850	850	716	800	1,320	1,977
圧 力 (kg/cm ²)	20.6	—	10.25	50	23.7	31.6	35	8.3
流 量 (kg/sec)	~10	—	~14	~160	55.5	1,048	1.29	472

造にして入口ガスで冷やすのが普通であるので、むしろ入口ガス温度をあまり高くすることは避けるべきである。

注目すべきことは、最近 Los Alamos で Avco と共同で1,000MWeの原子力 MHD 発電プラントの可能性についての研究が始められたことである。このサイクル方式を第6図に示す。燃料温度2090°C、出口ガス温度1,980°Cで、MHD 発電のみを用いて発電効率は53.5%となっている⁽¹¹⁾⁽¹²⁾。

第6図 1,000MWe原子炉/MHD発電プラント⁽¹²⁾

- (1) O.E.E.C. Dragon High Temperature Reactor Project, First Ann. Rep., 1959~1960.
- (2) The Dragon Project, A/Conf., 28/P/121, (1964).
- (3) Review of Research and Development Work for the Dragon Project, A/Conf., 28/P/122.
- (4) High-Temperature Gas-Cooled Reactors, A/Conf., 28/P/213.
- (5) Development Project of a Pebble Bed Power Reactor, A/Conf., 28/P/536.
- (6) Design Study Report for Target, A 1,000-MW(e) High-Temperature Gas-Cooled Reactor, GA-4706, (1964).
- (7) High Fuel Cycle Assessment Studies, GA-6146, (1965).
- (8) Turret, A High Temperature Gas-cycle Reactor Proposal, LA-2198, (1958).
- (9) Quarterly Status Report on Turret Reactor Experiment for Period ending Aug. 20, 1960, LAMS-2469, (1960).
- (10) Quarterly Status Report on Ultra High Temperature Reactor Experiment (UHTREX) for Period ending Sept. 20, 1964, LA-3190-MS, (1964).
- (11) Quarterly Status Report on Advanced Reactor Technology (ART) for Period ending Jan. 31, 1965, LA-3244-MS, (1965).
- (12) L.A. BOOTH: Prospects for a 1,000MW(e) Nuclear Reactor/MHD Power Plant, Sixth Symp. on Engineering Aspects of Magnetohydrodynamics, (1965).

(1965年 11月8日 受理)