

ラジオアイソトープ発電器

Radioisotopic Power Generator

加藤 正夫*・佐藤 乙丸*

Masao KATO and Otomaru SATO

放射性物質の壊変エネルギーを利用して発電する試みは、かなり昔から研究されてきたが、その歴史的な発展について概説した後、熱電気変換装置を用いるアイソトープ発電器の原理、構造、使用アイソトープの特性、熱電気変換方式などについて述べ、最後にこの発電器の安全性、経済性、用途などにふれた。

1. まえがき

放射線エネルギーを、電力に変換しようという試みは、1913 年の Moseley の原子電池の論文¹⁾に始まる。しかしこのときに作られた電池は 150 kV、 10^{-11} A というもので、その用途が考えられなかったことおよび、放射性同位元素の供給がまだ不十分であったことから、それほど注目されなかった。

それでも、その後原子電池として以下の 3 種の方式のものが開発された。すなわち第一に、放射性同位元素を塗布した陽電極から放出される β 粒子をそのまわりの円筒状陰極で捕集する電池、第二に PN 接合面へ放射線をあてたり、コンプトンリコイル電子を捕集したりする電池、第三に放射線を蛍光体に吸収させ、発生する可視光線を太陽電池で電気出力に変換する電池である。

これらはいずれも出力数 mW 前後のもので、使用放射能も数 10 mCi から数 100 Ci 程度、高電圧、小電流の小型電池で、おもに ^3H 、 ^{85}Kr 、 ^{90}Sr などの長半減期の β 線放射体をエネルギー源としている。一部はかなり前から市販されている。

1940 年代後半にいたり、人工衛星の研究の一端として放射性物質を熱源とする電気出力の大きい電源に関する研究が行なわれるようになった。その理由は、長寿命でしかも信頼度の大きい電源を開発する必要にせまられたからである。こうして 1954 年米国において、 ^{210}Po 、 ^{57}Co を熱源とし、熱電対 (クロメル・コンスタンタン) を利用した出力 1.8 mW の小型アイソトープ発電器が試作された²⁾。

アイソトープ発電器は、放射性同位元素の壊変によって生ずる放射線のエネルギーを熱源とし、熱-電気変換装置を用いて電気出力を得る発電器である。図 1 はその原理図で、放射線をしゃへいする物質、放熱板および放熱調節装置、直流-直流変換装置などを伴う場合が多い。

1957 年に米国原子力委員会は、放射性同位元素および原子炉を用いた宇宙用電源開発計画、いわゆる SNAP 計画をたて、その第 1 号機として ^{144}Ce を用いた 133W の発電器の開発を取りあげた。これが SNAP-1 であり、

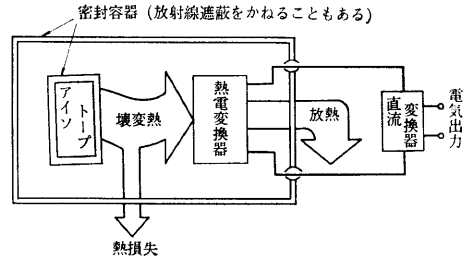


図 1 アイソトープ発電器の原理図

以後は放射性同位元素を熱源とするものを奇数で、原子炉を熱源とするものを偶数でらわわしている。

この SNAP 計画の確立とともに、アイソトープ発電器の開発研究が進歩し、1961 年には ^{238}Pu 、1600 Ci を熱源とする電気出力 2.7 W の SNAP-3 B が航海衛星 Transit 4 A および 4 B に積みこまれて初めて宇宙空間に打ち上げられた。また 1963 年には電気出力 25W の SNAP-9 A も打ち上げられ実用段階に入った。

地上用のアイソトープ発電器も、並行して開発され、1961 年に ^{90}Sr 、17500 Ci を熱源とする電気出力 5 W のものが、北極から 1100 km はなれた Axel Heiberg 島に、無人気象観測用電源として設置された。この型のもものが表 1 の SNAP-7 シリーズに発展したのである。図 2 に示した SNAP-7 B の断面図からも明らかなように、中心部に円筒状の燃料容器があり、その外側に Pb-

表 1 SNAP-7 シリーズの動作特性

	7A, 7C	7B, 7D	7E
燃料化学形状	SrTiO ₃	SrTiO ₃	SrTiO ₃
燃料数量	40,000 Ci	225,000 Ci	31,000 Ci
燃料容器	ハステロイ C	ハステロイ C	ハステロイ C
熱電素子	鉛テルル	鉛テルル	鉛テルル
熱電対数	60	120	60
熱絶縁体	Min K 1301	Min K 1301	Min K 1301
しゃへい材	減損ウラン	減損ウラン	铸铁
高温端	783°K	763°K	683°K
低温端	339°K	333°K	290°K
電気出力	11.6W	68W	6.5W
熱入力	256W	1440W	198W
発電器効率	4.5%	4.7%	3.3%
重量	850 kg	2090 kg	1020 kg
寿命	10年	10年	5年

* 東京大学生産技術研究所 第 4 部

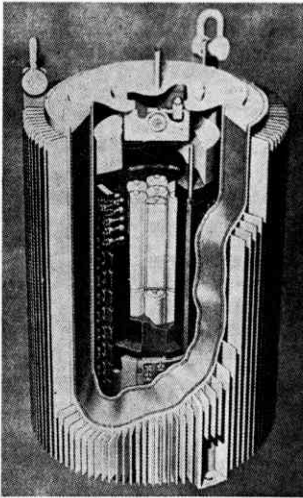


図 2 SNAP-7B 断面図

Te 熱電変換素子が配列され、全体を厚さ 8 cm 余の減損ウランでしゃへいし放熱板をとりつけている。

米国以外に、ソ連、英国、西ドイツ、フランス、オランダなどでも研究が進められ、1964年頃から実用化試験が行なわれつつある。このようにアイソトープ発電器が注目されてきたのは、放射性物質が非常に安定で信頼性の大きいエネルギー源であり、適当な半減期のものを選べば、小型で長寿命の電源となるからである。当初、宇宙開発用電源として研究されてきたのは正に当然のことといえよう。

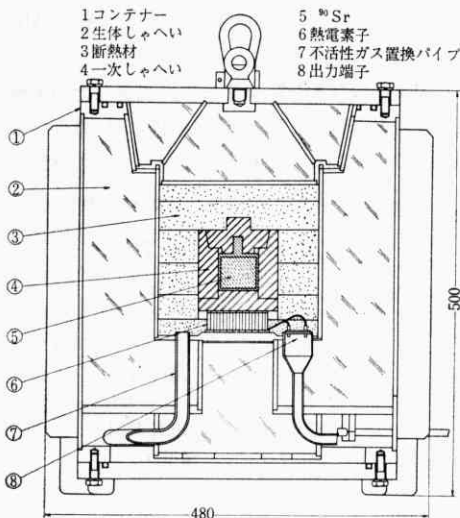


図 3 アイソトープ電源 (PROTOTYPE-1) の性能

アイソトープ ^{90}Sr 、放射能 10000 Ci
 効率 3.5%、熱電素子 Bi_2Te_3
 低温端温度 50°C 、高温端温度 180°C
 しゃへい材料 タングステン・鉛
 全重量 450 kg

わが国でも、数年前から宇宙開発計画に伴ってとりあげられ、1968年始めに日立製作所中央研究所において第1号機が運転開始した。近くその実用化テストを考慮中とのことである。図3にその断面図を示したように ^{90}Sr 、10000 Ci を使用した電気出力 3 W のものである。しかし、熱源である酸化ストロンチウムを密封した燃料要素は米国から輸入したものであり、その費用がアイソトープ発電器の製造費用の大部分を占めていることから経済性の点でかなりの難点がある。

2. 使用可能なアイソトープ

(1) アイソトープの発熱量

熱源として使用する放射性同位元素の放射能を $A(\text{Ci})$ 、放射線の平均エネルギーを $E_{\text{avg}}(\text{MeV})$ とすれば、熱出力 $P(\text{W})$ は

$$P = 5.92 \times 10^{-3} A \cdot E_{\text{avg}} (\text{W})$$

ここで E_{avg} は一般に次式で求められる。

$$E_{\text{avg}} = E(\alpha) + F(\beta)E(\beta) + 1/2E(\gamma)$$

すなわち、 α 線と γ 線の場合はそのエネルギーを $E(\alpha)$ 、 $E(\gamma)$ とする。 γ 線は外部へ放射される分を考えて、その $1/2$ を有効発熱分と考える。 β 線の場合は最大エネルギーを $E(\beta)$ とし、 $F(\beta)$ を $1/3$ として計算すればよい。

熱出力とともに比出力すなわち単位質量あたりの熱出力の大きさが重要となってくる。いまアイソトープの質量 M 、半減期 $T(\text{年})$ とすれば、比出力 $P_{sp}(\text{W/g})$ は、

$$P_{sp} = 2.12 \times 10^3 E_{\text{avg}} / M \cdot T$$

(2) 熱源用放射性物質

使用可能性のあるアイソトープは以下の条件を満足するものでなければならない。

まず半減期が 100 日～100 年で、比出力がすくなくとも 0.1 W/g 以上であること。半減期が長すぎると比出力が 0.1 より小さくなって重量・寸法ともに大きくなる。半減期が短いと寿命の点で問題となる。

つぎに放射線のしゃへいが容易であること。この意味で α 線放射体がかもっとも有利である。透過力の大きい γ 線放射体を用いるときは特別なしゃへいが必要となる。

さらに耐蝕性もち水に溶けにくかつ安定な化学的形狀のものが容易に得られることが必要である。これは事故が起こったとき放射性物質による汚染を最小限に止めるためにも必要で、使用目的によって化学的形狀を変えることもある。

最後に安価に入手しうることである。大量の放射能を必要とするため、熱源の費用が発電器全体の費用の $1/2$ 以上を占める場合が多い。一般に原子炉から生ずる核分裂生成物を利用する場合と原子炉内で中性子を照射して製造する場合とあるが、後者の方法で大量の放射能を得るにはかなりの時間と費用が必要となるため、核分裂生成物から分離精製したものがもっとも経済的である。

表 2 熱源として使用できるアイソトープの特性

核種	半減期(年)	熱エネルギー (Ci/W)	比出力 (W/g)	化学形状	出力密度 (W/cm ²)	放射線種類	しゃへいの必要度	目標価格 (ドル/W)
⁶⁰ Co	5.3	65	17.4	金属	15.2	β, γ	大	7~25
⁹⁰ Sr	28	150	0.95	SrTiO ₃	1.05	β, X	中	25~35
¹³⁷ Cs	30	207	0.42	Cs ガラス	1.24	β, γ, X	〃	20~30
¹⁴⁴ Ce	0.78	124	25.6	CeO ₂	24.5	β, γ, X	〃	1
¹⁴⁷ Pm	2.67	2270	0.33	Pm ₂ O ₃	1.9	β	小	200~600
¹⁷⁰ Tm	0.35	385	12.1	Tm ₂ O ₃	8.5	β, γ	中	10~25
²¹⁰ Po	0.38	32	141	GdPo	1210	α	小	10~25
²²⁷ Ac	21.2	—	15.0	Ac ₂ O ₃	104	α, γ	大	—
²³² Th	1.91	24	170	ThO ₂	1270	α, γ	大	—
²³⁸ U	74	26	3.3	UO ₂	33	α, γ	大	—
²³⁸ Pu	86	30	0.56	PuO ₂	3.9	α	小	500~700
²⁴⁴ Cm	18	29	2.8	Cm ₂ O ₃	26.4	α, n	小	100~500

(註) W はすべて熱出力である

以上の諸点を考慮して使用可能なアイソトープをその諸特性とともにまとめたのが表 2 である。このうちすでに実用化されたアイソトープ発電機に装入されたものは ⁹⁰Sr, ¹⁴⁴Ce, ²¹⁰Po, ²³⁸Pu であり、今後ともこの 4 種のアイソトープの利用が考えられる。

米国原子力委員会の報告³⁾によれば、⁹⁰Sr 1 Wth あたり 30 ドルである。2 年前に約 50 ドルであったことを考えればかなり安くなっていることがわかる。ただしこの価格には密封料金が含まれていないが、現在、熱源として一次密封を行なった形で 25~35 ドルで供給できることを目標に努力中とのことである。第 2 表の右端の欄がそれぞれの核種を熱源として密封したときの 1 Wth あたりの目標価格である。

3. 熱電気変換方式

おもに熱電素子が用いられているが、このほかに熱電子変換や熱機関を利用する方法も研究されている。

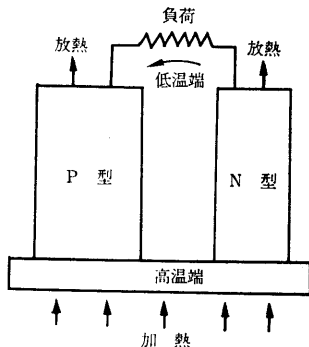


図 4 熱電発電の原理

(1) 熱電素子

いわゆるゼーベック効果を利用したもので、図 4 に示すように高温端が接合している P 型、N 型の両熱電素子の低温端から電力をとり出すのである。熱電素子の熱伝導率 κ が大きすぎると、高温端からの熱が電気に変換しないで素子を伝わって放熱し、また素子の電気抵抗 ρ が

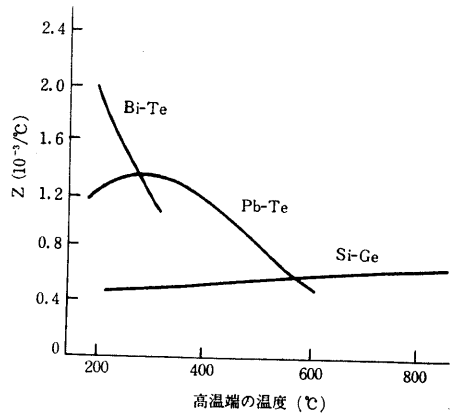


図 5 熱電素子の温度特性

大きすぎると発生した電流がジュール熱となって失われる。一般に素子のゼーベック係数を S としたとき、 $Z = S^2 / \rho \cdot \kappa$

の Z を素子の Figure of merit と称し、その特性を代表させている。図 5 におもに使用されている 3 種の素子の Z の温度変化を示した。

Z を大きくするには、 κ, ρ ともに小さい半導体が適している。このうち図 5 から明らかなように、高温端の温度が 250°C 以下では Bi-Te 合金がもっとも効率がよく、それ以上 600°C までは Pb-Te 合金が、また 600°C 以上では Si-Ge 合金が有利となる。

1 組の熱電素子の出力電圧は 0.05~0.1V 程度にすぎないので、何対もの素子を並べ、それを直列接続して数 V の出力電圧を得ている。また素子の熱電変換効率は理論的には 9% まで可能といわれているが、実際は 5~6% 程度である。

電気出力数 W 程度までは Bi-Te 合金が用いられるが、それ以上の出力で 100 W 程度までのものには Pb-Te 合金がもっとも効率が良い。筆者らはこの点を考慮して Pb-Te 素子の開発をとりあげ、総合研究の重要研究課題としてその製造法の実験を行なってきた。現在適

当な元素をドーピングして P, N 素子を製造する段階に達しており、その成果については別に報告したい。

(2) 熱電子変換

仕事関数の大きい熱陰極 (エミッター) と小さい陽極 (コレクター) とからなる一種の熱陰二極管と考えられる。エミッタからとび出した熱電子が陽極に捕囚されて電流を生ずるのであるが、両極間隙に空間電荷層が発生して電流が小さくなってしまふ。この空間電荷層の影響を除去する方法として、両極間隙を非常に狭くしたり、Cs の接触電離によって生じた陽イオンで中和したり、また補助放電で生じたイオンで中和したりする試みが行なわれてきた。

現在 Cs を用いる方法がもっとも有望であると考えられている。Cs は電離電圧が最も低くかつイオン中和能も大きいだけでなく、陽極の仕事関数を低下させる働きがある。たとえばタングステンの仕事関数は 4.55V から 1.67V に低下する。こうして両電極の仕事関数の差に等しい電圧が発生する。

熱陰極の温度は 1300°K 以上であり、これに対し陽極は冷却して 1000°K 以下に保っている。実験的に得られる出力密度は 1~20 W/cm² で出力電圧は 1V 前後である。変換効率は最大 15~20% まで可能と考えられ、実用化をめざして研究されている。

(3) 熱機関による変換

電気出力 500W 以上のものには、変換効率 20~40% の動力変換方式を用いるほうが有利である。効率を上げることがアイソトープの使用量を減らすことになるからである。

この方式にはランキン、ブレイトン、スターリングの三つのサイクルがある。ランキンサイクルは液体金属を加熱して蒸気をつくり、この蒸気でタービンを動かした後コンデンサで液状にもどすものであり、ブレイトンサイクルは稀ガスを加熱してタービンをまわす方式で、スターリングサイクルはブレイトンと似ているが、往復エンジンを駆動さす点で異なっている。最近スターリングサイクルで変換効率 40% のものが作られた⁴⁾。

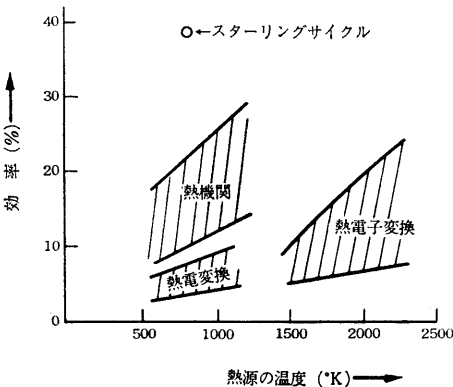


図 6 変換方式の効率

以上 3 種の変換装置の使用温度範囲と変換効率を図示すると、図 6 のようになる。

4. 出力の平坦化と電圧変換

アイソトープ発電器の使用期間と比べて半減期が長い場合には、放射性壊変による熱出力の変化が少ないので出力を平坦化する手段はいらない。しかし半減期が短い場合には平坦化を考慮しなければならない。

出力を平坦化する方法としていくつかの試みがなされてきたが、SNAP-1A や SNAP-11 には、はじめ熱出力の一部を放散させておき、時間とともに放熱量を機械的に少なくしていく方式が採用された。このほか、たとえば、発電器内の充てんガスをピンホールから徐々にリークさせて熱抵抗を次第に大きくしていく方式とか、熱電素子のいくつかを始め電氣的にショートしておくとか、放熱板へ熱を導く伝熱体の一部を時間とともに蒸発させるなどが考えられてきた。

またアイソトープ発電器の出力電圧は普通数 V 以下である。したがって所要の負荷電圧を得るためには、直流変換装置が必要となる。変換回路としてはトランジスタを使用した簡単な回路で変換効率約 90% のものが使用されている。

5. 安 全 性

大量のアイソトープを使用するので安全性に対する検討が特に重要となる。まず放射性熱源を完全に密封することが大切で、普通は 2 重または 3 重に封じられる。密封容器としては、ハステロイ C、モリブデン、チタン、インコネル X、ステンレス 304、ヘイネス 25、ニッケルなどが用いられている。

α 放射体を密封する場合は、壊変に伴って He ガスが生成するので、あらかじめ 1:1 程度の空隙を設けておくことが大切である。

放射線のしゃへいは、熱電気変換器の外側に設けるか内側に設けるかによって、発電器の総重量に大きな影響を及ぼすし、また使用目的いかんによっては、ある程度簡単にすますことも可能である。しゃへい材としては、減損ウラン、タングステン、鉛、鉄などが用いられる。たとえば、熱出力 100W の ⁹⁰Sr を鉛厚 15cm でしゃへいすれば、1m 離れた地点における線量率が 10 mr/hr となる。

つぎにアイソトープを発電器に装着し運搬して所要の場所に設置するのであるが、この場合の漏えい線量率が法規に定められた値以下であれば問題ない。ただ最悪の事故を想定しても、アイソトープが散らばらないように十分に密封されていることが大切であろう。

地上用の発電器の場合は寿命がくれば回収することもできるが、宇宙用では回収できない場合が多い。さらに

打ち上げ時の事故や、人工衛星が大気圏内に再突入する場合なども考慮しなければならない。

すでに打ち上げられたアイソトープ発電器の場合、大気圏内に再突入するとき完全に燃焼し切り、かつできるだけ広く散らばるように、ミクロンの大きさの粉末状アイソトープを用いている。推算によれば、10万キュリーの⁹⁰Sr (SrTiO₃ 状粉末) は、燃え切ってから 100 日後に、地上における空気中の濃度が約 10⁻¹⁵ μCi/c. c. となる。この濃度は⁹⁰Sr の空中許容濃度の 10 万分の 1 である。しかしこのようにして大気圏を汚染させることは好ましいことではないので、現在は地上にそのまま降下する方式をとっている。

6. 用 途

アイソトープ発電器は人工衛星の電源として開発されてきたものであり、米国では人工衛星の電源のほか、月面探査装置の電源としても使用する計画を進めている。宇宙空間では、太陽電池と競合する電源であり、日照時以外でも動作することおよび放射線損傷が小さい点で有利とされている。

地上用としては、自動気象観測所、通信ケーブル中継器、航空機ビーコン、地震計、時計、電蝕防止などの電源として使用されるほか、医学方面ではペースメーカとしての利用が検討されている。また海水中では音響ビーコンのほか、暗礁や航路標示用の電源として用いられている。

表 3 各種電源装置の動作特性

型 式	効 率 (%)	出 力 (W/ポンド)	保守巡回間隔 (時間)
航空機エンジン(ピストン)	30	1000	50
” (ジェット)	20	2000	50
自動車エンジン	15	1000	30
燃料電池	20~60	4~8	200
太陽電池	8	1~1.5	?
アイソトープ発電器	5	1~1.5	2500
プロパン-熱電素子	2	0.3~0.5	?

英国で検討されたアイソトープ発電器以外の電源装置の単位重量あたりの電気出力および、必要な保守間隔の一覧表によれば、表 3 のようにアイソトープ発電器がきわめて有利であることが明らかである。しかしわが国において実用化がなかなか進展しないのは、製造費用がかなり高価になることによるものと考えられる。

7. 経 済 性

すでに述べたように、発電器の費用の 1/2 以上がアイソトープとその密封のための経費で占められる。たとえば 3 年前の発表によると、電気出力 25W の発電器の場合、²³⁸Pu/g あたり 450 ドルで、アイソトープの全費用が 41 万ドルに達し、宇宙への打ち上げ費用もふくめた

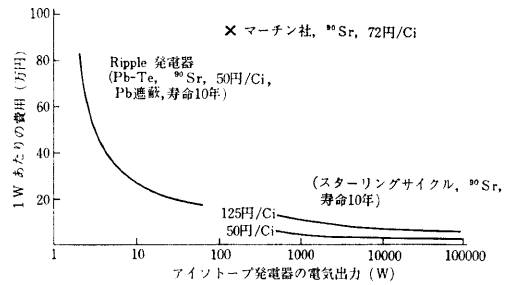


図 7 アイソトープ発電器のコスト

全経費が 54 万ドルであった。

1.5 ドル/Ci の⁹⁰Sr を用いた場合でも、アイソトープの経費が 13 万ドル、打ち上げ費用が 12.5 万ドルで、全経費は 29 万ドルであった。電気出力を 150W に増やすと、²³⁸Pu では約 9 割、⁹⁰Sr でも約 6 割がアイソトープ経費となる。

英国の資料によると、図 7 に示すように、アイソトープ発電器の所要経費はかなり安価となり、50 円/Ci の⁹⁰Sr を用いて寿命 10 年、Pb-Te 素子使用の 10 W の発電器を作る場合、所要経費は概算 220 万円となる。

わが国では輸入アイソトープを使用せざるを得ないので、さらに一層発電器の価格が高つく。したがって国内に必要なアイソトープを製造する計画をとりあげるとともに、大量のアイソトープを完全密封する技術を習得して国内でアイソトープの封入作業を実施することも考慮する必要がある。こうしてできるだけアイソトープの経費を節約すれば、数 W の発電器を 1 台 200 万円以下で製造できる日が、遠からず到来するものと期待されている。

8. む す び

以上、アイソトープ発電器について、その概要を述べてきた。すでにわが国においても 1 号機が始動しておりそれほど問題がないように感じられるが、なお細かい点について技術的に解決しなければならない事項が多々あり、今後の研究が期待されている。

(1968 年 12 月 2 日受理)

文 献

- 1) H.G.J. Moseley, et al.; Proc. Royal Soc. of London, A, **88**, 471 (1913)
- 2) K.C. Jordan, et al.; MLM-984 (1954)
- 3) USAEC; WASH No. 1095 (May. 1968)
- 4) ENEA Symposium; Proc. of Industrial Applications for Isotopic Power Generators, p. 517 (1967)