

RIを中心とした原子力による極限環境
エネルギー供給システムの検討

1993年10月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

RIを中心とした原子力による極限環境

エネルギー供給システムの検討

野村紀男¹⁾ 羽賀一男²⁾ 大坪 章³⁾

要 旨

可搬型炉研究の一環として、月面あるいは宇宙空間で活動を行うためのエネルギー供給源の概念検討を行っている。本報告書では、R I 熱発電器を中心に極限環境におけるエネルギー供給手段の検討結果をまとめた。

まず、現在開発されているR I 熱発電器について原理、構造、利用状況について調査し、小規模エネルギー供給源としての可能性を示した。また、熱源であるR I の製造方法について検討し、国内での生産が可能であることを明らかにした。

次に、月での原子力エネルギー供給を地球に極力依存しないものとするための、資源の探査方法及びプーザー同位体分離を用いた濃縮、再処理及び群分離を一貫して行う核燃料サイクルの概念を示した。この他、これまでに進めてきた宇宙用原子動力システムの熱源を太陽エネルギーに変えた太陽熱集光型ランキンサイクルシステム（ソーラレイシステム）の概念を検討し、技術の適用性を明らかにした。

最後に、宇宙線をエネルギー源とした静電発電システムの概念及びこのシステムを応用した宇宙線の遮蔽対策を示した。

1) 大洗工学センター 安全管理部 放射線管理課

2) 大洗工学センター 技術開発部

3) 大洗工学センター 技術開発部 先進技術開発室

A Study of Nuclear Energy Supply System in Extremely Severe Surroundings
Mainly Using Radioisotope

Norio NOMURA¹⁾ , Kazuo HAGA²⁾ , Akira OTSUBO³⁾

ABSTRACT

Within a framework of transportable reactor study, a conceptual design study of power source has been performed for lunar base or space stations. Energy supply systems using Radioisotope fueled Thermoelectric Generators(RTGs) for extremely severe surroundings are introduced in this paper.

At first, potential of RTGs for small-scale energy supply unit was researched from the point of theory, system structure, and performance. Also the manufacturing processes of radioisotopes to be used in RTGs were investigated.

Secondly in order to make the nuclear energy system on the moon independent of the earth as much as possible, we proposed concepts of an investigation and mining method for uranium ore and continuous operation for nuclear fuel cycle which uses laser technology to reprocessing and group separation of elements as well as enrichment of uranium.

Thirdly a Rankine cycle system sourced solar energy (Solar Ray System) was introduced. The power generating equipments of the system is the same as those of transportable reactor.

Lastly we showed a concept of electrostatic power system sourced cosmic rays and a shielding method from cosmic rays.

-
- 1) Radiation Control Section, Health and Safety Division,
Oarai Engineering Center, PNC
 - 2) Technology Development Division, Oarai Engineering Center, PNC
 - 3) Frontier Technology Development Section, Technology Development Division,
Oarai Engineering Center, PNC

目 次

第1章	はじめに	1
第2章	放射性同位元素を利用した熱発電器	3
2.1	地上用RTG熱発電器	4
2.2	宇宙用RI熱発電器	4
2.3	原子炉熱発電器	7
2.3.1	直接発電方式	7
2.3.2	間接発電方式	8
第3章	熱発電の原理と理論	21
3.1	熱発電の基礎理論	21
3.1.1	熱発電のエネルギー収支	21
3.1.2	熱発電素子の特性	22
3.2	性能指数	26
3.2.1	熱電素子の性能指数	26
3.2.2	熱電材料の性能指数	26
3.2.3	熱電特性値の温度変化の考慮	28
第4章	エネルギー源として利用されるRI	35
4.1	熱源としてのRI	35
4.2	熱源の製造方法	37
4.2.1	^{90}Sr に関する製造方法	37
4.2.2	高レベル廃棄物に関する製造方法	38
4.2.3	^{238}Pu に関する製造方法	39
第5章	月面で利用できるエネルギー源の検討	42
5.1	月面における核燃料物質の精製	42
5.1.1	月に存在する核燃料物質	42
5.1.2	使用済燃料内の核燃料物質の利用	42
5.1.3	月面上での核燃料サイクルの検討	42

5.2	月面におけるR Iの精製	47
5.2.1	月に存在するR I	47
5.2.2	使用済燃料内のR Iの利用	47
5.2.3	ヘリウムの利用	47
5.3	その他のエネルギー源	48
5.3.1	太陽光の利用	48
5.3.2	宇宙線の利用	50
第6章	考 察	57
第7章	おわりに	59
参考文献		60

表 一 覧

Table 2.1 表 2.1	Characteristics of a series of SNAP-7	5
	S N A P - 7 型熱発電機の特性	
Table 2.2 表 2.2	Characteristics of β -type RTG	6
	β 型R I 熱発電機の特性	
Table 2.3 表 2.3	Characteristics of SNAP-3	9
	S N A P - 3 型熱発電機の特性	
Table 2.4 表 2.4	Radioisotope generator developed for space electric power by U. S.	10
	宇宙用電源として米国で打ち上げられた熱発電機	
Table 2.5 表 2.5	Characteristics of ROMASHKA	11
	原子炉熱発電機「ロマシュカ」の特性	
Table 2.6 表 2.6	Characteristics of SNAP-10A	12
	原子炉熱発電機 S N A P - 1 0 A 型の特性	
Table 4.1 表 4.1	Characteristics of high potential RI including spent fuel	37
	使用済燃料中の有用性の大きい放射性核種の特性	
Table 4.2 表 4.2	Characteristics of MEP	38
	高レベルガラス固化体の仕様	

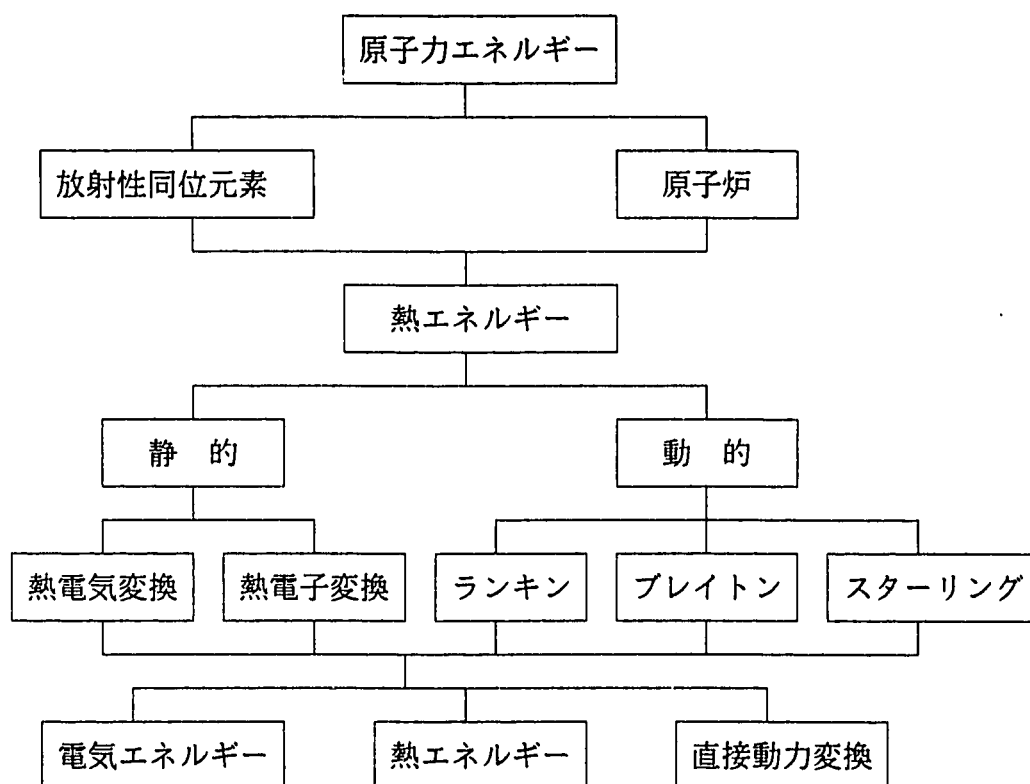
図 一 覧

Fig. 1.1 図 1.1	Classification of nuclear Energy	1
	原子力エネルギーの分類	
Fig. 2.1 図 2.1	Concept of power system used thermoelectric elements	13
	R I による発電原理	
Fig. 2.2 図 2.2	RTG sourced ^{90}Sr	14
	^{90}Sr を熱源とする発電機	
Fig. 2.3 図 2.3	Principle feature of VOYAGER's MHD	15
	惑星探査機ボイジャーの電源部断面図	
Fig. 2.4 図 2.4	General Purpose Heat Source(GPHS) (a) Unit parts, (b) Thermoelectric exchanger	16
	多目的宇宙用熱発電ユニット(a)と熱電変換部中央断面(b)	
Fig. 2.5 図 2.5	Multicouple thermoelectric converter	17
	積層モジュールの組み方	
Fig. 2.6 図 2.6	RTG assembled GPHS	18
	木星探査機ガリレオの電源に使用した 2 8 2 W 熱発電機	

Fig. 2.7	ROMASHKA system	19
図 2.7	原子炉熱発電器「ロマシュカ」の外観(a)と構造(b)	
Fig. 2.8	SNAP-10A system	20
図 2.8	原子炉熱発電器 S N A P - 1 0 の概要	
Fig. 3.1	Energy flow of thermoelectric system	29
図 3.1	熱発電装置のエネルギー収支	
Fig. 3.2	Energy balance of current generated thermoelectric elements	30
図 3.2	熱発電素子の電流によるエネルギー収支の関係	
Fig. 3.3	Electric power generated current and thermal potential of thermoelectric elements	31
図 3.3	熱発電素子の電流と接合部温度差に対する発電出力	
Fig. 3.4	Relation between maximum conversion factor and thermal potential by performance index of thermoelectric elements	32
図 3.4	熱発電素子の性能指数による接合部温度差と最大変換効率の関係	
Fig. 3.5	Performance index of p-type thermoelectric material	33
図 3.5	p 型熱電材料の性能指数	
Fig. 3.6	Performance index of n-type thermoelectric material	34
図 3.6	n 型熱電材料の性能指数	
Fig. 4.1	Primary isotopic reaction path of ^{238}Pu	39
図 4.1	^{238}Pu の生成図式	
Fig. 4.2	Manufacturing process of ^{238}Pu	40
図 4.2	^{238}Pu の製造工程	
Fig. 5.1	Concept of AVLIS process	51
図 5.1	原子法ウラン濃縮システム概念図	
Fig. 5.2	Concept of MLIS process	52
図 5.2	分子法ウラン濃縮システム概念図	
Fig. 5.3	Laser isotope separation process	47
図 5.3	レーザー同位体分離設備概念フロー図	
Fig. 5.4	Solar ray system	49
図 5.4	ソーラレイシステム概念図	
Fig. 5.5	Electric power satellite used solar ray system	53
図 5.5	ソーラレイシステム発電衛星想像図	
Fig. 5.6	solar ray system	54
図 5.6	ソーラレイシステム月面発電想像図	
Fig. 5.7	Shielding Method of cosmic ray using electric grid	55
図 5.7	捕集板を利用した宇宙線防護概念	
Fig. 5.8	Shielding Method of cosmic ray using magnetic force	56
図 5.8	磁気を利用した宇宙線防護概念	

第1章 はじめに

宇宙空間や惑星上で観測や探査活動を続ける場合、エネルギーの長期または恒久的な安定供給が必要とされるが、このような極限環境でも、原子力は大量のエネルギーを長期に亘り安定供給できるエネルギー源の一つであり、宇宙におけるエネルギー供給源として、原子力の利用方法について各国で技術的な議論が進められているところである。この原子力エネルギーは、取り出し方法や利用方法によって次のように分類できる⁽¹⁾。

Fig. 1.1 Classification of nuclear Energy⁽¹⁾図1.1 原子力エネルギーの分類⁽¹⁾

動燃では、今まで蓄積した原子力技術の利点を活かし、月面で代表される惑星上や宇宙空間（以下月面等とする）での長期に亘る活動に必要なエネルギーを供給するための原子力プラントの検討をフロンティア研究として進めてきている^{(2) - (6)}。これらのプラントは、エネルギーコストバランスから見ても、太陽光が常時得られない場合や月面等に数名以上の作業者が常駐して実験や作業を行う場合あるいはそれ以上のエネルギーを必要とする場合に有効である⁽⁶⁾。

短期間だけの小規模エネルギーで活動可能な範囲であれば、太陽エネルギーの利用（太陽電池）や地上からエネルギー源（酸素及び水素）を運ぶことによって実現できる。しかし、長期に亘る活動や太陽光が乏しい場合、これらの手段では必要なエネルギー需要を賄うことは困難である。

そこで、数百W程度の電力を発生し、長期に亘る活動や太陽光が乏しくても長期または恒久的に安定したエネルギーを供給できる放射性同位元素熱発電器について原理及び開発の現状を調査し、国内での製造の可能性について検討した。

また、月での原子力エネルギー供給を地球に極力依存しないものとするための、資源の探査方法及びレーザー同位体分離を用いた濃縮、再処理及び群分離を一貫して行う核燃料サイクルの概念を示した。この他、これまでに進めてきた宇宙用原子動力システムの熱源を太陽エネルギーに変えた太陽熱集光型ランキンサイクルシステム（ソーラレイシステム）の概念を検討し、技術の適用性を明らかにした。

最後に、宇宙線をエネルギー源とした静電発電システムの概念及びこのシステムを応用した宇宙線の遮蔽対策を示した。

第 2 章 放射性同位元素を利用した熱発電器

放射性同位元素（以下 R I）の崩壊エネルギーを利用した発電原理⁽⁸⁾は、①直接利用、②核 2 次効果利用、③核 2 次効果と光電効果利用、④熱利用に分けることができる。

① 直接利用

電場の力に逆らって R I の荷電粒子（ α 線及び β 線）により行われた仕事として、直接電気エネルギーを発生する。この装置では、真空ギャップあるいは電氣的絶縁体を介して同心円または平行な 2 つの電極が設けられ、一方の電極は R I 放射体でもう一方は金属コレクターである。R I から放射された β 線（電子）はコレクターに集まり放射体として負に帯電する。両極間の最大電位差は、荷電粒子のエネルギー以内で通常数 k V となり、電位の強さは R I 放射能の強度に比例する。

② 核 2 次効果利用

R I から放射された荷電粒子及び γ 線を半導体に照射すると電子-正孔対が分離してキャリア電流が流れる。この効果は太陽電池の光による発電と類似している。

③ 核 2 次効果と光電効果利用

R I から放射された荷電粒子及び γ 線によって発光物質を発光させ、この光によって太陽電池を動かす⁽⁹⁾。

④ 熱利用

本節で解説する R I 熱発電器がこの方法である。

①～③は、核電池と呼ばれ、現在極めて低い出力レベル（数 μ W～数 m W）であるために、その利用は限られているが、I C 回路の電力の供給、スタンダード電流源、時計の電源、線量計の電荷などに利用されている。（例えば、③を利用した機器では心臓ペースメーカー用電源として人体に埋め込まれている⁽⁹⁾。）

比較的大きな電力を発生できる利用方法は④の熱利用であり、以下 R I の熱発電について述べる。図 2. 1 に示すように、R I 熱発電器〔R T G (Radioisotope Fueled Thermoelectric Generator)〕の原理^{(10) - (12)}は、熱源としての R I と熱電変換材料の組み合わせである。従って、R T G は、可動部分が無く R T G からの放射線が放出している間は放置状態で長い年月に亘って電力を供給し続ける。この R T G に利用できる R I は半減期

が1～300年程度で、単位重量当たりの熱出力は200W/kg以上であるとともに、これらのR Iは化学的に安定した化合物を作ることが必要である。このR Iの中で α 線のみを放出するものは飛程が短く遮蔽を必要としないので軽量化でき宇宙用RTGに利用されている。一方、 β 線は制動放射によって γ 線を伴うので遮蔽が必要なため重くなってしまう。従って β 線を放出するR Iは、地上用または海底用RTGとして利用されている。

2.1 地上用RTG熱発電器

図2.2は米国のSNAP(System for Nuclear Auxiliary Power:原子力補助電源)計画で開発された海底用電源の構造で、その特性を表2.1に示す⁽¹³⁾。 β 線を熱源とするRTGは、当初波の作用による海岸の砂の動きの監視、様々な深さの水の流速、方向、層の混ざり合う条件などの研究に利用され⁽¹⁴⁾、その後水中RTGが開発され、海岸気象観測等に活用された⁽¹⁵⁾。このようなRTGは、旧ソ連においても‘ベータ’シリーズとして開発された。その特性を表2.2に示す。また、現在英国では、 $\text{Bi}_2\text{Te}_3\text{-Sb}_2\text{Te}_3$ 系熱発電素子による8～48WのRTG(RIPPLE)⁽¹⁶⁾が生産され経済的に見合う用途が現れている。

2.2 宇宙用R I熱発電器

α 線によって高温熱源を得るために、初期のRTGは線源として ^{210}Po が使用された^{(13)・(16)}。このR Iは、比出力が142kW/kgと大きく少量のR Iで高温熱源を得ることができ、高効率のRTGを作ることができる。しかし、 ^{210}Po の半減期は138.3日と短いためにRTGの電力減衰が著しく2000時間後には初期出力の1/2以下となる。 ^{210}Po を用いたRTGは、宇宙用電源として役立つことを実証する実験に利用された。その後、高純度化された ^{238}Pu が製造されるようになり、 ^{238}Pu は宇宙用R Iの熱源として利用されるようになった。

最初に利用された宇宙用RTGはSNAP-3型^{(13)・(16)}で、その熱源は ^{210}Po または ^{238}Pu を厚さ0.76mmのSUS-304に封入し、円筒状超耐熱合金(HEINEL-25)中に再封入して熱ブロックとしたものである。このブロックと熱源アンプルの間には、確実に熱伝達を行うため、10atmのHeガスが満たされている^{(8)・(13)}。熱発電素

Table 2.1 Characteristics of a series of SNAP-7 ⁽¹³⁾

表2.1 SNAP-7型熱発電器の特性

特 色	シ リ ーズ No.		
	7 A, 7 C	7 B, 7 D	7 E
電 力 [W]	11.6	68	6.5
熱 出 力 [W]	256	1440	198
効 率 [%]	4.5	4.7	3.3
S r - 9 0 [キュリー]	40000	225000	31000
燃料アンプルの材料	ハステロイC ^{b)}	ハステロイC	ハステロイC
熱 電 材 料	PbTe	PbTe	PbTe
熱 発 電 素 子 数	60	120	60
高 温 接 合 温 度 [K]	783	763	683
低 温 接 合 温 度 [K]	339	333	290
熱 絶 縁 体	MIN-K1301	MIN-K1301	MIN-K1301
熱源カプセル材料	ハステロイC	ハステロイC	ハステロイC
遮 へ い 材	ウラン	ウラン	鑄 鉄
重 量 [kg]	850	2090	1020
動 作 期 間 [年]	10	10	5

a) 特性は装置の初期動作期に対応する。

b) 特殊耐熱合金

Table 2.2 Characteristics of β -type RTG ⁽¹³⁾
 表2.2 β 型R I 熱発電器の特性

特 性	ベータ 1	ベータ 2	ベータ C
電 力 [W]	5.3	7.3	12
熱出力 [W]	135	148	250
効 率 [%]	4	4.9	4.8
アイソトープ	Ce-144	Sr-90	Sr-90
燃 料	セリウム-モリブデン化合物	ストロンチウム-チタン化合物	ストロンチウム-チタン化合物
熱電材料			
n-分枝	$\text{Bi}_2\text{Te}_3\text{-Bi}_2\text{Se}_3$	$\text{Bi}_2\text{Te}_3\text{-Bi}_2\text{Se}_3$	$\text{Bi}_2\text{Te}_3\text{-Bi}_2\text{Se}_3$
p-分枝	$\text{Bi}_2\text{Te}_3\text{-Sb}_2\text{Te}_3$	$\text{Bi}_2\text{Te}_3\text{-Sb}_2\text{Te}_3$	$\text{Bi}_2\text{Te}_3\text{-Sb}_2\text{Te}_3$
高温接合温度 [K]	453	523	523
低温接合温度 [K]	300	293	293
放射能 [キューリー]	17500	22000	31000
ジェネレーター重量(無保護) [kg]	400	150	120
エネルギー量 [kWh]	25	90	—
動作期間 [年]	1	10	10
始動年	1963	1964	1967

子はp形としてNaを，n形としてIを添付したPbTeで構成され，27対の熱発電素子が熱ブロックの周囲に配置された。SNAP-3型の外観はほぼ球状で，この改良型（SNAP-3B7型）は1961年6月にTRANSIT衛星に取り付けて打ち上げられた。

SNAP-3型RTGシリーズの特性を表2.3に示す。また，現在までに宇宙用電源として米国で利用されたRI^{(15)・(17)}を表2.4に示す。

宇宙用RTGの様々な利用形態に適応する熱源が開発され，ボイジャー用電源のモジュールの高温接合温度は，従来のものより100K高くすることができるようになった（図2.3参照）。この熱源は，イリジウムで包んだ熱出力62.5Wのプルトニウム酸化物（ $^{238}\text{PuO}_2$ ）ペレット2個を円筒状カーボン複合材に収納したもので，多目的熱源GPHS（General purpose Heat Source）といわれている^{(17)・(18)}。図2.4は，GPHSを2本モジュール化した熱源の側面にGa添付したSi-Ge合金の積層モジュール（図2.5）を8モジュール配置した熱電変換部(a)と熱発電器ユニットの中央断面(b)である。この発電器は木星探査機ガリレオ以降の惑星探査機用に設計され，探査機に必要な電源に応じて熱発電器ユニットを何段も積み重ねて利用する多目的発電器ユニットである（図2.6）。

この他に， $^{238}\text{PuO}_2$ を熱源とする地上用RTGとして数W以下の小型発電器が開発されている^{(9)・(15)・(19) - (21)}。この中で， $^{238}\text{PuO}_2$ 150～180mgの熱源とBi-Te系熱発電モジュールを用いた小型発電器では0.2～0.4Wの出力（寿命10年）が得られ心臓のペースメーカーとして利用されている。

2.3 原子炉熱発電器

原子炉を熱源とする発電器（原子炉電池）は宇宙用出力電源として開発された装置で，原子炉そのものをRI熱源と同様に使用する直接発電方式と原子炉の熱エネルギーをヒートパイプや液体金属を用いて原子炉外へ導いて利用する間接発電方式とがある。

2.3.1 直接発電方式

図2.7は，旧ソ連で開発された宇宙用電源「ロマシュカ」⁽²²⁾の外観(a)と構造(b)で，円筒状モジュールの高温接合部は原子炉の側面反射壁外面に接触し，低温接合部は放

熱フィンによって冷却される。このモジュールは4ブロックに区分されていて、直列と並列結線は自動スイッチで切り換えることができる。熱電変換器材料はSi-Geで、表2.5に見られるように放熱フィンの温度を高くし、フィンの放熱効果を高めているという特徴がある。

2.3.2 間接発電方式

図2.8は、米国で実験軌道に打ち上げられたSNAP-10型原子炉の構成と熱発電変換部構造で、原子炉の熱は、低融点液体金属であるNaKによって炉外に取り出される^{(23)・(24)}。液体金属の輸送は電磁ポンプで行い、原子炉から805Kを取り出して熱変換部入口温度に803Kを与え、その出口温度745Kの液体金属を原子炉へ戻す。熱変換部の低温接合は原子炉下部の円錐表面の自然放熱で冷却される。SNAP-10A型の特性を表2.6に示す。米国^{(25)・(26)}と旧ソ連⁽⁸⁾では、この他にヒートパイプを用いた高出力原子炉熱発電器も開発されており、旧ソ連では、電気出力数百kW、総合効率6%の熱発電器の開発構想もあった。

しかしながら、原子炉から発生するエネルギーを高効率で利用するには、熱発電素子による発電よりも発生した熱をいったん動力に変え、そのエネルギーで発電器を回し電氣的エネルギーに変えるブレイトンサイクルやランキンサイクルといった変換方式が適しており^{(27) - (31)}、熱発電素子による発電は、その余熱や補助系に設けて非常用電源として利用する方式が考えられている⁽⁶⁾。

Table 2.3 Characteristics of SNAP-3 ⁽¹³⁾
 表2.3 SNAP-3型熱発電器の特性

特 性	R T G の タイ プ				
	3 B 1	3 B 2	3 B 4	3 B 7	3 B 8
最大出力 [W]	2.4	2.5	4.0	2.7	2.7
熱出力 [W]	48	55.6	69.4	52	52
効 率 [%]	5	4.5	5.75	5.2	5.2
燃 料	Po-210	Po-210	Po-210	Po-238	Po-238
放射能 [キューリー]	1495	1738	2177	1600	1600
熱電材料	PbTe	PbTe	PbTe	PbTe	PbTe
高温接合温度 [K]	382	—	—	—	—
低温接合温度 [K]	80	—	—	—	—
熱発電素子数	54	54	54	54	54
絶縁体材料	MIN-K	MIN-K	MIN-K	MIN-K	MIN-K
本体材料	しんちゅう	銅	銅	銅	銅
出力電圧 [V]	3.5	3.5	3.5	3.5	3.5
ジェネレータ重量 [kg]	2.3	1.8	1.8	2.1	2.1
製造価格 [ドル]	15000	—	—	4800	4800

Table 2.4 Radioisotope generator developed
for space electric power by U. S. ⁽¹⁵⁾
表2.4 宇宙用電源として米国で打ち上げられた熱発電器

打上げ順序	発電器型名	ミッション名	打上げ年月	出力 [W]	経 過
ラジオアイソトープ熱発電器					
1	SNAP3	Transit4-A	6/61	2.7	軌道に乗る
2	SNAP3	Transit4-B	11/61	2.7	"
3	SNAP9A	Transit5-BN-1	9/63	26.8	"
4	SNAP9A	Transit5-BN-2	12/63	26.8	打上げ失敗, 焼失
5	SNAP9A	Transit5-BN-3	4/64	26.8	打上げ失敗, 熱源回収
6	SNAP19	Nimbus B-1	5/68	28.1	軌道に乗る
7	SNAP19	Nimbus III	4/69	28.1	月面に着陸
8	SNAP27	Appolo-12	11/69	73.6	月面着陸失敗, 熱源は南太平洋に落下
9	SNAP27	Appolo-13	4/70	73.6	月面に着陸
10	SNAP27	Appolo-14	1/71	73.6	"
11	SNAP27	Appolo-15	7/71	73.6	"
12	SNAP27	Appolo-16	4/72	73.6	木星を探索する
13	SNAP19	Pioneer F/10	3/72	40.7	軌道に乗る
14	RTG	Transit	9/72	35.6	月面に着陸
15	SNAP27	Appolo-17	12/72	73.6	木星と土星を探索する
16	SNAP19	Pioneer-G/11	4/73	40.7	火星に着陸
17	SNAP19	Viking-1	8/75	42.7	"
18	SNAP19	Viking-2	9/75	42.7	軌道に折る
19	MHW ^{a)}	LES8/9	3/76	158	木星と土星を探索する
20	MHW	Voyager I	8/77	155	木星, 土星を探索し, 天
21	MHW	Voyager II	9/77	155	王星と海王星に飛行中 ^{b)}
原子炉熱発電器 (1回のみ打上げ)					
22	SNAP10A	SNAPSHOT	4/3/65	500	軌道に乗る

a) 発電器名にラジオアイソトープ熱源の名称 (Multi-Hundred-Watt) の略字を使っている。

b) 現在, 天王星を観測 (1986年1月) し, 海王星に飛行中。

Table 2.5 Characteristics of ROMASHKA ⁽²²⁾
 表2.5 原子炉熱発電器「ロマシュカ」の特性

電気出力	[kW]	0.5~0.8
熱出力	[kW]	40
反射体 (Be+C) 最高温度	[K]	1473
反射体外壁最高温度	[K]	1253
放熱フィン平均温度	[K]	823
UC ₂ 燃料最高温度	[K]	2174
U-238の使用量	[kg]	49
原子炉漏洩中性子	[n/m ² S]	3×10^{16}
総合効率	[%]	1.25~2

Table 2.6 Characteristics of SNAP-10A ⁽²⁵⁾
 表2.6 原子炉熱発電器SNAP-10A型の特性

電気出力 [W]	500~540
熱出力 [W]	34
総合効率 [%]	1.47~1.63
燃料 U-235 [kg]	4.3
熱輸送体	NaK-78
平均熱源温度 [K]	775
平均放射体温度 [K]	588
熱発電素子数	1440
価格 [ドル/W]	2000
重量 [kg]	432

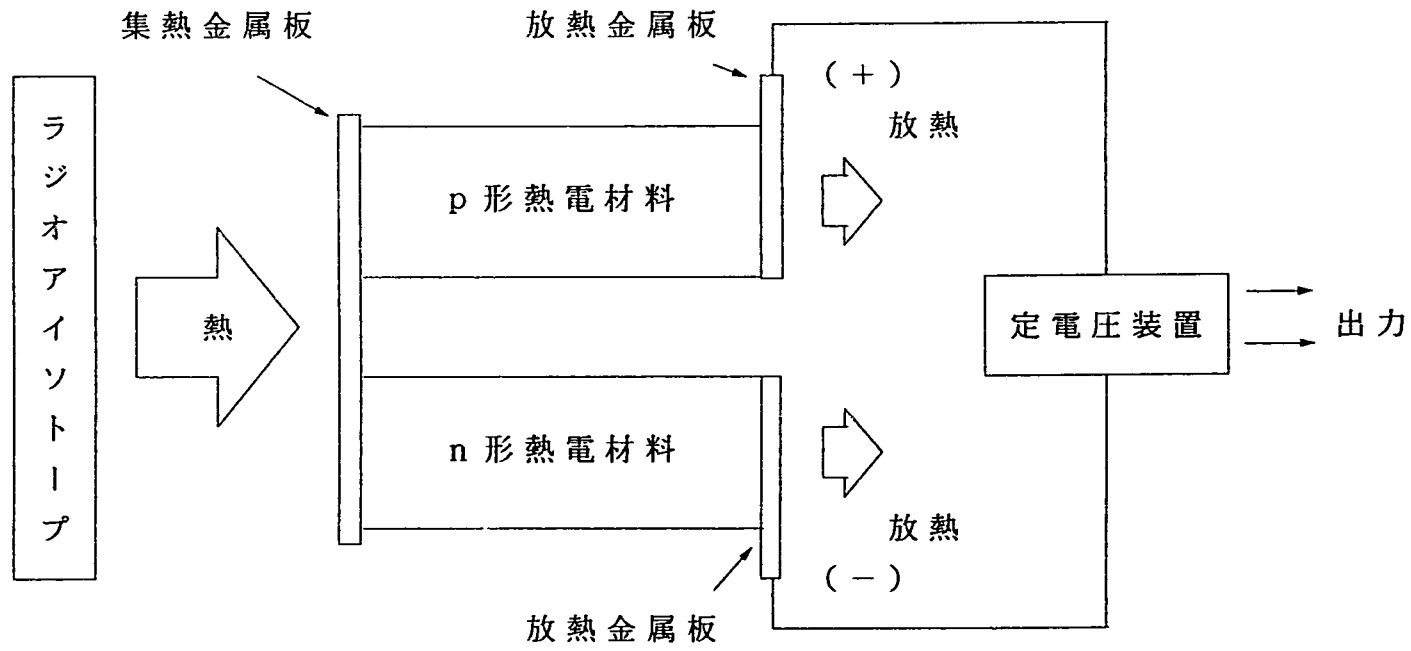


Fig. 2.1 Concept of power system used thermoelectric elements ⁽¹⁸⁾

図2.1 RIによる発電原理

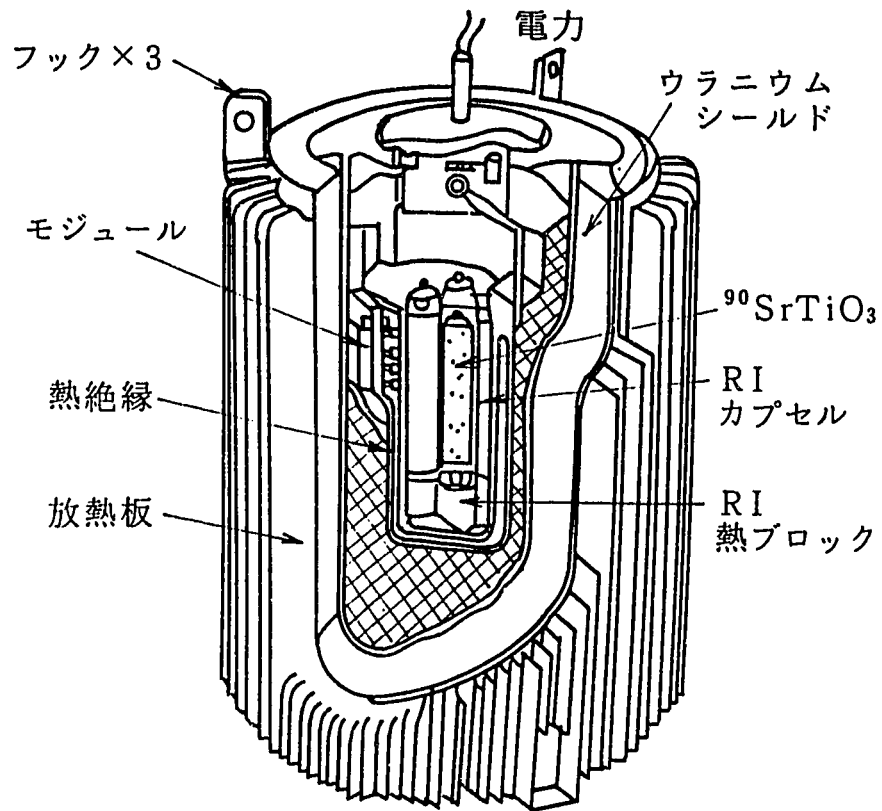


Fig. 2.2 RTG sourced ^{90}Sr (13)
図2.2 ^{90}Sr を熱源とする発電器

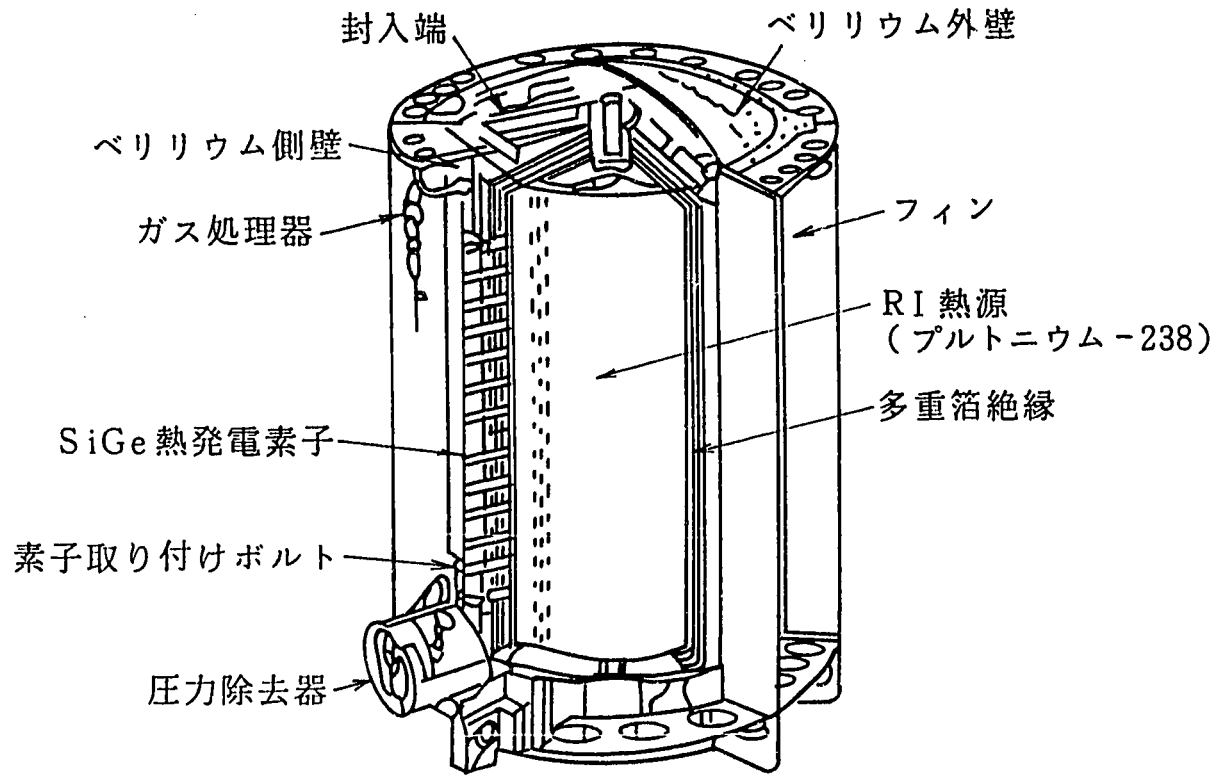


Fig. 2.3 Principle feature of VOYAGER's MHD ⁽¹⁷⁾

図2.3 惑星探査機ボイジャーの電源部断面図

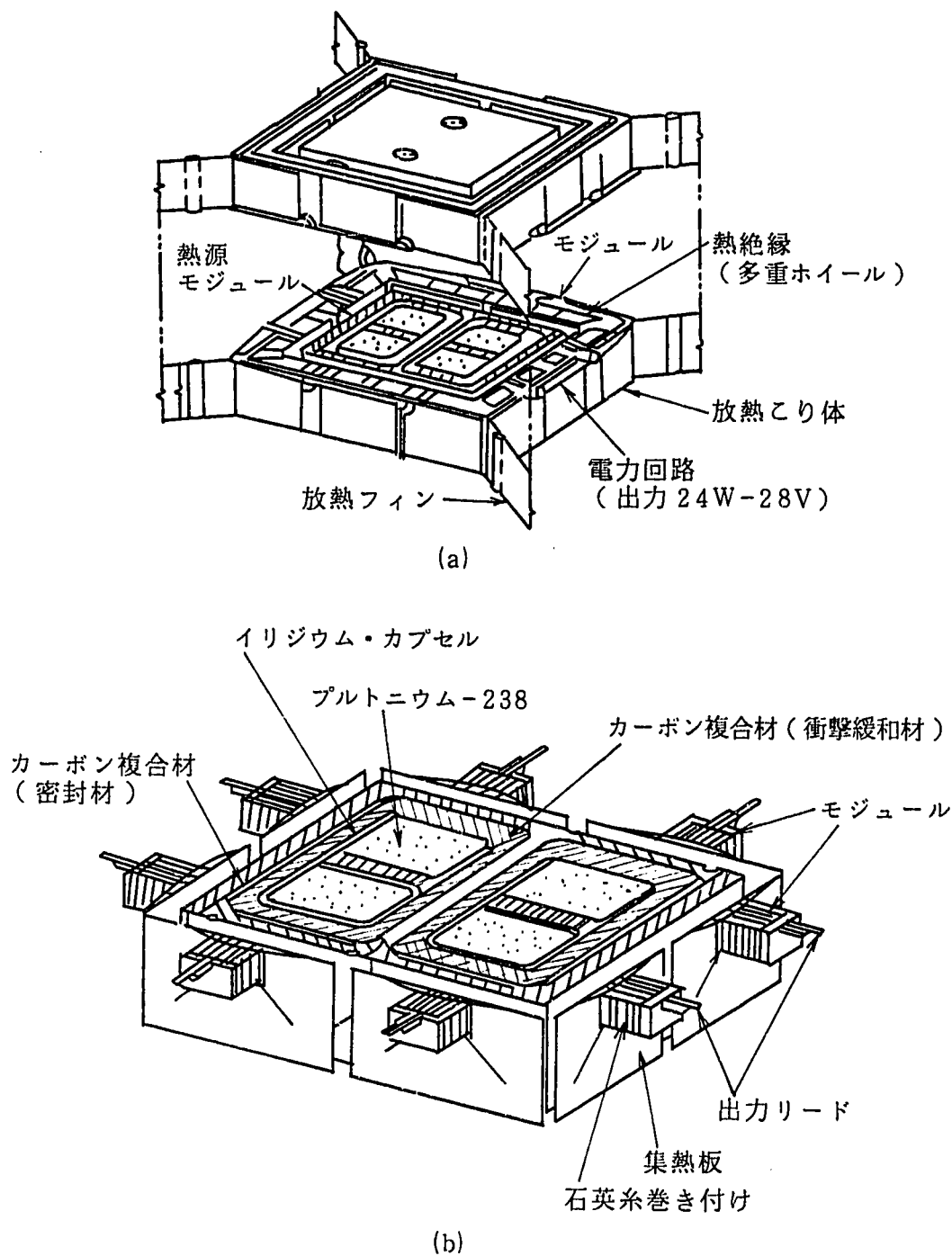


Fig. 2.4 General Purpose Heat Source(GPHS)

(a) Unit parts, (b) Thermoelectric exchanger ⁽¹⁹⁾

図2.4 多目的宇宙用熱発電ユニット(a)と熱電変換部中央断面(b)

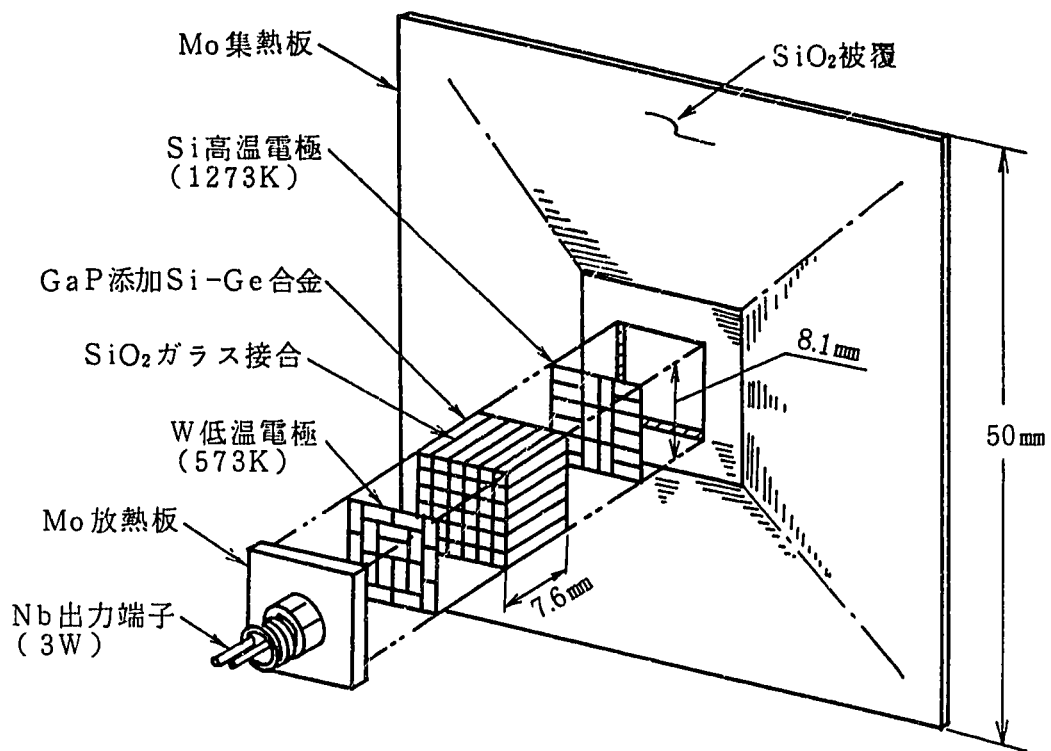


Fig. 2.5 Multicouple thermoelectric converter ⁽¹⁷⁾
 図2.5 積層モジュールの組み方

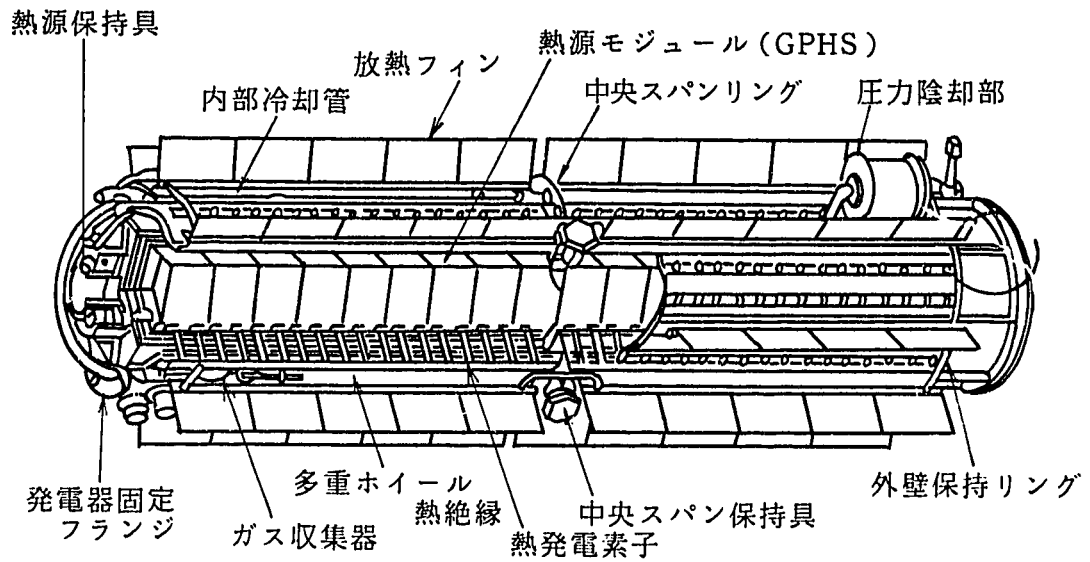


Fig. 2.6 RTG assembled GPHS ⁽¹⁹⁾
 図2.6 木星探査機ガリレオの電源に使用した282W熱発電器

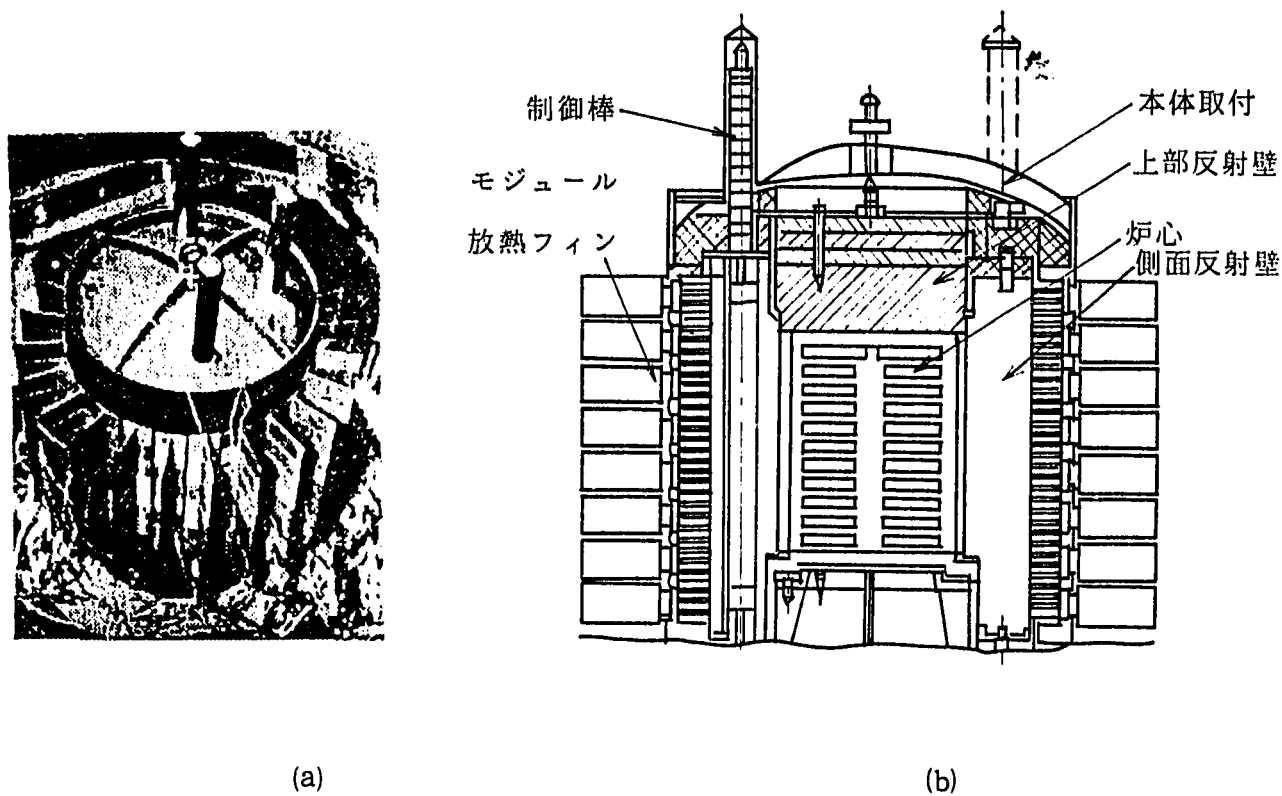
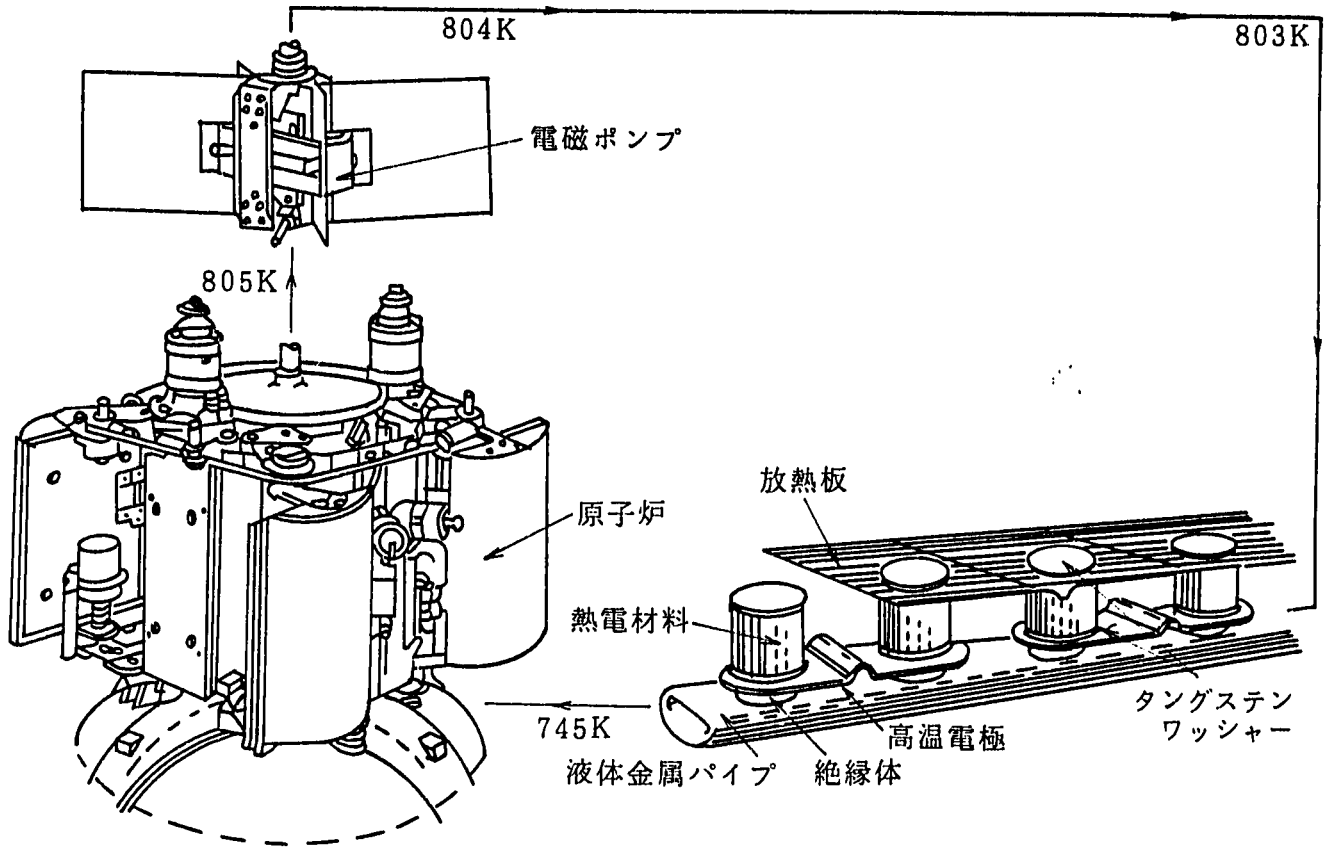
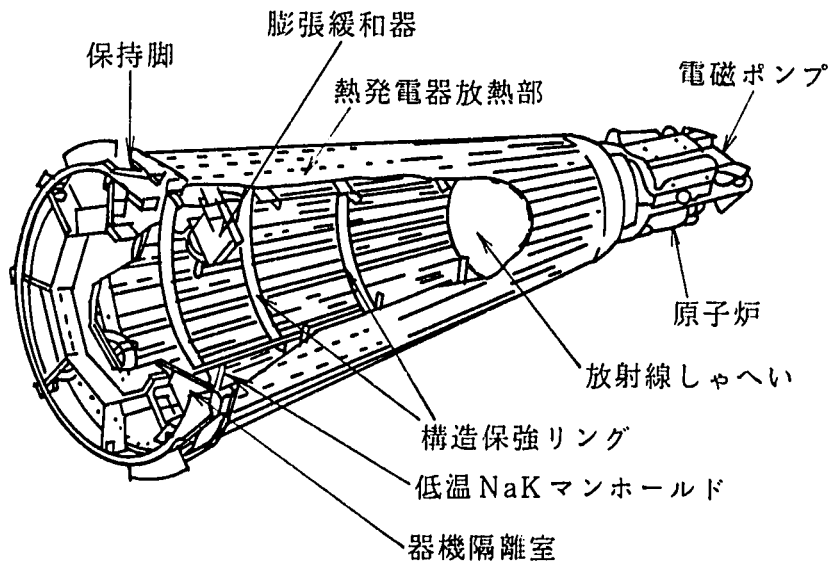


Fig. 2.7 ROMASHKA system ⁽²²⁾
図2.7 原子炉熱発電器「ロマシュカ」の外観(a)と構造(b)



(a) 原子炉熱発電器 SNAP-10 の構成



(b) 発電部

Fig. 2.8 SNAP-10A system ⁽²³⁾

図2.8 原子炉熱発電器 SNAP-10 の概要

第 3 章 熱発電の原理と理論

R I を利用した発電器は、熱エネルギーを発生する熱源 (R I) の部分とその熱エネルギーを輸送する伝熱部分及び熱エネルギーを電気エネルギーに変換する熱発電の部分からなる。本章では、R I 熱発電器の発電部分である熱発電素子すなわち熱電半導体材料の発電原理について簡単に解説する^{(32) - (38)}。

3.1 熱発電の基礎理論

図 3.1 に基本的な形状の素子を用いた熱発電装置の原理図を示す。この図の装置では、加熱媒体で加熱した高温電極から p 型及び n 型半導体を通して右側の各低温電極に伝導してきた熱を、電極に密着させた適当な放熱器によって温度 T_c の外界に放熱させる。このような構造のため、素子の左右両接合部分に温度差を生じゼーベック効果によって右側の p 型電極にプラスの電圧が n 型電極にマイナスの電圧が発生する。この両極を端子として外部負荷をつなぐと電流が流れて電気出力を取り出すことができる。このような接合対は、熱起電力のみを利用する一般の測温用金属熱電対と区別して熱発電素子 (熱電素子) という。図 3.1 では左側の p - n 接合電極が高温 $T_{h,j}$ 、熱入力 q_a 、右側の両電極が低温 $T_{c,j}$ 、放熱量が q_d となって定常状態に達し、外部負荷 R_L に一定電流 I が流れている。

3.1.1 熱発電のエネルギー収支

熱発電素子への熱入力 q_a 及び放熱量 q_d は次式で表すことができる。

$$q_a = \alpha_j T_{h,j} I - \frac{1}{2} r_j I^2 + K_j \Delta T_j \quad (1)$$

$$q_d = \alpha_j T_{c,j} I + \frac{1}{2} r_j I^2 + K_j \Delta T_j \quad (2)$$

ここで、

$$\Delta T_j = T_{h,j} - T_{c,j}$$

(1)式と(2)式の第 1 項は、異種の導体 (もしくは半導体) を流れる電流によって接合部で発生するペルチェ熱で、吸熱・発熱とも可逆的に生じる。第 2 項は、同じく電流によって p 形と n 形半導体の中で生じ、低温と高温側にそれぞれ半分ずつ配分されて

流入するジュール熱，第3項はp形とn形半導体の中を通過して高温接合部から低温接合部へ貫流する熱の伝導で，第2項と第3項はエネルギーを損失する非可逆過程である。エネルギー収支の関係を図で示すと図3.1の太い矢印のようになる。上記式の右辺各項の一般的な変化の傾向を図3.2の下段に示す。これらの式と図からわかるように熱発電はゼーベック効果だけでなく，ペルチェ効果が密接な関係を持つ。ゼーベック効果によって熱起電力が発生しても負荷抵抗をつながなければ電流が流れず，(1)式と(2)式の第1項のペルチェ効果及び第2項のジュール熱は生じない。しかし，負荷をつないで電流が流れるとペルチェ効果により高温接合部で $\alpha \cdot T_{h1} I$ の熱量が毎秒吸収され，低温接合部で $\alpha \cdot T_{c1} I$ の熱量が放出される。この結果，素子の中には差引き $\alpha \cdot (T_{h1} - T_{c1}) I = \alpha \cdot \Delta T_1 I$ の熱量が吸収されることになり，このエネルギーとジュール熱 $r \cdot I^2$ の差が電気的エネルギーとして取り出される。素子を伝導する熱量 $K \cdot \Delta T_1$ は， $\alpha \cdot \Delta T_1 I$ や $r \cdot I^2$ の値に比べると非常に大きい，これは素子の左右接合部間に温度差をつける役目を果たし，エネルギーとしては排熱として無駄にすてられる。

3.1.2 熱発電素子の特性

(1) 発電出力

熱発電素子から得られる電気エネルギー（出力） P_e は，図3.2の上段に示すように，高温電極への熱入力 q_h から低温電極の放熱量 q_c を差し引いた値でなければならないので，

$$\begin{aligned} P_e &= q_h - q_c = (\alpha \cdot \Delta T_1 - r \cdot I) I \\ &= R_L I^2 \end{aligned} \quad (3)$$

となる。この式で，

$$V_e = \alpha \cdot \Delta T_1 - r \cdot I \quad (4)$$

と置けば， V_e は閉回路の端子電圧である。この値はゼーベック効果による熱起電力 $\alpha \cdot \Delta T_1$ から熱電素子の内部抵抗 R によって生じた電圧 $r \cdot I$ を差し引いたものである。

従って， $P_e = V_e I$ は熱エネルギーから変換された電気的エネルギー，つまり電力である。外部負荷抵抗 R_L と素子の内部抵抗 r の比を，

$$\frac{R_L}{r_o} = m \quad (5)$$

とすれば、図3.1に示す電流 I は、

$$I = \frac{\alpha_o \Delta T_j}{r_o + R_L} = \frac{\alpha_o \Delta T_j}{(1+m) r_o} \quad (6)$$

である。

負荷抵抗が変わると(6)式で与えられるように電流 I が変化するため、実際の熱発電では、素子接合部で発生するペルチェ効果吸・発熱量が変わる。また、外界の高温熱源と放熱媒体の温度 T_h 、 T_c が一定であっても、それらと接合部との間に介在する熱抵抗のために、接合部の温度にも変動をきたす。しかし、ここでは計算を容易にするため、負荷抵抗による電流の変化によっても、接合部は一定値 $T_{h,j}$ 及び $T_{c,j}$ に保持する事が出来るものとする。

(2) 最大出力

熱発電素子の発電出力が最大になる条件は、

$$P_g = R_L I^2 = \frac{\alpha_o^2 \Delta T_j^2}{r_o} \frac{m}{(1+m)^2} \quad (7)$$

m で微分して 0 を代入することにより、

$$m = 1 : r_o = R_L \quad (8)$$

が求められる。このとき、端子電圧 $(V_g)_{m=1}$ 及び電流 $I_{m=1}$ は、

$$(V_g)_{m=1} = \frac{1}{2} \alpha_o \Delta T_j \quad (9)$$

$$I_{m=1} = \frac{\alpha_o \Delta T_j}{2 r_o} \quad (10)$$

となり、発電出力の最大値 $P_{g,max}$ は、

$$P_{g,max} = \frac{1}{4} \frac{\alpha_o^2 \Delta T_j^2}{r_o} = \frac{1}{4} Z K_o \Delta T_j^2 \quad (11)$$

$$Z = \frac{\alpha_o^2}{r_o K_o} \quad (12)$$

で与えられる。

(3) 熱変換効率

熱発電の変換効率 η は、発電出力 P_g と熱入力 q_o との比で与えられ、(1)式と(7)

式を用いて

$$\eta = \frac{P_e}{q_a} = \frac{\Delta T_j}{T_{h,j}} \frac{\frac{m}{1+m}}{1 + \frac{1+m}{Z T_{h,j}} - \frac{\Delta T_j}{2 T_{h,j} (1+m)}} \quad (13)$$

で表される。

熱発電は、高温熱源と低温熱源の間で働く熱機関の一種と考えれば、(13)式の右辺第1項 $\Delta T_j / T_{h,j}$ はカルノー効率 η_c に、第2項は素子内のジュール熱と熱伝導によってエネルギーを損失する非可逆過程に対応する。すなわち、変換された電力の一部は、素子の内部抵抗によるジュール熱 $r \cdot I^2$ として内部で消費され、外部抵抗 R_L に取り出される電力は全電力のうちの $m / (1+m)$ だけである。変換効率を低下させる一番の要因は、素子の高温側から低温側へ伝導によって流れる熱量 $K \cdot \Delta T_j$ である。現在、実用されている熱発電素子では、この無駄な熱量はペルチェ効果による有効な吸熱量 $\alpha \cdot \Delta T_j$ に比べて一般に大きい。(12)式の分母にある $(1+m) / (Z T_{h,j})$ は、主に熱伝導による熱損失を示す。熱発電の出力を大きく取り出したいときには、(7)式の $m=1$ の付近で、また効果的に電力を取り出すには、最大効率から得られる $m = \sqrt{1 + Z T_{h,j}} > 1$ で使用する。現在実用されている熱電半導体では、 $Z T_{h,j} = 0.6 \sim 1.5$ 程度のものである。従って、 $(1+m) / (Z T_{h,j}) = 2 \sim 3$ となり、発電に有効な吸熱量 $\alpha \cdot \Delta T_j$ の2~3倍の熱量が素子内を流れて低温側に流れていることになる。動作温度が決まれば、効率の改善は(13)式から Z の改善による他はない。電力を取り出すと、電流によって素子内で発生するジュール熱量 $r \cdot I^2$ の半分は高温側に押し戻されるので効率をわずかに向上させるが、この部分は(13)式の分母第3項の $\Delta T_j / [2 T_{h,j} (1+m)]$ に対応する。これらを総合すると(13)式の効率はカルノー効率 η_c と素子の物理的性質によって決定される非可逆的効率 ε によって、

$$\eta = \eta_c \cdot \varepsilon \quad (14)$$

のように表される。この ε は火力発電、ディーゼル発電機などの機械効率に対応する。熱発電素子から取り出しうる最大出力は $m=1$ のときで、この変換効率 $\eta_{m=1}$ は、

$$\eta_{m=1} = \frac{\Delta T_j}{T_{hj}} \frac{1}{2 + \frac{4}{Z T_{hj}} - \frac{\Delta T_j}{2 T_{hj}}} \quad (15)$$

となる。

(4) 最大変換効率

熱電変換効率が最大となる条件は、(13)式を負荷抵抗と内部抵抗の比 m で微分すると最適抵抗比

$$m_{opt} = \left(\frac{R_L}{r_e} \right)_{opt} = M = \sqrt{(1 + Z T_j)} \quad (16)$$

が求められる。この式の T_j は動作温度の平均である。最適電流 I_{opt} 及び最大変換効率 η_{max} は、

$$I_{opt} = \frac{\alpha_e \Delta T_j}{r_e (1 + M)} \quad (17)$$

$$\eta_{max} = \frac{\Delta T_j}{T_{hj}} \frac{M - 1}{M + \frac{T_{cj}}{T_{hj}}} = \eta_c \varepsilon_{max} \quad (18)$$

で与えられる。 ε_{max} は、素子の物理的性質によって決まる非可逆的過程の損失となるので一般に物理効率と呼ばれ、その値は $1/3 \sim 1/6$ 程度である。(17)式で、低接合部温度が一定で高温接合部の温度 T_{hj} が高くなると、カルノー効率 η_c が増加すると同時に、物性効率 ε_{max} の分母が減少するので最大変換効率 η_{max} は増大する。

図3.3は、熱発電素子の高温接合部温度 T_{hj} が一定に保たれている時、接合部温度差 ΔT_j と電流 I によって発電出力 P_e と熱電変換効率 η の値が変化する様子を定性的に描いたものである。実際に熱電素子を利用する場合には、高温熱源と放熱媒体の温度 T_h 、 T_c が一定であっても、システムの高温度側と低温側の熱交換部には熱抵抗があるので高、低温接合部温度が一定であるという上述の仮定は成立しなくなる。その結果、素子接合部温度差 ΔT_j が小さくなり熱発電の変換効率は低下する。

3.2 性能指数

3.2.1 熱電素子の性能指数

熱発電素子に関する最大出力 $P_{e, \max}$, 最大変換効率 η_{\max} , などの中には(12)式で示した $Z = \alpha_0^2 / (r_0 \cdot K_0)$ が含まれていて, Z が大きいほどこれらの値がいずれも大きくなり, 熱発電素子の性能が優れていることを示す。 r_0 , K_0 には材料の寸法諸元が含まれているので Z を「熱電素子」の性能指数と呼ぶ。ここで熱電素子は熱発電素子と熱電冷却素子の両方を示す。 Z の変数である α_0 , r_0 , K_0 は, 熱発電素子が接合温度 T_c ~ T_h 温度領域で動作しているときの, それぞれ平均熱電能, 電気抵抗及び熱コンダクタンスであるから, Z もこの温度領域における平均の値である。

図3.4は, 低温接合部温度 $T_h = 300\text{K}$ のとき, Z をパラメータとして熱発電素子の最大変換効率 η_{\max} と接合部温度差 ΔT との関係を示す。温度差が大きくなるほど最大変換効率が大きくなるのは, 熱機関に共通した一般的な傾向である。

3.2.2 熱電材料の性能指数

熱電素子に用いた p 形と n 形熱電半導体について熱電能率, 抵抗率及び熱伝導率の動作温度 T_c ~ T_h における平均値を, それぞれ $\alpha_p \cdot \alpha_n$, $\rho_p \cdot \rho_n$, $\kappa_p \cdot \kappa_n$, 断面積及び長さを $A_p \cdot A_n$, $L_p \cdot L_n$ とすると Z の右辺の p 形と n 形を対とした熱電素子の平均相対熱電能 α_0 , 電気抵抗 r_0 , 及び熱コンダクタンス K_0 は,

$$\alpha_0 = \alpha_p + |\alpha_n| \quad (19)$$

$$r_0 = \rho_p \frac{L_p}{A_p} + \rho_n \frac{L_n}{A_n} \quad (20)$$

$$K_0 = \kappa_p \frac{A_p}{L_p} + \kappa_n \frac{A_n}{L_n} \quad (21)$$

で表される。

熱電素子の性能指数 Z を最大にするためには, (12)式の右辺の分母にある $r_0 \cdot K_0$ が最小になるように, p 形と n 形熱電材料の形状を最適にする必要がある。その条件は, (20)式と(21)式の積を $L_n \cdot A_p / L_p \cdot A_n$ で微分すると

$$\frac{L_n \cdot A_p}{L_p \cdot A_n} = \frac{\rho_p \cdot \kappa_p}{\rho_n \cdot \kappa_n} \quad (22)$$

の関係が得られる。図3.1に示す Π 型熱電素子では通常 $L_p = L_n = L$ とするが, こ

のとき p 形と n 形の抵抗率及び熱伝導率が著しく異なるときは、その断面積比を (22) 式の最適条件 $(A_p / A_n)_{opt} = \sqrt{(\rho_p \kappa_p) / (\rho_n \kappa_n)}$ に適合するように選択する。このように素子の断面積比を選択すると $(r \cdot K)_{opt} = [\sqrt{(\rho_p \kappa_p)} + \sqrt{(\rho_n \kappa_n)}]^2$ となり、これを(12)式に代入することにより熱電素子の Z の最適値は次式で表される。

$$Z = \frac{(\alpha_p + |\alpha_n|)^2}{[\sqrt{(\rho_p \kappa_p)} + \sqrt{(\rho_n \kappa_n)}]^2} \quad (23)$$

(23)式からわかるように、熱電素子の性能指数 Z は熱電材料の形状を最適に選択すれば、p 形と n 形熱電材料が持つ固有の熱電能、抵抗率及び熱伝導率によって左右される。

ここで、

$$Z_p = \frac{\alpha_p^2}{\rho_p \kappa_p} \quad (24)$$

$$Z_n = \frac{\alpha_n^2}{\rho_n \kappa_n} \quad (25)$$

と置くと、 $\rho_p \kappa_p = \rho_n \kappa_n$ のときには、

$$Z = \frac{1}{4} (Z_p + Z_n) + \frac{1}{2} \sqrt{(Z_p Z_n)} \quad (26)$$

$\alpha_p = |\alpha_n|$ のときには、

$$Z = \frac{4 Z_p Z_n}{(\sqrt{Z_p} + \sqrt{Z_n})^2} \quad (27)$$

となり、Z は Z_p と Z_n が大きいほど大きくなる⁽¹²⁾。

Z_p と Z_n は熱電素子の形状に関係のない材料固有の熱電特性で、Z が「熱電素子」の性能指数であるのに対して、 Z_p と Z_n は「伝熱材料」の性能指数と呼ぶ。

Z_p と Z_n の大きい材料は、キャリア濃度の高い p 形及び n 形の不純物半導体の中から選択することができる。しかし、これらの熱電材料の性能指数は、図 3.5 及び図 3.6 に示すように、その種類によって大きさが異なり、またそれぞれ固有の温度依存性を持ち、極大値を示す温度も異なっているので、用途に適した温度領域で平均の材料性能指数が適性値を持つような材料を選ぶ必要がある。現在までに開発された熱電

材料の性能指数 Z_p 及び Z_n とその値を示す絶対温度 T の積として表される無次元性能指数 $Z_p T$, $Z_n T$ の最大値はほぼ 1 に近く, 2 を超えるものはまだ見いだされていない。

3.2.3 熱電特性値の温度変化の考慮

上記のように, 熱電材料の熱電能 $\alpha_p \cdot \alpha_n$, 抵抗率 $\rho_p \cdot \rho_n$, 熱伝導率 $\kappa_p \cdot \kappa_n$ 及び性能指数 Z_p と Z_n は, それぞれ材料固有の温度依存性を持っている。ここで, 絶対温度 T または 300K におけるこれらの熱電特性を ϕ_T 及び ϕ_{300} で代表させると, 一般に絶対温度に関する多項式として次のように表される。ここに, C_i , C_i' は多項式の各項の係数とする。

$$\phi_T = \sum_{i=1}^n C_i T_j^{i-1} = \phi_{300} \sum_{i=1}^n C_i' T_j^{i-1} \quad (28)$$

従って, 接合部温度が $T_{c,j}$, $T_{h,j}$ で作動する熱電素子の平均の熱電特性 ϕ は,

$$\begin{aligned} \phi &= \left[\int_{T_{c,j}}^{T_{h,j}} \phi_T d T_j \right] / \Delta T_j \\ &= \left[\sum_{i=1}^n C_i T_j^{i-1} / i \right]_{T_{c,j}}^{T_{h,j}} / \Delta T_j \\ &= \left[C_1 T_j + \frac{C_2}{2} T_j^2 + \frac{C_3}{3} T_j^3 + \dots \right]_{T_{c,j}}^{T_{h,j}} / \Delta T_j \quad (29) \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} &= \phi_{300} \left[\sum_{i=1}^n C_i' T_j^{i-1} / i \right]_{T_{c,j}}^{T_{h,j}} / \Delta T_j \\ &= \left[C_1' T_j + \frac{C_2'}{2} T_j^2 + \frac{C_3'}{3} T_j^3 + \dots \right]_{T_{c,j}}^{T_{h,j}} / \Delta T_j \quad (30) \end{aligned}$$

から求めることができる。各項の係数 C_i または C_i' は, 伝熱特性の実測値から最小 2 乗法を用いて導き出すことができる。

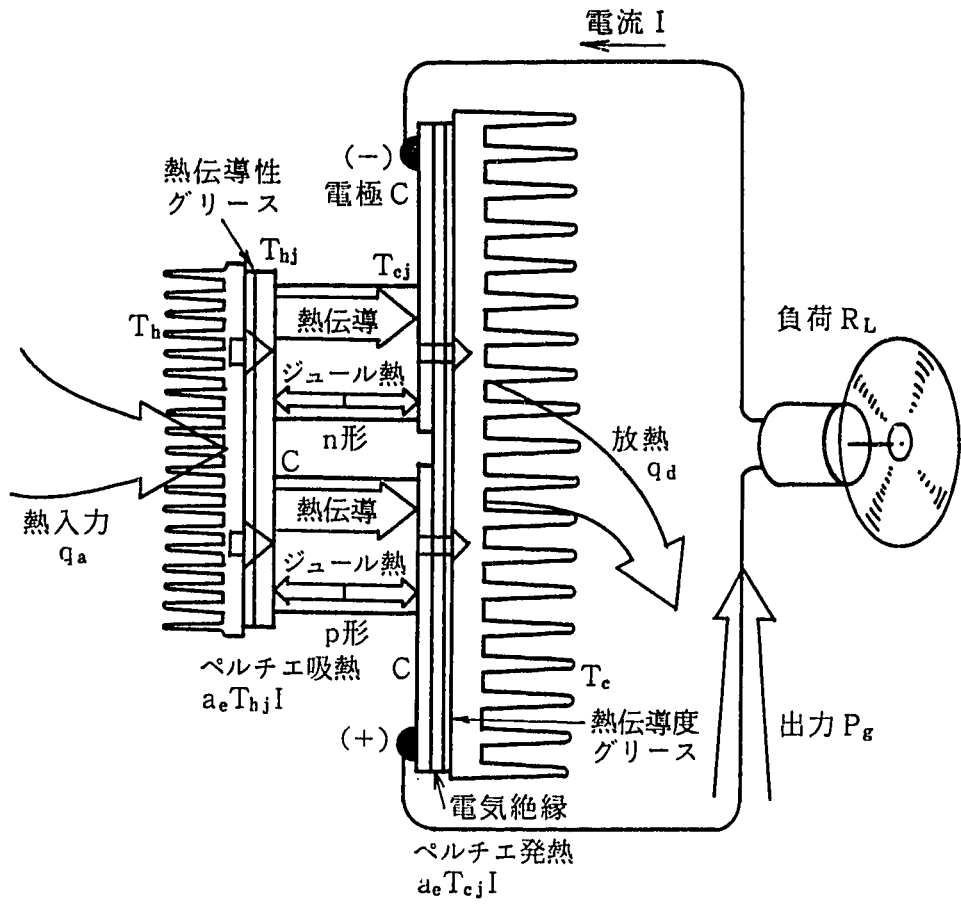


Fig. 3.1 Energy flow of thermoelectric system ⁽³²⁾

図3.1 熱発電装置のエネルギー収支

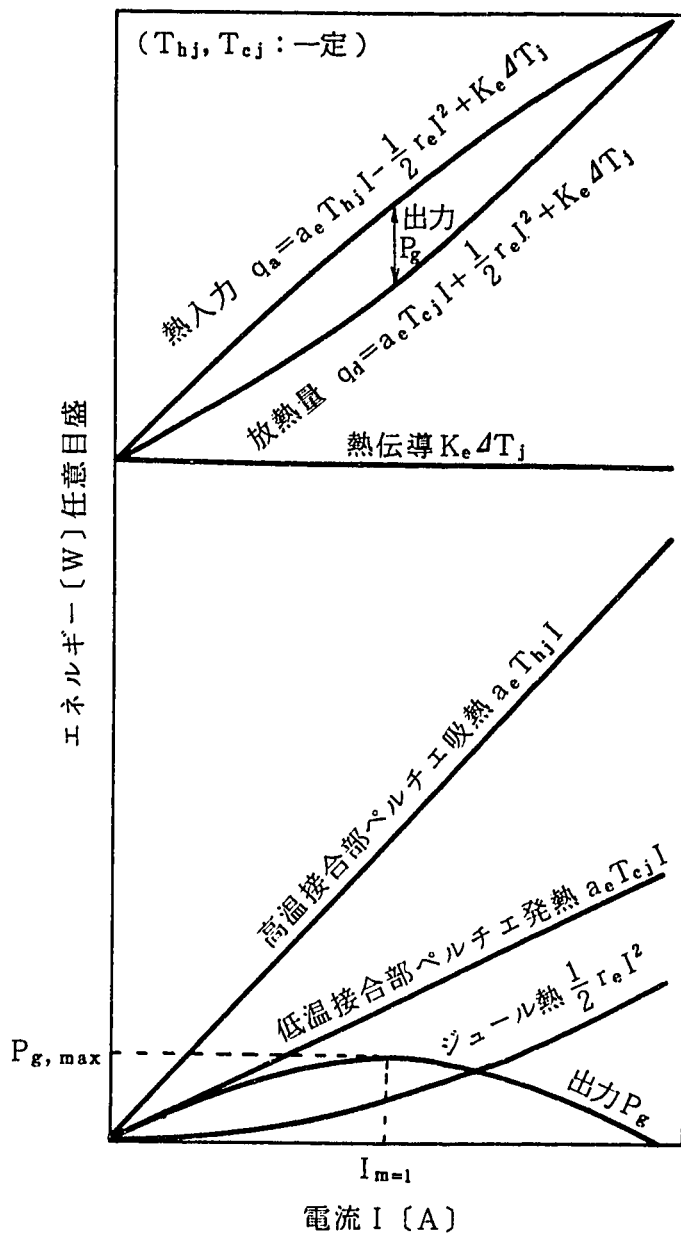


Fig. 3.2 Energy balance of current generated thermoelectric elements ⁽³²⁾

図3.2 熱発電素子の電流によるエネルギー収支の関係

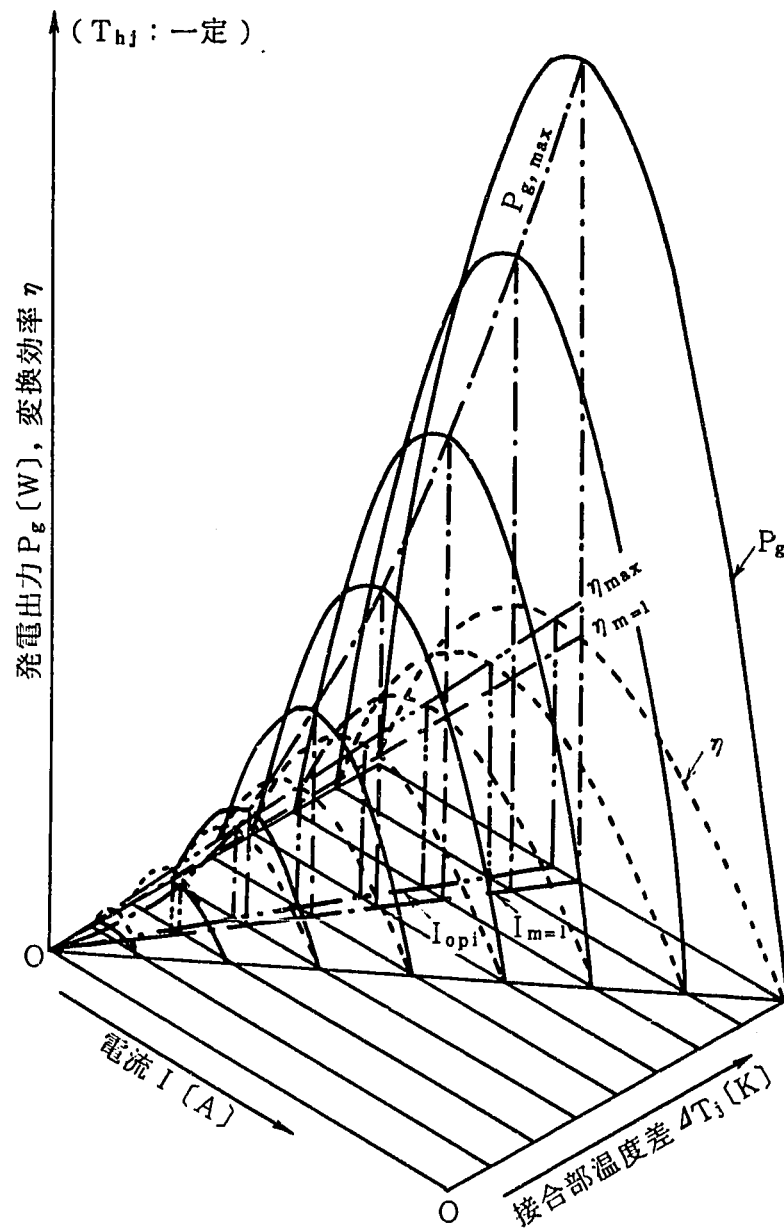


Fig. 3.3 Electric power generated current and thermal potential of thermoelectric elements ⁽³²⁾

図3.3 熱発電素子の電流と接合部温度差に対する発電出力

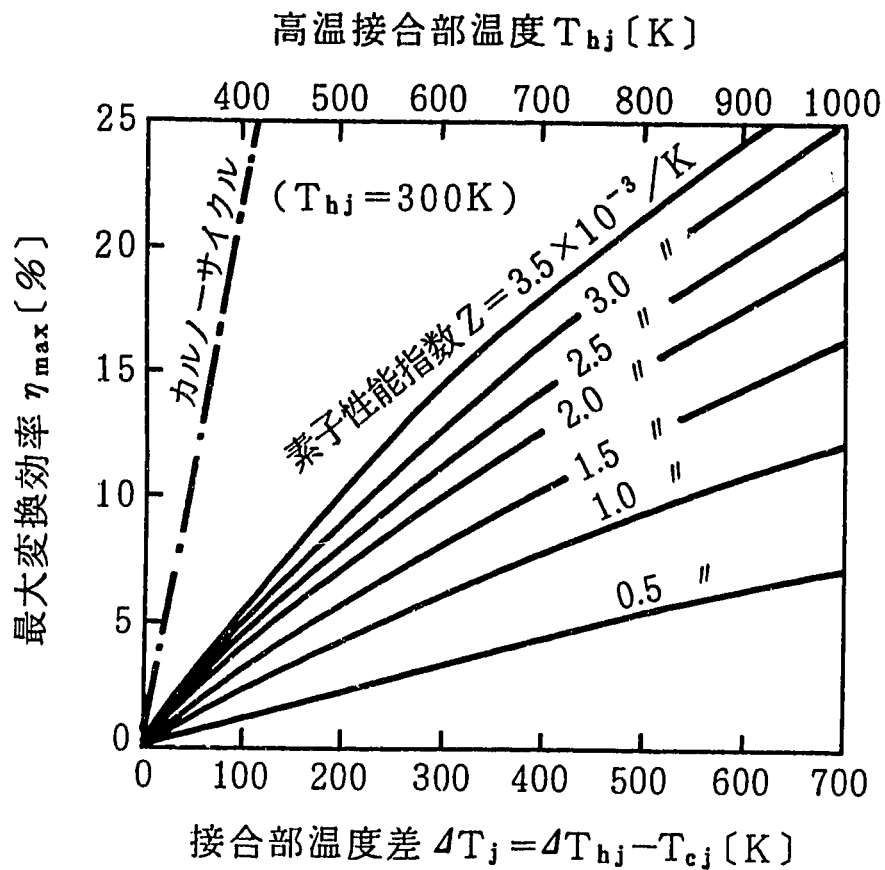


Fig. 3.4 Relation between maximum conversion factor and thermal potential by performance index of thermoelectric elements ⁽³²⁾

図3.4 熱発電素子の性能指数による接合部温度差と最大変換効率の関係

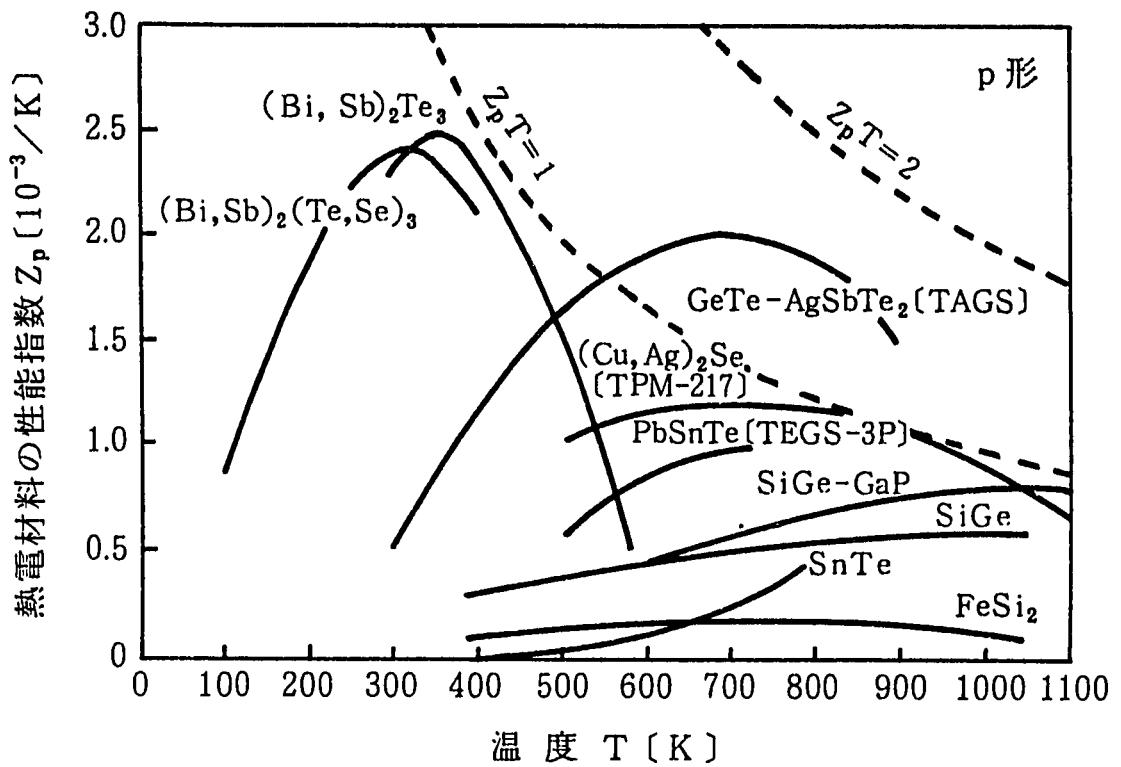


Fig. 3.5 Performance index of p-type thermoelectric material ⁽³²⁾
 図3.5 p型熱電材料の性能指数

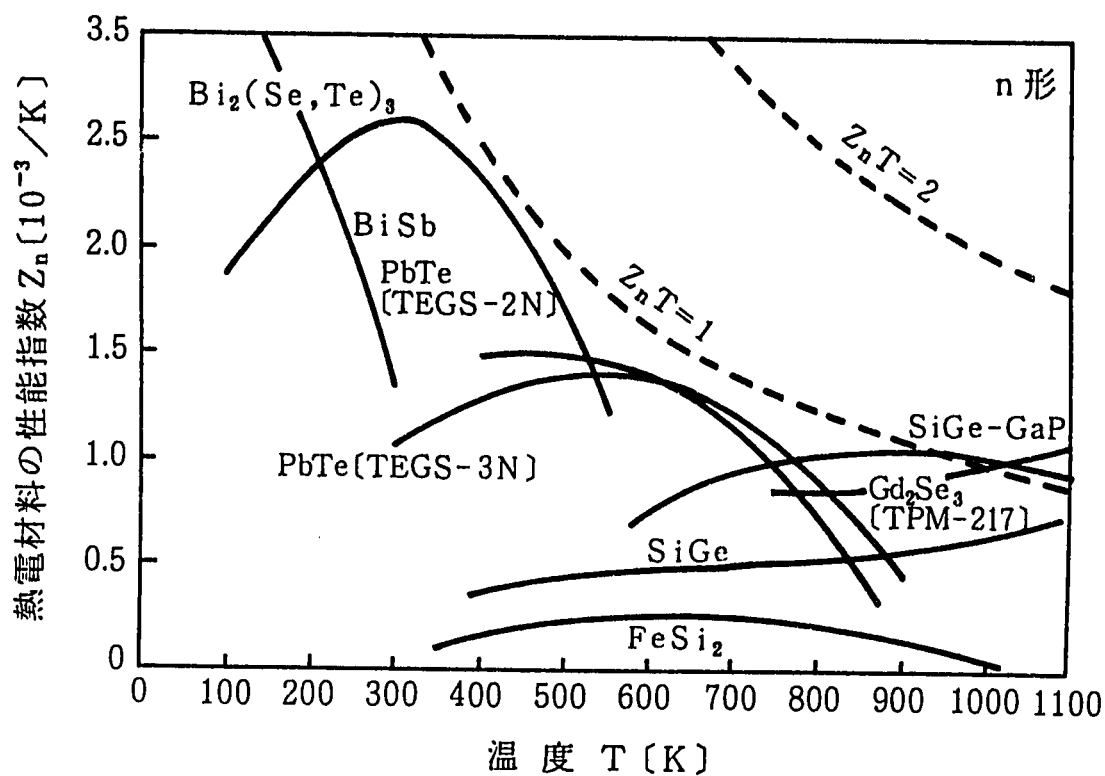


Fig. 3.6 Performance index of n-type thermoelectric material ⁽³²⁾

図3.6 n型熱電材料の性能指数

第4章 エネルギー源として利用されるR I

R Iが放出するエネルギーは、化学反応に比して単位質量当たりの出力が大きく、R Iから放出される放射線が物質中で吸収されて消滅すると、放射線のエネルギーは熱エネルギーに変わり発熱が行われる。前章では、R Iの特徴を活かしたR I熱発電機の発電部分である熱発電素子すなわち熱電半導体材料の原理について解説したが、ここではエネルギー源になるR Iの製造法について検討した。

4.1 熱源としてのR I

熱源等のエネルギー源になり得る放射性核種としての基本要件は、以下の通りである。

- ① 放射能強度が大きい
- ② 比較的長半減期核種
- ③ α 線または β 線のみを放出する核種
- ④ 大量、かつ経済的に利用が可能である

このような核種を製造するには、天然に存在する安定な同位体に中性子または陽子、重陽子等の荷電粒子を衝突させ、原子核反応を起こさせて製造する核種よりは、原子力発電によって副次的に生成する核分裂生成物(FP)及び超ウラン元素を利用するのが経済性、技術的面から好ましい。

上記の条件から、R Iの中で熱源として利用可能な放射性核種は、 ^{238}Pu 、 ^{244}Cm 、 ^{90}Sr 、 ^{106}Ru 、 ^{137}Cs 、 ^{137}Ce 、 ^{144}Ce 、 ^{147}Pm 等があげられる。表4.1にこれら元素の特性の一覧を示す。

この内、 ^{106}Ru と ^{144}Ce は、それぞれ1グラム当たり0.199、2.12 Wと比較的比熱出力が大きいがいづれも半減期が短く1年及び0.78年であるため、長期の使用に耐えることはできない。また、 ^{137}Cs は、半減期が30年と比較的長いため、長期使用に耐えうるが、 γ 線を放出するため、使用する場合は遮蔽を考慮する必要がある。従って、熱源として使用できるR Iは、 ^{238}Pu 、 ^{90}Sr である。熱源利用の場合のカプセル化は、IPG(Isotope Power Generators)用のものと同じ方法で行えば良いが、使用目的によっては若干簡素化することも可能である。熱伝達方式には、熱媒質を循環させる方式と直接熱伝導させる方式とがある。また、単独に分離したR Iに代わるものとして、

再処理高レベル廃液ガラス固化体並びに高レベルガラス固化体（MF P）といった高レベル放射性廃棄物は重量が大きいものの、熱源として利用することが可能である。

Tble 4.1 Characteristics of high potential RI including spent fuel ⁽³⁹⁾・⁽⁴⁰⁾
 表 4. 1 使用済燃料中の有用性の大きい放射性核種の特性

元素名	核種	元素の 存在比 (%)	半 減 期	比放 射能 (Ci/g)	比熱 出力 (Wth/g)	放射線 エネルギー (MeV)	SF中の濃度 (g/ton) 核種 元素	
ストロンチウム(Sr)	⁹⁰ Sr	60.0	28.1y	136	0.158	β (0.22)	547	910
イットリウム(Y)	⁹⁰ Y		64 h	136	0.756	β (0.99), γ		
テクネチウム(Tc)	⁹⁹ Tc	100	2.12×10^5 y	0.017		β (0.11)	776	776
ルテニウム(Rh)	¹⁰⁶ Ru	5.2	1.005y	3498	0.199	β (0.01)	117	2258
ロジウム(Rh)	¹⁰⁶ Rh	4.5	30.0s	3498	32.02	β (1.17), γ		
セシウム(Cs)	¹³⁷ Cs	43.5	30.0y	87	0.096	β (0.28), γ	1185	2726
バリウム(Ba)	^{137m} Ba		2.55m	82	0.323	γ (0.66)		
セリウム(Ce)	¹⁴⁴ Ce	9.9	284d	3191	2.12	β (0.14)	262	2647
プラセオジム(Pr)	¹⁴⁴ Pr		17.3m	3191	23.47	β (1.31), γ		
プロメチウム(Pm)	¹⁴⁷ Pm	100	2.62y	926	0.333	β (0.09)	137	137
ネプツニウム(Np)	²³⁷ Np	100	2.14×10^6 y			α (4.96), γ	443	443
プルトニウム(Pu)	²³⁸ Pu	1.4	86y	17.1	0.567	α (5.59)	125	8883
アメリシウム(Am)	²⁴¹ Am	43.0	458y	3.43	0.114	α (5.60), γ	53.7	125
アメリシウム(Am)	²⁴³ Am	56.5	7.95×10^3 y	0.20	0.006	α (5.44)	70.6	125
キュリウム(Cm)	²⁴⁴ Cm	75.1	17.6y	80.1	2.834	α (5.90), n	18.0	23.9

[注] PWR使用済燃料：燃料初期濃度 3.5%，平均燃焼度 33,000 MWd/t，
 平均比出力 38.25 MW/t，炉から燃料取り出し後 180日経過したもの

4.2 熱源の製造方法

エネルギー源として利用できるRI及び高レベル放射性廃棄物の製造方法について調査した。

4.2.1 ⁹⁰Srに関する製造方法

原子力発電に伴って大量に発生する放射性廃棄物中の核分裂生成物の、いわゆる大量有効利用のための研究は、原研・RI事業部発足の頃から重要視され、1969年原研・大洗研の利用開発室では、⁹⁰Sr熱源を用いるRI発電器の研究を取上げ、当初、米国のORNLにおける⁹⁰Sr熱源製造技術を参考にして、SrCO₃原料よりSrTiO₃の生成、セラミック焼成についての素工程の研究を始め、1970年にFP利用実験棟内のケーブー基を整備した。しかし、その遮蔽セルの非密封RI取扱能力の点から、大量の

^{90}Sr 放射能の取扱いは行わず、トレーサー量使用までの検討に終わった。その後、R I 発電器の開発研究は、当面、国内におけるFPの分離、生成についての具体的計画がなく、また同発電器そのものについての国内需要もほとんどないという状況の下で、1972年にその方向をFP密封線源調製技術の研究に切替え、現在に至っている。

4.2.2 高レベル廃棄物に関する製造方法

再処理高レベル廃液ガラス固化体(表4.2)の発熱量は、キャニスター1本当たり1.4~2.5 kWで、利用の可能性は非常に高いと考えられる。高レベル放射性廃棄物は、放射性廃棄物の処理処分の観点から仕様を決めていることから、重量が、300~490 kgと利用するにはかなり大きな重量となっている。このため、MF Pの固化仕様を、固化体1本当たり1.3 kW / 50 kg程度に軽量化する可能性について、検討する必要がある。このためには、以下の対応策が考えられる。

- ① 現在のホウケイ酸ガラスへのFP酸化物混入量を増加させ、重量及び発熱量条件を満たす。
- ② 仮焼体、セラミック、シンロック等の代替固化体に変更することによって、重量及び発熱量条件を満たす。

Table 4.2 Characteristics of MEP ⁽⁴¹⁾
表4.2 高レベルガラス固化体の仕様

項目	PNC	JNFS	COGEMA	BNFL
全高(mm)	約 1,040	約 1,340	約 1.3 m	約 1.3 m
外径(mm)	430	430	約 0.4 m	約 0.4 m
容器肉厚(mm)	6	5	—	—
重量(kg)	300	約 490	約 500	約 500
発熱量 (kW)	1.4	< 2.5	< 2	< 2
放射能強度 ・グロス ・ $\beta \cdot \gamma$ ・ α	$4 \times 10^5 \text{Ci}^{1)}$ — —	— $4.5 \times 10^{16} \text{Bq}$ $3.5 \times 10^{14} \text{Bq}$	$7.6 \times 10^6 \text{Ci}^{2)}$ $3.8 \times 10^6 \text{Ci}^{2)}$ —	$7.1 \times 10^6 \text{Ci}^{3)}$ $3.5 \times 10^6 \text{Ci}^{3)}$ —
容器材質	SUS 304L/ SUS UF 304L	ステンレス鋼	Z15CN2413 (JIS SUH309)	BS1449 309S24 (JIS SUH309)
発生時期	1992年	1993年以降	—	—

1) 炉取り出し後 5.5年

2) 炉取り出し後 4年

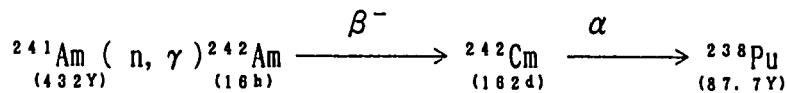
3) 炉取り出し後 6年

4.2.3 ^{238}Pu に関する製造方法

米国のアポロ計画等で多用されている熱源用 ^{238}Pu の製造法としては、以下のよ
うに ^{241}Am の中性子照射で得られた Cm-242 の壊変によって得る方法と ^{237}Am の中
性子照射による方法とがある。

① ^{241}Am の中性子照射で得られた ^{242}Cm の壊変

^{241}Am の中性子照射で得られた ^{242}Cm の壊変の流れを下記に示す。



LWR使用済燃料中に生成する Am 量は、約300 鈔/ MTであるが、大量の ^{238}Pu を
製造するには ^{242}Cm 法は不利であると言われている。

② ^{238}Np の中性子照射

^{237}Np の中性子照射法は米国などで利用されている。 ^{237}Np に熱中性子を照
射すると、 γ 線を放出し ^{238}Np に変わる。その後、 ^{238}Np は β 崩壊し、 ^{238}Pu
に核変換する。図4.1 ^{238}Pu の生成図式を、また図4.2に、 ^{238}Pu 製造に関
する工程を示す。

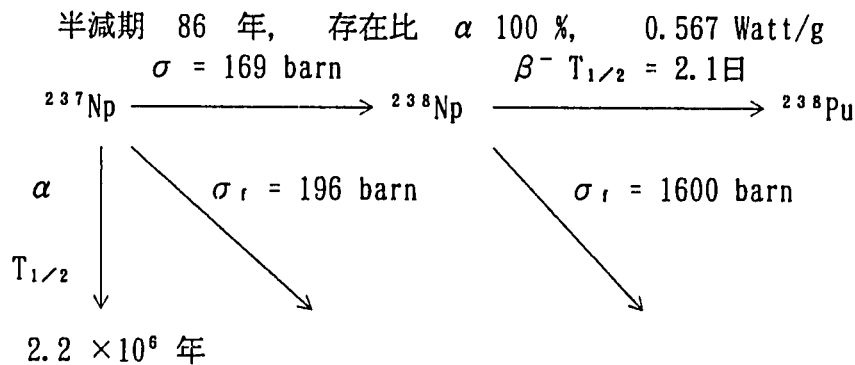


Fig. 4.1 Primary isotopic reaction path of ^{238}Pu
図4.1 ^{238}Pu の生成図式

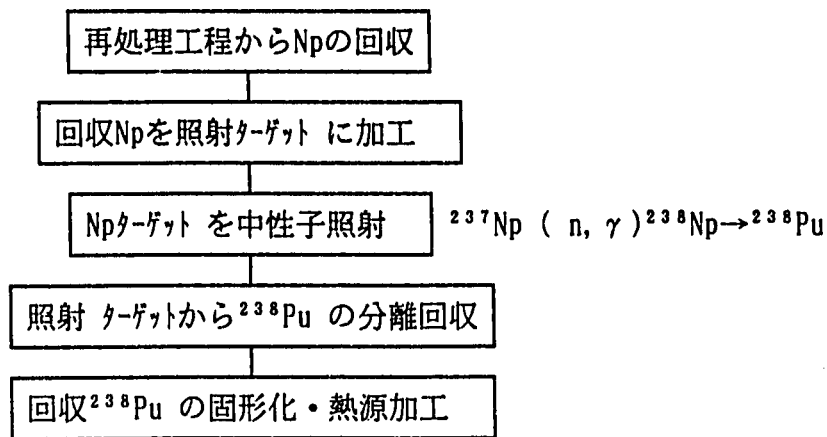


Fig. 4.2 Manufacturing process of ^{238}Pu
 図4.2 ^{238}Pu 製造工程

(1) ^{237}Np の分離方法

^{238}Pu を製造するためには、まず ^{237}Np を生成しなければならない。
 ^{237}Np は、使用済燃料中に含まれているため、この中から抽出することによっ
 て ^{237}Np を回収できる。LWR使用済燃料で照射条件が、比出力：35.00 MW，
 燃焼度：28,000 MWD/MT，中性子束： $2.87 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{-sec}$ ，で、再処理回収条
 件が、 ^{237}Np の回収率=0（高レベル廃液中に100%存在）の時、高レベル廃
 液中の ^{237}Np （使用済燃料1 MT 当たり）は、444 ㏪/ MT，0.31 Ci/ MT，
 0.01 Watt/ MT であることが分かっている⁽³⁹⁾。従って、最初から再処理工程
 にNp分離回収系の追加をするか、再処理から発生した廃液からNpを分離回収
 する設備を付加することにより、Npの分離回収が可能となる。

(2) ^{238}Pu の製造方法

回収した ^{237}Np は再び原子炉あるいは中性子照射施設に装荷し照射すること
 によって ^{238}Pu を製造することができる。具体的に試算すると、

中性子束が $1 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$
 JMTR 6 cycle (1 cycle の照射期間 22 日間)
 (年間 4.5 cycle, 従って約 1.5年)
 照射収率 14 %
 Np回収率 70 %
 ^{237}Np 装荷量 = 800㏪

の条件のとき、約 100 g（照射収率、Np回収率を考慮）の ^{238}Pu が得られる。

米国では、宇宙用熱発電器のための ^{238}Pu を製造する方法として、ATR (中性子束: $1 \times 10^{15} \text{ n / cm}^2 \cdot \text{sec}$) を利用して、102 kg の ^{237}Np から 11.3 kg の ^{238}Pu (回収率90%) を製造したと報告されている⁽⁴²⁾。

第5章 月面で利用できるエネルギー源の検討

月面に存在する資源は、米国が実施した月調査によって極一部が明らかとなっているが、その殆どがまだ未知数である。これまでに、月で存在が明らかとなっている利用可能な資源は、

① 居住生命系用の物質補充

酸素、水素、窒素、二酸化炭素、メタン、ヘリウム-4、リン、等

② 月面建造物建築用資材の供給

レゴリスブロック、コンクリート、セラミック、鉄、アルミニウム、チタン等

③ 月面で使用する機械装置類の材料の供給

鉄、アルミニウム、チタン、シリコン、ニッケル等

④ 推進材の供給

酸素、水素、シラン、アルミニウム等

がある⁽⁴³⁾。

5.1 月面における核燃料物質の精製

月面で原子炉をエネルギー源として用いると運転が終了した後の燃料の補給や使用済みの燃料の処置等、核燃料物質等の取扱いが必要となる可能性がある。

5.1.1 月に存在する核燃料物質

月に核燃料物質が存在するという報告がある⁽⁴⁴⁾。もしそれが採掘可能であれば、輸送コストや輸送に係る安全性等を考慮すると月面で燃料を精製、加工することも考えられる。

5.1.2 使用済燃料内の核燃料物質の利用

長期運転が終了した原子炉には使用済み燃料が存在している。この使用済み燃料の中には、核燃料として利用可能な物質、資材や添加剤等で利用可能な物質、R I 熱発電機の放射線源として利用可能な物質等、有益な物質が多量に含まれている。

5.1.3 月面上での核燃料サイクルの検討

月面に存在する核燃料物質や使用済燃料の処理のため、核燃料サイクルが必要とな

る。地上の核燃料サイクル施設は、大量の放射性物質等を取り扱うことから、規模が大きく複雑な施設となっている。一方、月面では、無人化が要求されることから、できるかぎり単純な設備でコンパクト化を図る必要がある。月面での核燃料サイクルを検討する上で参考とするため、地上での核燃料サイクル施設を以下に概説する。

(1) 地上における核燃料サイクル⁽⁴⁶⁾

① 探査，採掘

核原料物質の探査には地表面に剥き出しとなった地層を調査することによって核原料物質の存在を地質鉱床調査等によって推定し、ボーリング調査によって鉱床を発見する。発見後は、鉱床の存在位置により最適な採掘方法が選択され採掘される。

② 精錬，転換

採掘された核原料物質は、核燃料物質として利用するため精錬，転換される。採掘された鉱石中に核燃料物質であるウランの占める割合は、多いものでも1%未満である。主なウランの回収方法は、粉碎した鉱石から溶媒抽出によってウランを精製し酸化ウラン（イエローケーキ）とし、さらに還元法を用いてフッ化ウランに転換される。

③ 濃縮

フッ化ウランは原子炉用核燃料とするため濃縮される。濃縮度は軽水炉で数%、高速炉で十数%程度である。濃縮方法には、ガス拡散法、遠心分離法、レーザ濃縮法があり、日本では遠心分離法を採用している。遠心分離法は、濃縮の効率がガス拡散法に比べて高いものの、遠心分離に関する高度な技術を要求されるためウラン濃縮を行っている各国の大半はガス拡散法を採用している。濃縮されたフッ化ウランは酸化させて UO_2 の形で利用される。

④ 成形，加工

核燃料として利用するため、粉末状である UO_2 をペレットと呼ばれる円筒状に圧縮，成形加工し、高温化で焼結する。焼結によりセラミック化した燃料ペレットは、燃料と冷却材の接触を防止する被覆管内に封入されて燃料ピンが出来上がる。加工された燃料ピンを数10本ないし数百本をまとめて燃料集合体として

ユニット化する。

⑤ 再処理

使用済燃料中には、再度燃料として利用できる核燃料物質が存在する。これらを再利用するため、切断、溶解などのプロセスから成る再処理を行い、プルトニウムとウランに分別採取する。再処理の方法には湿式法と乾式法があるが、腐食や回収率、除染率などの面から、現在商業化されているのは溶媒抽出法を基本とした湿式法のみである。再処理され回収された核燃料物質は、再び濃縮、成形加工され原子炉の燃料として再利用される。

⑥ 廃棄物

廃棄物については全て保管廃棄される。（有用元素の利用計画はあるが、現在は実現していない。）

(2) 月面における核燃料サイクル

月面における核燃料サイクルは、地上と比較して外部環境への影響をそれほど厳しく考える必要はないが、極限環境であるため、○水系は極力さける、○設備をできるだけ簡素化する、○無人操業が可能、が条件となる。地上の核燃料サイクルは、ほとんどが水系を利用し、巨大な工場であり、かつ設備も精密化、複雑化していることから、スケールダウンしての利用は困難である。そこで、月面における核燃料サイクルとして最適と思われるものを考察した。

① 探査、採掘

月面では、極限環境であることから作業工程の制限があり、地上と同じ地質鉞床調査等が困難である。そこで遠隔で探査可能な人工衛星による鉞床探査を行い、鉞床の位置を推定してから無人のあるいは遠隔操作が可能な採掘設備を用いて採掘する。人工衛星を利用した探査方法は、リモートセンシング（遠隔探査）とも呼ばれ、人工衛星に搭載されている波長センサの観測データ（可視から近赤外線領域の4つの探査：ランドサット、MSS、可視から熱赤外の7つの波長帯域：TM）を分析することにより、岩盤構造や地質線状構造の分布などを解析するものである。この解析により、広範囲の地形、地質情報が得られるという特徴があり、現在技術開発が進められている⁽⁴⁶⁾。

② 精錬，転換

材料に含まれる資源の量から考えて精錬，転換は地上と同様の設備にならざるを得ない。ただし，水系は密閉したループの中で利用し再利用を図ることが必要である。

③ 成形，加工

成形，加工も精錬，転換と同様，地上のそれと同様の設備となる。

④ 濃縮，再処理，群分離（廃棄物の利用）

これらの設備は基本的に無数の核種の中からある特定の核種を抽出することが基本となっている。月面では水系が利用困難であることから乾式法となり，その中で有望な方法はレーザーを利用した同位体分離である⁽⁴⁷⁾。同位体は，ある特定の波長光によって励起することが知られている。この波長は同位体によって固有であるため，回収したい同位体を選択的に回収することができる。これを称してレーザー同位体分離といい，これまでに水素同位体の分離，ホウ素同位体の分離，炭素同位体の分離，硫黄同位体の分離及び重金属（Se, Mo, Zr, Ti, Te, その他希土類元素等）同位体の分離について研究されている。特に ^{235}U や ^{239}Pu の同位体分離は核物質の濃縮という観点から注目を集めている。

レーザー同位体分離には，金属状の物質を原料として行う原子法とガス状の物質を原料として行う分子法の2つの方法がある。以下にレーザー法ウラン濃縮を例として，この2つの方法を解説する。

(a) 原子法 (A V L I S : Atomic Vapor Laser Isotope Separation)

この方法ではウラン金属の蒸気に可視域レーザーを照射して， ^{235}U を選択的に励起，イオン化しイオンを電界によって偏向することによりイオン回収用の電極の上に捕集する。イオン化されなかった蒸気は中性原子回収用の板に付着する。原子法プロセスはレーザーシステムと分離用チェンバから構成されており，分離用チェンバはウラン蒸発部，照射部，イオン回収部によって構成される。原子法プロセスの概念を図5.1に示す。

(b) 分子法 (M L I S : Molecular Laser Isotope Separation)

ウラン化合物に赤外域のレーザーを照射して振動励起し，分解反応を誘起して

生成物中に ^{235}U を濃縮する方法を分子法と呼ぶ。原理的にはどのようなウラン化合物でも分子法に利用可能ではあるが、○化学的に安定であること、○蒸気圧が高いこと、○利用実績があること、○物質の特性が明らかであること、等から UF₆ での濃縮が最も有望視されている。分子法プロセスの概念を図 5.2 に示す。

月面では設備をより合理化、コンパクト化し、動的機器をできるだけ削除することから、レーザーを利用した同位体分離を利用して、濃縮、再処理、群分離が 1 つの過程でできる設備とする。

さらに、月面での同位体分離施設では原料を分離し金属の形に加工することが設備の整備の点から困難であることから、原料の初期の化学形をフッ化することで容易に利用できる分子法を採用する。図 5.3 にレーザー同位体分離設備の概念フローを示す。まず、原料となる物質をフッ化処理設備に装荷しフッ化する。次に、ガス状とした材料をレーザー同位体分離設備に送り、回収もしくは分離を必要とする核種の波長を放出できるレーザを照射し、選択励起及び解離作用によって分離していく。発進するレーザーについては原子炉や太陽熱をエネルギー源とする電気を利用するか、もしくは原子炉で発生する中性子を利用した核励起レーザーを用いる⁽⁴⁸⁾。レーザーの照射方法は、たとえば図 5.3 に示す①核燃料物質、②貴金属等有用物質、③熱発電燃料用物質といったように、特定の物質を回収してから残ガスに別のレーザーを照射し別の物質を回収する。この R I 回収設備を同一設備にすることによって設備のコンパクト化及び有効利用が図れる。

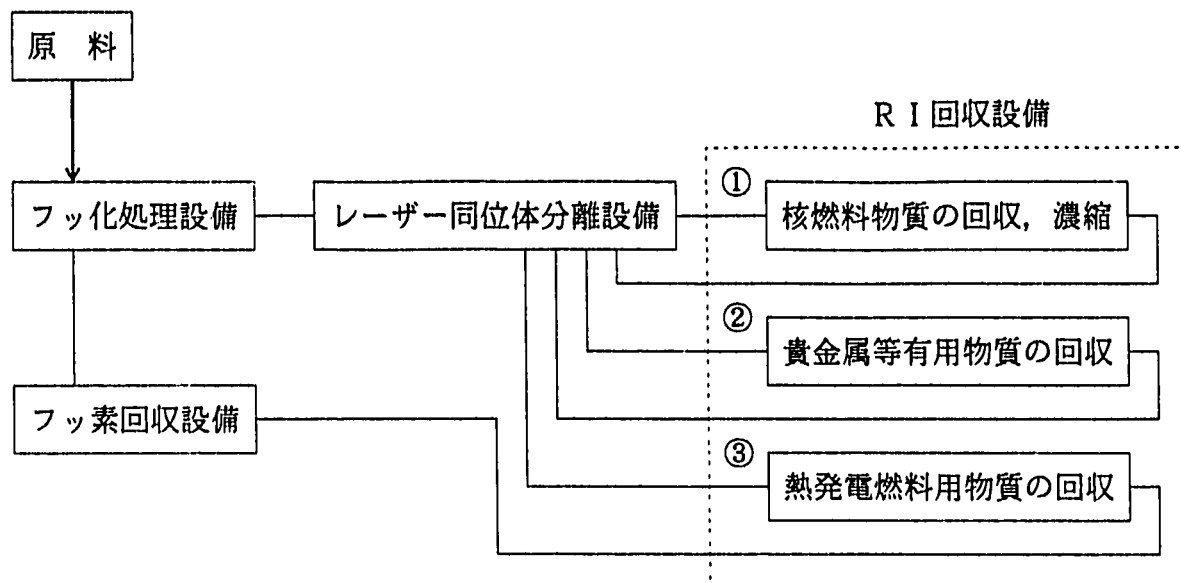


Fig. 5.3 Laser isotope separation process
 図 5. 3 レーザー同位体分離設備の概念フロー図

5.2 月面における R I の精製

月面では、エネルギー源の確保が地上と比較して困難であることから原子炉の利用だけでなく、小規模で遠隔地で利用するもののために R I の利用についても検討する必要がある。本節では R I に着目して精製及び利用について検討する。

5.2.1 月に存在する R I

核燃料物質と異なり、月に R I が存在するという報告は、いまのところない。

5.2.2 使用済燃料内の R I の利用

使用済燃料から同位体分離によって回収した ^{237}Np を原子炉内に減速モジュールとともに挿入し、 ^{238}Pu を生成し回収する。回収した ^{238}Pu は、熱発電機の熱源として利用する。同様に、利用可能な他の R I (^{90}Sr 等) についても同位体分離によって回収し熱発電機の熱源として利用する。

その他の廃棄物についても地下に保管し熱源として利用する。単位当たりの発熱量は少なくとも、量が多くなれば利用価値はある。例えば、廃棄容器に熱発電素子を組み込んでも良い。熱源として利用できなくなった廃棄物については外宇宙等に廃棄する。

5.2.3 ヘリウムの利用⁽⁴³⁾

月には大気層も磁気帯（バンアレン帯）も存在しないため、微少隕石や太陽を発生

源とする微粒子（太陽風という）が直接月面に降り注ぐ。高速で月面に衝突する際に蒸発した微少隕石や、太陽風に含まれる微粒子はレゴリスに吸着捕獲されていることが明らかとなっている。これらの揮発性成分はレゴリスを加熱するだけで回収することが可能であり、アポロやルナの試料から水素、ヘリウム、二酸化炭素、窒素等が抽出されている⁽⁴⁹⁾。

このうち、ヘリウム3はD・ヘリウム3核融合エネルギーとしての利用が考えられる。D・ヘリウム3核融合は、プラズマ閉じ込めの容易さが現在開発が進められているDT核融合より約1桁厳しいものの、発生エネルギー形態が高エネルギーの陽子が主体であり、中性子による誘導放射能の問題や遮蔽の問題がDT核融合より少ないという特徴を有している。また、概念設計ではあるが、月面でのD・ヘリウム3核融合の利用について既に検討が進められている⁽⁴³⁾。

5.3 その他のエネルギー源

月面や宇宙の活動における原子力エネルギーの利用の研究は活発になりつつあるが、長期に亘る活動や火星以遠での活動以外では、太陽エネルギーの利用がほとんどである。ここでは、太陽エネルギーに代表される原子力以外のエネルギーについて、その可能性を検討する。

5.3.1 太陽光の利用

(1) 太陽熱発電器（STG：Solar Thermoelectric Generator）⁽¹⁸⁾

太陽光の代表的な利用方法は、太陽電池による発電である。太陽光の利用は、蓄電器との組み合わせを除けば日照時間帯でしか利用できないが、クリーンなエネルギーとして商業的な利用が検討され注目を浴びており、宇宙用としても太陽電池は人工衛星等に多く利用されている。一方、太陽光を直接利用するのではなく、太陽熱を利用して発電する方式（太陽熱発電素子：STG）が考案されている。これは熱発電素子を平板に配列したもので地上用で最高変換効率約0.6%を得ている⁽⁶⁰⁾。宇宙用としても試作されており、約2.5mm³の体積をもつ熱発電素子が2枚の金属板の間に3000個/m²の割合で配列され、素子は全て直列結線となっている。宇宙空間においては、太陽に向いた板の表面は573Kまで加熱される（裏

面は340 K)。この構造における効率は約2%で約10 mWの出力を発生する⁽⁵¹⁾。変換効率の向上を図るため、集光型STGも検討されている。これは、素子の表面にパラボラ型の集光装置を取り付けたもので高温接合温度870 Kの時に最大比出力12 W/kgが得られると試算している⁽⁵²⁾。この他蓄熱器と受光器を組み合わせたSTGも開発されている⁽⁵³⁾。

STGは、太陽電池に比べて劣化が低く利用価値は高いが、集光型や複合型にしても変換効率は現在の太陽電池に及ばない⁽⁵⁴⁾。

(2) 太陽熱集光型ランキンサイクル（ソーラレイシステム）

動燃で概念検討が成されたSPECTRA、SPECTRA-L及びLUBARは熱源を原子力としてランキンサイクルで発電するシステムであるが、熱源を太陽熱として利用する方法もある。

原理は、上記のシステムの発熱部すなわち原子炉の部分に熱を効率良く吸収できる形状（例えば、直管並行配置型、コイル型等）にして月面上または宇宙空間上に配置し（吸熱部）、その上部に太陽熱集熱板（太陽光集光板）を設置する（図5.4参照）。この太陽熱集熱板は、湾曲角度や方向を常に修正し、ソーラレイシステムの集熱部に太陽熱が常時集中するように運転する。

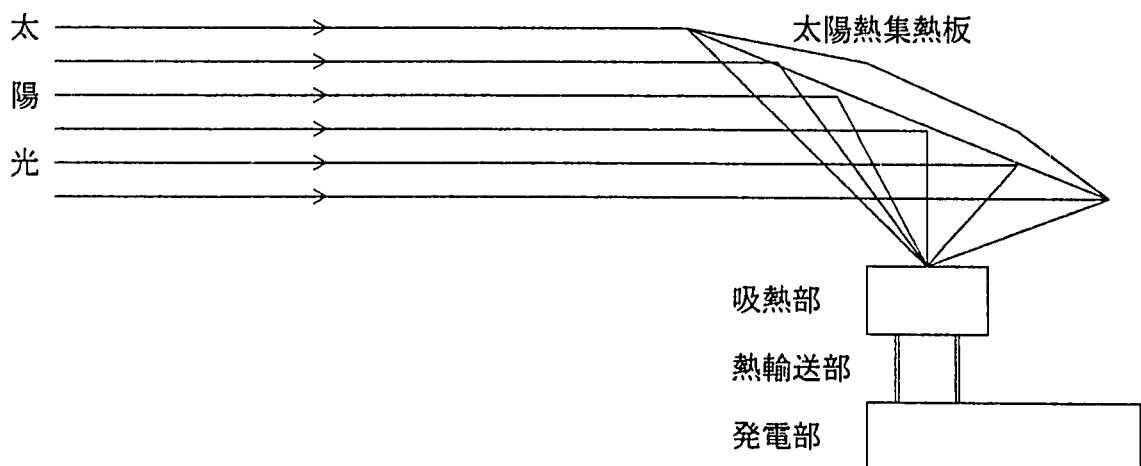


Fig. 5.4 Solar ray system
図5.4 ソーラレイシステムの概念図

宇宙空間用のソーラレイシステムとして、太陽熱集熱板によって集められた熱を、SPECTRAの熱源である原子炉容器の部分に照射するシステムが既に考案され

ている⁽⁶⁾（図5.5参照）。月面用のソーラレイシステムの場合は、日照時間帯の有無を問わず、安定したエネルギー供給を可能とするために、月の軌道上に数機（3機以上）の集熱移送衛星を周回させる。集熱した太陽熱は、月面上に設置した月面用ソーラレイシステムの集熱部（SPECTRA-LあるいはLUBARの原子炉部を置き換える）に移送し発電する（図5.6参照）。

5.3.2 宇宙線の利用

宇宙線は正の電荷を持っており、その成分は約90%が荷電粒子のプロトンで、残りが重荷電粒子であることは良く知られている⁽⁴⁾。この宇宙線を電極端あるいは電界によって捕獲、回収すると、これらの宇宙線は、静電気と良く似た性質を持つ。すなわち、絶縁体によって保護された捕獲板が正の電荷で帯電されることになる。この帯電した捕獲板は、正の電荷で過剰な状態となっており、この捕獲板を負の荷電が過剰となった物質と接続することにより、電界飽和の状態となる。この時に起きる電界の移動をエネルギーに変換することにより静電発電が可能となる。また、帯電した正の電荷を負の電荷と接触させ、その時に起きる放電エネルギーを、月面の極限環境を利用した（夜間区域で約 -160°C 、極冠地域、クレータ内部で約 -170°C ⁽⁵⁾）超伝導コイルで蓄電し電気エネルギーとして利用する。

宇宙線は放射線と同様に人体に対し影響を与えることから、従来から月表面や宇宙空間での活動の制限や居住区域のジオフロント化が望ましいとされている。しかしながら、居住区域のジオフロントを進めるためには月面活動時間が増加し、本来の活動に制限が加わることが推測される。一方、宇宙線を捕獲する板あるいは設備の下側及び内側は宇宙線が疎の状態となっていることから、この概念を宇宙線シールドに利用することが考えられる。一つは、捕獲板を傘のようにして、その下や間に活動区域及び活動モジュール（宇宙輸送機のような宇宙空間で利用する設備を含む）を設ける方法（図5.7参照）と、もう一つは活動区域及び活動モジュールを磁場で覆うことによって宇宙線から防御する方法（図5.8参照）がある。いずれも捕獲板または捕獲設備を設け、宇宙線をエネルギーとして利用するシステムを有する。

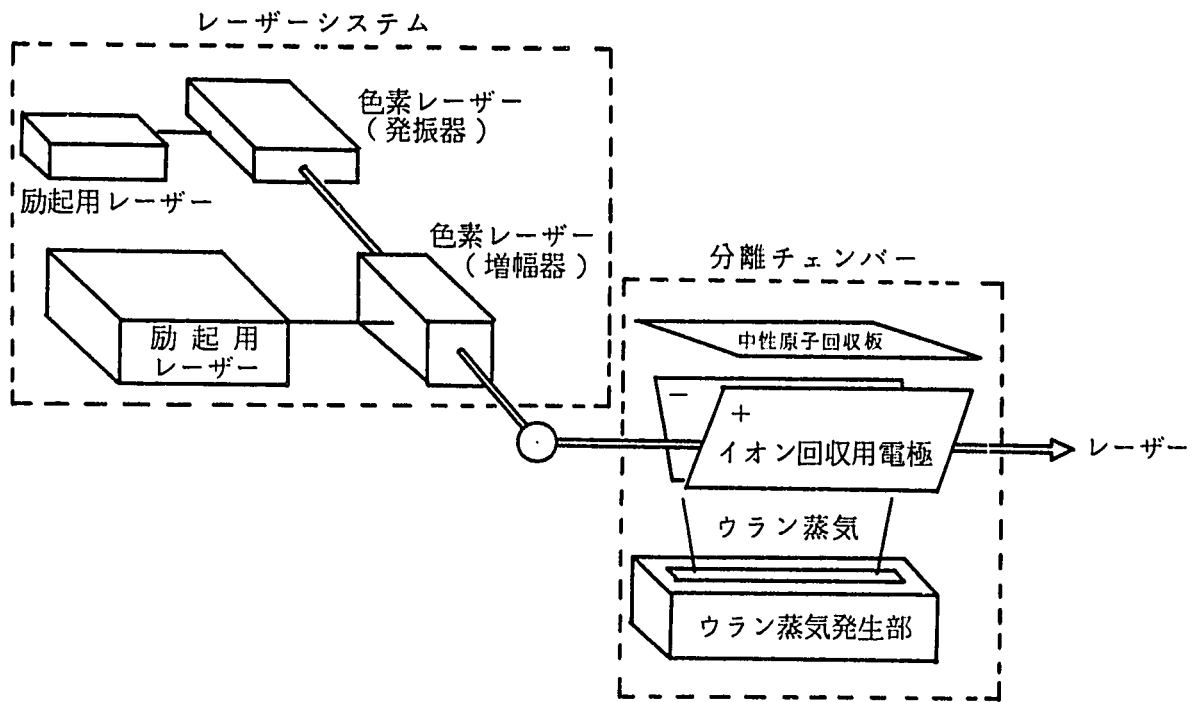


Fig. 5.1 Concept of AVLIS process ⁽⁴⁷⁾
図5.1 原子法ウラン濃縮システムの概念図

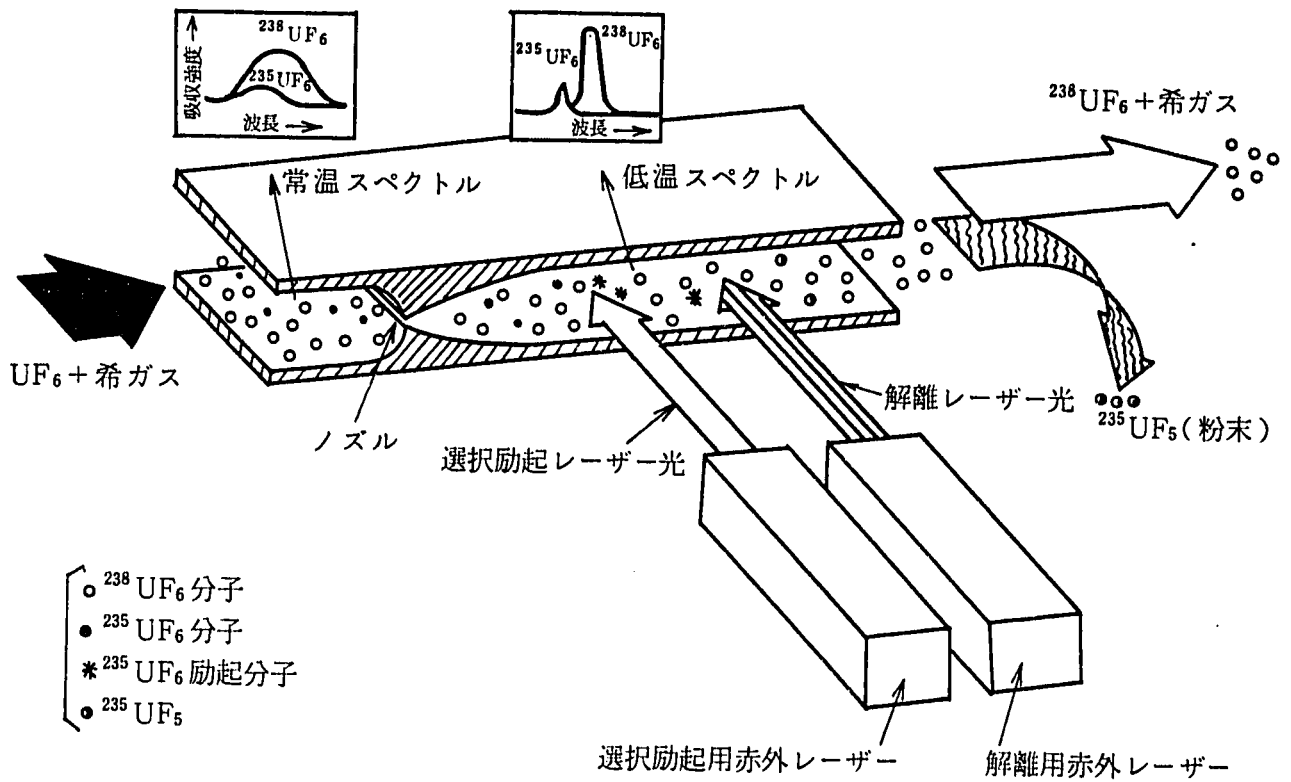


Fig. 5.2 Concept of MLIS process (47)
 図5.2 分子法ウラン濃縮システムの概念図

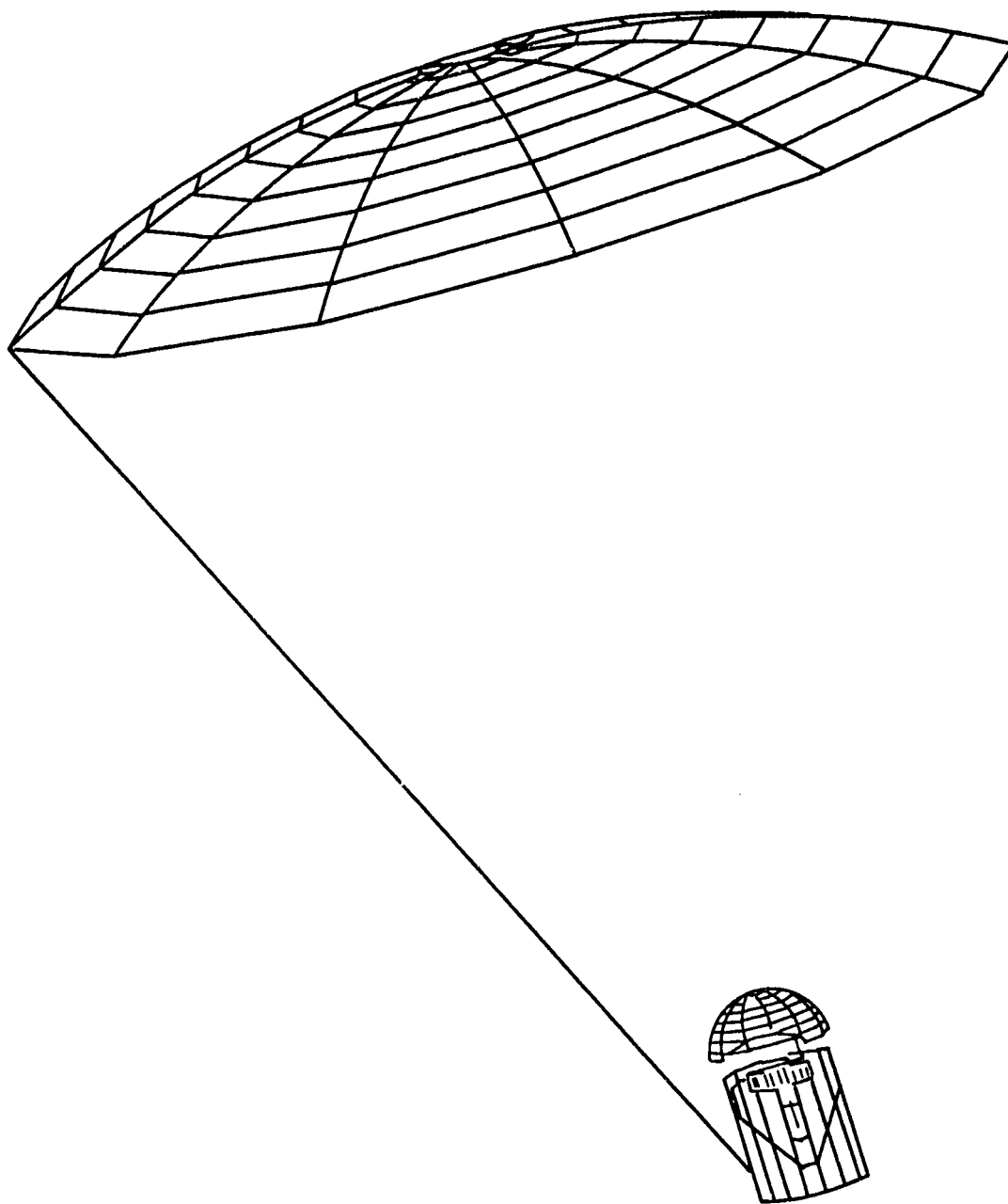


Fig. 5.5 Electric power satellite used solar ray system⁽⁶⁾

図5.5 ソーラレイシステム発電衛星想像図

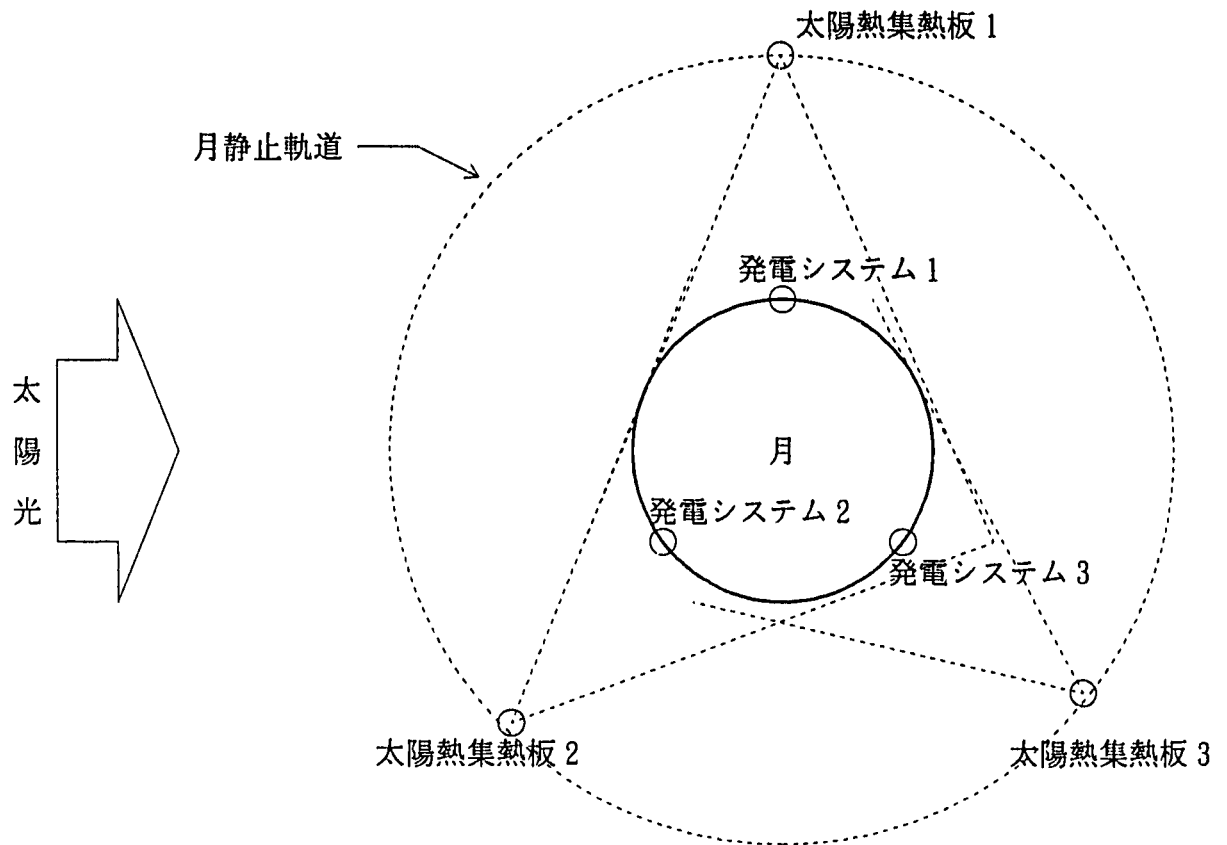


Fig. 5.6 solar ray system
図5.6 ソーレイシステム月面発電想像図

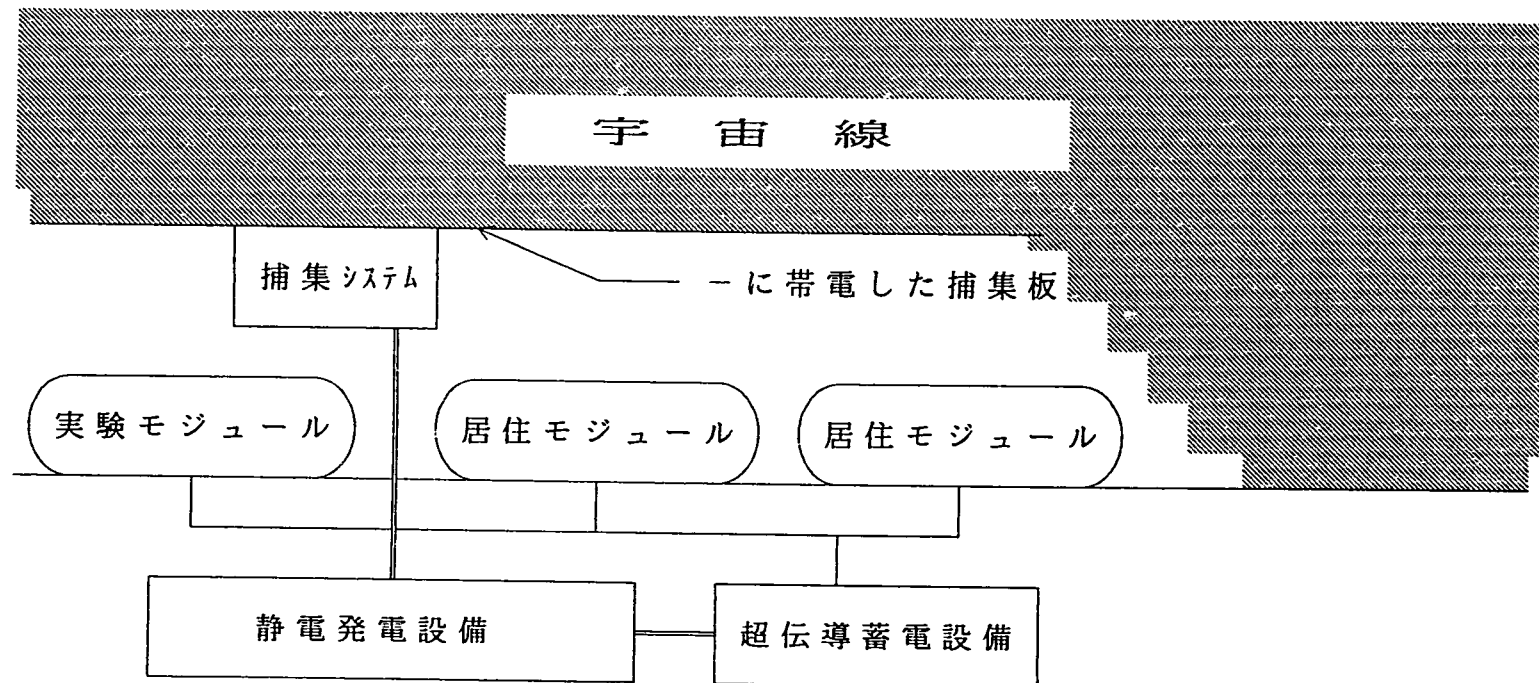
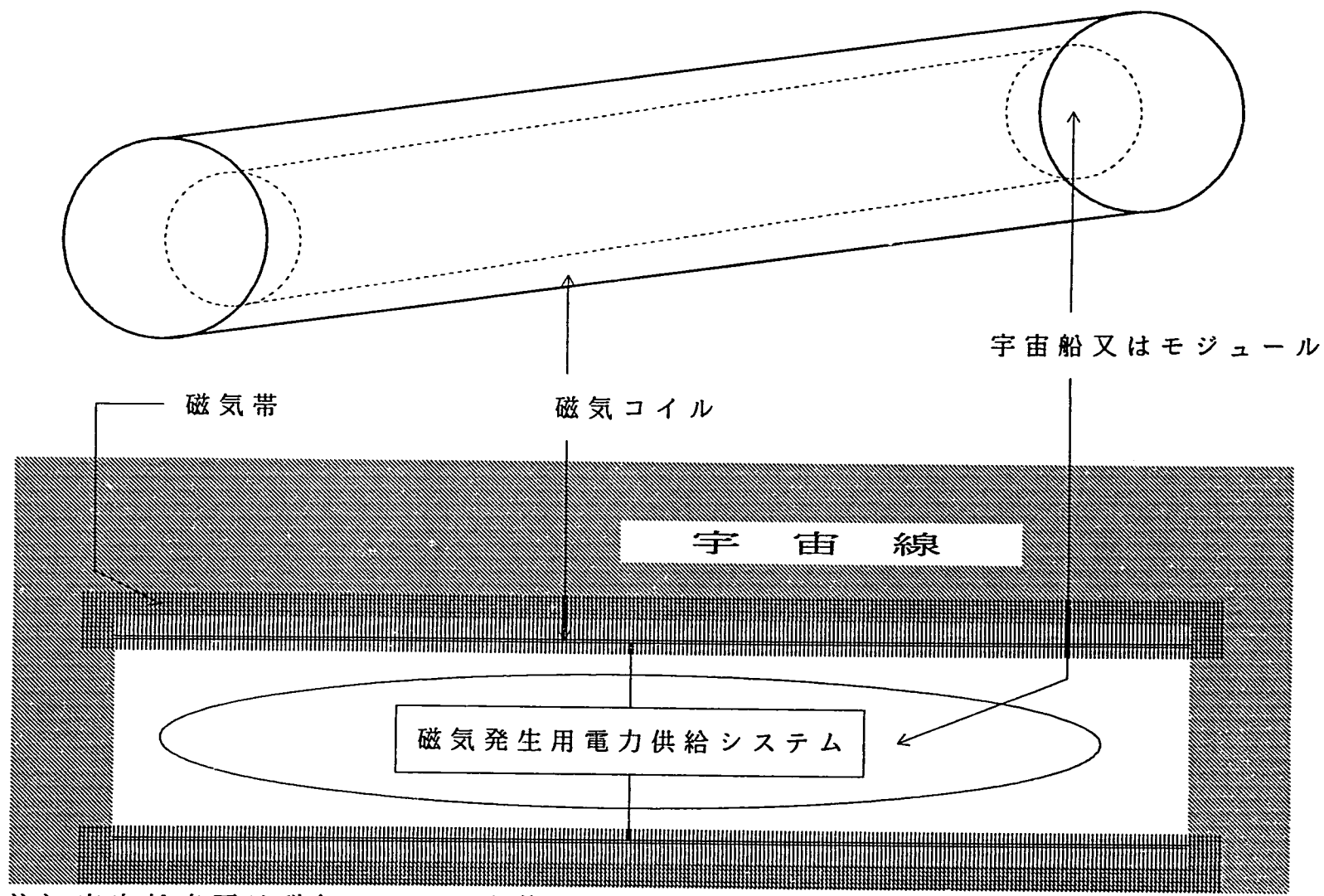


Fig. 5.7 Shielding Method of cosmic ray using electric grid
図5.7 捕集板を利用した宇宙線防護の概念



注) 宇宙船表面は磁気シールドを装備

Fig. 5.8 Shielding Method of cosmic ray using magnetic force

図5.8 磁気を利用した宇宙線防護の概念

第 6 章 考 察

R I 熱発電器は、長期にわたるエネルギーの供給源として、心臓のペースメーカや無人灯台の電源だけでなく宇宙においても人工衛星の電源に利用されている。ただし、熱発電器の変換効率は数%程度で大量のエネルギーを必要とする設備には利用できないことが分かった。しかしながら、小規模のエネルギー供給については、太陽電池と異なり、長期にわたり安定した電力を供給できることから、宇宙における大規模エネルギー供給システムの利用の前段階としてR I 熱発電器は有望である。また、R I 熱発電器に必要なR I は、再処理で回収した ^{237}Np に中性子を照射することにより得られる ^{238}Pu が最も有望であり、これまで蓄積した動燃の技術で供給可能と考える。

月面で利用できるエネルギー源について検討し、月面における資源の探査方法及び極限環境に適した核燃料サイクルの概念を示した。探査では、リモートセンシング（遠隔探査）を採用して月面の資源を調査するとともに、核燃料サイクルでは、レーザー同位体分離を用いた一環システムを示した。レーザー同位体分離は、まだ研究開発の段階で、分離を行うためには大量のエネルギーを必要とし、分離係数も低いが、設備が単純で核燃料サイクル設備を一貫して行えるため、理論的にはコンパクト化を図ることができる。また、R I 熱発電器に必要なR I の分離、製造を可能とするため利用価値が高い。レーザー同位体分離技術についても動燃の行っている研究開発を活かすことができ、また、レーザー同位体分離技術を応用した核燃料サイクルの概念は、乾式であり湿式に比べ臨界状態になり難く、かつ規模がコンパクトにできることから、地上での利用も可能と考えられる。

これまで検討してきた原子力エネルギーを利用した発電方式は、熱源に太陽エネルギーを利用することで、発電システムを殆ど変更せずに設備を組み立てることができる。本書では、既に開発が進められている太陽熱発電器を調査するとともに、太陽熱集光型ランキンサイクルシステム（ソーラレイシステム）の概念を検討し、これまでの研究の発展性を示した。このソーラレイシステムも地上での利用が可能であり、動燃の技術力が活かせる分野でもある。

この他、宇宙より無尽蔵に降り注ぐ宇宙線をエネルギー源としたシステムの概念を検討するとともに、宇宙線捕獲設備を応用した宇宙線の遮蔽対策を示した。宇宙線に対する遮

蔽は宇宙活動を行う上で取り組まなければならない分野であり、静電発電の可能性と荷電粒子の遮蔽について加速器を利用した実験や計算コード（HERMES等）を用いた評価を行うことで技術的な知見を得ることが可能である。

第7章 おわりに

月面及び宇宙空間におけるエネルギーの大量及び安定供給は、宇宙活動を進めていく上で重要不可欠である。本書では中規模活動に適した原子力エネルギー供給システムを確立するために、R I 熱発電器に着目して現状の開発状況と発電原理、月面におけるエネルギー供給の可能性及び原子力以外のエネルギー源について検討した。

その結果、R I を中心とした原子力による極限環境エネルギー供給に関する研究開発は、動燃が所有する技術を十分に活用することが可能であり、また極限環境に適用可能なシステムは、安全面を評価し基準に適合するよう改良を加えれば、地上での利用も可能である。

参 考 文 献

- (1) 羽賀一男, 大坪 章 他, 「宇宙動力炉に関する文献調査(2)-SPACE NUCLEAR POWER (J. A. Angelo, D. Buden, Orbit Book Company, Inc., Florida 1985) の要約」, PNC N 9510 90-001, 1990 年 3月.
- (2) 神戸 満, 羽賀一男 他, 「宇宙用原子動力プラント S P E C T R A の概念検討」, PNC SN9410 90-044, 1990年 4月.
- (3) 野村紀男, 羽賀一男, 大坪 章, 「月面可搬型炉 S P E C T R A - L の概念検討 (I) - 打ち上げ失敗時の安全評価」, PNC ZN9410 91-100, 1991 年 3月.
- (4) 野村紀男, 羽賀一男, 大坪 章, 「月面可搬型炉 S P E C T R A - L の概念検討 (II) - 宇宙空間における線量当量の考え方」, PNC ZN9410 91-107, 1991 年 3月.
- (5) 野村紀男, 羽賀一男, 大坪 章, 「宇宙用原子動力プラント S P E C T R A の概念検討 (II) - 遮蔽構造の検討」, PNC ZN9410 91-125, 1991年 4月.
- (6) 野村紀男, 羽賀一男 他, 「月面用原子動力プラントの概念検討」, PNC ZN9410 93-154, 1993年 8月.
- (7) 未来工学研究所 編, 「月面基地と月資源開発研究会」, 01-100-01, 1990年12月.
- (8) S. M. Sze, "Physis of Semiconductor Dvices," New York John Wiley & Sons, 1969.
- (9) R. M. Ure, "Pratical Limits to the Thermoelectric Figure of merit, II," Energy Conversion, 12, 45, 1972.
- (10) J. R. Drabble, R. Wolfe, "Anisotropic Galvanomagnetic Effects in Semiconductor," Proc. Phys. Soc. (Lomdon), B69, 1101, 1956.
- (11) J. R. Drabble, R. D. Groves, R. Wolfe, "Galvanomagnetic Effects in n-Type Bismuth Telluride," Proc. Phys. Soc. (Lomdon), B71, 430, 1968.
- (12) J. R. Drabble, "Galvanomagnetic Effects in p-Type Bismuth Telluride," Proc. Phys. Soc. (Lomdon), B72, 380, 1958.
- (13) G. E. Shoemake, J. A. Rayne, R. W. Ure, "Specific Heart of n-and p-type Bi_2Te_3 from 1.4 to 90 K," Phys. Rev., 185, 185, 1969.

- (14) L. P. Cay wood, G. R. Miller, " Anisotropy of the Costant-Enerugy Surfaces in n-type Bi_2Te_3 and Bi_2Se_3 from Galvanomagnetic Coefficients," *Phys. Rev.*, B, 2, 3209, 1970.
- (15) 田中義幸 他, 「 n型 Bi_2Te_3 系实用熱電材料の単結晶育成及び伝熱特性, 日本金属学会講演概要」, 春期, p. 288, 1987.
- (16) P. J. Price, " Ambipolar Thermodijjusion of Electron and Holes in Semiconductor ," *Phil. Mag.*, 46, 1252, 1955.
- (17) G. L. Peason, J. Bardeen, " Electrical Properties of Pure Silicon and Silicon Alloys Containing Boron and Phosphorus," *Phys. Rev.*, 75, 865, 1949.
- (18) 植村泰忠 他, 「半導体の理論と応用(上)」, 第 5, 掌華房, 1966.
- (19) J. E. Parrot, A. D. Stuckes, " Thermal Conductivity of Disordered Solid," London Pion Limited, 1975.
- (20) J. R. Drabble, H. J. Goldsmid, " Thermal Conduction in Semiconductor, Oxford, Pergamom Press, 1961.
- (21) B. Abeles, " Lattice Thermal Conductivity of Disordered Semiconductor Alloys at High Temperture," *Phys. Rev.*, 131, 1906, 1963.
- (22) J. M. Ziman, " Electrons and Photons," Oxford, Oxford University Press, 1960.
- (23) C. Herring, " pole of Low Enwrgy Photons in Thermal Conduction ," *Phys. Rev.*, 95, 954, 1954.
- (24) B. Abeles, D. c. beer, et al., "Thermal Conductivity of Ge-Si Alloys at High Temperature," *Phys. Rev.* 125, 44, 1962.
- (25) J. E. Parrot, " Thermal Conductivity of Sintered Semiconductor Alloy," *J. phys. C(Solid State Phys.)*, 2, 147, 1969.
- (26) P. G. Kelemens, J. E. Parrot, " The Thermal and Thermoelectric Properties of Sintered Germanium Silicon Alloys," *J. phys. C(Solid State Phys.)*, 2, 147, 1976.
- (27) C. Kittel, " Introduction to Solid State Physics," 5th ed., New York, John Wiley & Sons, Inc., 1976.

- (28) C. M. Bhandari, D. M. Rowe, "boundary Scattering of Phonons," J. phys. C(Solid State Phys.), 11, 1787, 1978.
- (29) C. M. Bhandari, D. M. Rowe, "Fine Grained Silicon-Germanium Alloy Technology at UWIST, Cardiff," Proc. 4th ICTEC, p.96, 1982.
- (30) Z. P. Tilliette, F. O. Carre, "French Investigation on an Alternative, longer Term, 20-kWe, Direct Cycle, Gas-Cooled Reactor, Reactor, Space Power System," 7th Symposium on Space Nuclear Power systems, pp.508-513, 1990.
- (31) M. S. Belyakov, V. A. Pavshook, "The Problems of the Brayton Cycle Application in a Bimodal Nuclear Power Production System," 7th Symposium on Space Nuclear Power systems, pp.514-518, 1990.
- (32) 植村 他, 「熱半導体とその応用」, 日刊工業新聞社, 1989.
- (33) R. B. Roberts, "Absole Thermopower of Pb Cu and Pt," Thermal Properties of Some Key Solids. Chap.6, Int Unions Comm. Data Sci. Thecnol., 59, 47, 1985.
- (34) A. F. Ioffe, "Semiconductor Themoelements and Thermoelectric Cooling," London, Infoseach Ltd., 1956.
- (35) S. Sherman, R. R. Heikes, et al., "Calculation of Efficiency of Thermoelectric Device," J. Appl. Phys., 31,1, 1960.
- (36) A. F. Ioffe:坂田民雄訳「サーモエレメント」, 日刊工業新聞社, 1962.
- (37) R. W. Cohen, B. Aueles, "Efficiency Calculation of Thermoelectric Generator with Temperture Varying Parameters," J. Appl. Phys., 34,1687, 1963.
- (38) 菅義夫編, 「熱電半導体」槇書店, 1966.
- (39) 日本原子力産業会議, 「核分裂生成物等総合対策懇談会報告書ー放射能クローズドシステムの構想」, 1973.
- (40) E. Browne and R. B. Firestone, "Table of Radioactive isotopes," John Wiley & Sons, Inc. , 1986.
- (41) 「1988年版 放射性廃棄物管理ガイドブック」, pp 94, 日本原子力産業会議, 1988.

- (42) B. G. Schnitzler, " Intel Advanced Test Reactor Plutonium-238 Puroduction Feasibility Assesment," Tenth Symposium Space Nuclear Power and Propusion, ALBUQUERQUE, Part 1 pp.143-151, 1993.
- (43) 月面基地と月資源開発研究会編, 「月面基地と月資源開発研究会－中間報告」, 未来工学研究所, 1989.
- (44) 小森 長生, 「現代の惑星学」, 東海大学出版会, p. 68, 1992.
- (45) 浅田忠 I 他編, 「原子力ハンドブック」, オーム社, 1977.
- (46) 山村 昌 他編, 「電気工学ハンドブック」, (社)電気学会, 1988.
- (47) 矢島 達夫 他編, 「レーザハンドブック」, 朝倉書店, 1989.
- (48) 中沢 正治, 井口哲夫 他, 「核励起レーザ型中性子検出器の炉内照射試験」, PNC SJ9602 89-003, 1989年 3月.
- (49) Brian O'Leary, " Space Industrialization," CRC Press
- (50) M. Telkes, " Solar Thermoelectric Generators," J. Appl. Phys. 25, 765, 1954.
- (51) P. Egli, " Progress in themoelectricity," IRE Trans. Milit. Electron, 6, No. 1, 27, 1962.
- (52) V. Raag, L. Hankins and M. Swerdling, "Degign Concept of Solar Thermoelectric Generators in Space Application," Proc. 2nd ICTEC, Arlington, p. 60, 1978.
- (53) P. E. Kueser, " Experimental Rsluts for a Solar Heated Theroemetric Generator utilizing Thermal Energy Storage," IEEE Trans., AS-2, 675, 1964.
- (54) 管義夫 編, 「熱電半導体」, 槇書店, 1966.
- (55) P. H. Cadogan, " The Moon-our sister planet," Cambridge University Press, 1981.