

JNC TN4420 98-001

可搬型炉と原子力電池の開発研究についての調査

1999年1月

核燃料サイクル開発機構

敦賀本部国際技術センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1194 茨城県那珂郡東海村村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section ,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1194,
Japan.

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

1998

公開資料

JNC TN4420 98-001

1999年 1月

可搬型炉と原子力電池の開発研究についての 調査

大坪 章*、小綿 泰樹**、羽賀 一男***

要 旨

我が国では高速炉開発に関しては、大型高速増殖炉のみの開発が行われてきた。しかし世界的には大型高速増殖炉の開発と同時に、これと平行して、宇宙で使用される数十～数百kWeの可搬型炉の開発が行われてきた。本報告書はこのような諸外国における可搬型炉の開発の歴史について調査するとともに、より小さな数We～200Weの電気出力の原子力電池の世界的な開発及び実用状況について調査したものである。このような可搬型高速炉及び、原子力電池は宇宙のみならず深海および地上の僻地での使用も期待されるものである。本報告書においては、このような可搬型高速炉及び、原子力電池の我が国における開発の意義について論じた。但し原子力電池については ^{238}Pu 電池および ^{90}Sr 電池の2種類があるが、前者の開発はその技術的課題を検討した結果、当面はわが国での開発は不可能と考えられる。

* 敦賀本部国際技術センター

** 新型転換炉ふげん発電所

*** 大洗工学センターシステム開発推進部

Jan. 1999.

Research on R&D of Portable Reactor and Nuclear Battery

Akira OTSUBO* , Yasuki KOWATA ** , Kazuo HAGA *** .

ABSTRACT

Only a large FBR(Fast Breeder Reactor) has been being developed in the FBR development project of our country. However a portable reactor of scores to hundreds of kilowatts used in the space has been being internationally developed in parallel with the large FBR. The history of portable reactor development in foreign countries was studied in this report. In addition to this, a development and a present usage situation in the foreign countries were studied on a nuclear battery of several to about 200 watts. Such the portable reactor and the nuclear battery are expected to be used in not only the space but also the deep sea and a remote area on the land. Significance was also discussed on the developments of the portable reactor and the nuclear battery in our country. Though there exist two kinds of nuclear batteries of ^{238}Pu and ^{90}Sr , development of the former seems to be impossible in our country owing to technological problems to be solved in order to develop it.

* International Cooperation and Technology Development Center.

** Fugen Nuclear Power Station.

*** System Engineering Division, O-arai Engineering Center.

目次

1. はじめに	1
2. 可搬型炉	2
2. 1 可搬型高速炉の特徴	2
2. 2 研究開発の歴史	4
2. 3 開発計画案	7
3. 原子力電池	20
3. 1 原子力電池の特徴	20
3. 2 研究開発の歴史	22
3. 3 開発計画案	23
3. 3. 1 ^{238}Pu 電池	23
3. 3. 2 ^{90}Sr 電池	26
4. 議論	39
5. おわりに	41
謝辞	42
参考文献	43
資料1 地球を離れて 104億km 秋田-1号が「最遠」人工物体に (朝日'98年2月18日夕刊)	46
資料2 方向性の定まらぬ原子力開発 (日経'98年5月16日朝刊)	47
資料3 Sr-90 アイソトープ電池の作製について	48

表リスト

表 2. 1	液体金属冷却炉の臨界時期(1951-1969)	10
表 2. 2	宇宙炉開発の優先作業動向 (ロシア)	11
表 3. 1	米国で宇宙用に打ち上げられたRTG	28

図リスト

図2. 1	深海炉システム	12
図2. 2	宇宙炉システム系統図	13
図2. 3	SP-100概略図	14
図2. 4	TOPAZ-1 炉	15
図2. 5	TOPAZ-1 炉構造	16
図2. 6	TOPAZ-1 炉発電チャンネル	17
図2. 7	ERATO 宇宙炉200kWeシステム全体構成図	18
図2. 8	可搬型高速炉開発スケジュール	19
図3. 1	海洋用 ^{238}Pu ラジオアイソトープ熱源	29
図3. 2	SNAP-27 の構造と月面設置状況	30
図3. 3	ボイジャー探査機	31
図3. 4	ボイジャーの電源部断面図	32
図3. 5	GPHS-RTG	33
図3. 6	GPHSと熱電変換部中央断面	34
図3. 7	GPHS熱発電素子積層モジュール組み立て方	35
図3. 8	^{237}Np 回収法	36
図3. 9	原子力電池開発スケジュール	37

写真リスト

写真3. 1 プイ用RTG..... 38

1. はじめに

核燃料サイクル開発機構では、高速炉の新しい利用分野の開拓を目指して研究を行っている。可搬型炉はこの研究の中心となっているものである。可搬型炉の技術的成立性については、既に数多く発表してきた¹⁻⁹⁾。しかし現実にはなかなか可搬型炉研究を本格的に開始しようという機運が盛り上がらない現状である。色々その原因が考えられるが、その一つとして我が国では世界における可搬型炉研究の実情が知られていないことがあることに筆者は気がついた。可搬型炉は大型FBRと共に、原子力開発研究の初期の時代から研究されてきた、原子力の本命技術と言えるものである。そこで今回は可搬型炉研究の歴史について調査し説明することとした。

小出力の電源としては、他に原子力電池がある。電気出力について言えば、可搬型炉は数十kWe から数百kWe に対して、原子力電池は数Weから200We 程度である。原子力電池は、可搬型炉を深海或いは月面等で使用するとき、故障時の非常用電源として利用すれば非常に有効なものである。ところで原子力電池は世界的には何十年も前から広く使用されているが、我が国では全然使用されていないものである。そこで今回は原子力電池についても調査することとした。

2. 可搬型炉

2. 1 可搬型高速炉の特徴

可搬型炉のシステムについては、既に報告済であるので、ここでは可搬型炉の中の一つのシステムである深海炉システムを中心に説明するだけに止める。

図2. 1に発電出力20-40kWeの深海炉の機器配置を示す。耐圧殻内下方部分に位置するのは熱を発生させる一次系のナック (NaK) 冷却型高速炉であり、上方部分に位置する二次系はヘリウム (He) とキセノン (Xe) の混合ガスを作動流体とする、発電を行う密閉ブレイトンサイクル(Closed Brayton Cycle: CBC)である。本深海炉システムでは、全てのコンポーネントが数cmの厚さの分厚い耐圧殻中に設置されている。本システムでは冷却器が耐圧殻内面上に設置され、本システムからの放熱は耐圧殻中を熱伝導で伝わり、その後海水中に海水の対流熱伝達で伝わることになる。

図2. 1を宇宙空間で使用する宇宙炉システムとする場合には、大きく変わるのはこの冷却器が無限宇宙空間に熱放射する放熱板に代わることのみである。図2. 2に宇宙炉システムの系統図を示す¹⁰⁾。更に地球上の陸地で使用する地上炉システムとする場合について言えば、系統図としては図2. 2と同じであるが、この放熱板からの除熱が熱放射のみならず、空気の対流によっても行われるようになる。

可搬型炉の利用法については既に報告したが¹⁰⁾、宇宙や深海の基地用動力源としては数十kWe以上の電力量が、数年連続して発電される必要がある。このような動力源として、液体金属冷却高速炉が適している理由は次のとおりである。

軽水炉の場合は、運転期間中に冷却水の水処理を行う必要がある。この水処理の技術は原理的には自動化が不可能では無かろうが、しかしそう簡単とは考え難い。例え自動化が出来たとしても、修理することを考える必要のある水処理用の機器を月面や深海底に設置する必要が生じる。よって軽水炉は月面や深海の基地用動力源として適しているとは考え難い。

高温ガス炉の場合は、発電系にガスタービンを用いる場合、二次系が消除出来て有利であるという意見がある。宇宙で使用する場合、例えば10年間使用した後は再使用しないという方針であるので、このような考えが成り立つ可能性がある。しかし深海で使用する場合には、原子炉寿命としては30年以上と考え、この期間は適当な補修をしつつ使用する。

よって二次系を削除して耐圧殻やその他の機器を放射化することは、この補修の際に非常に不利な条件となる。また最終的な耐圧殻や機器の処分や或いはこれらに使用されている金属材料の再使用を考えると、これらの放射化は著しく不利な条件となる。従って高温ガス炉も、深海基地用動力源として適しているとは考え難い。

液体金属冷却高速炉は、上記のような軽水炉及び高温ガス炉の場合のような不具合がなく、月面及び深海の基地用動力源として極めて適していると言える。

次に更に経済性について深海炉として利用する場合について、海洋研究で現在広く使用されているバッテリーと比較して検討してみる。

深海高速炉の開発目標は、発電出力が20～40kWe、寿命が30年、一回の連続運転期間が10年である。製作費は50～100億円と想定される。

深海炉の総発電量： $20 \sim 40\text{kWe} \times 24\text{H} \times 365 \text{日} \times 30\text{年} = 0.53 \sim 1.05 \times 10^7 \text{kWeH}$

海洋科学技術センターが、太平洋の赤道近海で使用するプイの動力源としては一次電池いわゆる乾電池が使用されている。この一次電池の値段については筆者は知識がないので、ここでは二次電池いわゆる蓄電池の値段で代用する。二次電池の値段は、Nikkei New Material 1987年10月5日号によると、銀-カドミウム電池の値段は1,000～2,000 \$/kWeH である。

従って、上記発電量を一次電池で発電した場合の価格は大体次のようになる。

$$1,000 \sim 2,000 \text{ \$/kWeH} \times 0.53 \sim 1.05 \times 10^7 \text{kWeH} = 0.53 \sim 2.1 \times 10^{10} \text{ \$}$$

$$= 0.53 \sim 2.1 \times 10^4 \text{ M\$}$$

即ち約7,500億円から3.0兆円となる。一方上記のように深海高速炉の製作費は、50～100億円と想定されるので、これでは全然比較にならない。またバッテリーを製作するのに陸上の原子炉で発電する電力を使用するのであれば、深海で原子炉を使用するのと同等の、或いは多分より以上多量のウラニウム燃料を消費することになる。即ちウラニウム資源保護及び核分裂廃棄物の量から言っても、深海高速炉の方が好ましい。

ここで、二次電池を使用するとする。深海高速炉は一回の連続運転期間の目標は10年である。二次電池の一回の連続運転期間を5年として、5年後に充電するとすると、必要

な二次電池の容量は、 $0.53 \sim 1.05 \times 10^7 \text{ kWh}$ の5/30となる。従って電池の価格も約7,500億円から3.0兆円の5/30の、約1,250億円から5,000億円となる。充電期間をより短くすればより価格は安くなるが、それでは連続運転期間が更に短くなり、深海高速炉の運転条件とかなり異なることになるので、ここではそうした検討はしない。

2. 2 研究開発の歴史

(1) 米国

原子力開発初期の1951年から1969年の期間に、臨界になった液体金属冷却炉を表2. 1に示す。この表の可搬型炉の欄で、S I R (Submarine Intermediate Reactor) シリーズは原子力潜水艦用のナトリウム (Na) 冷却の中速中性子炉である¹¹⁾。このナトリウム冷却炉は、同時に平行して開発されていた軽水炉型のものと比較して、故障の修理にずっと長期の期間が必要になるので、軍用には劣ると結論されて、Mark B以降は開発が中止になった¹²⁾。

S N A P (System for Nuclear Auxiliary Power) シリーズは宇宙用動力源として開発されたナック冷却熱中性子炉である¹³⁾。熱中性子炉となったのは、この時代にはまだ高速炉の技術が余り無かったためと考えられる。減速材としては燃料に、U-ZrH_x を使用することで水素 (H) をそれに当てている。しかしU-ZrH_x は燃焼中に水素を遊離するため、結果的に炉出力に時間変化があり、この炉の燃焼特性は余り良いものではない。表2. 1の中では、S N A P-10A計画のF S (Flight System) - 4炉のみが実際に宇宙に打ち上げられた。他の炉は全て地上試験炉である。

一方大型炉の欄は、いわゆるF B R開発のために各国が建設した高速実験炉である。D F Rではナックを冷却材として使用しているが、その他の炉はナトリウムを冷却材として使用している。

このように表2. 1から分かるように、可搬型炉は原子炉開発の初期の時代から、いわゆる大型のF B Rと平行して開発が開始された、F B Rとまた別の液体金属冷却炉技術である。いままで日本では大型のF B R開発のみ行われ、可搬型炉については全然開発が行われてこなかったが、このような開発はF B R技術全体から見れば極めて片手落ちの開発と言える。

米国では表2. 1の時代の後にS P A R (Space Power Advanced Reactor) 計画という高

出力で宇宙炉としては長寿命（7年以上）の、無人宇宙用原子炉を設計する研究が行われた。この計画では100kWe、高温、UO₂燃料、ヒートパイプ冷却、高速炉、熱電子発電方式のシステムの研究が、1979年～1981年にLos Alamos研究所で行われた。このSPAR計画は最終的にはSP (Space Power)-100 計画に引き継がれた¹⁴⁾。

SP-100計画は1986会計年度から、約350M\$（当時約455億円）で本格的に開発が始められた。SP-100の主な仕様は次の通りである。

- ①最大重量 3,000kg
- ②寸法 直径4.6m以内（スペースシャトル内に搭載可能なこと）
- ③熱出力 1,400 ～1,600kWt
- ④電気出力 100kWe
- ⑤重量当たりの電気出力 30 ～50We/kg
- ⑥運転寿命 7年（全出力運転）

SP-100概略図を図2.3に示す¹⁵⁾。左端のUN燃料/PWC-11材（ステンレススティール）被覆管を用いた原子炉で発生した熱は、電磁ポンプにより駆動される1次系の液体リチウム(Li)により移送され、熱電対方式変換素子(thermoelectric cell)により電気に変換される。一方、同素子のコールドレグ側にあたる2次系（作動流体液体リチウム）は同素子の廃熱を放熱器に伝え、宇宙空間に放出する働きをしている。

SP-100計画では図2.3のような設計研究が行われるとともに、上述のUN燃料/PWC-11材を使用した燃料ピンの製造法の開発及び炉内での照射試験、及び炉心特性についての炉物理試験¹⁶⁾が行われた。しかし地上試験炉の製作までは計画は続かず中断した。

米国ではその後ロシアから宇宙炉TOPAZ 炉が購入され、運転試験が行われるとともに、後に第3章で説明するように²³⁸Puを用いた原子力電池の研究が盛んに行われている。

(2)ロシア（旧ソ連）

オブニンスクのロシア国立科学センター物理エネルギー研究所(IPPE)で宇宙炉が開発されている。1994年に筆者の一人がこの研究所を訪問した時には、ここで述べる宇宙炉を担当しているSpace Reactor Design & Technology Divisionの職員数は約700名ということであった。

1950年代には熱電気発電方式のRomanshka が開発された。Romanshka は電気出力500 ～ 800We（熱出力40kWt）の炉内熱電対型高速炉で、2%の熱電気変換効率である。システム全体の重量は500kg 以上ある。核燃料には、 UC_2 を用いており、 ^{235}U 濃縮度は90% である。原子炉の冷却材は無く、放射冷却で冷却している。30基がCOSMOS宇宙船で使用された。

その後より熱電気変換効率の大きい熱電子変換発電を用いたTopaz-1 炉の開発が行われた。ここでTopaz という言葉は、Thermionic Experiment with Conversion in Active Zoneという意味のロシア語の略語である。これは燃料に UO_2 、減速材にZrHを用いた中速エネルギー炉で、冷却材はナックである。熱電子変換器は、エミッター（Mo, W）とコレクター（Nb合金）の間にセシウム（Cs）蒸気が封入されている。1970年～1984年に地上試験炉として7基が製作された。また2基がCOSMOS宇宙船の電力源として使用された。

図2. 4にTopaz-1 炉の全体を、図2. 5にTopaz-1 炉構造を、図2. 6にTopaz-1 炉の発電チャンネルを示す。現在はTopaz-1 炉の性能向上を目指すTopaz-2 炉の開発が行われている。

表2. 2には現時点でのロシアの宇宙炉開発の優先作業動向を示す¹⁷⁾。この表でもロシアでは宇宙炉開発が、非常に重要な開発研究課題とされていることが分かる。

(3)フランス

フランスでの宇宙炉開発研究は1965年頃開始された。この原子炉は電気出力30kWe、液体リチウム冷却型高速炉である。2次系はカリウムランキンサイクルの場合と、窒素ガスを作動流体とした密閉ブレイトンサイクルの場合について研究された。

1983年にはERATO 計画と呼ばれる本格的な設計研究が開始した。将来ARIANE-Vロケットで打ち上げられる予定の200kWeの宇宙炉について研究された。原子炉は燃料に UO_2 、或いはUN、冷却材にナトリウム、ナック或いは液体リチウムを用いた高速炉と、ペブルベッド型燃料を用いたガス炉である。発電はいずれの場合もヘリウム-キセノン混合ガスを作動流体とした密閉ブレイトンサイクルである。図2. 7には、液体リチウム冷却型の高速炉と密閉ブレイトンサイクルからなるシステムを、ARIANE-Vロケットの先端に搭載した全体構成図を示す。2次系は4ループで、各ループとも50kWeの発電機を備えた密閉ブレイトンサイクルである。

1986年以降は近い将来に実現性の高い、より小型の20kWe システムについて設計研究が行われるようになった。この設計研究では、宇宙炉最適設計計算コードシステムDIOGNEが開発された。1993年に本設計研究は終了した。

1994年には、水素ガス冷却型熱外中性子炉の設計研究が開始した¹⁸⁾。現在この研究が行われている。

2. 3 開発計画案

最初の可搬型高速炉の開発目標とするプラントとしては、製作し易さの点から、図2.1の40kWe システムを選ぶ。これは地球環境問題に必要な海洋データを観測する海底無人基地用動力源として使用されるものである。このシステムを地上用及び宇宙用に使用することも勿論可能である。

本高速炉システムは、現時点での技術的確立性の点から、一次系は冷却材溶融のための予熱が不要な、炉容器出口温度約 600°Cのナック冷却炉とし、二次系はガスタービン発電システム、即ち米国で宇宙用に既に開発されているヘリウム-キセノン混合ガス密閉ブレイトンサイクルとした。深海炉の場合全システムは、深海の高圧状態に耐えるように耐圧殻中に設置される。開発目標とするプラントの主要項目は次のようなものである。

電気出力：40kWe

熱出力：200kWt-

燃料：約60% 濃縮UN

耐圧殻：チタン (Ti) 合金製、内径約2.6mの球状のものの2連球、厚さ約70mm

炉容器：SUS316製の2重容器

作動流体：1次系ナック (NaK)、2次系ヘリウム-キセノン (He-Xe) 混合ガス

ループ数：1次系 1、2次系 4

廃熱：海水自然循環

中性子遮蔽材：LiH

全長：約5.2m

総重量：約20トン

炉容器出口温度：約 600°C

連続運転期間：5年

使用期間：30年

設置場所：水深3,500mの太平洋海底

本開発のスケジュールを図2. 8に示す¹⁹⁾。計画全体について言えば、まず最初の10年間は深海炉の実用化を目指すことを研究目標にし、その後は地上炉及び宇宙炉を研究目標にする。尚本スケジュールでは3年目から試験炉を製作することになっているが、例えば試験炉を設置する場所がただちに見つからないというような事情でもあれば、全体の計画を少し遅くして、この3年目から約5年間模擬試験装置を使用する炉外試験を、計画するようなこともまた可能である。

1. の試験炉（陸上）では、最初の11年間は深海炉の実用化を目指すための深海炉試験を行う。この期間に試験炉の設計・製作・試運転・過渡試験・連続試験を行う。設計では、熱流動解析、構造解析、信頼性解析等を行う。過渡試験では、異常及び事故事象を含む色々な過渡事象に対応する実験を行う。連続運転は、本システムが数年間の連続運転が可能であることを証明するために行うものである。尚この試験炉では、使用する燃料としては3章で説明した目標とする可搬型炉で使用する約60%濃縮UN燃料ではなく、Pu富荷度約50%のMOX燃料を使用する。これは試験炉のスケジュールを短縮するために、60%濃縮Uを輸入する交渉をせずに、サイクル機構の現状技術で可能な燃料を使用しようという立場に立ったためである。

この試験炉では、12年目以降は本可搬型炉を地上、及び宇宙で使用するための試験、地上炉・宇宙炉試験を行う。この際には試験炉の冷却器部分を図2. 1の深海炉用の耐圧殻構造のものから、地上炉用のいわゆる普通の型の薄い伝熱板を使用した冷却器更には、宇宙炉用の無限宇宙空間に熱放射するタイプの冷却器に取り換えて試験するものである。

ガスタービン発電装置は、2次系に使用する密閉ブレイトンサイクルを製作するものである。これは米国NASA(National Aeronautics and Space Administration)からの仕事を受託して宇宙炉用の小型密閉ブレイトンサイクルを開発した実績のある、米国の会社に発注するのが良いと考える。ここで10kWe×4としたのは、10kWeの密閉ブレイトンサイクルが製造実績があるからである。

2. の安全解析は、最初の6年間は試験炉製作及び試運転の際の、安全審査対応に必要な

な安全解析を行うものである。後の5年間は、最初に海洋で試験する5.の深海1号炉のための解析を行う。

3. 炉物理試験は5.の深海1号炉用に、仮想的な耐圧殻海水漏洩事故時に、更に炉容器バウンダリーが破損して炉心内に海水が侵入したとして、この炉心浸水状態での未臨界性を確認するものである。専門家の間にはこのような問題は解析検討だけで済まして良いという意見もあるが、ここでは可能なら原研のFCAで試験するとして計画したものである。

4. 窒化物燃料のスケジュールは、1.の試験炉用の燃料としては現状技術で可能な酸化燃料を使用するのに対して、5.の深海1号炉用にはより小さな炉心が可能となる窒化物燃料を使用しようというものである。

5. 深海1号炉では、1.の試験炉の過渡試験の終了時期に準備期間を予定した。この準備期間中に、原子力界以外の関係機関の人々との十分な打ち合わせが行われることになる。この打ち合わせの結果実施可能という結論ができれば、深海1号炉の設計に進む。このスケジュールには記載しなかったが、準備、許認可及び設計製作の合計7年間に、別途深海1号炉を運搬し海中試験するための船を建造する必要がある。この海中試験については今の時点では何も言えないが、海洋関係機関の協力を得て新法人が実施主体となることもあり得る。

尚、5. 深海1号炉の計画が不幸にも万一予定通り実施されない場合は、1.の地上試験炉の試験研究のみになる。この場合は、上記の地上炉および宇宙炉の試験に約10年かかるので、全体としては約20年のいわゆる可搬型炉の基盤研究を行うことになる。この場合でも、可搬型炉という人類にとって高速炉の新技术を開発したとすることが出来る。

表 2. 1 液体金属冷却炉の臨界時期

(1951-1969)

Criticality year of liquid metal cooled reactors

臨界年	可搬型炉	大型炉
1951		EBR- I
1953	SIR Mark A	
1955	SIR Mark B (Seawolf)	
1958		BR-10
1959	SER(SNAP-2)	DFR
1961	S2DR(SNAP-2)	
1962		EBR- II
1963	S8ER(SNAP-8)	E. Fermi
1965	FS-3(SNAP-10A) FS-4(ditto.)	
1967		Rapsodie
1968	S8DR(SNAP-8)	BOR-60
1969		SEFOR

SER:SNAP-2 Experimental Reactor

S2DR:SNAP-2 Developmental Reactor

S8ER:SNAP-8 Experimental Reactor

S8DR:SNAP-8 Developmental Reactor

表 2. 2 宇宙炉開発の優先作業動向（ロシア）

TABLE 2. The highest priority directions of work on development of NPS and NPPS till the year 2015

Power, kW	Type of NPS (NPPS)	Type of propulsion, thrust, power	Level of readiness
10-50	"Topaz"-type thermal reactor with multi-cell TFE	NEP, 2-5 N, 40-100 kW	"Topaz" flight testing in 1987-1988, conceptual design of the transport and power supply module, designs of 10-50 kW NPS
	"Topaz-2"-type thermal reactor with single-cell TFE	NEP, 2-3 N, 50 kW	Ground testing of "Topaz-2"
		Hydrogen propulsion, up to 10^2 N	Conceptual studies
	Fast reactor on the basis of TFE with external arrangement of fuel	NEP, 2-5 N, 50-100 kW	Conceptual studies
		Hydrogen propulsion, up to 10^2 N	Conceptual studies
	High-temperature NPPS	NTP, up to 10^3 N	Bench tests of the NTP reactor system components
100-200	Fast Na-K reactor	NEP, 10 N, up to 250 kW	Design of the 100 kW NPS
	Fast Li reactor	NEP, up to 250 kW, 10N	Design of the 250 kW NPS
250-500	Fast Li reactor	NEP, up to 800 kW, 20 N	Design of nuclear interorbital tug
	High-temperature NPPS	NTP, up to 10^5 N	Bench tests of the NTP reactor system components
$(1-2) \cdot 10^3$ and above	Fast Li reactor	NEP, 35-70 N	Conceptual studies
	High-temperature NPPS	NTP, above 10^5 N	Bench tests of the NTP reactor system components
	Gas-phase NPPS	NTP, above 10^5 N	Conceptual studies

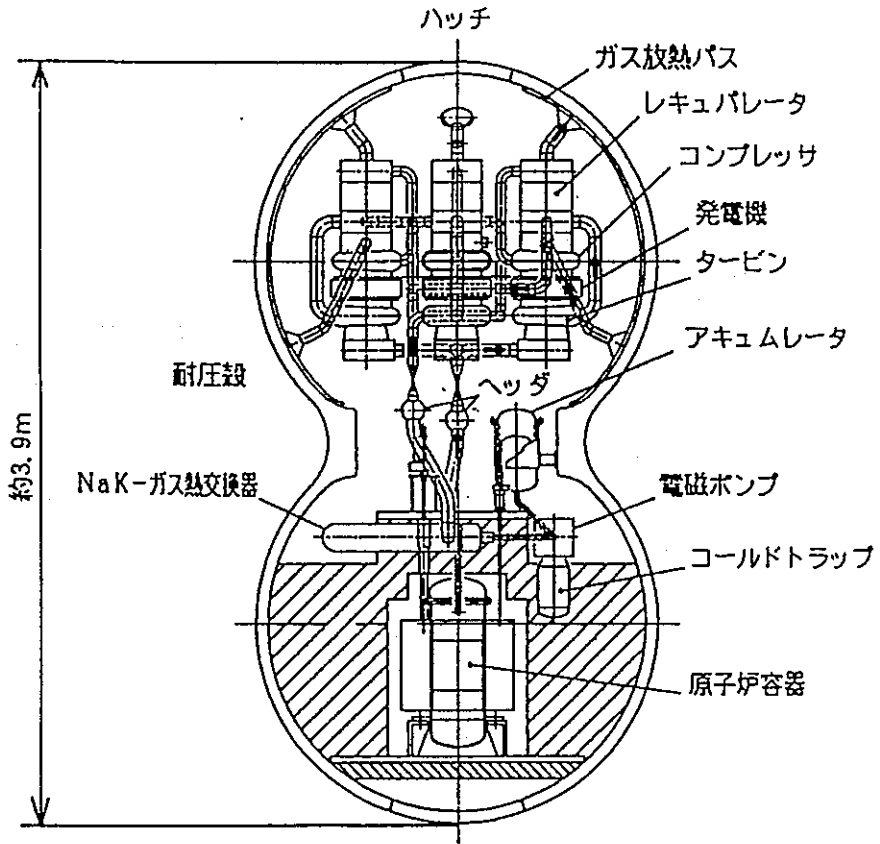


図 2. 1 深海炉システム

Deep sea reactor system

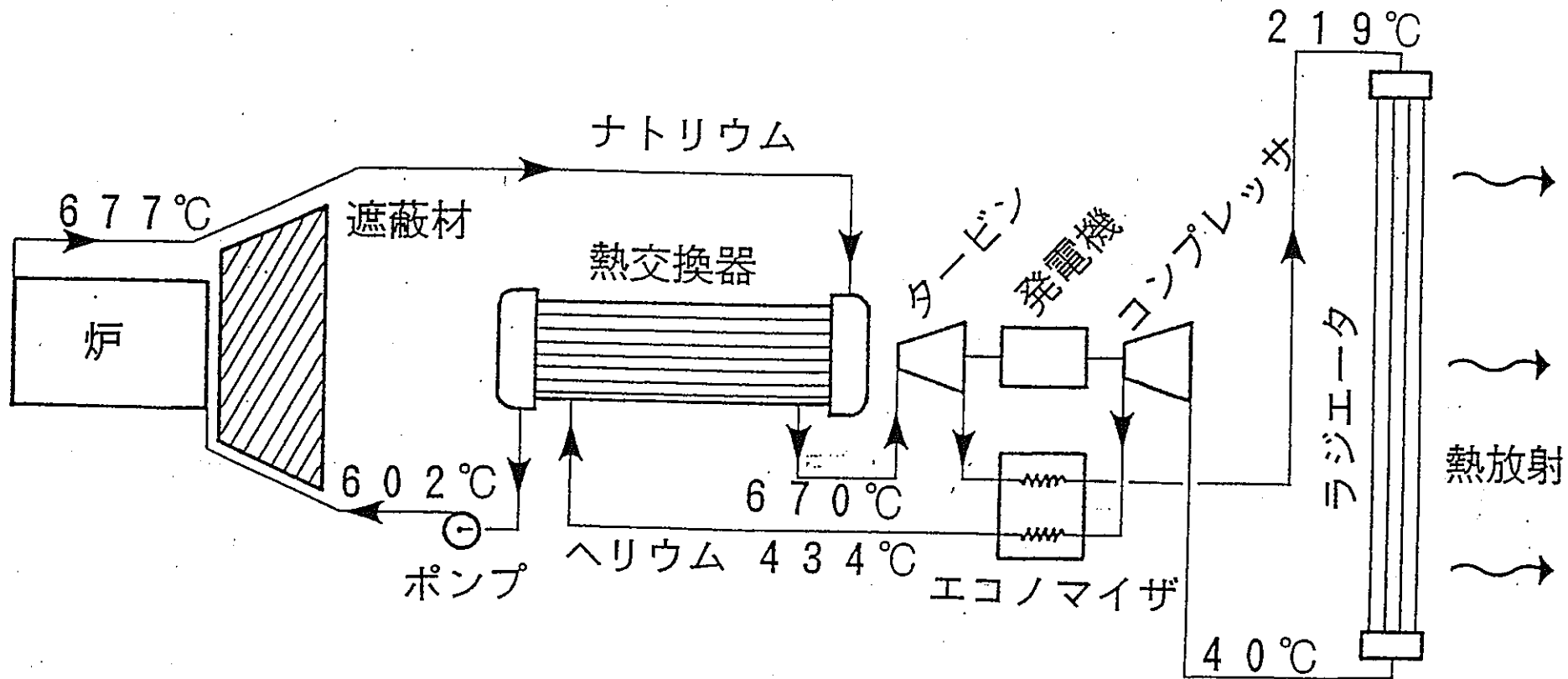


図 2. 2 宇宙炉システム系統図

Space reactor system

Major components of a typical SP-100 space reactor power system.

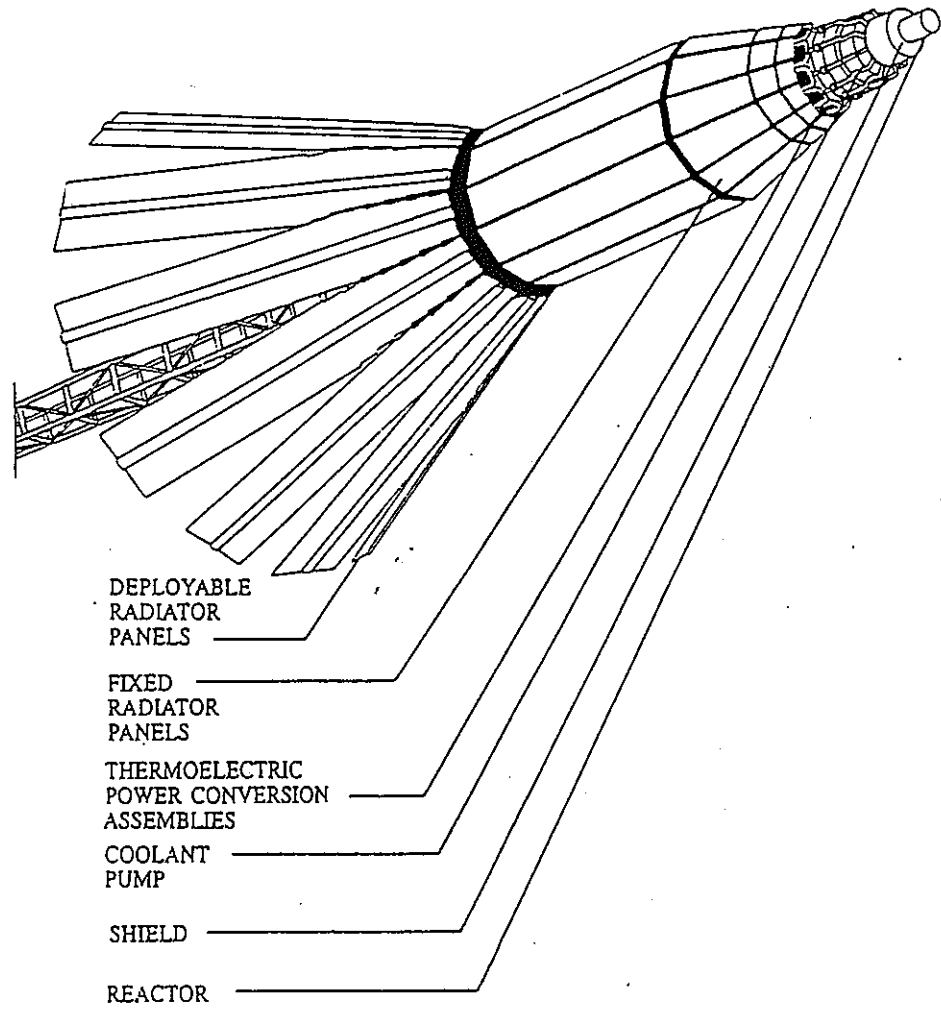
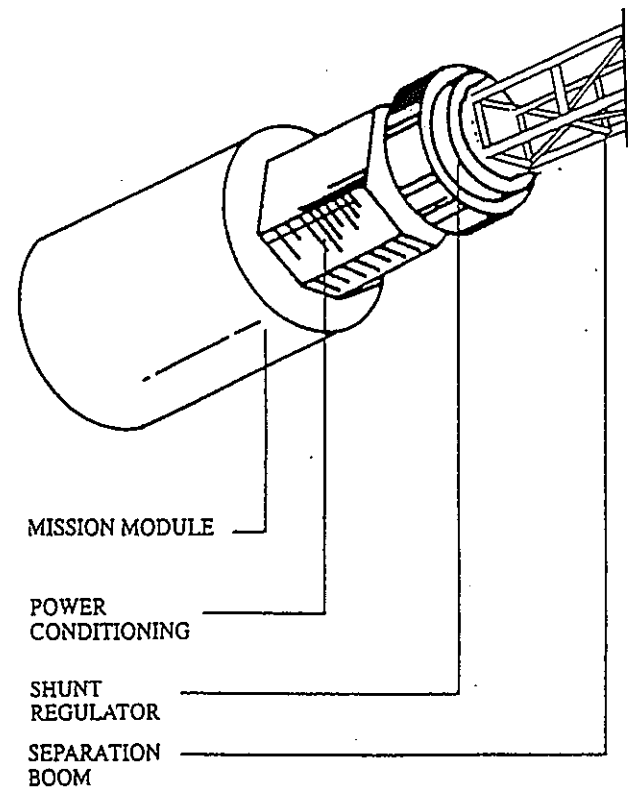
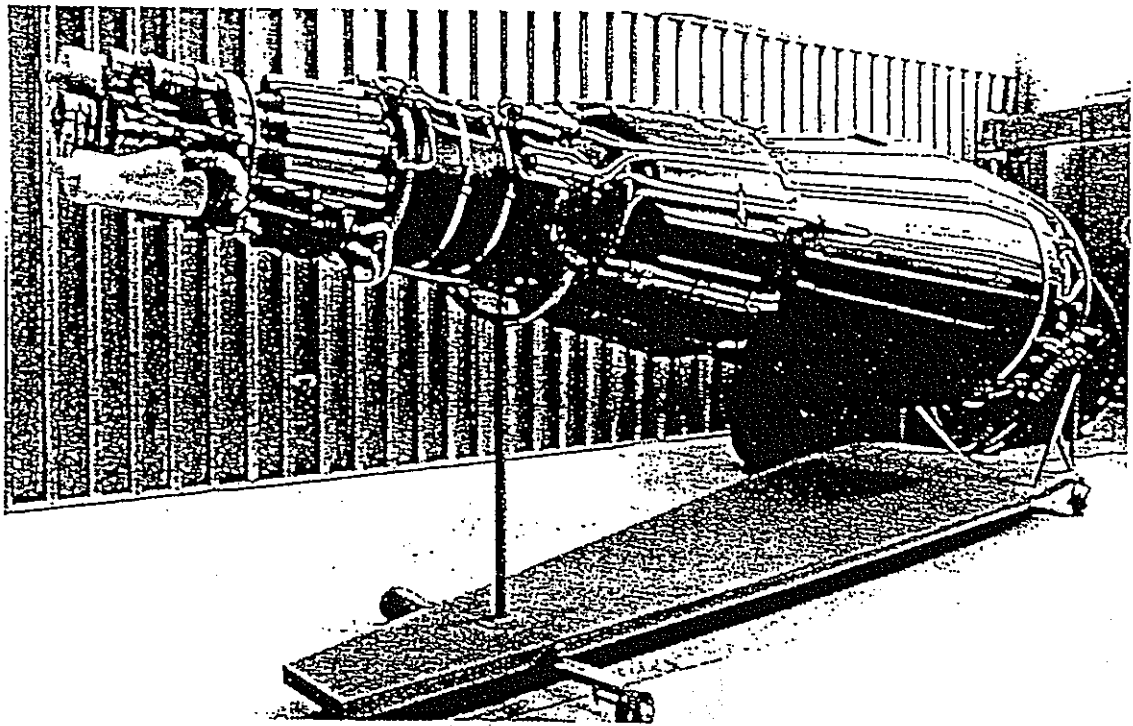


图 2. 3. SP-100 概略图

SP-100 system



Термоэмиссионная ядерно-
энергетическая установка косми-
ческого назначения "Топаз-1"

"TOPAZ-1" space thermionic nuclear
power unit

☒ 2 . 4 TOPAZ-1 炉

TOPAZ-1 reactor

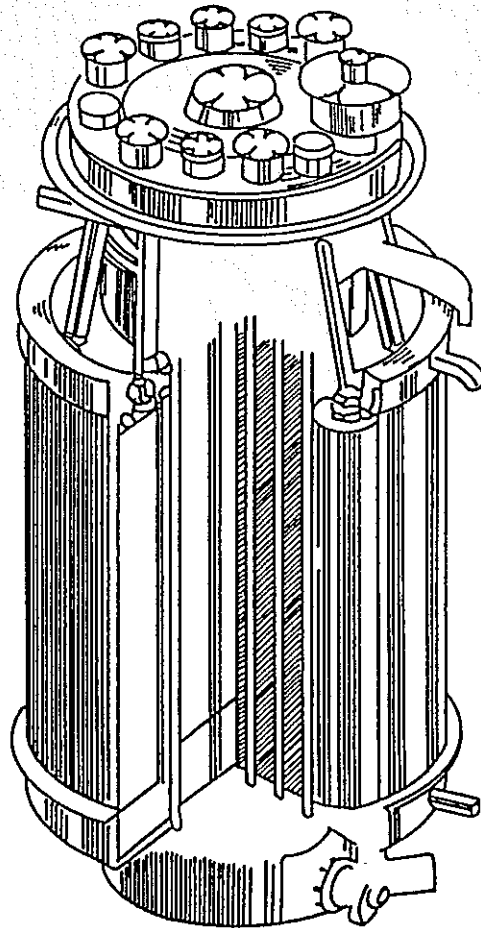
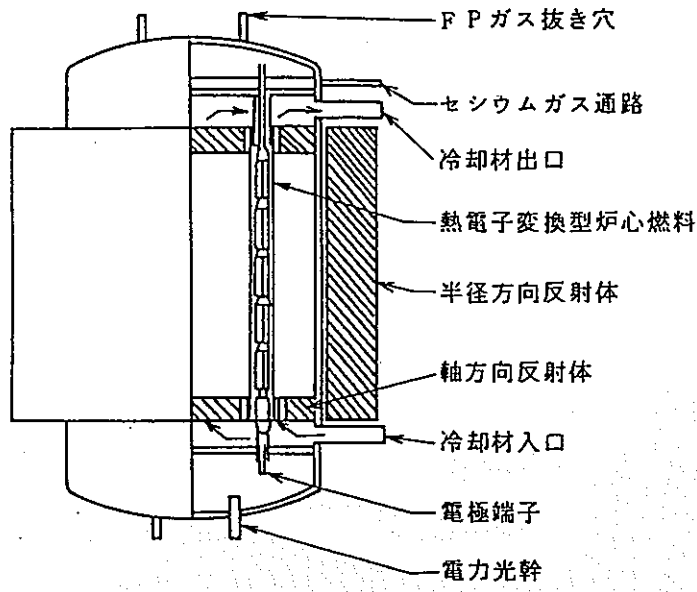


図 2 . 5 TOPAZ-1炉構造

TOPAZ-1 reactor structure

A TEE mock-up of TOPAZ[™] space nuclear power unit installed into the loop cell of the First NPP reactor.

- 1 - emitter; 2 - collector;
- 3 - collector sheath;
- 4 - coolant; 5 - cooling water;
- 6 - heater;
- 7 - loop cell of the first NPP reactor

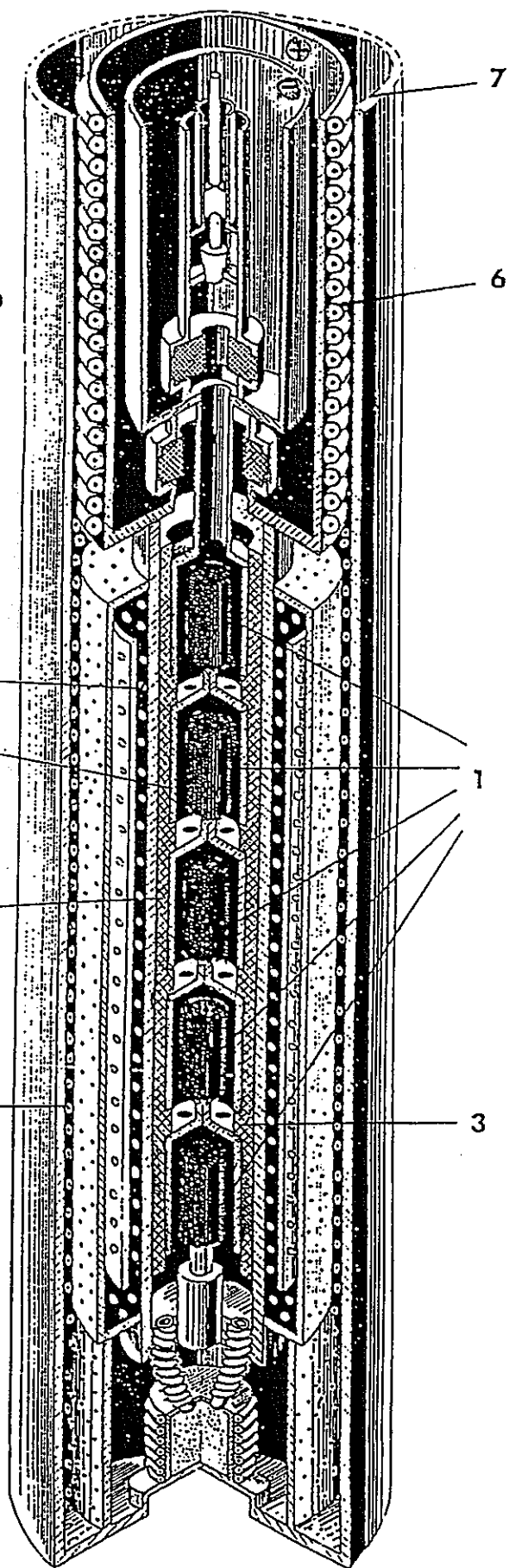


図 2 . 6

TOPAZ-1 炉発電チャンネル

TOPAZ-1 reactor power generation channel

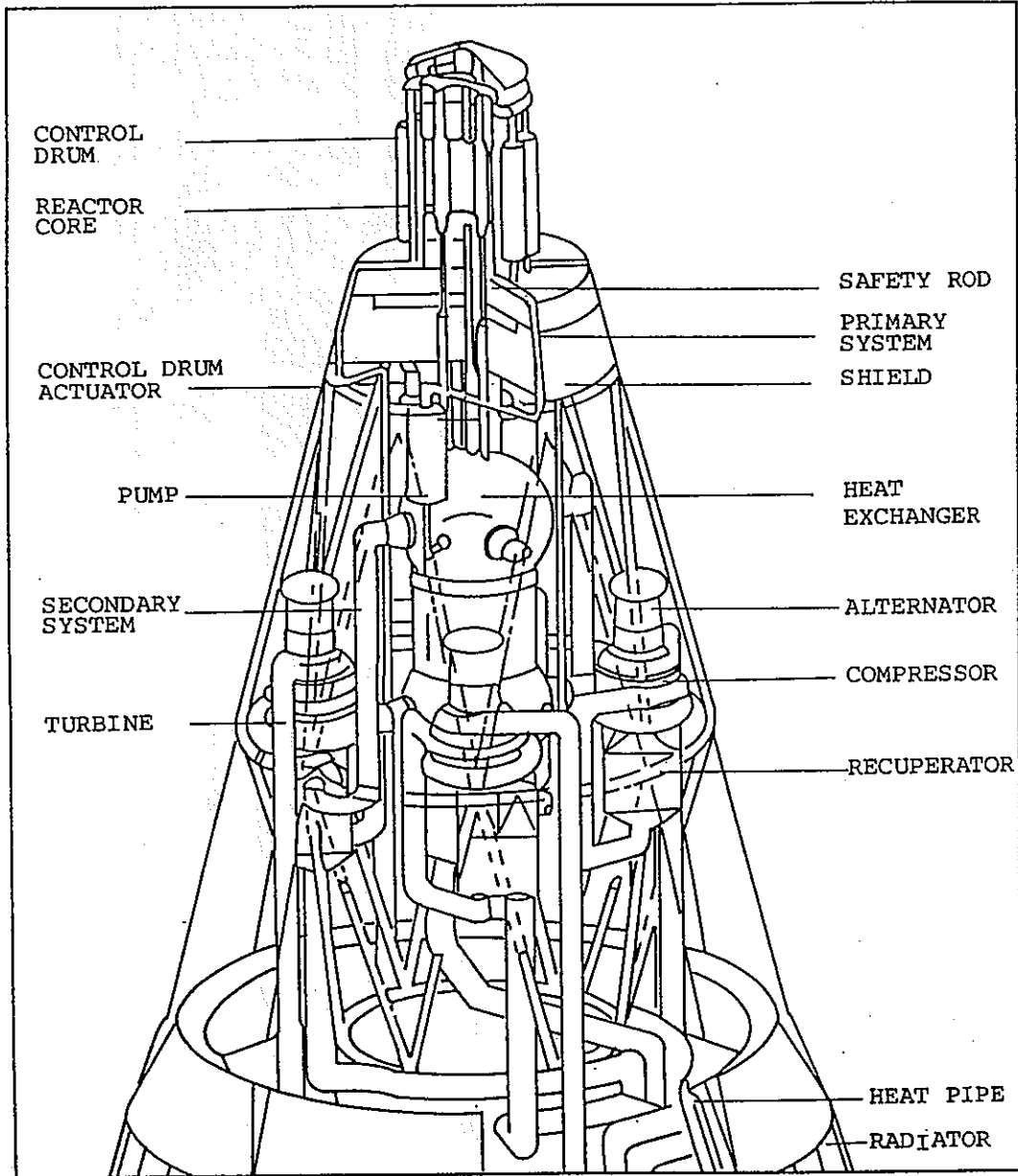


図 2. 7 ERATO宇宙炉200kWeシステム全体構成図

ERATO space reactor 200kWe system

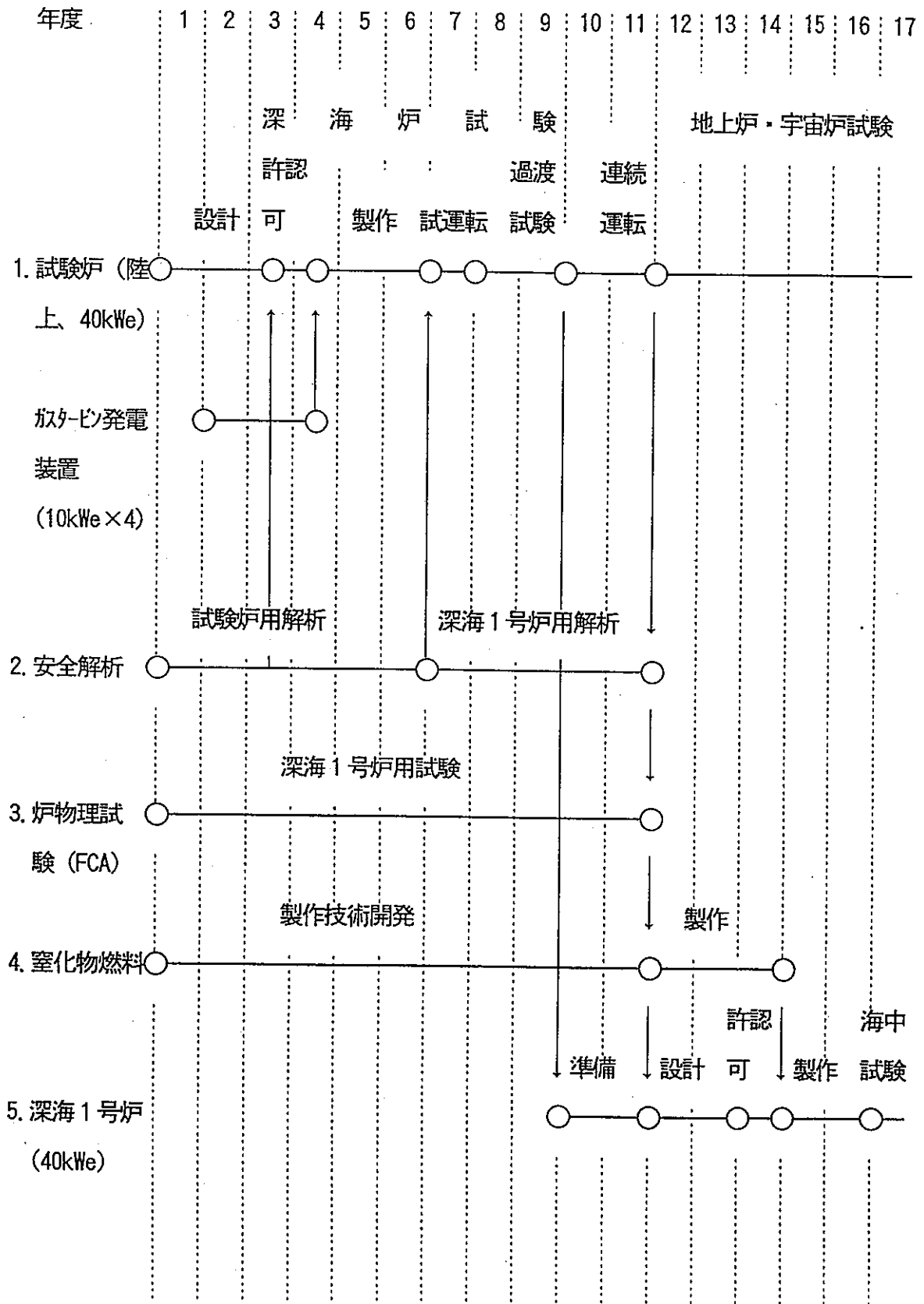


図 2. 8 可搬型炉開発スケジュール

Development schedule of transportable fast reactor

3. 原子力電池

3. 1 原子力電池の特徴

1977年に書かれた東京大学佐藤乙丸教授の解説記事²⁰⁾、および以前に動燃で作成した報告書²¹⁾を適当に引用して、原子力電池即ちアイソトープ電池の特徴について述べると次のようになる。

原子力電池とは、アイソトープから放出される放射線を電気エネルギーに変換する装置を総称している。発電原理は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出来る。

①直接利用

電場の力に逆らってラジオアイソトープから放出される荷電粒子 (α 線および 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気絶縁体を介して2つの電極が設けられる。一方が荷電粒子の放射体で、もう一方が金属コレクターである。

②核2次効果利用

ラジオアイソトープから放出される荷電粒子および 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。

③核2次効果と光電効果利用

ラジオアイソトープから放出される荷電粒子および 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。

④熱利用

ラジオアイソトープから放出される荷電粒子のエネルギーを、ラジオアイソトープの塊の中で熱エネルギーに変え、ラジオアイソトープの塊を高温状態にする。高温状態になったラジオアイソトープの塊と、周囲の低温状態にある環境との間で、この温度差を利用して発電する。これはR T G (Radioisotope Thermoelectric Generator) と呼ばれる。

現在原子力電池はR T Gを中心に日本を除く先進各国において実用化されているので、本報告書ではR T Gについて検討する。

RTGが広く実用化されている主な理由は、ラジオアイソトープが自発エネルギー源であり、かつ単位質量当たりのエネルギーが極めて大きいこと、および原子炉燃料から大量に生成する長半減期の核分裂アイソトープを利用したいということにある。わが国では、10,000Ciの ^{90}Sr を使用した出力3WeのRTGが日立中研で製造されたことがあるが、その後は設計解析は色々に行われているものの²²⁾、実際の製作に関してはあとが続き先進諸国に大きな差をつけられている²⁰⁾。

実用化されている電池は、長寿命、可動部分がないか少ないため信頼性が大きい、保守が不要、小型であるなどの特徴がある。一方ラジオアイソトープを使用するため安全性の配慮が必要であり、かつ高価である。

RTGの熱源として利用できるラジオアイソトープは、次の性質を持つことが望まれる。

- ①放射線として遮蔽の比較的容易な、 α 線もしくは β 線しか出さない。
- ②半減期が長い。
- ③出力密度が高い。
- ④許容可能な価格である。

このような要件にかなったものとして、現在前述の ^{90}Sr 及び ^{238}Pu が用いられている。ここで ^{90}Sr は β 線のみを放射し、半減期は27.7年で、出力密度は0.95Wt/gである。一方 ^{238}Pu は α 線のみを放射し、半減期は87.5年で、出力密度は0.57Wt/gである。地上では、 ^{90}Sr が海洋や孤島・岬などに限定して利用されている。写真3.1には米国の旧AEC(Atomic Energy Commission)のパンフレットから引用したブイに用いられた例を示す。このブイでは36WeのRTGがフラッシュライト用電源として用いられている。またフランスでは、海底の標識用として原子力電池マルグレットIIが実用化している²³⁾。我々の極身近で使用されているただ一つの例外は、心臓ペースメーカー用電源である。これらのRTGはいずれも米国を中心に実用化されている。

一方、 ^{238}Pu は次節で説明するように宇宙開発用電源として用いられる。ただ最近の情報によれば、ロシアでは海洋での ^{238}Pu の熱源としての利用も検討されているようである。図3.1に212gの $^{238}\text{PuO}_2$ 燃料ペレットを用いた、85Wtの熱源として検討されているラジオアイソトープ熱源を図示する²⁴⁾。これは北極地方に設置した観測機器の温度を、適当な温度領域に保持するための熱源用に研究されているものである。

3. 2 研究開発の歴史

前節で述べたように、ラジオアイソトープとしては ^{90}Sr と ^{238}Pu が現実に用いられているが、前者は今から20年以上前に諸外国で既に実用化されているものである。従ってここで述べる研究開発の歴史としては、現在も研究開発が盛んに行われている ^{238}Pu を用いたRTGについて述べる。

1961年以降米国では宇宙プログラムを推進するものとして、 ^{238}Pu を用いたRTGが気象・通信衛星用、月や惑星探査用に採用されてきた。この経験のなかでRTGは、長期間飛行に耐えるとともに高い信頼性を持ち宇宙の厳しい環境に耐えることが証明されてきている。

表3. 1に宇宙用に米国で開発されたRTGの一覧を示す。最初の宇宙用のRTGであるSNAP(System for Nuclear Auxiliary Power)-3Bは2.1kgの重量で、2.7Weの初期電気出力である。1963年のSNAP-9Aは初期電気出力25We、1972年のTransit-RTGは初期電気出力36Weである。これらのRTGでは廃熱は計測器の温度を293Kに保持するのに用いられた。これらはいずれも通信衛星電源用であるが、1969年には気象衛星Nimbus-ⅢがSNAP-19で発電された54Weの電力を使用して、雲に覆われた地球の画像を送信してきた。またアポロ計画では図3. 2に示すSNAP-27で発電した63.5Weの電力を月面設置計測器の電源として使用した。

近年の宇宙用RTGの利用は惑星探査機電源が中心である。1977年に打ち上げられた図3. 3に示すボイジャー1号、2号は、図3. 4に示すMHW(Multi-Hundred Watt)と呼ばれる重量38.5kg、電気出力150WeのRTGをそれぞれ3基積んでいた。本年2月18日づけの朝日新聞夕刊は資料1のように、ボイジャー1号がプルトニウムを使用した原子力電池の発電により地球から104億kmの遠方からデータを送りつづけているという、原子力電池の活躍ぶりを報じている。

1989年に打ち上げられ、1995年に木星に到達したガリレオには、図3. 5及び図3. 6に示す重量54.4kg、電気出力290Weの多目的宇宙用熱発電ユニットGPHS(General Purpose Heat Source)-RTGを積載している。これらの探査機はこの熱発電ユニットの電力を使用して、美しい太陽惑星とその衛星の画像を地球に送信してきた。

表3. 1には含まれていない最近の情報として、1997年10月に打ち上げられた土星探査

機Saturnでは、電源として3台のRTGが用いられているということである。

尚、 ^{238}Pu の熱源としての利用としては、アポロ計画での月面上の地震計等の計測器の保温に用いられている。その他宇宙船内の宇宙士の汚水浄化装置の熱源、潜水服や蓄電池の保温源としても利用されているということである。

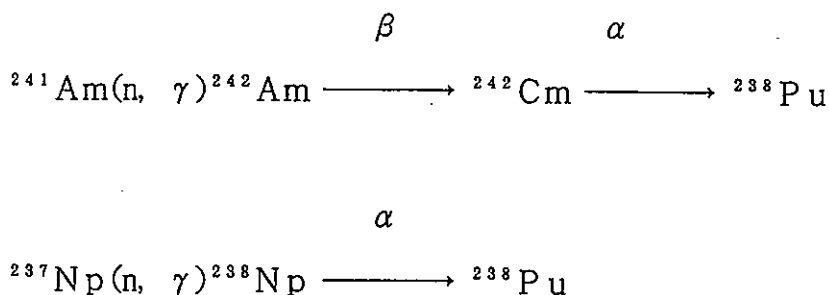
ごく最近の情報²⁸⁾では、 ^{238}Pu を使用したRTGが今まで宇宙で使用された回数は25回であり、これらの ^{238}Pu は軍事用の核物質製造の際の一種の副産物であり、そのDOE(エネルギー省)とNASA(航空宇宙局)の取引の際の値段は約\$2,000/gであるということである。

3. 3 開発計画案

3. 3. 1 ^{238}Pu 電池

本節では現在諸外国で用いられている ^{90}Sr と ^{238}Pu を使用した原子力電池を、我々が開発するとして検討してみる。まず本小節では今米国で盛んに開発が行われている、半減期が87.5年と長い ^{238}Pu を使用した原子力電池について、我が国で開発できるかどうか検討する。

原子炉中で照射された燃料中には ^{239}Pu だけでなく ^{238}Pu も含まれるが、同位体分離の方法で ^{238}Pu を取り出すのは技術的に非常に難しい。現実には ^{238}Pu の生産は、 ^{241}Am 或いは ^{237}Np を次のように炉内で中性子照射して製造する。



^{238}Pu の必要量に関しては、ここでは我が国の地震の専門家から、我々に提案のあった太平洋海底一面に1,000km 毎に海底地震計を設置する場合について検討する。この場合の ^{238}Pu の必要量は次の通りである。

海底地震計1台当たり100Weの電力が必要として計算する。

^{238}Pu の発熱量 0.567 Wt/g

5%の熱効率で100We の発電をする電池を製造するには、次の ^{238}Pu が必要となる。

$$100\text{We} \times (100/5) \text{ Wt/We} \div 0.567 \text{ Wt/g} = 3,527\text{g}$$

まず ^{241}Am から製造する場合は次のようになる。参考文献25) の米国での ^{237}Np からの ^{238}Pu の生産効率(11.3kg/102kg=0.11) の実績を、 ^{241}Am にも適用できるとして採用すると、上記 3,527g の ^{238}Pu の生産に必要な ^{241}Am の量は次のようになる。

$$3,527\text{g} \div 0.11 = 32,06\text{kg}$$

最初に述べたように、太平洋全体に1,000km 毎に、即ち1,000km \times 1,000km の面積に1台の100We の海底地震計を置くとすると、次の台数が必要となる。

$$165 \times 10^6 \text{ km}^2 \div 10^6 \text{ km}^2 = 165\text{台}$$

従って必要な ^{241}Am の量は次のようになる。

$$32,06\text{kg} \times 165 = 5,290\text{kg}$$

一方東海事業所で専門家から聞いたAm回収技術の現状は次のようである。

- ①再処理では ^{241}Am 、 $^{242\text{m}}\text{Am}$ 、 ^{243}Am が混ざった状態で回収される。
- ②Amの回収は現在東海アクチニドプロセス・分析開発室で検討している将来の再処理プロセスに含まれる。
- ③このプロセスでは、U、Pu、Npが一つのグループとなり、Am、Cmが一つのグループとなっている。
- ④AmとCmの割合は、10:1位である。

- ⑤ ^{244}Cm (半減期約18年) は発熱量が大きく、中性子発生量も ^{238}Pu 比べて2～3桁大きい。 ^{244}Cm は数十年寝かせて ^{240}Pu にして燃料として再利用する。
- ⑥ FPは処分する。
- ⑦ AmとCmを分離するのが厄介である。
- ⑧ 東海事業所のアクチニドプロセス・分析開発室にあるCPF (Chemical Processing Facility) では10～15年後にAmを取り出すことが可能となろう。「常陽」の燃料ピン10本でkgオーダーのAmが取り出せよう。このとき回収製品を払いだすための措置は別々に必要である
- ⑨ 将来構想として検討したARF 施設では、Amは500g/年、Cmは50g/年の回収を想定していた。

この⑨のAmの500g/年を、前述の海底地震計に要求されているAm量の5,290kgと比較すると約1/10⁴ となり、これでは量的に違いすぎてお話にならない。

次に ^{237}Np から製造する場合について検討する。図3. 8に ^{237}Np の回収法を示す。東海事業所で専門家から聞いた説明は次の通りである。

- ① 図3. 8の右下の ^{237}Np を含む MAW (低レベル放射能) からイオン交換をして、 ^{237}Np を取り出すのが良い。
- ② イオン交換をして ^{237}Np を取り出す設備の製作費としては、現在稼働中の東海再処理工場 (放射能雰囲気施設の施設) に取り付けるとした場合、数百億円かかると考えられる。
- この他、この取り出された ^{237}Np を、原研のJMTR炉で照射するターゲットに加工する設備並びに照射物を化学処理する施設が要る。尚、10年前の施設が新しいときに取り付けるCPF化学分離施設の製作費は120億円であった。
- ③ 現在の東海の再処理工場では年間約90MTの軽水炉燃料の再処理が可能である。(2)の装置で90MT/年の東海工場から、年間kgオーダーの ^{237}Np の生産が可能がある。設備設計製作に10年以上かかる。
- ④ 現在東海アクチニドプロセス・分析開発室にある CPF施設でも将来 ^{237}Np を取り出すことが可能である。但し量は少なく、「常陽」の燃料ピン10本を原料とした場合に、 ^{237}Np 生産量は数百mgである。この場合回収をした ^{237}Np を払いだすための措置が必要である。

⑤軽水炉燃料は高速炉燃料より、 ^{237}Np の含まれる量が多い。

上記③の年間kgオーダーの ^{237}Np の生産が可能性があることは結構なことであるが、しかし上記②の東海再処理工場（放射能雰囲気施設の施設）に分離装置を取り付けるのに数百億円かかる点は、予算がかかりすぎて現状では不可能である。従って以上の検討より我々が ^{238}Pu を製造するのは少し無理なようである。

この他当然 ^{238}Pu を外国から輸入する方法も考えられるが、 ^{238}Pu は法的に核燃料物質という位置づけなので、輸入に必要な手続きは非常に煩雑であるということである。

以上より我々が ^{238}Pu 使用のRTGを製作することは現状では非常に難しいという検討結果になった。

3. 3. 2 ^{90}Sr 電池

本小節では半減期が27.7年と ^{238}Pu よりは短い、核燃料物質ではないので法的には取り扱い易い ^{90}Sr を使用した原子力電池について、我が国で開発できるかどうか検討する。

数年前の我々は今回と同様の調査を少ししたことがあったが、その時の調査では、外国からの ^{90}Sr の輸入出来そうにないということであった。しかし、今回の調査では、その後の国際情勢の変化で最近外国からの輸入が出来そうであるという結果が得られた。即ち専門の業者に頼めば、価格が5,000円/Ciと非常に高いが ^{90}Sr はロシアから輸入出来るということである。従って、まず試作の意味で数Weの ^{90}Sr を使用したRTGを製作することは、ロシアから ^{90}Sr を輸入すれば可能なようである。但し将来の問題としては、前述のように海底地震計用RTGを100台も製作するときには、国内で ^{90}Sr を安い価格で製造する方法を開発する必要はある。

ここで5,000円/Ciという価格で、原子力電池を試作した場合の費用について少し計算してみる。 ^{90}Sr の特性は、比放射能142Ci/g、比熱出力0.95Wth/gである²⁰⁾。RTGの熱効率を0.05とする。10WeのRTGについて試算する。

$$10\text{We} \div 0.05 \div (0.95\text{Wth/g} \div 142\text{Ci/g}) = 29,820\text{Ci}$$

$$5,000\text{円/Ci} \times 29,820\text{Ci} = 149,100,000 \text{円}$$

原研における ^{90}Sr 関連の研究の経緯について調べたところについて述べる^{26) 27)}。原子力発電に伴って大量に発生する放射性廃棄物中の、いわゆる大量有効利用のための研究は、原研のR I事業部発足の頃から重要視され、昭和44年原研・大洗研究所の利用開発室では ^{90}Sr 熱源を用いる発電器の研究を取り上げ、当初米国における ^{90}Sr 熱源製造技術を参考にして SrCO_3 原料より SrTiO_3 の生成、セラミック焼成についての素工程の研究を始め、45年F P (Fission Product 核分裂生成物) 利用実験棟内のケーブル根基を整備した。しかしその遮蔽セルの非密封R I取り扱い能力の点から、大量の ^{90}Sr 放射能の取り扱いは行わずトレーサー量までの検討に終わった。当時RTGの国内需要がほとんど無いと言う状況の下で、RTGの開発研究については具体的計画がたてられることなく、47年に研究方向をF P密封線源調整技術の研究に切り替え、現在に至っている。

図3. 9には ^{90}Sr 電池を開発するスケジュールを示した。電池の発電量は、海底に地震計を設置するには少し小さいかもしれないが、 ^{90}Sr を輸入する価格を考慮して一応10 Weとした。1. 原子力電池のラインで、設計、製作を行って、地上試験の終わるのが7年後である。その後原子力関係以外の人との打ち合わせを行って、関係者の合意が得られれば、どこかの海洋研究所との共同研究として、次の海洋試験に進むことになる。海洋試験を3年行った後は海洋研究者の方々を対象に実際にどの程度の需要があるか調査を行い、それなりの需要が見込めるということであれば、次の我が国で ^{90}Sr を大量生産するためのコストダウン開発研究をすることになる。2. の安全研究は、その結果を適宜1. 原子力電池の試験にフィードバックすることとする。

尚最近の情報によれば、英国原子力公社 (UKAEA) の商業部門であるAEAテクノロジー社では、資料3のようにアイソトープ電池としての製品提供が可能ということである。

表 3. 1 米国で宇宙用に打ち上げられたRTG

RTG's launched for space use in USA

名称	ミッション	最初の打ち上げ年月	燃料形態	熱電気素子	初期電気出力 (We)	質量 (kg)	比出力 (We/kg)	変換効率 (%)	初期燃料熱出力 (Wth)	燃料放射能 (curies)	備考
SNAP-3B	Transit (通信衛星)	6/61	Pu 金属	PbTe	2.7	2.1	1.3	5.1	52	1800	
SNAP-9A	Transit	9/63	Pu 金属	PbTe	26.8	12.2	2.2	5.1	565	17,000	
SNAP-19	Nimbus Pioneer Viking	5/68	PuO ₂ -Moサーメット	PbTe-TAGS	28-43	13.6	2.1-3.0	4.5-6.2	645	34,400 80,000	
SNAP-27	Apollo	'69	PuO ₂	PbSnTe	63.5	30.8	3.2	5.0	1480	44,500	図 1
Transit-RTG	Transit	9/72	PuO ₂ -Moサーメット	PbTe	36.8	13.5	2.6	4.2	850	25,500	
MHW	Voyager	3/76	圧縮 PuO ₂	SiGe	150	38.5	4.2	6.6	2400	7.7 × 10 ⁴	図 2 図 3
GPHS-RTG	Galileo	10/89	圧縮 PuO ₂	SiGe	290	54.4	5.2	6.6	~4400	1.3 × 10 ⁵	図 4 図 5 図 6

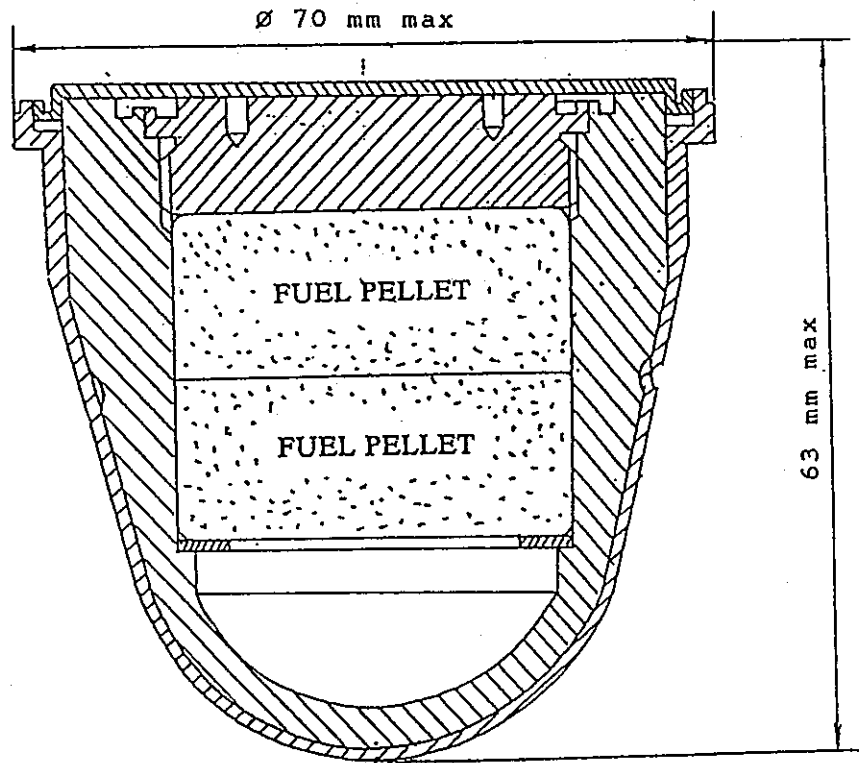
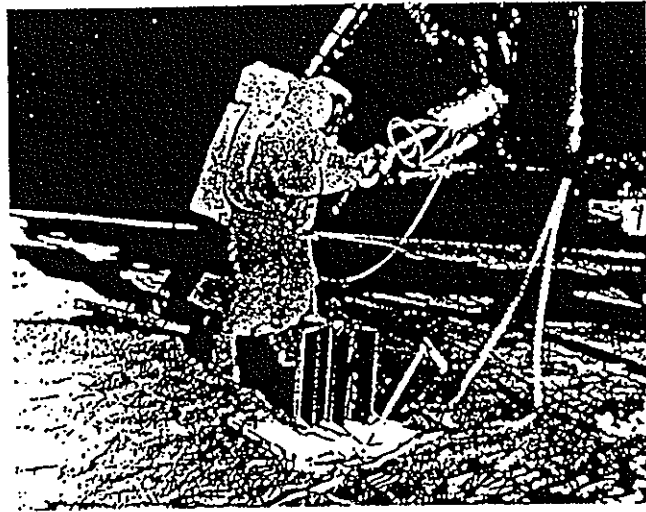


図 3 . 1 海洋用 P u - 238 ラジオアイソトープ熱源

Radioisotope heat source of P u - 238 for sea use



SNAP-27 GENERATOR

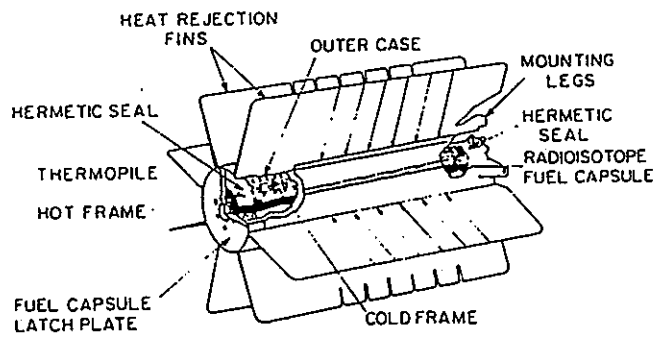


図 3 . 2 SNAP-27の構造と月面設置状況

SNAP-27 structure and its setting on the lunar surface

- ボイジャー宇宙航行体
- 1 望遠テレビカメラ
 - 2 紫外分光計
 - 3 赤外干渉計, 分光計, 赤外放射計
 - 4 偏光計
 - 5 低エネルギー荷電粒子検知器
 - 6 ヒドラジンロケット (6個)
 - 7 電子機器室
 - 8 科学計測機器, 検定用パネルおよび併列ラジエータ
 - 9 推進燃料タンク (ヒドラジン)
 - 10 放射同位元素熱発電機 (3個)
 - 11 惑星電波天文学用およびプラズマ波用アンテナ
 - 12 伸長腕
 - 13 磁力計 (4個)
 - 14 高ゲイン (高利得) 指向アンテナ
 - 15 宇宙線検知器
 - 16 プラズマ探査体
 - 17 広角テレビカメラ

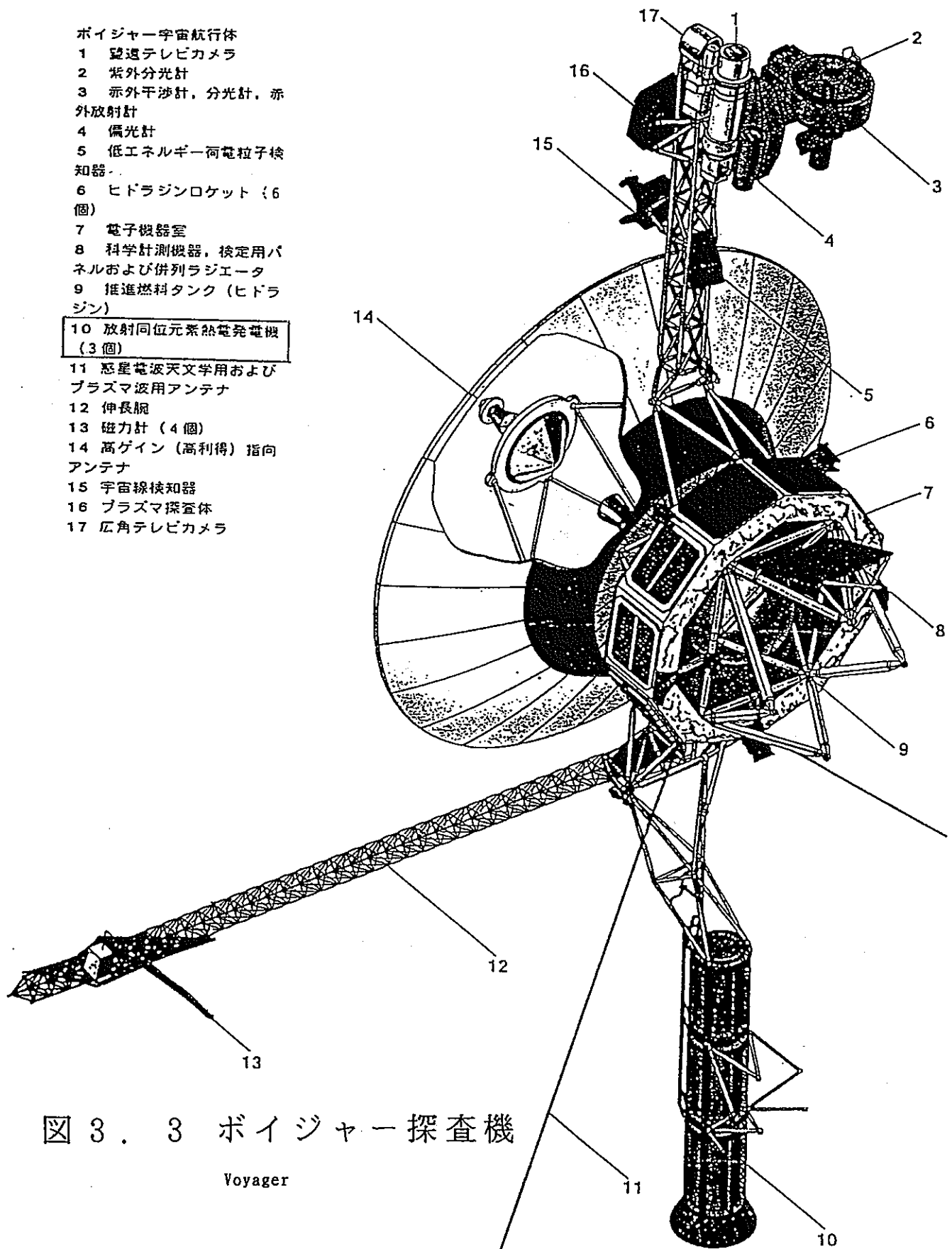


図 3. 3 ボイジャー 探査機

Voyager

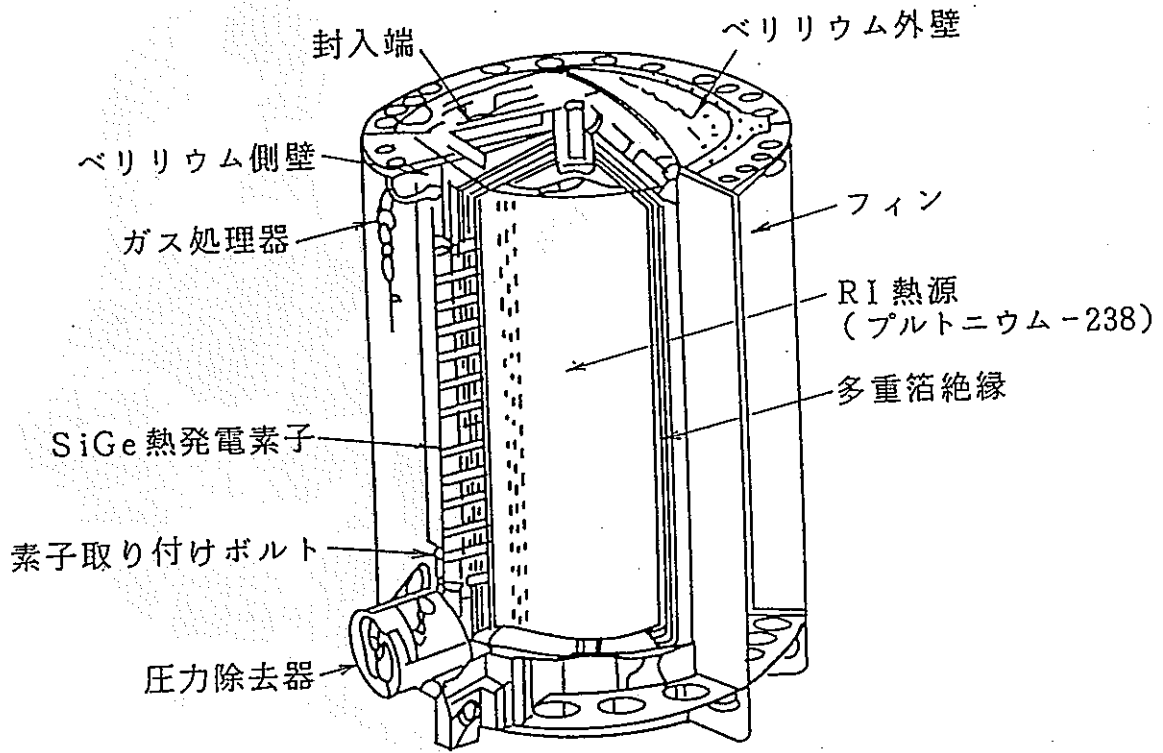


図 3 . 4 ボイジャーの電源部断面図

Cross section of electric power generation part of Voyager

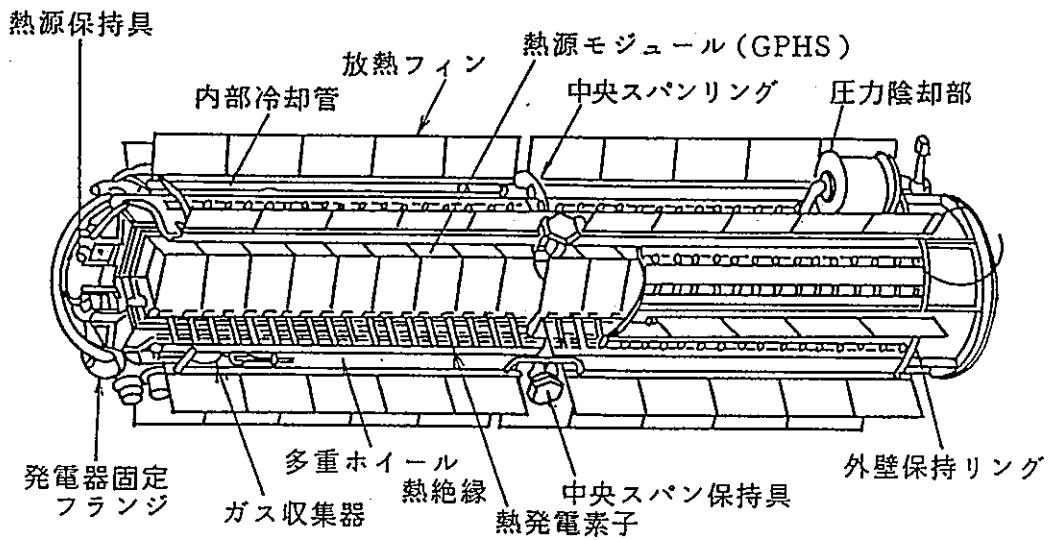


図 3. 5 GPHS-RTG

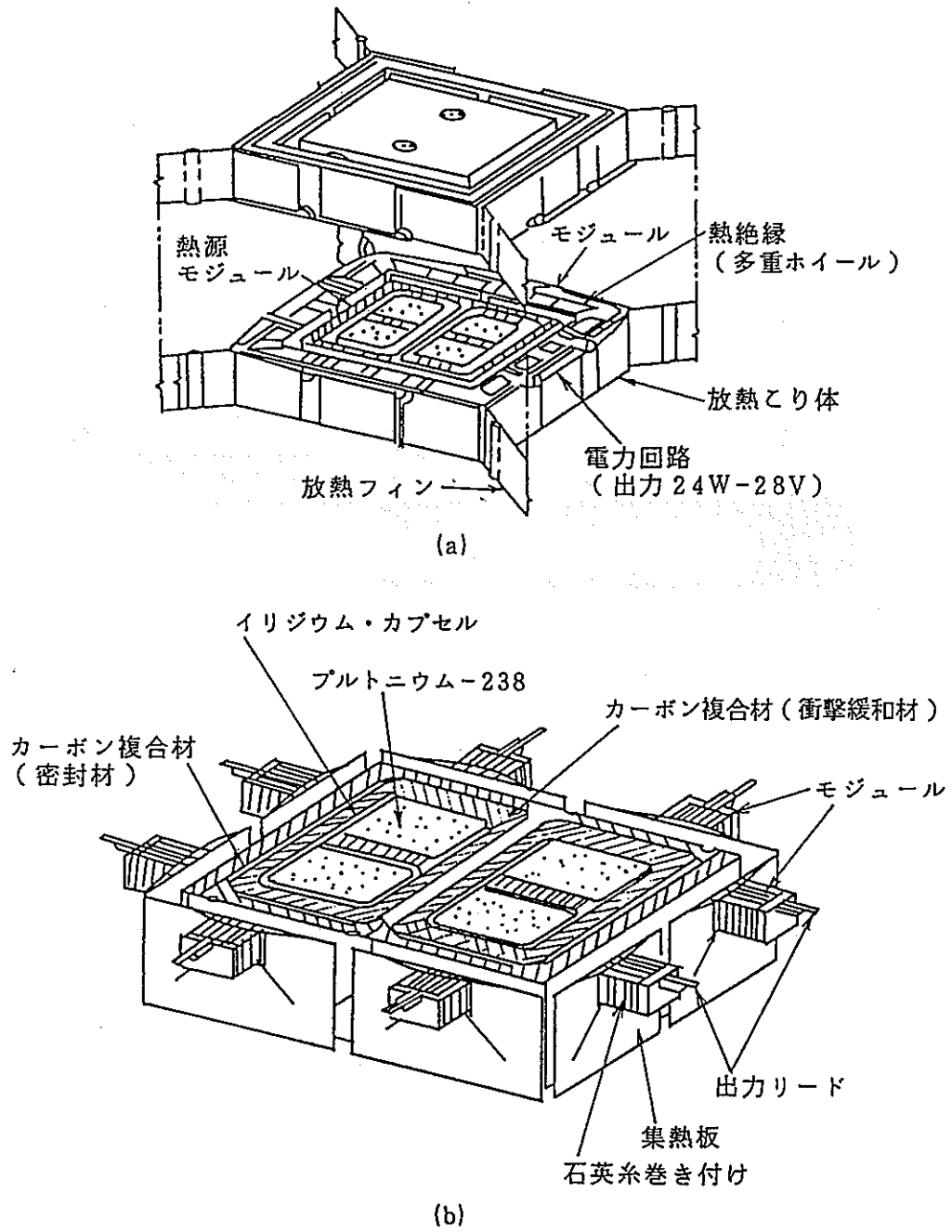


図 3. 6 GPHS熱電変換部中央断面

Cross section of thermoelectric cell of GPHS

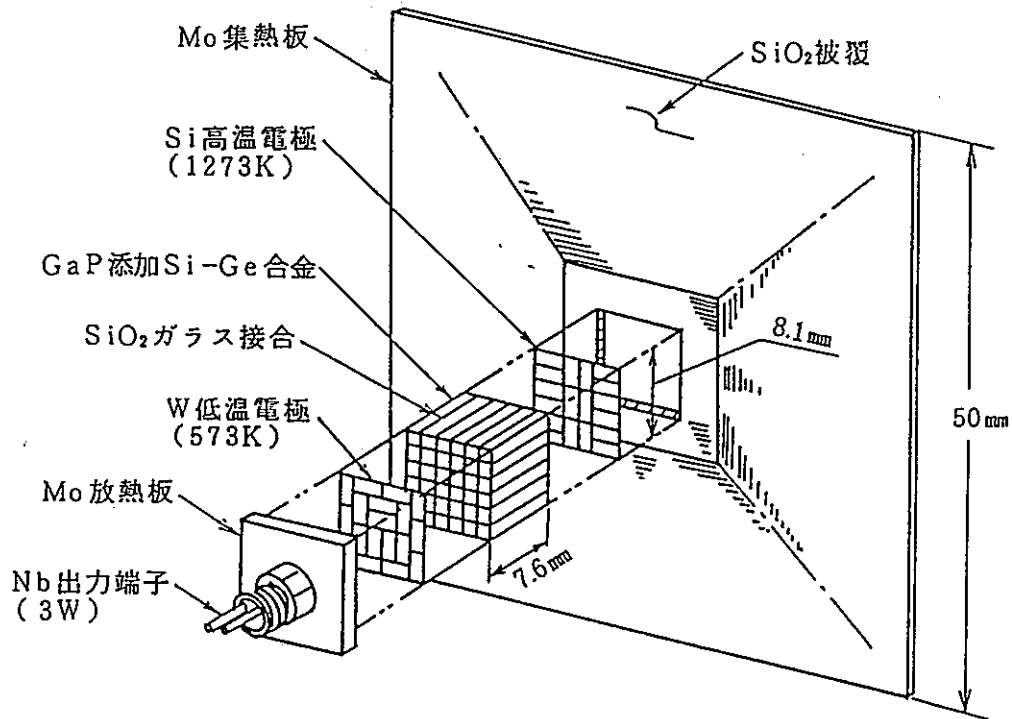


図 3. 7

GPHS 熱電発電素子積層モジュール組み立て方

Construction of GPHS multicouple thermoelectric converter

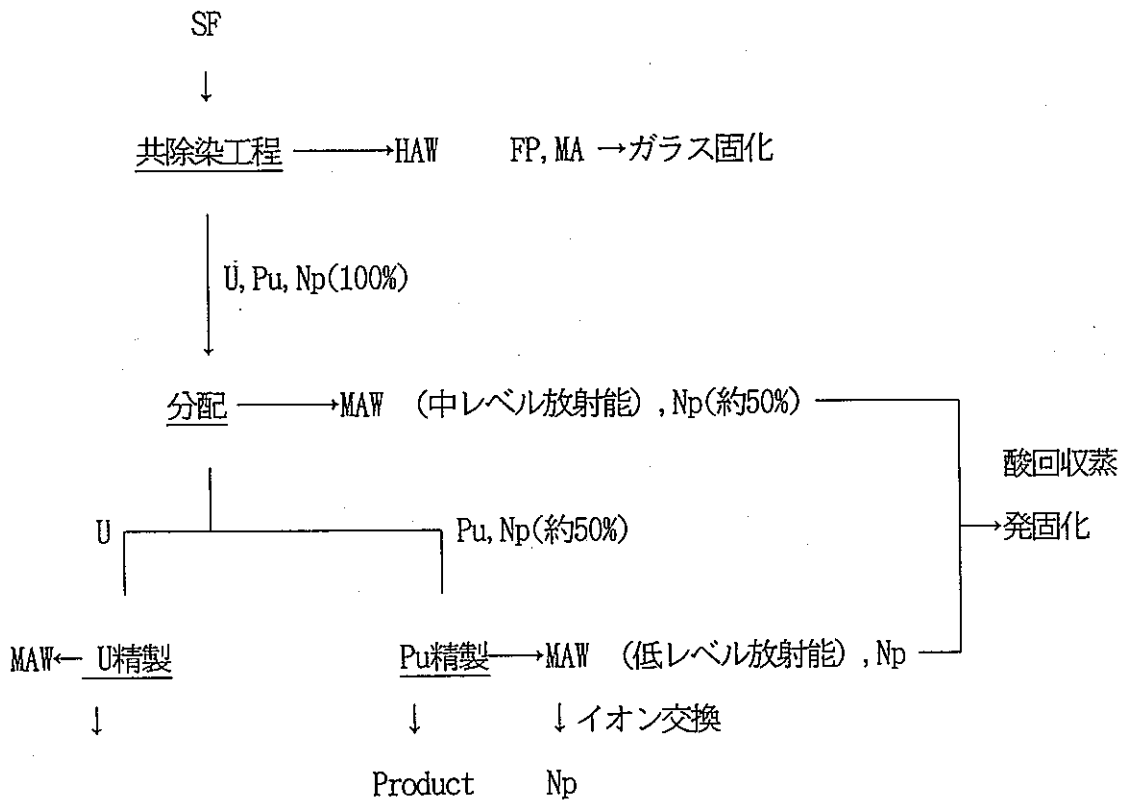


図 3. 8 ²³⁷Np 回収法
recovery

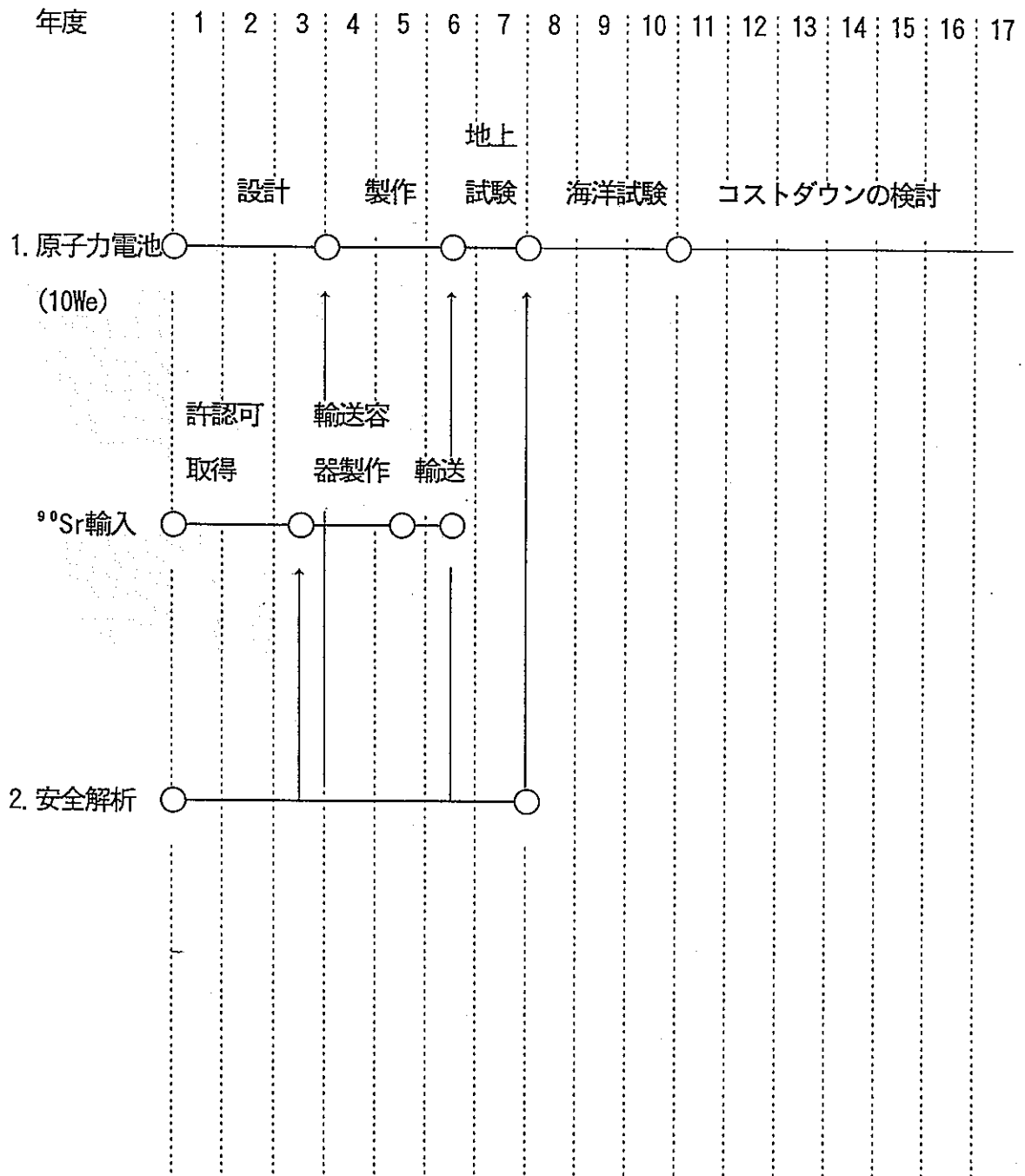
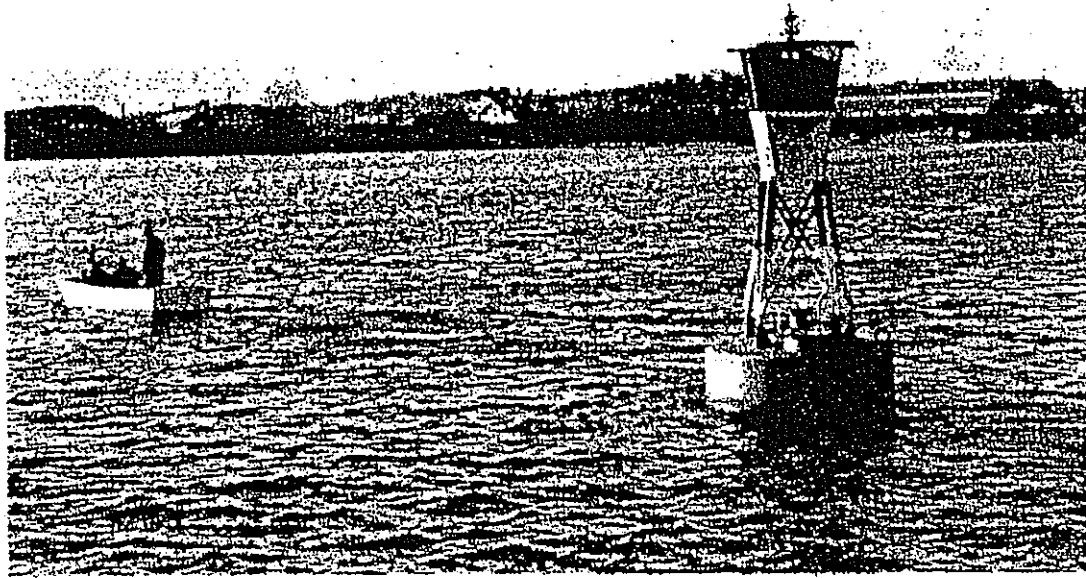


図 3. 9 原子力電池開発スケジュール

Development schedule of nuclear battery



This flashing-light buoy near Baltimore is powered by a SNAP-7A radioisotope generator.

写真 3 . 1 ブイ用RTG

RTG for a buoy

4. 議論

可搬型炉の利用法については先に動燃報告書で報告した¹⁹⁾。そこでは特に、地球環境問題の解決を目指す気候長期予報等用の海洋観測に関して、その観測データ量を現在の状態から飛躍的に増大させるための電源としての可搬型炉の利用について詳しく述べるとともに、宇宙及び地上での利用法について述べた。

最近は毎日のようにエルニーニョのような海洋での現象が、全世界的な人類の生活に深く関係していることが、大々的にマスコミによって伝えられている。本年5月28日朝日新聞朝刊では、気象庁が今秋から「エルニーニョ予報」を開始するということである。また米海洋大気局（NOAA）の試算では、1982～83年のエルニーニョ現象では、全世界で130億ドル以上の経済損失があったということである。

現在原子力の世界では停滞ムードが強く存在しているが、このような状況の打開には前向きの姿勢が必要である。原子力平和利用の立場から、可搬型炉を本格的に開始し、地上試験炉を製作し試験して、世界の人々に原子力の新しい利用方法を具体的に示すことは、インド及びパキスタンの原爆、水爆開発で原子力の暗い面ばかりが強調されている現代の世論に対しては何より重要なことである。現在の原子力問題の解決のためには、少しの努力で出来ることは何を置いてでもまず実施すべきである。いつまでもいつまでも、かつて原子力船「むつ」の問題があったから海洋での原子力研究は駄目というのはあまりにも単純な発想である。

原子力船「むつ」の問題は昭和49年（1974年）、即ち今から24年前の出来事である。今我々の提案している可搬型炉研究の計画案は、もしも平成11年度からスタートするとすると、順調に計画案通りに進んだとしても実際に深海底に可搬型炉を設置するのは、今から約20年先のことになる。従って、総ての計画というものは順調に進んだ場合も2～3年の遅れは生じるということを考慮に入れると、実際に海中試験をするのは、原子力船「むつ」の問題後約50年経った後ということになる。また可搬型炉研究の場合、「むつ」の場合に比べても非常に小さい原子炉を日本近くで運転することは無く、ただ運搬するのみである。

このような点を考慮すると、原子力に対するいわゆる世間の悪い感情問題を考えるのはとても大事なことではあるが、そうかと言っていつまでも「むつ」「むつ」と言いつづけ

るだけなのは、我々だけでなく日本の科学技術にとって良いことだとは思えない。原子力に対して厳しい意見を持っている人の中には、大型の原子炉ではない可搬型炉のような小出力の原子炉であれば、それについて研究をするのは賛成だという人がおられるということも事実である。今こそ、従来の硬直した大型炉指向一辺倒の開発姿勢を脱却することが望まれる。

本年5月16日づけの日本経済新聞朝刊では、資料2のように、現在の方向性の定まらぬ原子力開発の解決策として、様々な小型炉での試行が大切であるとして、開発費数十億円で電力以外のユーザーを期待するような研究開発を行うことが求められている。本報告書で述べた可搬型炉は、地上試験炉製作費が50～100億円であり、正しくこの記事の主張に沿ったものである。

5. おわりに

本報告書では、いわゆる大型FBRよりもずっと小出力の可搬型炉及び原子力電池の研究開発の歴史について調査した。その結果今更ながらこの分野に於ける諸外国の研究開発の熱心さを確認することとなった。日本では、今日米国では原子力研究が殆ど行われていないというふうと考えられているようにも思われるが、この分野における現在の米国の研究開発には目を見張るものがある。我が国でも、日本の事情に最も適した小出力の可搬型炉及び原子力電池はどんなものであるかを良く検討したうえで、この分野の研究を力強く実施することが望まれる。我が国が独自性を持った研究開発を行うことが、外国との情報交換を可能とし、真の国際協力が行われるようになると筆者は考える。

謝 辞

地球惑星物理研究における原子力電池開発の重要性については、浜野洋三東大教授に教えて頂いたのでここで謝意を表します。

ロシアでの可搬型炉開発の状況については、一部原研大杉俊隆氏に教えて頂いたのでここで謝意を表します。

^{238}Pu の製造法については動燃東海事業所の小山氏及び駒氏に教えて頂いたのでここで謝意を表します。

米国の旧AECにおける原子力電池の開発に関する情報を動燃東海事業所の根本氏に教えて頂いたのでここで謝意を表します。

参考文献

- 1) A. Otsubo, K. Haga, "Concepts of a High Temperature Fast Reactor," Proceeding of the International Specialists' Meeting on Potential Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources, SR/TIT, pp. 235 ~244, Tokyo, Japan, October(1991).
- 2) 大坪 章、羽賀一男、「高速炉を用いた深海用動力源の成立性」、日本原子力学会誌、Vol. 34、No. 10、pp. 26 ~33(1992)。
- 3) K. Haga, M. Kambe, H. Kataoka, N. Ohtani, A. Otsubo, "An Application Study of Transportable Reactor to Lunar Base Power System," Acta Astronautica Vol. 26, No. 5, pp. 349~357(1992).
- 4) K. Haga, H. Seino, H. Kataoka, A. Otsubo, "A Concept of Compact Fast Reactor Using Natural Circulation," Proceeding of International Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, Vol. III, pp. 15.3-1 ~7, Tokyo, October(1992).
- 5) A. Otsubo, K. Haga, "Fast Reactor Systems for Deep Sea Research," Proceeding of the Seventh International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems, pp. 345~350, Makuhari, Chiba, Japan, September(1993).
- 6) K. Haga, N. Nomura, A. Otsubo, "Natural Circulation Analysis of a 300kWe Lunar Base Reactor under Decay Power Level," Proceeding of the Seventh International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems, pp. 355 ~363, Makuhari, Chiba, Japan, September(1993).
- 7) 大坪 章、羽賀一男、関口信忠、「高速炉ガスタービン発電概念検討」、動燃技報 No. 89, pp. 30-41(1994)。
- 8) A. Otsubo, K. Haga, H. Hamada, "Safety Concept of a Fast Reactor System for the Deep Sea," Proceeding of the 3rd JSME/ASME Joint International Conference on Nuclear Engineering, Vol. 2, pp. 1119 ~1124, Kyoto, Japan, April(1995).
- 9) K. Haga, H. Seino, H. Kataoka, A. Otsubo, "Conceptual Design of a Potassium Turbine System for Transportable Reactor," Proceeding of the Eighth

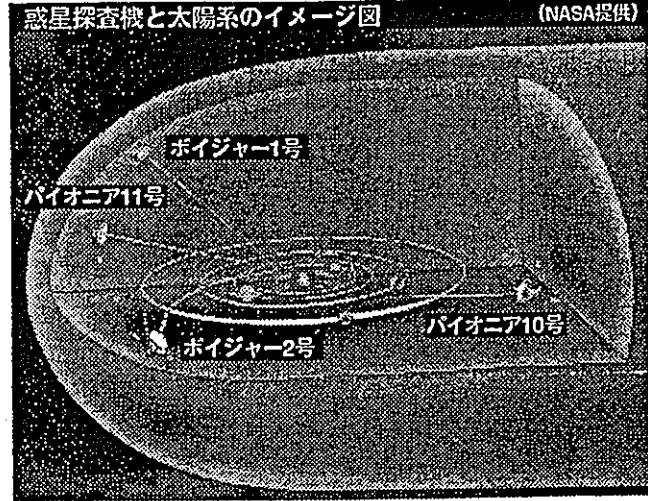
- International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, pp. 1101 ~1110, Kyoto, Japan, September(1997).
- 10) F. Carre, J. Delaplace, J. Cacheux, C. Poher, "Utilisation de l' Energie Nucleaire pour la Production d' Energie Electric dans l' Espace," Revue Generale Nucleaire, No. 2, pp. 113-118, (1989).
 - 11) T. H. Pigford, 「半世紀を経た原子力エネルギー利用の歴史と21世紀への展望」、日本原子力学会誌、Vol. 38、No. 5、pp. 5~11(1996)。
 - 12) R. G. Hewlett, F. Ducan, Nuclear Navy 1946-1962, The University of Chicago Press, Chicago and London, (1974).
 - 13) J. A. Angelo, Jr., D. Buden, Space Nuclear Power, Orbit Book Company, Inc., p. 160, (1985).
 - 14) 動燃報告書 PNC N9420 87-005、「宇宙空間動力炉の調査」、1987年12月。
 - 15) DOE/NE-0083, "SP-100 Space Reactor Safety," May(1987).
 - 16) P. J. Collins, S. E. Aumeier, G. L. Grasseschi, "Evaluation of Integral Measurements for the SP-100 Space Reactor," Paper accepted for presentation at: 1992 Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, Charleston, South Carolina, USA, March(1992).
 - 17) V. A. Menshikov et al., "A Concept of Space Nuclear Power Development in Russia," Proceeding of the Space Technology & Applications International Forum, Part 1, pp. 473 ~477, Albuquerque, New Mexico, January(1997).
 - 18) R. Lenain et al., "Conceptual Design of the French MAPS NTP Cargo Shuttle Based on a Particle Bed Reactor," Proceeding of the Space Technology & Applications International Forum, Part 3, pp. 1169 ~1176, Albuquerque, New Mexico, January(1996).
 - 19) 動燃報告書 PNC TN9420 97-006、「深海高速炉利用法についての調査検討」、1997年9月、大坪 章、小綿泰樹。
 - 20) 佐藤乙丸、「アイソトープ電池の現状」、原子力工業、第23巻、第10号、pp. 51-56、1977年。
 - 21) 動燃報告書 PNC ZN9410 93-169、「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、野村紀男、羽賀一男、大坪 章。

- 22) 千田哲也、大橋厚人、植木紘太郎、天田重庚、遠藤 忠、「傾斜機能材料を用いたラジオアイソトープ熱源の構造最適化に関する研究」、船舶技術研究所報告、第34巻第4号(平成9年)総合報告、pp.157-175(1997)。
- 23) 「図解 電池のはなし」、池田宏之助、武島源二、梅尾良之、日本実業出版社、p.184、1996年。
- 24) Y. A. Malikh et al., "Technology and Fabrication of Plutonium-238 Radionuclide Heat Sources," Proceeding of the Space Technology & Applications International Forum, Part 3, pp.1035 ~1038, Albuquerque, New Mexico, January (1996).
- 25) B. G. Schnitzler, "Intel Advanced Test Reactor Plutonium-238 Production Feasibility Assessment," Proceeding of the Tenth Symposium Space Nuclear Power and Propulsion, Part 1, pp.143~151, Albuquerque, New Mexico, January (1993).
- 26) 「原研二十年史」、日本原子力研究所、p.161(1976)。
- 27) 「原研三十年史」、日本原子力研究所、p.183(1986)。
- 28) G. L. Bennett, "Lessons of space nuclear power," AEROSPACE AMERICA, Vol. 36, No. 7, pp.32-40, July(1998).

1998年(平成10年)2月18日 水曜日 京月 日 業平 聞 (夕刊)

地球を離れて104億キロ「最遠」人工物体に

ボイジャー1号が



【ロンドン17日ロイター】米航空宇宙局(NASA)の惑星探査機ボイジャー1号が十七日午後五時十分(日本時間十八日午前七時十分)、パイオニア10号を追い越して、地球から約百四億キロと最も遠い人工物体になった。ジェット推進研究所によると、太陽から地球までの距離のほぼ七十倍でなほ太陽系の中にいるが、十年後には太陽系を飛び出て星間空間に入る見込みという。

ボイジャー1号は一九七七年九月五日に打ち上げられた。木星、土星を観測した後、太陽系の惑星が回る黄道面から上に飛び出し、現在は秒速一七・四キロで太陽系の果てに向かって飛び続けている。

電波も片道9時間半

電波でさえ片道九時間三十六分かかる遠さで、太陽の明るさは地球上の五千分の一しかない。プルトニウムを使った原子力電池で発電しながらデータを送り続けている。

太陽系は太陽風が届く範囲とされ、その外の星間空間との境界域では太陽風が外のガスと激しくぶつかっている。この境界域に三―五年後に入り、十年後には太陽系を完全に抜け出ると予測されている。

電池や姿勢制御用の燃料にまだ余裕があるため、二〇二〇年までは十分機能する見込み。現在の約二倍、地球から三百億キロに到達する見込み。

資料 2

日本経済新聞

1998年(平成10年)5月16日(土曜日)

13 科学技術 12版

【第三種郵便物認可】

ある選択肢を選び突っ走った結果、他の選択肢を遊ぶ機会を失った状態を英語では「ロック・イン」というものだ。辞書には「閉じ込める」とあるが、自縄自縛と訳した方がいかもしれない。現在の社会を見ると、様々な分野でロック・インが起きている。

パソコンが出現しダウンサイジングの波が押し寄せたとき、大型コンピュータの巨人であったIBMはこの波に乗り遅れた。大型機での強さが、新しい波に対する判断を誤らせたのかもしれない。強さの維持に勢力を使いきり、他の世界を見る余裕がなくなっていたとも考えられる。

半導体メモリーの世界の歴史を見ると、例えば1メガビットの期者が次の4メガビット



がロック・インによって改革の機会を失って来た結果と考えられる。ロック・インの原因は、利権構造の肥大化、メンツにこだわった官僚の精神構造、変化した場合の社会的影響の大きさなど様々な要因がある。日本の技術開発でロック・イン状況にある典型例が原子力開発であろう。日本の原子力技術が未熟であっ

方向性定まらぬ原子力開発

も最大のシェアを獲得するという例はほとんどない。ある時代の覇者は、その時代が長く限りの有利な立場を維持できると、次の時代、しかも大型炉を開発しようという路線である。巨大な開発費を投じた

日本の官僚制度、金融システムなど現在問題となっている社会体制のほとんど。新型転換炉こそ最終段階

自縄自縛 脱却を

様々な小型炉で試行大切

を打ち出せていない。

日本が先進国の後を追う場合には、初期の段階から路線を固定し、勢力を集中することが効率的である。たとえロック・インに陥っても、それが致命的な失敗に結びつくことは少ない。それでも、社会情勢など環境条件の変化で転身が必要になると、ロック・インは改革を阻害する。まして、日本が独自に道を切り開く状況になると、ロック・インは致命傷になる。地球環境問題という新たな課題が顕在化し、二十世紀に向けての新しい世界の枠組みを構築する現予想される。今から、将来在、ロック・インを避けることが最重要課題といえる。技術開発に例を取ると、開発に何千億円という膨大な費用がかかる、試行錯誤を許さない、開発に参加する企業が少数しかない、閉鎖した技術の利用者が限定される...といった状況がロック・インの原因になる。これを原子力開発に当てはめるなら、開発費が数十億円に済むような小型炉をねらう必要がある。しかも、炉型を一つに絞らずに様々な試行が大切になる。開発参加の門戸が開かれ、電力会社以外のユーザーが想定できることも望ましい。

日経サイエンスの最新号の論文によると、二〇一〇年ごろに石油価格の上昇が予想される。今から、将来在、ロック・インを避けることが最重要課題といえる。技術開発に例を取ると、開発に何千億円という膨大な費用がかかる、試行錯誤を許さない、開発に参加する企業が少数しかない、閉鎖した技術の利用者が限定される...といった状況がロック・インの原因になる。これを原子力開発に当てはめるなら、開発費が数十億円に済むような小型炉をねらう必要がある。しかも、炉型を一つに絞らずに様々な試行が大切になる。開発参加の門戸が開かれ、電力会社以外のユーザーが想定できることも望ましい。

技術開発に例を取ると、開発に何千億円という膨大な費用がかかる、試行錯誤を許さない、開発に参加する企業が少数しかない、閉鎖した技術の利用者が限定される...といった状況がロック・インの原因になる。これを原子力開発に当てはめるなら、開発費が数十億円に済むような小型炉をねらう必要がある。しかも、炉型を一つに絞らずに様々な試行が大切になる。開発参加の門戸が開かれ、電力会社以外のユーザーが想定できることも望ましい。

（論説委員 黒井弘之）

資料 3

FAX 送信案内

宛先 029-266-8868 核燃料サイクル開発機構・大洗工学センター 基盤技術開発部 小 綿 泰 樹 様 送信枚数： 2 枚(本紙を含む)	平成 10 年 10 月 15 日 発信者 アマシャム株式会社 QSA 事業部 鈴木 史之 〒170-0013 東京都豊島区東池袋 2 丁目 29 番 22 号 大塚第一生命ビル TEL:03-5992-1591 FAX:03-5992-5180
---	--

Sr-90 アイソトープ電池の作製について

拝啓、

秋冷の候、ますますご盛栄のこととお喜び申し上げます。

標記の件に関し、英国の R & D 担当者が別件のプロジェクトに関する打ち合わせで来日する際に共に伺いする旨ご案内しておりますが、当該プロジェクトの進行が多少遅れており、次の来日時期については未定の状態です。

Sr-90 熱源に付随する熱電変換装置について調査を進めておりましたところ、英国原子力公社(UKAEA)が 25 年前に Sr-90 を使ったアイソトープ電池を製作しており、現在は客先から返却され、ハーウェルの施設内に保管されていることが判明しました。

弊社の経営母体である英国ナイコメッドアマシャム plc (旧、アマシャムインターナショナル plc) の QSA 事業部門は今春から UKAEA の商業部門である AEA テクノロジー社(AEAT)に統合されており、UKAEA の施設及び製造ノウハウを踏襲した形で製品提供が可能になっております。従って、今回のお引き合いに対しては Sr-90 熱源のみならずアイソトープ電池としての製品提供が可能な基盤がある旨明らかになりましたので改めてご案内する次第です。

ご参考までに担当者からの電子メールを添付いたしますが、熱電変換装置については最適使用温度 240℃、寿命 10 年として設計されており、テルル化ビスマスをベースにしたもののようです。

尚、文中の出力の単位については kW ではなく W の誤りであると思われれます。

敬具



I have now discussed this further with AEAT.

AEAT have in storage all the original RIPPLE power generators they made 25 years ago. They have all been returned from customers and are in storage in B462.2. They have not been dismantled.

The sources in them are now 25 years old and are decayed to almost half their original activity. They were originally 10kCi of strontium titanate in each double encapsulated source, now they have decayed to about 5kCi.

AEAT made several generators with different power ratings. The largest was 10kwatts containing 10 x 10kCi sources which weighed several tons. They all required heavy shielding in DU or heavy alloy to shield the Bremsstrahlung. The smallest was 0.5kwatts containing a single source. (I think the power units of kwatts which was quoted to me is probably correct - but it seems awfully high power to me. I'll double check and get back to you on this).

The thermoelectric generators used to run at an optimum operating temperature of 240C. They had a design life of 10 years. After this the operating temperature drops too much and the thermoelectric power efficiency drops too low. (Efficiency is proportional to the square of the temperature). Overall the generators were 6% efficient. I was told that the technology which was used is still the best of it's kind available.

The thermoelectric power convertor components are based on bismuth telluride and these may still be in perfect operating condition (subject to inspection) since there are no moving parts and they are held in a sealed, inert environment (assuming the seals aren't damaged). All the generators would probably (almost certainly) work again if the sources were replaced with new sources.