

JAERI - M  
86-162

ヒートパイプの原子力への応用

1986年11月

露崎 典平・菱田 誠・齋藤 隆

根岸 完二\*・岡本 芳三

日 本 原 子 力 研 究 所  
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division  
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-  
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1986

編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 榎高野高速印刷

ヒートパイプの原子力への応用

日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部

露崎典平・菱田 誠<sup>+</sup>・齋藤 隆

根岸完二<sup>\*</sup>・岡本芳三

(1986年10月13日受理)

ヒートパイプの応用分野として、現在まであまり知られていなかったものの1つに原子力関係がある。安全を最重要視されるこの分野では、研究から実用までには幾重もの検討と実証の裏付けが必要であるため、開発に時間がかかるが着実に進行している。

特に宇宙航行体は近年とみに大型化の傾向にあり、これにともない、その動力源も大型化・長寿命化に向いつつある。たとえば、アメリカのSP-100プログラムに象徴されるように、熱出力1400-1600kW、電気出力で100kWの原子動力装置の開発が急ピッチで進行している。ここでの熱電子変換システムと冷却系に軽量で信頼性の高いヒートパイプが数多く採用されようとしている。本文は、原子力分野での応用の現状と今後の進展について記述している。

---

大洗研究所：〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町字新堀3607

+ 東海研，高温工学部高温熱工学研究室

\* 大阪府立大学

Survey of Heat-pipe Application under Nuclear environment

Noriyoshi TSUYUZAKI, Makoto HISHIDA<sup>+</sup>, Takashi SAITO  
Kanji NEGISHI<sup>\*</sup> and Yoshizo OKAMOTO

Department of JMTR Project  
Oarai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken  
(Received October 13, 1986)

Heat pipes today are employed in a wide variety of special heat transfer applications including nuclear reactor.

In this nuclear technology area in Japan, A headway speed of the heat pipe application technique is not so high because of safety confirmation and investigation under each developing step.

Especially, the outline of space craft is a tendency to increase the size. Therefore, the power supply is also tendency to increase the outlet power and keep the long life. Under SP-100 project, the development of nuclear power supply system which power is 1400-1600 KW thermal and 100 KW electric power is steadily in progress. Many heat pipes are adopted for thermionic conversion and coolant system in order to construct more safety and light weight system for the project.

This paper describes the survey of the heat pipe applications under the present and future condition for nuclear environment.

Keywords: Heat Pipe, Nuclear Reactor, Temperature Control, Space

---

+ Department of High Temperature Engineering

\* University of Osaka Prefecture

## 目 次

1. ヒートパイプの原子力への応用	1
1.1 はじめに	1
1.2 原子力とヒートパイプ	1
1.3 応用例	3
1.3.1 照射キャプセルの温度制御	3
1.3.2 コバルト60・熱源の緊急冷却系	3
1.3.3 使用済燃料貯蔵施設の冷却	4
1.3.4 放射性廃棄物地下貯蔵タンクの冷却	5
1.3.5 放射性物質輸送容器の冷却	5
1.3.6 核融合ブランケットの冷却	6
1.3.7 その他の応用例	7
1.4 むすび	21
2. 宇宙原子炉へのヒートパイプの応用	22
2.1 はじめに	22
2.2 システム構成	22
2.3 宇宙用ヒートパイプ型原子炉	26
2.4 宇宙用動力変換サブシステム	33
2.5 高温用ヒートパイプの開発	35
2.5.1 炉心用ヒートパイプ	35
2.5.2 放熱器用ヒートパイプ	35
2.5.3 最大熱輸送量の改善策	35
2.6 高温用ヒートパイプの材料	37
2.7 むすび	44
謝 辞	44
参考文献	45

## Contents

1. Heat-pipe apprication under nuclear environment .....	1
1.1 Introduction .....	1
1.2 Heat-pipe techniques under nuclear environment.....	1
1.3 Apprication samples under nuclear environment .....	3
1.3.1 Capsule .....	3
1.3.2 Emergency cooling of large $^{60}\text{Co}$ heat source .....	3
1.3.3 Cooling of storage for spent nuclear fuel .....	4
1.3.4 Cooling for underground radioactive waste storage Tanks.....	5
1.3.5 Cooling for radioactive material shipping casks.....	5
1.3.6 Cooling system for fusion reactors .....	6
1.3.7 Other apprication samples .....	7
1.4 Summary .....	21
2. Heat-pipes for use in space nuclear reactor .....	22
2.1 Introduction .....	22
2.2 Electric power conversion system .....	22
2.3 Heat-pipe space reactor .....	26
2.4 Nuclear subsystem .....	33
2.5 Development of high temperature heat-pipe .....	35
2.5.1 Heat-pipe for use of core area .....	35
2.5.2 Heat-pipe for heat rejection .....	35
2.5.3 Improvement for maximum thermal transfer.....	35
2.6 Material for high temperature heat-pipe .....	37
2.7 Summary .....	44
Aknowledgements .....	44
References .....	45

## 図 表 目 次

表 1.1	$^{60}\text{Co}$ 熱源の緊急冷却用ヒートパイプの主要設計値	12
表 1.2	原子力用ヒートパイプの比較	20
図 1.1	JMTRにおける軸方向 $\gamma$ 線分布	9
図 1.2	EBR-IIで用いられた照射用キャプセル	10
図 1.3	照射試料の発熱流量と温度との関係	11
図 1.4	実証試験用コバルト60加熱源(加熱炉)	11
図 1.5	$^{60}\text{Co}$ 熱源緊急冷却用ヒートパイプの動特性(設計値)	12
図 1.6	MODREXの貯蔵モジュール	13
図 1.7	放射性廃棄物の地下貯蔵タンク	14
図 1.8	放射性物質の輸送容器	15
図 1.9	Astron 発電炉のブランケット内における発熱密度	16
図 1.10	JADE炉におけるヒートパイプの利用	17
図 1.11	硫黄-よう素サイクル	17
図 1.12	タンデム・ミラー炉におけるヒートパイプ冷却方式のモジュール	18
図 1.13	タンデム・ミラー炉用に設計された改良型偏平ヒートパイプ	19
表 2.1	宇宙用原子炉熱力学プラント性能表	24
表 2.2	宇宙用太陽光と原子力発電システムの特性の比較	28
表 2.3	限界技術課題	28
表 2.4	SPAR炉の設計方針	30
表 2.5	SPAR炉の主要仕様値	30
表 2.6	宇宙用動力変換サブシステム(PCS)とヒートパイプの仕様	33
表 2.7	高温リチウム・ヒートパイプの寿命テスト	39
表 2.8	Mo, TZM, Mo-Re合金の物性値と加工特性	43
図 2.1	宇宙動力プラントフローシート	25
図 2.2	使用時間と発電容量	28
図 2.3	SP-100プロジェクトの組織	29
図 2.4	100-KWe SPAR宇宙用動力炉	31
図 2.5	SPAR積層型燃料体原子炉	32
図 2.6	SPAR炉の燃料要素	31
図 2.7	SPAR炉とヒートパイプの配置	34
図 2.8	SPAR熱電変換装置	34
図 2.9	SPAR用低温側ヒートパイプ放熱器パネル	34
図 2.10	リチウム・ヒートパイプ(長さ8m)の設計作動点	38
図 2.11	放熱器用カリウム・ヒートパイプ	39

図 2.12	カリウム・ヒートパイプの軸方向温度分布	40
図 2.13	カリウム・ヒートパイプの実験結果	40
図 2.14	ナトリウム・ヒートパイプのアーテリ径と熱輸送量	41
図 2.15	ナトリウム・ヒートパイプのウィック厚さと熱輸送量	41
図 2.16	アーテリ損傷の熱輸送への影響	42
図 2.17	ウィック限界, 音速限界, アーテリの位置	42



## 1. ヒートパイプの原子力への応用

### 1.1 はじめに

ヒートパイプという言葉は、1963年にアメリカ原子力委員会(AEC)の特許(No.3229759)「蒸発-凝縮熱伝達装置」の明細書の中で初めて用いられたものであり、その意味ではヒートパイプの誕生期には、原子力関連事項の1つとして知られることになった。ところが、初期の実用のための開発段階では、宇宙技術の名のもとで飛躍的な進展をとげたため、その影に隠れ表面には現われなかったが、実は各国の原子力研究所がその任に当たっていたのである。たとえば、イギリスの原子力研究所の宇宙用熱電子発電装置用ヒートパイプがそれであり、その他イタリアのIspra(Joint Nuclear Research Center)、西ドイツのStuttgartの原子力研究所IKE、およびフランスのGrenobleの核研究所でも同様な研究を行っていた。

各国の原子力研究所では、上記の宇宙用ヒートパイプにとどまらず、同時に一般の原子力機器への応用研究も数多く行ってきた。たとえば、原子炉への直接利用、補助的核熱利用、放射性物質輸送の際の除熱、使用済燃料貯蔵設備での除熱、照射キャプセルの均熱、放射性廃棄物の地下貯蔵タンクでの除熱、緊急時における炉心冷却、核融合炉でのブランケット冷却等のヒートパイプがある。一部は実用、実験、計画、概念あるいはアイデア等の多様な段階にある。しかしながら、対象は安全を重視する原子力だけに、開発研究から実用までの進行速度がおそいが、着実に進められていることは事実である。本文はこれらの現状と今後の展望について記述している。

### 1.2 原子力とヒートパイプ

元来、原子炉を含む原子力機器は、放射線環境下におかれるばかりでなく必然的に発熱または高温の苛酷な条件におかれていることを特色とする。そこで、熱と温度に関与するものならば何にでも応用可能で、しかも、効果的であるという謳い文句が肩書になっているヒートパイプの応用分野の1つに、原子力関係があげられても何ら不思議ではない。しかし、安全性を最重視されるこの分野では、幾重もの検討と実証の関門を通過してはじめて実用に供せられるのである。そこで、ヒートパイプを原子力と関連させた場合に考慮される特質を整理すると次のようになる。

#### (1) ヒートパイプは可動部を持たない：

これは故障や寿命に関し、非常に有利な特徴である。一般にポンプ、循環器、熱交換器、弁などの機器におけるようにこれらの可動部では、摩耗の問題があるが可動部を持たないことは機械的な故障の原因の1つを排除したことであり、長寿命が保証されていることになる。なお、放射線レベルの高いところでの故障は、その修復に多大の費用と労力を必要とする。またときには、修復不可能の場合もあり、その損失は大きい。その意味ではヒートパイプは有用な構成要素である。

#### (2) 軽量で簡単な構造：

ヒートパイプを原子力機器内に組み込むことにより構成機器の単純化が行なえ、構造も簡単になる。また、これにより強度設計上の制限因子が取り除かれ、熱設計を主に考慮すればよい。

## (3) 温度差少なく長距離熱輸送が可能：

核熱利用の目的で原子炉の炉心から直接、熱を取り出すような場合には、長尺のヒートパイプの利用が可能である。たとえば、ヒートパイプの先端を炉心に挿入すれば、その部分が蒸発部になり、除熱部は炉外に導き出して熱交換器および蒸気発生器を形成できる、両者の温度差はヒートパイプのコンテナ壁の熱抵抗によるものだけとなり、小型で、有効に熱エネルギーを長距離に伝導させて取り出すことができる。

## (4) 熱応答が速い：

熱伝導現象を主体とするような場合と比較すると蒸气流による熱移動であるため、桁違いの速い応答を有する。この結果加速器などの高熱流束のターゲットの冷却に利用することが有効である。

## (5) 温度および熱流束の制御が可能：

非凝縮性ガスあるいは過剰液による可変コンダクタンス型ヒートパイプの応用により、温度分布あるいは熱輸送量の制御が可能であり、この原理を巧妙に利用することにより、今後応用分野のなご一層の展開が考えられる。

以上がヒートパイプの特徴を原子力関連分野で有利に使いこなせる点であるが、他方、問題点及び今後解決すべき課題をあげると次のような事項があげられる。

## (1) 強い放射線による構成材料の変質：

一般の熱機器と異なり、原子炉内では中性子束、およびガンマ ( $\gamma$ ) 線の放射線場におかれるため、挿入されるヒートパイプ構成材及び作動流体の放射線損傷がある。特に放射線分解によるガスの発生を伴う場合には、ヒートパイプの凝縮部に分留されてたまり、有効な伝熱面積を阻害し熱輸送量を減少させたり、あるいは温度分布に変調をきたす可能性がある。

## (2) 急激な放射線密度の変化に対する過渡応答性：

原子炉工学で一般によく知られていることであるが、急激な  $\gamma$  線出力の変化により試料の発熱速度は極めて急速である。この際、ヒートパイプの吸熱応答が十分であるか否かについても問題点が残されている。

## (3) 沸騰及び蒸発時の圧力変動及び腐食：

蒸発、凝縮部の圧力変動に対してコンテナ及びウィック部の変形破損がその寿命に影響をあたえる。また、その際のコンテナの腐食も考慮すべき問題の一つである。

さて、ヒートパイプの原子力への実用に際し、その型式としては、たとえば、炉心に直接挿入されるものでは炉の上部より挿入するサーモサイフォン型が得策である。それはウィック式に比して熱流速を大きくとり得ることから小型化を可能にすると同時に、安全性が高い。さらに熱ダイオード性をもっているため、熱の逆流を食い止めることができる。この場合の代表的な作動流体としてはナトリウムを主とした液体金属があり、作動温度範囲は  $500 \sim 1000^\circ\text{C}$ 、最大熱流束は  $10 \text{ MW/m}^2$  である。液体金属は原子炉工学では冷却材として一般的なものであり、その名も「液体金属技術」として確立されていることから作動流体として適した物質であるといえる。

核融合炉への応用としては、ブランケットの冷却用ヒートパイプとして、たとえば作動温度が  $1000 \text{ K}$  でリチウムとナトリウムなどが作動流体として予定されている。使用済燃料や放射性廃棄物の貯蔵設備での除熱への応用では、その作動流体として、水、メタノール、アンモニアが候補にあげられている。次節では上記の具体的事例について詳述している。

### 1.3 応用例

#### 1.3.1 照射キャプセルの温度制御

非凝縮性ガスを封入した可変コンダクタンス型ヒートパイプは、除熱量の制御が可能なることから、原子炉内で照射されるキャプセルの温度制御に使用されている。<sup>(1)~(5)</sup>

炉内照射キャプセルの構造材および装荷試料は、炉内の $\gamma$ 線密度に応じた発熱をする。したがって発熱は炉心中心部で高く、炉の周辺部および上下端部に行くにしたがって低くなる。照射用の原子炉を例にとると照射孔における上下方向の発熱量分布は、図 1.1 のように変化している。このためキャプセル内試料は照射位置に応じた発熱をすることになり、同一キャプセル内でも照射温度が異なることになる。また、効率の良い照射を行うためには、中性子束の高い( $\gamma$ 線束の高い)炉心中心領域の照射が望まれる。しかし、通常の冷却方式では、除熱量が少ないため試料の温度が規定値を越える。すなわち、炉内照射試料の冷却方式としては、除熱量が高くかつ全試料を均一温度にすることのできる冷却方式が望まれる。可変コンダクタンス型ヒートパイプはこのような目的のために優れた冷却方式である。代表的な使用例を図 1.2 に示す。<sup>(3)</sup>

ヒートパイプの材質は、コンテナおよびウィックが Nb-1%Zr 材、作動液がナトリウム、封入ガスがアルゴンである。ヒートパイプはキャプセルに垂直に取り付けられているため重力の作用を利用する形式となっている。このヒートパイプは EBR (Experimental Breeder Reactor) - II 原子炉で照射されるキャプセルの冷却に使用するために、5 kW の発熱量に対して試料の温度が 750°C となるように設計された。実際の照射試験では、4~6 kW にわたって発熱量が変化したが、試料の温度は $\pm 15^\circ\text{C}$ の範囲に制御することができた。試料の発熱量と温度との関係を図 1.3 に示す。ただし、発熱量の 4 kW 以下の試験は炉外で電気ヒータを用いて行なわれた。また、可変コンダクタンスヒートパイプを使用しているため、キャプセルの温度は簡単に制御できる特徴をもっている。

#### 1.3.2 コバルト60・熱源の緊急冷却系

局地用の動力源として、コバルト60から放射される $\gamma$ 線を加熱源とした熱源の開発が行われた。<sup>(6)</sup>この開発計画では 30 kW の実証用試験機が設計・製作されたが、この試験機の緊急冷却用にヒートパイプが使用されている。図 1.4 は、30 kW の実証試験用コバルト60加熱源(加熱炉)の断面図を示す。コバルト60は燃料ピンの中に充填され、この燃料ピン12本が圧力容器内に挿入される。炉心で発熱した熱は不活性ガスの冷却材により除去され熱源として利用される。圧力容器の外側には放射線遮へい材および断熱材が取り付けられており、原子炉と同様な構成となっている。通常運転時は、不活性ガス冷却材によって冷却されるが、強制循環喪失事故や冷却材喪失事故が起ると、冷却能力がなくなり燃料ピンが高温になって破損するため、緊急冷却装置としてヒートパイプを利用した冷却系が設けられている。ヒートパイプの蒸発部を圧力容器の外側に取り付け、緊急時における炉心の冷却を圧力容器の外側から行なう。ヒートパイプの凝縮部では大気と熱交換を行い、炉心で発熱した熱は結局大気中に放熱されることになる。ところで、通常運転時にヒートパイプが作動すると、熱損失が多くなり熱効率が悪くなる。したがって、非凝縮性ガスを充填した熱流ダイオードヒートパイプが使用されている。図 1.5 にヒートパイプの動作特性(設計値)を示す。蒸発部の表面温度が 1040°F (560°C) 以下の場合には高々 100 W 程度しか除熱(放熱)しないが、約 1080°F (582°C) のときには約 1 kW の除熱能力がある。圧力容器の外側にはこのヒートパイプが約 30 本取り付けら

れるので（実際にはヒートパイプの故障等を考慮して36本取り付けられる）事故時には蒸発部の表面温度（圧力容器の温度にはほぼ等しい）が約580℃に昇温され、30 kWの発熱量が除去される。表1.1にこのヒートパイプの主要設計値を示す。作動流体はナトリウムで金綱を挿入したウィック式ヒートパイプである。伝熱特性試験、耐久性試験（積算717日）、および事故時の起動・再起動を模擬した繰り返し動作試験（35回）等を行い、いずれも良好な結果が得られている。熱流ダイオードヒートパイプは自動的に作動するため一般の緊急冷却装置のように複雑な制御系を必要とせず、しかも可動部が無いため保守を必要としない。したがって、高い信頼性の要求される緊急冷却装置として優れた特性を持った冷却機器である。

### 1.3.3 使用済燃料貯蔵施設の冷却

現在、各国で使用済燃料の再処理プラントの開発が進められているが、商用の再処理プラントを建設し稼働させるまでには、解決しなければならない問題が多く残されている。そのため、燃料サイクルの中に占める使用済燃料貯蔵施設の役割が大きくなってきている。また、ウラン資源の豊富なカナダ、米国等では当面再処理を行わず、使用済燃料を長期間集中貯蔵し最終処分する方向が打ち出されている。したがって、各国では大型の貯蔵施設の建設を計画しており、スイスでもMODREX (Modular Dry Expandable Storage) と呼ばれる乾式貯蔵施設の計画を行なっている<sup>(7)</sup>。MODREX<sup>(8)(9)</sup>では使用済燃料から発生する崩壊熱をヒートパイプを用いて除熱する計画である。図1.6は、MODREXで使用される「貯蔵モジュール(Storage Module)」と呼ばれるものであり、このモジュールが貯蔵設備の最小単位となっている。放射線を遮へいするため、コンクリート製であり、1つのモジュールには直径1.7 m、高さ6 mのサイロと呼ばれる穴が9個あけられている。それぞれの穴にはキャニスター (canister) と呼ばれる使用済燃料収納容器が収められ、長期間貯蔵される。キャニスターの中に収納する使用済燃料としては、Westinghouse社製のPWR (Pressurized Water Reactor) 炉使用済燃料12体あるいはGeneral Atomic社製のBWR (Boiling Water Reactor) 炉使用済燃料32体が予定されている。使用済燃料が発熱する崩壊熱は10～20 kW程度と見込まれており、この崩壊熱を除去し、使用済燃料の被覆管の温度を制限値（※1）以下に保持するためヒートパイプが使用される。

図1.6に示すように、サイロの周辺には多数の冷却用垂直孔がコンクリートの中にあけられており、この冷却孔とサイロとは、下部および上部で連結されている。冷却孔にはヒートパイプの蒸発部が挿入されている。ヒートパイプの凝縮部はコンクリート製モジュールの外壁に取り付けられている。ヒートパイプの個数は除熱量と安全性（冗長性：redundancy）を考慮して決められる。崩壊熱によって加熱されたサイロ中の空気はサイロとキャニスターで構成される環状流路を上昇し数個の冷却孔に分配された後、冷却孔を下降しヒートパイプによって冷却された後、再びサイロに戻る。空気は自然循環によって流れる。ヒートパイプの凝縮部では、自然対流によって大気に放熱される。ヒートパイプの個数には余裕があること、また、1つのサイロで加熱された空気は複数個の冷却流路に分配されて冷却されるため、ヒートパイプの故障および冷却孔の閉塞事故等に対する安全性が確保されている。ただし、ヒートパイプの個数を少なくするため、1本のヒートパイプで多数個の冷却孔の冷却を

※1 長期間の保存期間中、被覆管を健全な状態で保持するため、温度の制限値を何度にすべきかについては現在研究が行われているが、この設計例では250℃が目安として考えられているようである。

うように工夫した配慮となっている。作動温度範囲が低いため、作動流体としては、水、アンモニア、メタノールが考えられている。また、ヒートパイプの外側の伝熱性能を向上させるため、フィンが取り付けられている。

#### 1.3.4 放射性廃棄物地下貯蔵タンクの冷却

ヒートパイプは可動部を持たずパッシブ（passive）な冷却方式であるため、長期間にわたって高い信頼性があり、しかも人手をかけずに放射性廃棄物を冷却する方法として優れている。そのため、ロスアラモス研究所でヒートパイプ冷却による放射性廃棄物地下貯蔵タンクの試設計が行われた。<sup>(10)</sup> 図 1.7 は概念図を示す。地下貯蔵タンクの底部に保管される放射性廃棄物の崩壊熱によってタンク内の空気は加熱され、空気の自然対流によってヒートパイプの蒸発部に運ばれ、除熱される。ヒートパイプの凝縮部は地上に設置されるが、凝縮部と冷却用空気との温度差が小さい（約 6℃）ため、送風機により強制冷却される。以下のような試設計が行われた。

- (1) 総発熱量 2 9.3 MW の廃棄物層の上面温度を 9.3℃以下に冷却する。
  - (2) ヒートパイプの全長は約 17 m とする。蒸発部、断熱部、凝縮部の長さは、それぞれ約 1.1 m、3 m、3 m とする。パイプの直径は約 50 mm、肉厚は約 2.4 mm。材質はステンレスとする。
  - (3) 作動流体はステンレスとの共存性に優れたメタノールまたはアンモニアとする。水は、製作、運搬、据え付けの段階で凝固する可能性があるため使用しない。
  - (4) 37 本のヒートパイプによって冷却する。1 本当たりの除熱量は 0.8 kW である。
  - (5) ヒートパイプは密閉二相熱サイフォン式（ウィックレス式）とする。ただし、できるだけ均一な帰還流の液膜を作るため、内部はあらい粗面（knurled surface）または溝付面（grooved surface）とする。
  - (6) 伝熱量が少ないので、高速限界、フラッディング限界等は問題とならない。ヒートパイプ外側の伝熱特性によってヒートパイプ全体の性能が決定される。
  - (7) ヒートパイプ外側の伝熱特性を向上させるため、外面にフィンを取り付けるとともに、地上部に設置されている凝縮部は送風機による強制冷却とする。蒸発部には軸方向フィンを取り付け、凝縮部にはらせりフィンを取り付ける。
  - (8) タンク内における自然対流の駆動力を大きくするため、フィン付き蒸発部を上下端の開放した円管の中に挿入する。
  - (9) ヒートパイプ蒸発部での除熱能力が低下しても、ヒートパイプ内の最大圧力は 780 kPa にしか上昇しない。この値は、パイプの最大許容圧力（約 15 MPa）に比べて十分小さく安全である。
- ヒートパイプを利用するに当たって唯一の欠点は、廃棄物から放置される  $\gamma$  線によって作動流体が分解され、非凝縮性ガスが発生するとともに作動液の量が減少して除熱能力が低下することである（タンクの中の放射線量は 10 Gy/hour 程度）。この対策として、凝縮部に配管と弁を設け、運転中に非凝縮性ガスの放出と作動液の補充ができるようになっている。また、非凝縮ガス量の監視は熱電対による温度分布の測定によって行なっている。

#### 1.3.5 放射性物質輸送容器の冷却

現在、放射性物質輸送容器の冷却は自然対流、熱伝導、熱放射を利用して行なわれている。すなわち、輸送容器に収納された放射性物質で発熱する崩壊熱は収納空間内の自然対流によって輸送容器に

伝えられる。輸送容器内を熱伝導によって伝えられた熱は、輸送容器外面から大気<sup>(11)</sup>の自然対流および熱放射によって除熱される。しかし、この冷却方式では除熱能力は低い。したがって、輸送容器の除熱能力を高め、熱負荷を向上させるためには、当然、送風機、ポンプ等を使用する強制循環方式の採用が考えられるが、次のような問題点がある。すなわち、冷却装置は無人運転する必要があるため、強制冷却システムの信頼性を高めるには重要な機器・部品を2重にしたり、一般の機器とは異なり特別に注意を払った設計が必要であり、結果として重量が大きくなる。また、輸送容器は安全性を確認するため多くの試験（たとえば、9 mの高さからコンクリート床上に落下させる落下試験、あるいは800°Cの雰囲気中に30分間さらす耐火試験等）に耐え得るようにする必要があり、設計はかなり難しくなる。一方、ヒートパイプは2章で記したように、可動部分が無い、軽量で簡単な構造、伝熱特性が優れている、等の利点があり輸送容器の冷却に適している。図1.8は $3.7 \times 10^{15}$  BqのCs<sup>137</sup>を輸送するために提案された輸送容器の1案である。通常の冷却方式では発熱量が高いため輸送容器の表面温度は120°C程度になるが、図のように6本のヒートパイプを付加することにより表面温度を80°C程度に低下させることができる（ヒートパイプの設計次第によっては当然さらに低温にすることも可能であろう）。この例では、ヒートパイプの材質はステンレス、作動流体は水、作動温度は120°C、圧力は約 $10^5$  Paである。

ところで、ヒートパイプを輸送容器の冷却に使用する場合、注意すべきことは次の点である。

- (1) 通常時には冷却器として動作しなければならないが火災時にはその熱によって輸送物が加熱されないよう断熱性が要求される。熱流ダイオード式ヒートパイプまたは可変コンダクタンスヒートパイプを使用することによりこの要求に応じられる。
- (2) 放射線のストリーミング（streaming）が起こらないように貫通部の形状に考慮を払う必要がある。
- (3) トラック等で輸送されるため、加速、減速時に慣性力が性能に及ぼす影響を考慮した設計にする必要がある。

### 1.3.6 核融合炉ブランケットの冷却

現在、日本、米国およびヨーロッパではJT-60、TFTR、JETと呼ばれる大型の試験装置を用いて臨界プラズマ条件の達成を目指した研究開発が行なわれている。臨界プラズマ条件が達成され核融合がエネルギー源になり得ることが立証されると、次の段階は核融合装置から現実にエネルギーを取り出す核融合炉の開発である。そして核融合炉の開発に成功すると、いよいよ核融合で得られるエネルギーを種々の産業に利用することとなる。米国では、そのような時代の到来に備えて核融合炉による発電プラント、水素ガス製造プラントの検討および試設計が、ローレンス・リバモア国立研究所、カリフォルニア大学等で行なわれている。<sup>(13)~(17)</sup>

たとえば、Astron Power Reactor System<sup>(13)(14)</sup>では熱出力が12,000 MWの核融合炉で発電する計画であるが、その際、ブランケット内では図1.9に示すように、半径方向のわずか1 mの距離の間で100~1000倍程度の発熱量分布を生じる。このように、非常に大きな発熱量分布を持ったブランケットをLi-Na冷却材で冷却する計画であるが、その際、冷却材の熱負荷をできるだけ均一にするため、ブランケット内にヒートパイプを設置する設計になっている。ヒートパイプの作動流体としては、ナトリウム、ナトリウム弗化物、リチウム弗化物またはリチウム・ベリリウム弗化物が候補にあげられている。

JADEと呼ばれる発電炉はローレンス・リバモア国立研究所で設計検討が行なわれている熱出力3,800 MWの発電炉である。この炉では、図 1.10 に示すように、リチウムブランケット内で発熱する熱をヒートパイプでナトリウム冷却系に伝える構成案について検討が行われた。ヒートパイプの作動温度は350～500℃、作動液は水銀である。同じく、ローレンス・リバモア国立研究所で設計検討が行なわれているタンデム・ミラー炉は熱出力が2,580 MWの核融合炉で、ジェネラル・アトミックス社の開発した硫黄-よう素・サイクルを使用して4.9 kg/sの水素ガスを製造する。<sup>(15)(16)</sup> 図 1.11 に硫黄-よう素・サイクルを示す。図 1.12 に示すように、リチウムまたは鉛・リチウム(Li<sub>17</sub> Pb<sub>83</sub>)ブランケット内で発熱する熱はヒートパイプによって除去され、凝縮部でヘリウムガス冷却系と熱交換される。ヒートパイプは、ブランケット内で発生する熱をヘリウムガス冷却系に伝えるとともに、ブランケット内で発生するトリチウムを取り出すためにも使用される。すなわち、蒸発部をトリチウム透過率の低いモリブデン合金(たとえばTZM)、凝縮部最先端を透過率の良いニオブ等で製作することにより、蒸発部においてブランケットからヒートパイプ内に透過した水素ガスは凝縮部最先端でヘリウムガス流中に排出される。ところで、核融合炉においては、ヒートパイプは強い磁場中で使用されるため、作動液およびコンテナの材質が導電性物質であると、MHD圧力損失が生じる。MHD圧力損失を減少させるため偏平な形状(図 1.13)にするとともに、壁は外壁と内壁に分けられ、外壁と内壁の間には炭化けい素又はアルミナの絶縁層が挿入されて、耐圧は外壁が担っている。この試設計では、ヒートパイプの作動温度は1000 K、1本当たりの熱負荷は23 kW程度、ブランケット1モジュール当たりのヒートパイプの数は1584本、凝縮部における熱流束は5 kW/cm<sup>2</sup>、冷却用ヘリウムガスの入口温度は490 K、出口温度は875 Kである。ところで、設計検討ではヒートパイプ冷却方式以外の方式(たとえば、ヘリウムガスで直接ブランケットを冷却する方式)についても検討が行なわれた。その結果、ヒートパイプ方式ではパイプの本数が膨大であること、ヒートパイプの構造が複雑となること、およびヒートパイプの取り付け・取りはずし作業が簡単で無いこと等の理由により、現時点では必ずしもヒートパイプ冷却方式が最も優れた方式とは考えられていない。今後の開発が待たれるところである。

### 1.3.7 その他の応用例

使用済燃料の再処理プラント<sup>(18)</sup>、ナトリウム冷却高速炉<sup>(18)(19)</sup>、高温ガス炉プラントにおいてもヒートパイプの利用が提案され、開発が行なわれている。

使用済燃料の再処理プラントでは、再処理工程で発生する水蒸気および炭酸ガス等を吸着器で除去する。これらの吸着器の再生は260℃程度の高温の窒素ガスを用いて行なわれるが、この再生用窒素ガスの加熱をヒートパイプで行なう計画がある。ヒートパイプを利用する理由は、窒素ガス流量が変動しても(特に低流量時において)その温度が許容値を越えないことと、電気式加熱方式に比べて健全性が高いことである。この加熱器の試験機は西ドイツで製作され、1982年4月から合計61週間実験が行なわれ良好な結果が得られている。<sup>(18)</sup>

ナトリウム冷却高速炉では、カリウムまたはナトリウムを作動流体とするヒートパイプを応用した中間熱交換器または蒸気発生器を製作する提案が行われ、西ドイツのカーlsruエ研究所で基礎的な実験が行なわれた。ヒートパイプを利用する理由は、熱交換器の伝熱管が破損した場合にも2次冷却系に混入する1次冷却系のナトリウム(放射化されている)の量を極力少なくおさえること、および2次冷却系全体を簡単なヒートパイプ式熱交換器で置き換える可能性があることである。

高温ガス炉プラントでは、1次冷却系の熱を2次冷却系を介さないで直接プロセスガス系に伝えるよう、ヒートパイプを利用した熱交換器の開発が提案されている。<sup>(20)</sup>

上記の使用例についてヒートパイプの種類、作動流体、材質、温度等の諸条件を表1.2にまとめて示す。



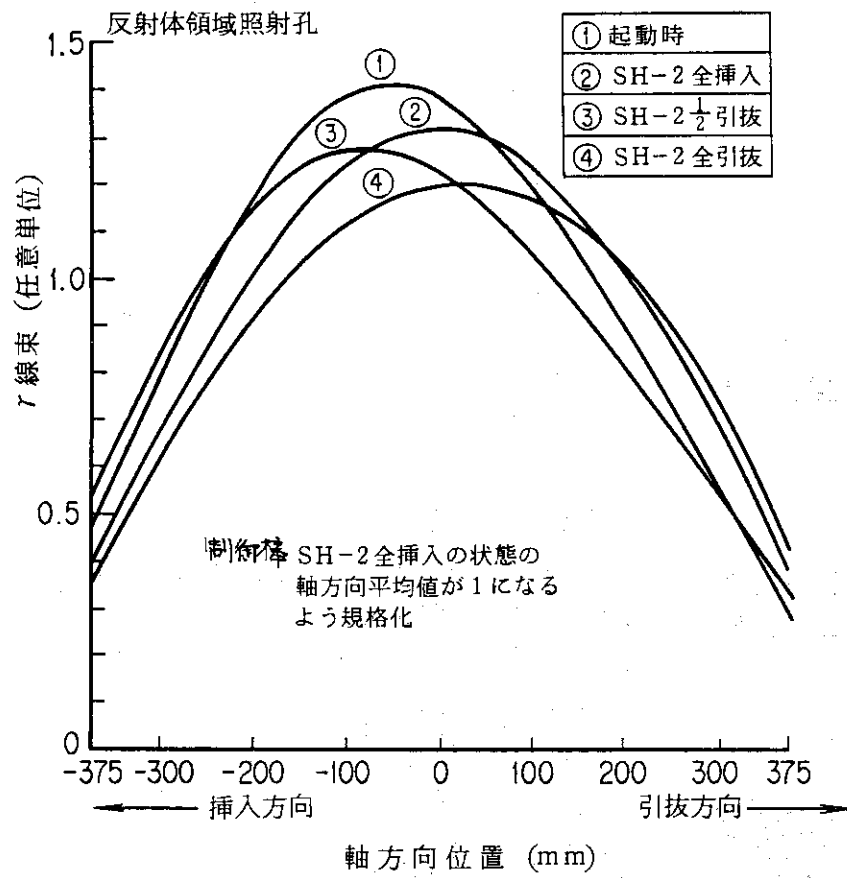


図 1.1 J M T R における軸方向  $r$  線分布

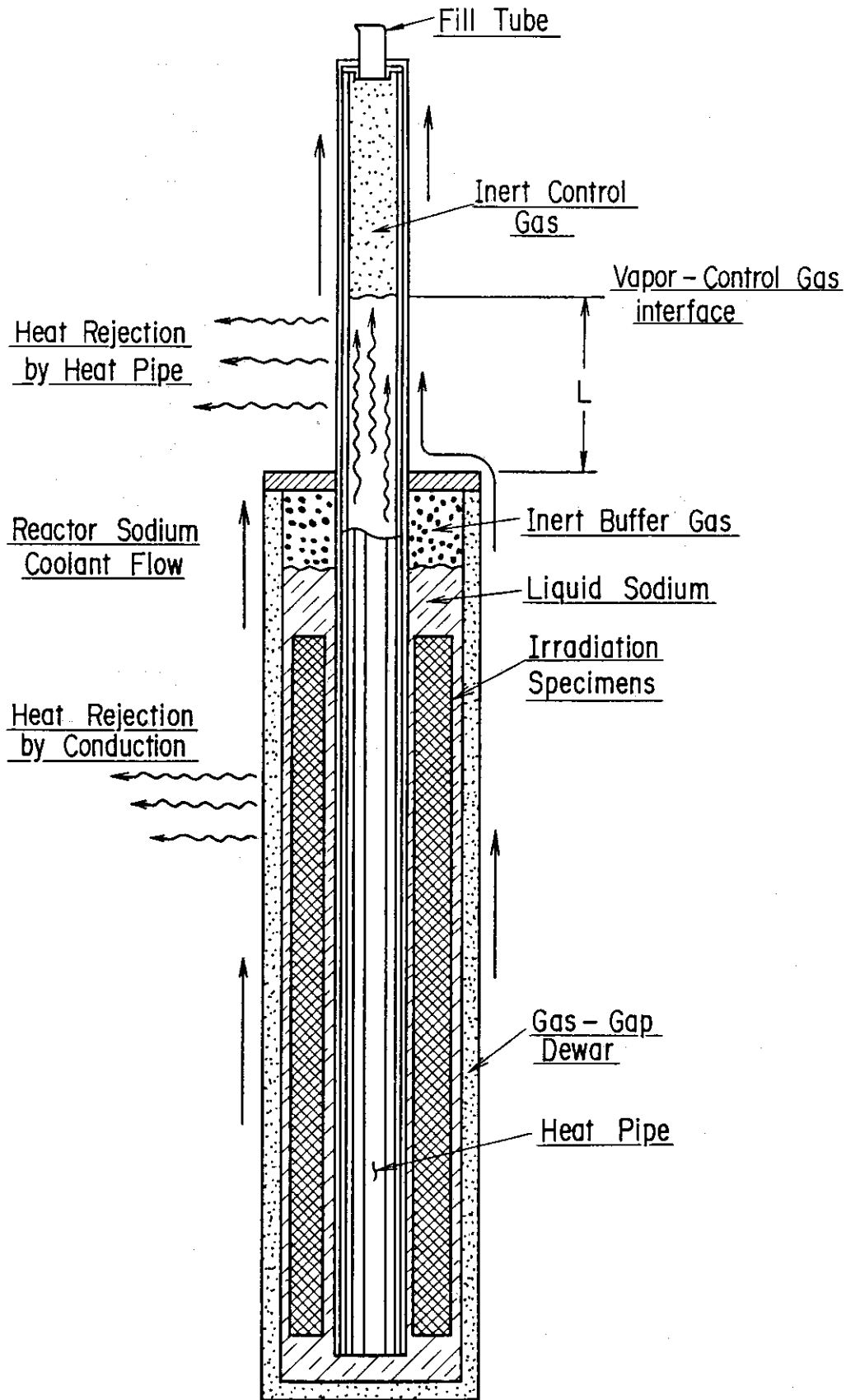


図 1.2 EBR-II で用いられた照射用キャプセル<sup>(3)</sup>

GAS-CONTROLLED HEAT PIPE  
 2.8 cm o.d - 53 cm long  
 Fluid - Sodium  
 Control Gas - Argon

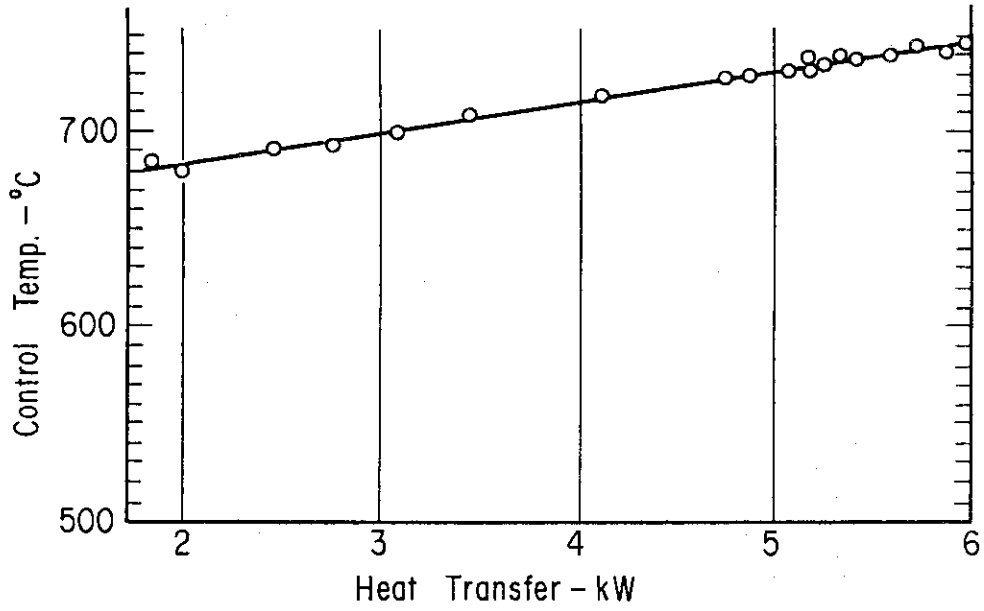


図 1.3 照射試料の発熱流量と温度との関係<sup>(3)</sup>

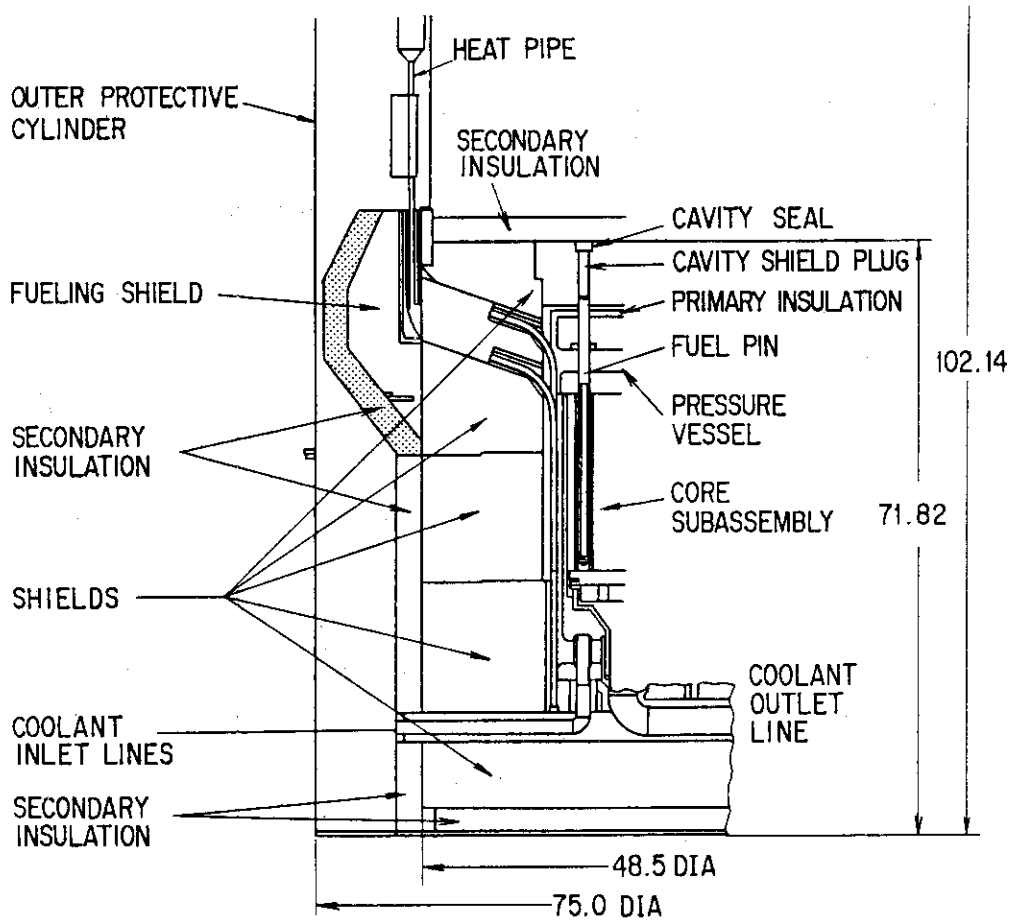


図 1.4 実証試験用コバルト60加熱源 (加熱炉)<sup>(6)</sup>

表 1.1 <sup>60</sup>C<sub>o</sub> 熱源の緊急冷却用ヒートパイプの主要設計値<sup>(6)</sup>

ヒートパイプの本数	36本
作動流体	ナトリウム
非凝縮性ガス	ネオン
蒸発部の最高運転温度	582℃
最大輸送熱流量	1KW
パイプ外径	20,3 mm
パイプ肉厚	1.3 mm
凝縮部及び断熱部に挿入される金網	60メッシュ
金網の巻数	5巻
ウィックの空げき率	62%
非凝縮性ガスだめの容積	164 cm <sup>3</sup>
凝縮部の長さ	25.4 cm
凝縮部に取り付けるフィンの総面積	536 cm <sup>2</sup>
蒸発部に挿入される金網	200メッシュ
金網の巻数	19

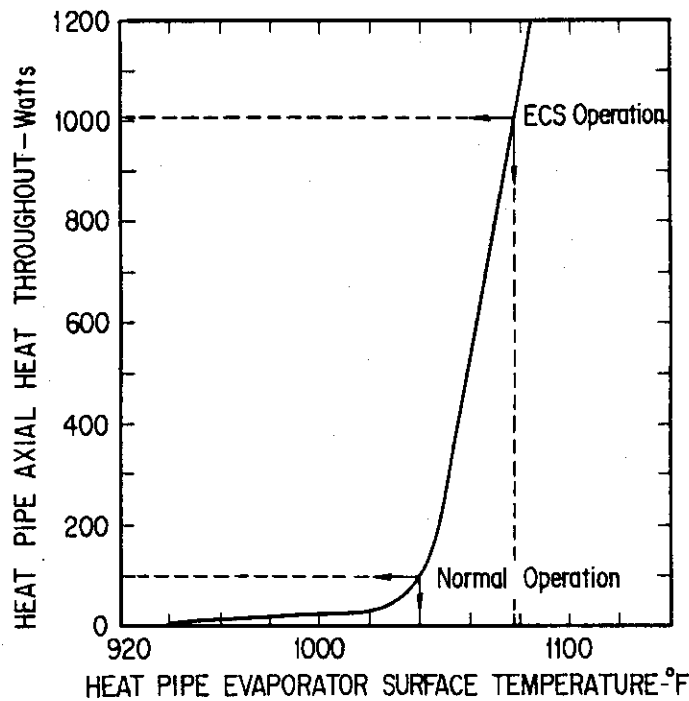


図 1.5 <sup>60</sup>C<sub>o</sub> 熱源緊急冷却用ヒートパイプの動特性 (設計値)<sup>(6)</sup>

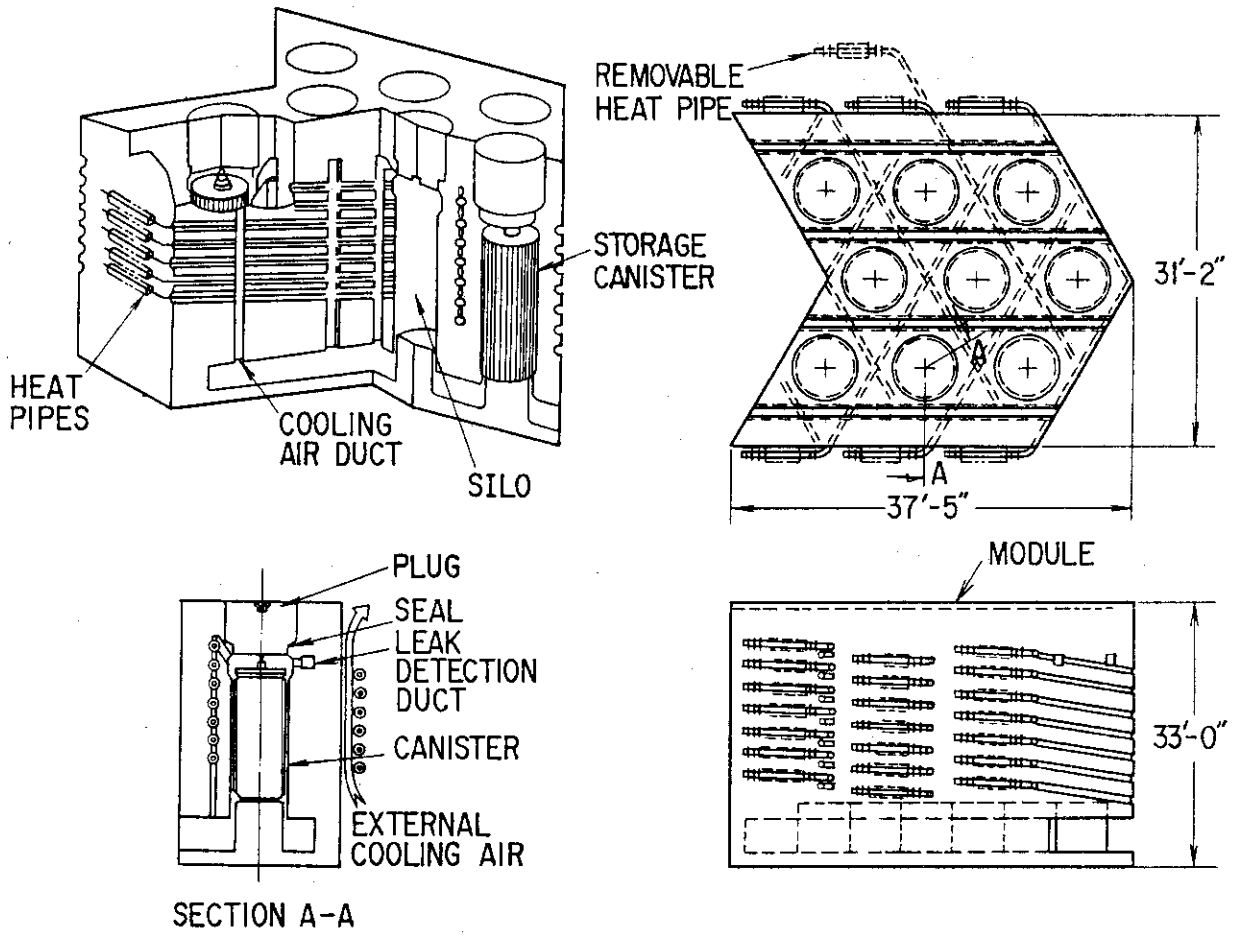
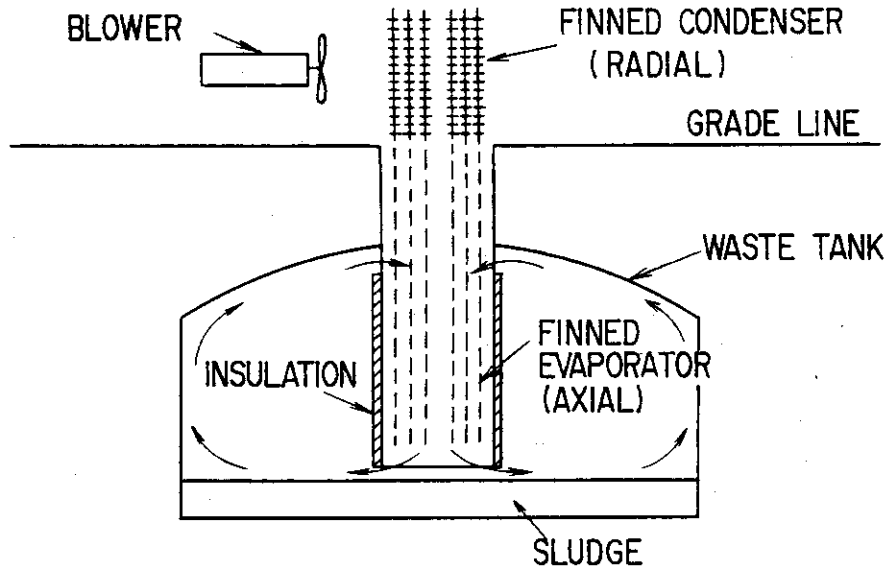
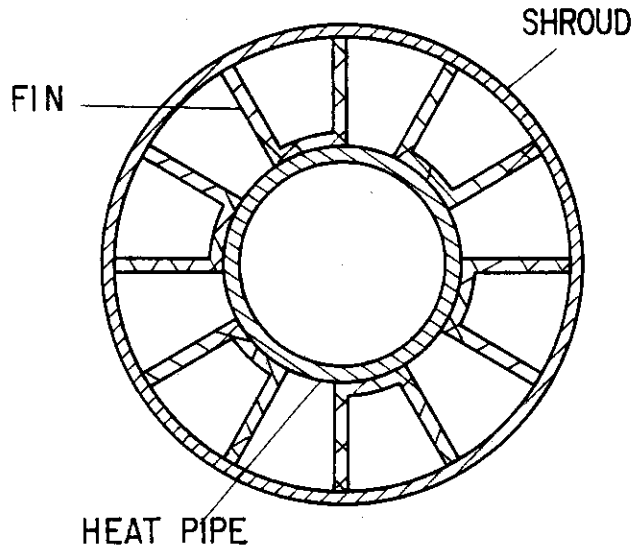


図 1.6 MODREXの貯蔵モジュール<sup>(8)</sup>



ARROWS DENOTE AIR CIRCULATION WITHIN THE TANK

(a) Cooling concept for waste storage tank.



(b) Heat pipe cross section.

図 1.7 放射性廃棄物の地下貯蔵タンク <sup>(10)</sup>

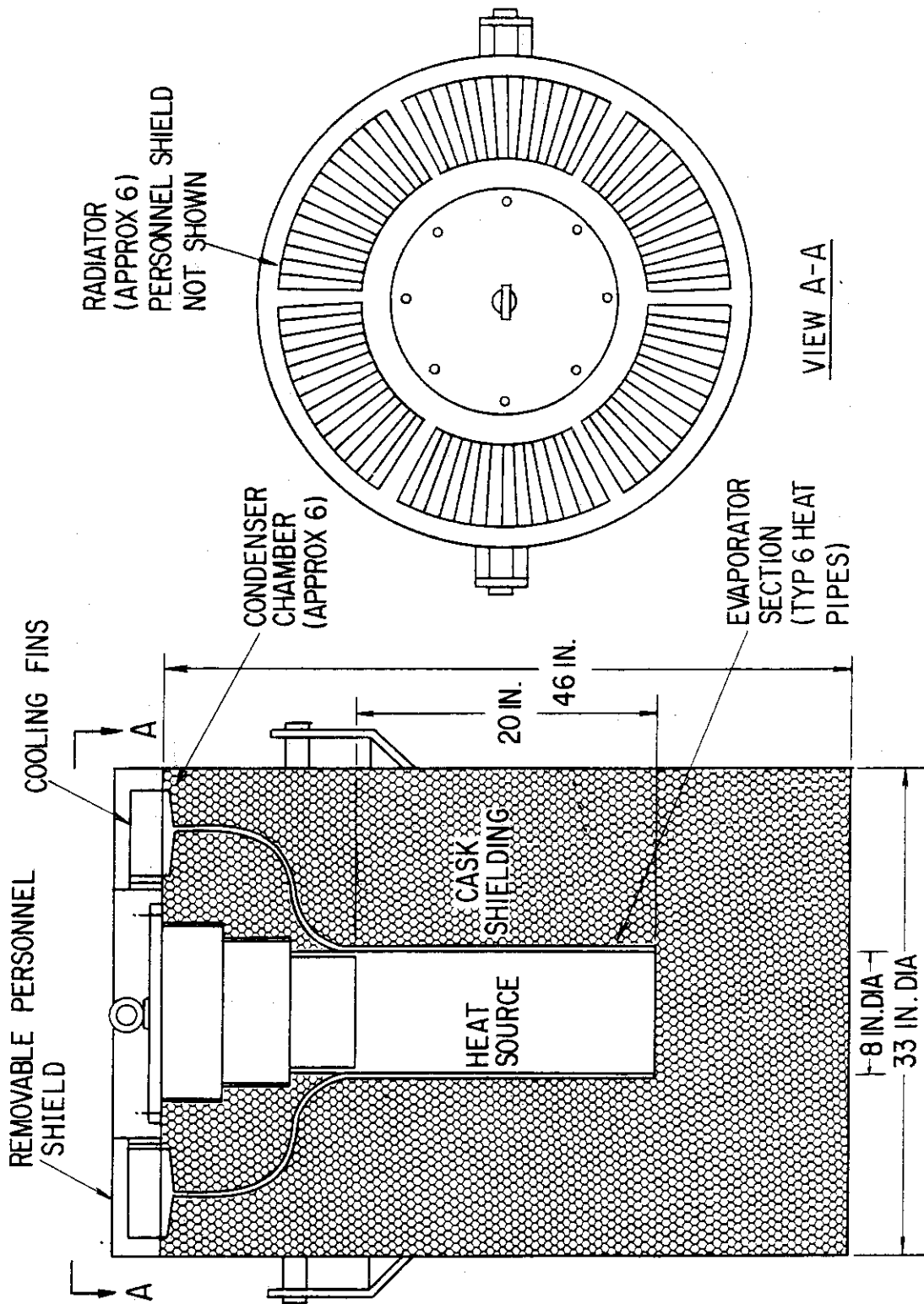


図 1.8 放射性物質の輸送容器<sup>(1)</sup>

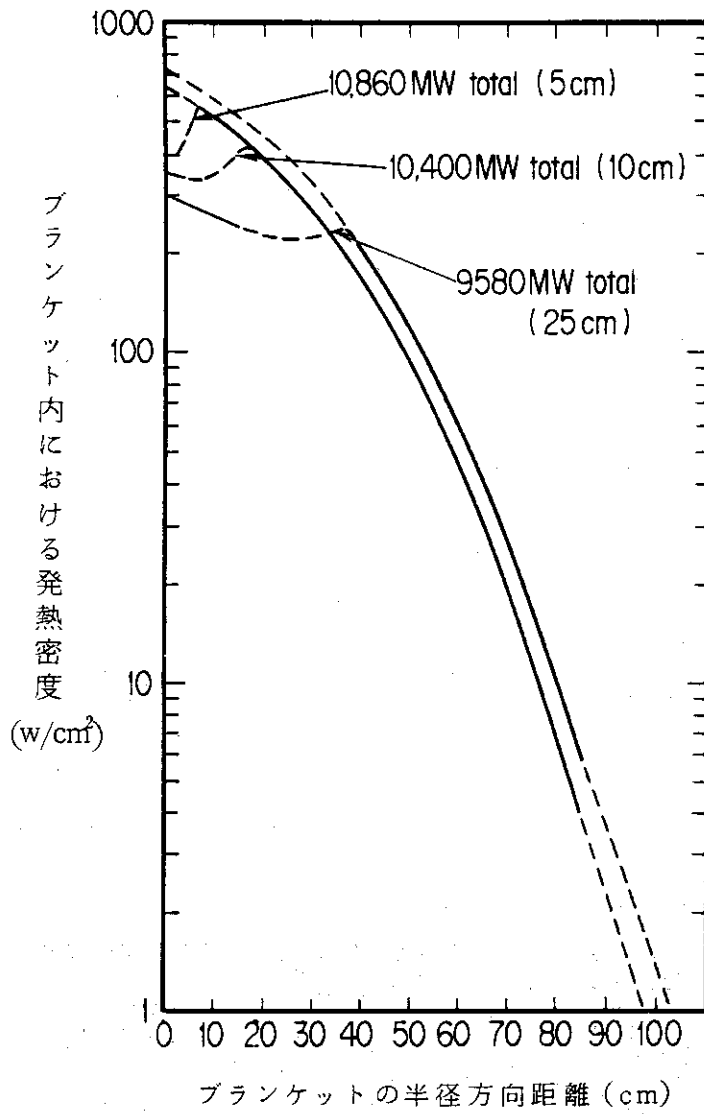


図 1.9 Astron 発電炉のブランケット内における発熱密度<sup>(13)</sup>



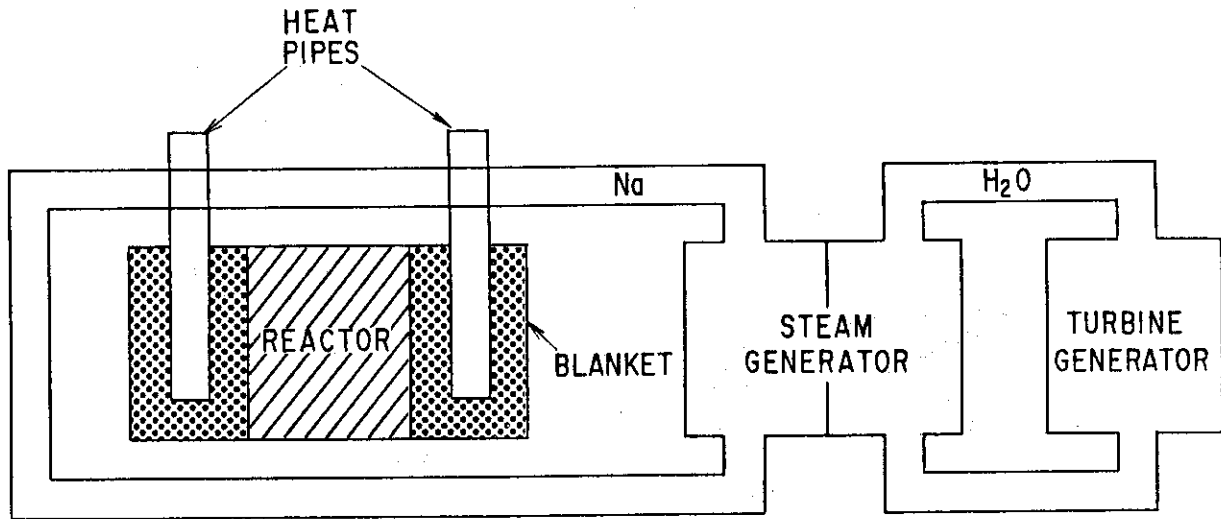


図 1.10 J A D E 炉におけるヒートパイプの利用<sup>(17)</sup>

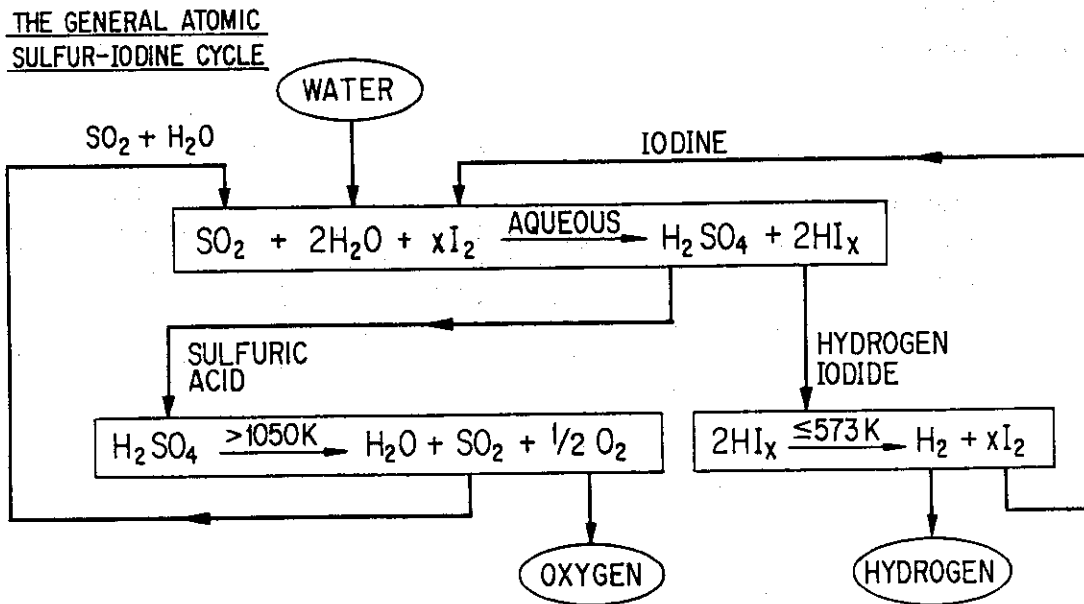


図 1.11 硫黄-よう素サイクル<sup>(15)</sup>

HEAT PIPE BLANKET MODULE

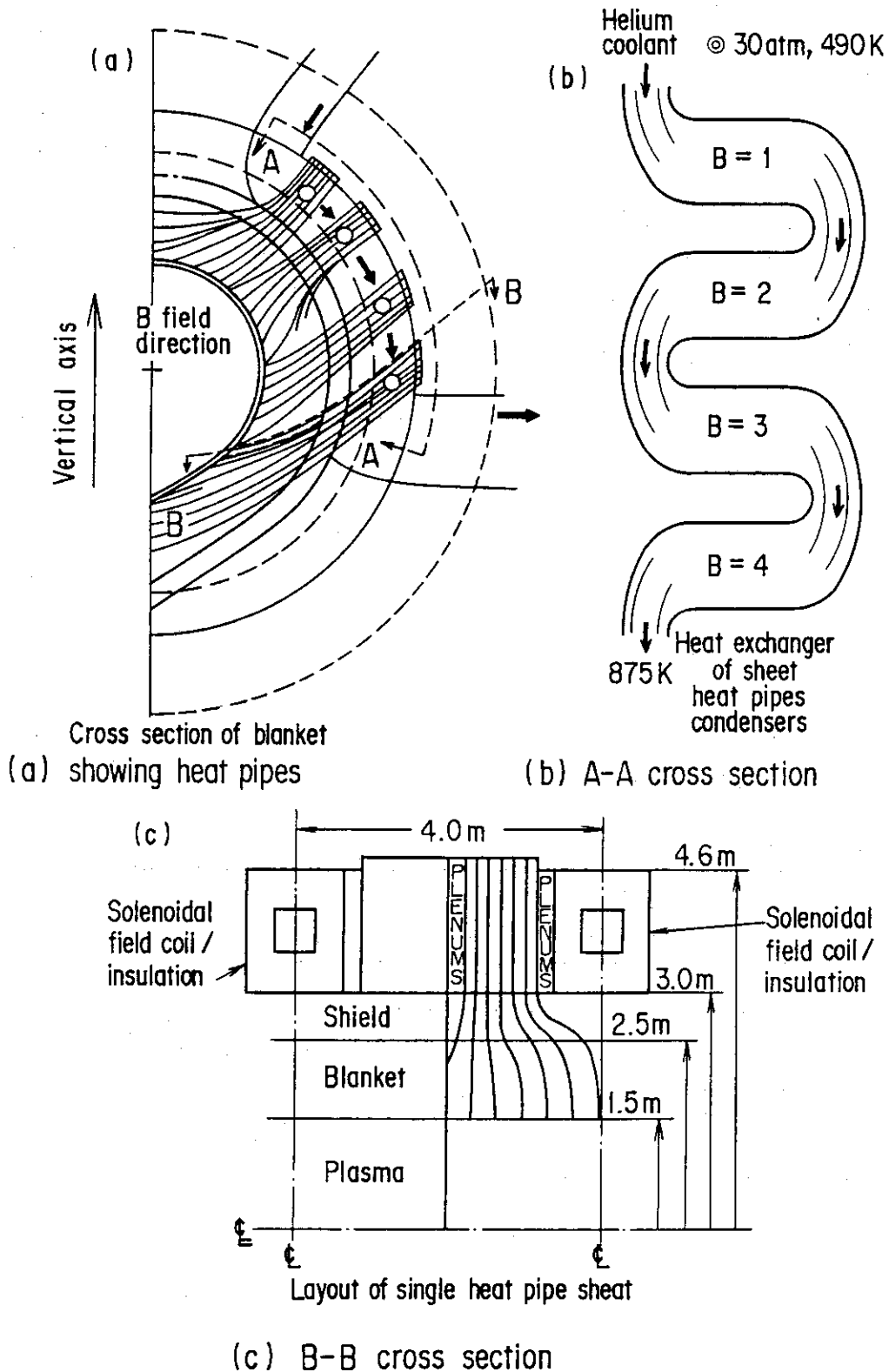
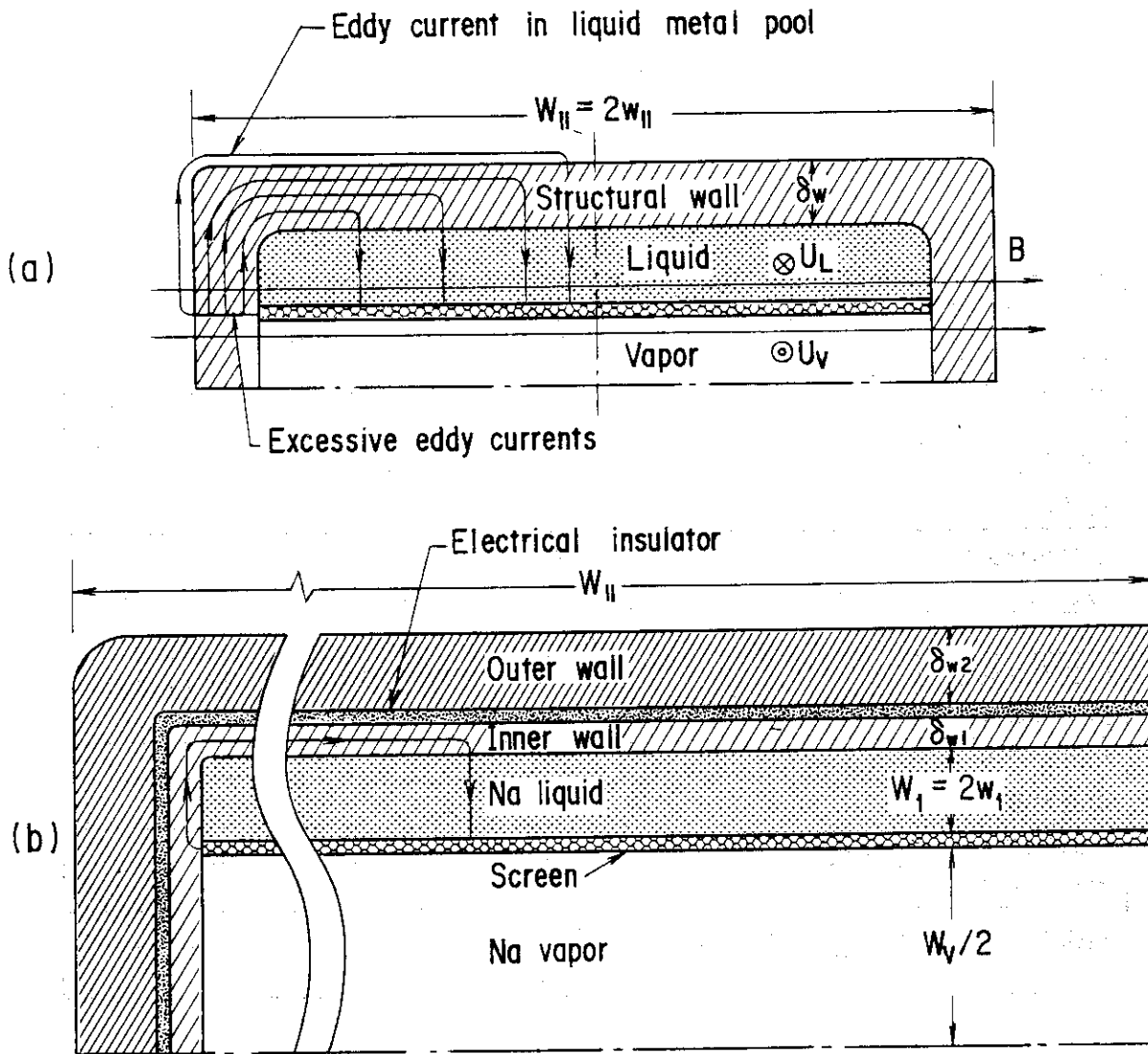


図 1.12 タンデム・ミラー炉におけるヒートパイプ冷却方式のモジュール <sup>(15)</sup>



Nominal dimensions and materials	}	$\delta_{w2} = 1.6 \text{ mm}$ (Nb alloy outer wall)
		$\delta_1 = 0.2 \text{ mm}$ (SiC electrical insulator)
		$\delta_{w1} = 0.4 \text{ mm}$ (Nb alloy inner wall)
		$W_1 \quad 2w_1 = 2 \text{ mm}$
		Screen with $r_c = 10^{-4} \text{ m}$ (Mo)
		$W_V = 8 \text{ mm}$

Cross Sections of Flattened Heat Pipe Evaporator

(a) Original thick-walled heat pipe construction permits excessive eddy currents and MHD pressure drops. (b) Improved sandwich-wall construction results in acceptably small eddy currents and MHD pressure drops.

図 1.13 タンデム・ミラー炉用に設計された改良型扁平ヒートパイプ (15)

表 1.2 原子力用ヒートパイプの比較

使用例	作動温度	熱輸送量 /1本当り	作動流体	コンテナおよび ウィックの材質	直径×長さ
照射キャプセル	750℃	6kW	Na	Nb-1%Zr	28φ×53cm
Co <sup>60</sup> 熱源の緊急冷却	582℃	1kW	Na	SUS316	20φ×1.7m
使用済燃料棒 貯蔵施設	250℃	約3kW	水 アンモニア メタノール	ステンレス等	—————
放射性廃棄物 地下貯蔵タンク	93℃	0.8kW	メタノール アンモニア	コンテナ ステンレス (ウィックレス)	50φ×17m
放射性物質 輸送容器	120℃	—————	水	ステンレス	—————
核融合炉ブラン ケット冷却	350~500℃	23kW	水銀	—————	—————
高速炉	550~650℃	—————	リチウム ナトリウム	ステンレス	—————

#### 1.4 むすび

以上、ヒートパイプを原子力へ応用する際の利点、欠点および応用例について紹介した。原子力関係におけるヒートパイプの研究開発は我が国では未だあまり行なわれていないので、筆者等が入手し得た文献に基づいて紹介した。そのため、必ずしも正確な現状を把握し得なかったおそれのあることを憂慮する次第である。しかし、安全を重視する原子力関係の冷却手段として優れた特性を持っているヒートパイプは、今後、原子炉および原子力機器の多方面にわたって使用されるものと考えられ、今後の研究が期待される。

## 2. 宇宙原子炉へのヒートパイプの応要

### 2.1 はじめに

宇宙開発の進展にともない、推進用ロケットおよび衛星船の規模が漸次大型で大容量の方向に展開しつつある。とくに、宇宙深部の探査や宇宙実験工場からスペースコロニーの建設に至るまで、長時間の持続エネルギーを発生することの可能な原子炉を動力源とする宇宙用原子炉プラントの使用が不可欠になってきている。これまで、推進用としては米国NASAが1960年代に開発したKIWI-NERVA (Nuclear Engine for Rocket Vehicle Application) の原子炉ロケットエンジン、また、衛星内の動力源としては原子炉およびラヂオアイソトープによる原子補助動力システム SNAP (System for Nuclear Auxiliary Power)<sup>(21)~(23)</sup> の成果が注目される。

最近、後者の宇宙発電用原子炉はポストアポロ計画におけるスペースシャトルに搭載される長時間で大出力の発電のために、これまでの太陽光変換素子に代わるものとして、宇宙用原子炉の見直しが行なわれ、SP-100プロジェクトの名のもとに、熱電変換型ヒートパイプ炉 SPAR (Space Power Advanced Reactor) の研究開発計画が具体化しつつある。ここでは、宇宙用原子炉開発の経過と熱電変換システムへのヒートパイプの応用と今後の進展について述べる。

### 2.2 システム構成

宇宙航行体の動力源としては、通信ならびに衛星船内における生命維持装置の電源として電池、太陽光発電、原子炉発電等があげられる。しかしながら、出力規模100 kW、使用期間1ヶ月以上の大型、長時間持続型および宇宙深部探査型の電源としては、これまで広く使用されている太陽電池に代って、原子炉エネルギーによらねばならない。

宇宙原子炉プラントは、熱源としてPu<sup>238</sup>等の放射性同位元素(RI)の崩壊熱を利用するラヂオアイソトープ発電装置RTG (Radioisotope Thermo-electric Generator) と、核分裂による原子炉とに大別される。米国NASAでは前者はSNAPシリーズの奇数番号のものであり、後者は偶数番号のもので、いずれも1960年代より活発に研究開発と実用試験が進められた。

前者のラヂオアイソトープ発電装置はSNAP-1から19番までのものが22台製作され、この中15台は宇宙空間や月表面に打ち上げられ、10年近く10~200 kW<sup>(24)</sup>の発電を行なっている。また、後者の原子炉は、一般に大型で高効率の特色を有しており、ランキンあるいはブレートンサイクルなどの熱力学的発電方式のものと、直接発電方式のものとに大別される。この中、SNAP-10A炉は、1965年宇宙空間に打上げを行ない43日間の運転実績をもっている。

表2.1はSNAP計画の宇宙用原子炉熱力学プラントの性能一覧を示す。宇宙用動力プラントの当初の計画はSNAP-2, 8, 50シリーズにみられるように、液体金属を冷却材とする蒸気タービンシステムが主流であり、これに続いてガスタービンシステムや、直接熱発電システムの開発も進められてきた。その熱輸送手段としては、ポンプを含む熱交換器方式と自己循環型のヒートパイプ方式とが採用されている。

図 2.1 は上記の設計システムのフローシートを示したものである。冷却系は1次/2次/3次系よりなり、冷却材をポンプ等により循環させるランキンおよびブレートンサイクル系とヒートパイプの自己循環系とに分類される。これらの循環システムの寿命、安全性、信頼性が比較され、ヒートパイプ方式の原子炉が優位に立ち、SPAR炉計画が具体化し、最近米国のNASAにおける開発が積極的に進められている。

表 2.1 宇宙用原子炉熱力学プラント性能表 (21)~(31)

構成	名称	液体金属ランキン			SNAP カタービン (H×DA)	高温ガ カタービン WTR	液体金属 ヒートパイプ (SPR4)	SPAR	熱イン ヒートパイプ
		SNAP-10A	SNAP-8	SNAP50/SPUR					
プラント	型式		Hgランキン	Kランキン	He・Xe	Heアルト	Kランキン	熱イン	
	熱出力 (kWt)	43.8	478	7000	600	2200	2000	1740	
	電気出力 (kWe)	0.5	35	1000	100	506	357	131	
	全重量 (kg)/(炉心)	436/(125)	9460	6000/(3000)	4500	20000	3570/(900)	20830/830	
	比重量 (kg/kWe)	872	127	6	45	40	10	160	
原子炉	寿命	1年	10000時間	10000時間	~1年	50000時間	20000時間	~7年	
	燃料	U・ZrH	U・ZrH	UN	U・ZrH	UC	UN	UO <sub>2</sub>	
	被覆	As <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -N	As <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -N	Mn・Re	As <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	ガフアイト	W・25%Rh	Mo	
	放射体	Be	Be	Be	Be	Be	Mo	BeO, Be	
	炉心圧力(kg/cm <sup>2</sup> )		5		19	17	11		
	出力密度 (kWe/l)		116	500	~	27	100	130	
	炉心出口温度 (°C)	560	730	1204	740	867	1230	960	
冷却	炉心冷却材	NaK	NaK/Hg/NaK	Li/k/NaK	Li/He/NaK	He・Xe	Na/K	Na	
	熱交換器形式		Hgボイラ (ワイヤカモーター)	Kボイラ (ワイヤ、ツイスター)	多管群式	多管式	Kボイラ	ヒートパイプ	
冷却	材質		SUS・Ta	TZM・Mo	TiV Nb+10/ZY フィン	As <sub>2</sub> O <sub>3</sub> X	W・Re	Ta	
	1次系入口/出口温度 (°C)		730/630	1204/~	740/670	867/390	1230/~	960/959	
	2次系入口/出口温度 (°C)		260/705	593/1174	450/650	150/620	742/997		
系	流量 (g/sec)		6000/1400		3280/6150	18000			
	1次/2次圧力 (kg/cm <sup>2</sup> )		5/14	~/6		16.5/17	10/17		
過	熱度		147	72					
備	開発状況	宇宙試験完了	地上試験完了	設計・部品試験完了	設計・部品試験完了	地上試験中	概念	地上試験中	
考	文献	(24)	(25)	(26)	(27)	(28)	(29)	(24)	
								(30), (31)	



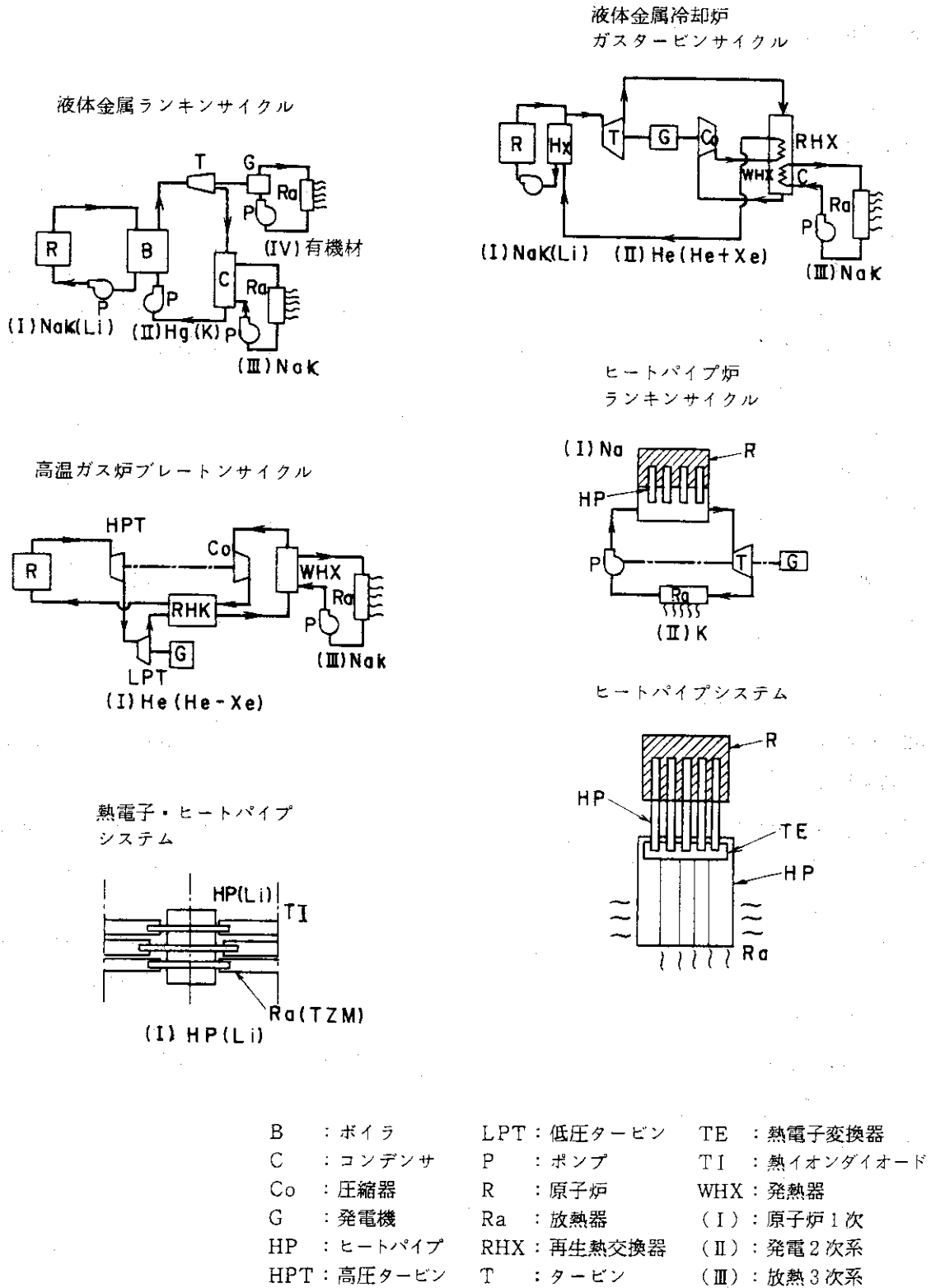


図 2.1 宇宙動力プラントフローシート <sup>(21)(22)(23)</sup>

### 2.3 宇宙用ヒートパイプ型原子炉

1960年から1970年代初期におけるSNAP宇宙動力装置の開発以後は、1970年代において無人衛星用の30～100kWeのRTGが宇宙空間に打上げられた。1970年代の後半は将来の有人の月基地や宇宙船の開発の一貫として、10kWeから1MWeクラスの電源装置の開発の必要性が認識されるようになってきた。<sup>(32)</sup>

図2.2は各種宇宙動力の使用時間と発電容量の関係を示している。たとえば、出力規模10～100kWで、使用期間が1ヶ月以上では、原子力はこれまでの主流であった太陽光発電装置と競合する領域であるが、100kW以上の大出力動力源および太陽光の到達しない宇宙深部でのミッションは、原子力によらねばならない。このように、近い将来の宇宙空間での必要なエネルギー消費の大規模化と長寿命化の必要性にそなえて安定な電力供給源として、原子炉による発電システムの検討が行なわれてきた。<sup>(33)</sup>

表2.2に太陽光と原子力による発電方式の特性の比較を示す。太陽光発電装置は軽量であるが、スペースシャトルに搭載する場合の適合性、経済性、出力規模100kWe以上、寿命1ヶ月以上等の条件を考慮すると原子力方式の優れていることが明らかである。さらに、宇宙深部の探査では原子力に限定される結果となる。

太陽光と原子力の限界技術課題について比較したのが表2.3である。太陽光発電方式では変換素子の組立て、方向性、放射線および宇宙塵による性能の劣化に対する保守管理の難しさ、および、信頼性に問題があるのに対して、原子炉発電方式では放射線の遮へいや打上げと回収時の安全性に十分な注意を払う必要がある。

このような宇宙用動力源の次世代への展開を考慮して、1979年に米国でSPAR炉を開発するためのSP-100プロジェクトがスタートした。図2.3にそのプロジェクト組織の概要を示す。そして現在、設計開発試験が精力的に進められている。<sup>(24)(34)</sup>

SPAR炉の宇宙用動力の設計方針を表2.4に示す。宇宙用として安全で信頼性が高く、経済性にとんだ100kW～1MWクラスの発電装置の開発をすすめることにより、21世紀における宇宙エネルギー需要に答えようとするものである。

以上のような見地より現在、出力規模に応じて、次の3種類の発電システムPCS (Power Conversion System)の研究開発がすすめられている。

- 1) 熱電気ヒートパイプ炉 (SPAR) (～100kWe)
- 2) 熱電気液体金属ランキンサイクル炉 (～1MWe)
- 3) 熱電気スターリングサイクル炉 ( " )

このうち、2)、3)は、21世紀中期の1MWeクラスの発電を目標とした高効率の炉型であり、当面の主力となる開発は、SPAR熱電気ヒートパイプ炉である。<sup>(24)</sup>

表2.5はSPAR炉の主要仕様を示す。1960年より進めていたSNAP計画の設計方針と異なるのは、安全性と信頼性に設計の最重点がおかれるようになったとともに、寿命を当時の1年から7年に長寿命化されたことである。また、システム構成がSNAP計画における強制循環ランキンサイクル方式のものから、ポンプ、熱交換器、配管、弁等よりなる冷却系が省略された簡素な自己循環の熱電気変換ヒートパイプ型炉に変更したことである。

原子炉プラントはスペースシャトル衛星船の格納室に、全重量3 ton以下で搭載可能であり、そして、原子炉で発生した熱は、1500 Kの高温ヒートパイプ(Li/Mo-13%Re)により、熱電気エネルギー・コンバータに伝えられ、また2次側の低温ヒートパイプ(K/Ti)により除熱が行なわれる。これにより、SNAP炉におけるようなポンプ、熱交換器、タービン、弁等の機器を排除することができ、信頼性の高い原子炉システムの実現を可能にしている。

図2.4にSPAR炉の構成図を示す。左側の先端部に熱出力1 MWtの原子炉がおかれ、円錐状の遮へい体の右側の熱電気交換モジュールに炉心から高温用1次側ヒートパイプで熱エネルギーを導き発電を行なった後、右側の円筒部の低温用2次側ヒートパイプ放熱器で宇宙空間へ放熱を行なう構造になっている。

図2.5にSPAR炉の積層型燃料体の原子炉の炉心を示す。燃料は板状の $UO_2$ でMo-13%Reのフィンにより層状に積み重ねたモジュール燃料型式となっている。それぞれの燃料体の中心にはLi/Mo-13%Reのヒートパイプが貫通しており、後述の図2.7に見られるようにリチウムハイドライド(LiH)の遮へい層を介して、熱電気変換部に熱を伝える。炉心は直径・高さとも325 mmの円筒状であり、その上・下に、BeOとBeの反射体層があり、周囲には回転式の中性子吸収体 $B_4C$ の制御ドラムがおかれ、炉心内の反応度の制御が行なえるようになっている。

図2.6は燃料要素の構造を示す。中央の高温用のヒートパイプには、軸方向に一定間隔に燃料で発生した熱を伝えるための熱伝導フィンが取り付けられており、このフィン間には板状の93%高濃縮ウラン $UO_2$ をはさみこむ構造になっている。燃料の最高温度は1730 K、平均で1590 Kであり、また、フィン板と燃料板の間には隙間があり、10%の燃料スエリング(膨張)が吸収できるようになっている。

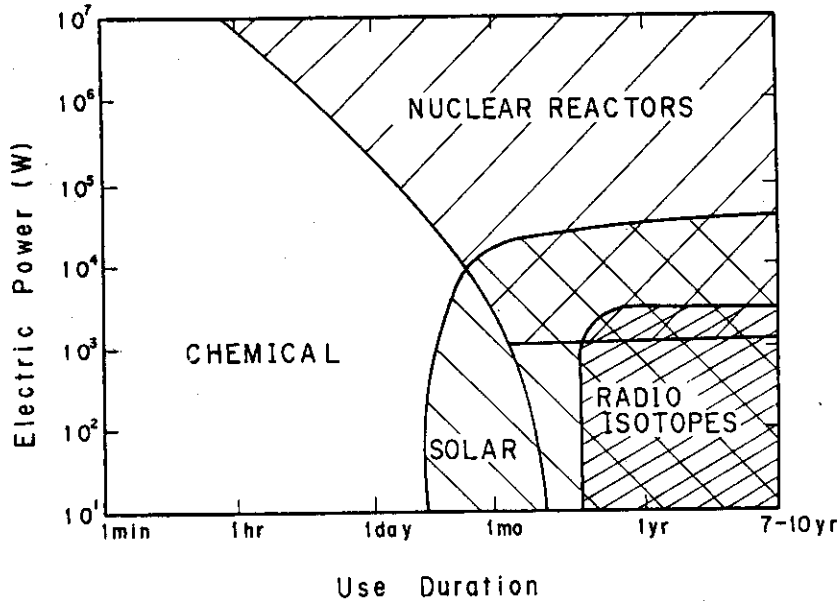


図 2.2 使用時間と発電容量<sup>(24)</sup>

表 2.2 宇宙用太陽光と原子力発電システムの特徴の比較<sup>(33)</sup>

電気出力規模 kWe	10		50		100	
	太陽	原子力	太陽	原子力	太陽	原子力
重量当りの出力 W/kg	24	14	24	41	22	55
相 対 価 格	8	7	32	16	63	14
シャトル搭載の適合性	良	良	困難	良	不可能	良
宇 宙 航 行	実証済	可能	可能	可能	疑問	可能

表 2.3 限界技術課題<sup>(33)</sup>

方 式	太 陽 光 発 電	原 子 力 発 電
方 向 性	太陽に向ける	必要なし
位 置	大型アンテナの影にならない位置	遮へい材が最小になるような位置
格 納 性	折り畳み可能なこと	問題ない
自然放射線・宇宙塵	性能劣下	問題ない
誘 導 放 射 能	なし	機器の遮へいが必要
信 頼 性 (%)	70~90	95
安 全 性	問題なし	要注意(打上げ・回収時)
廃 棄 物	問題なし	軌道上で長期間保管
保 守	大型構造物としての取り扱い	人工遮へいが必要

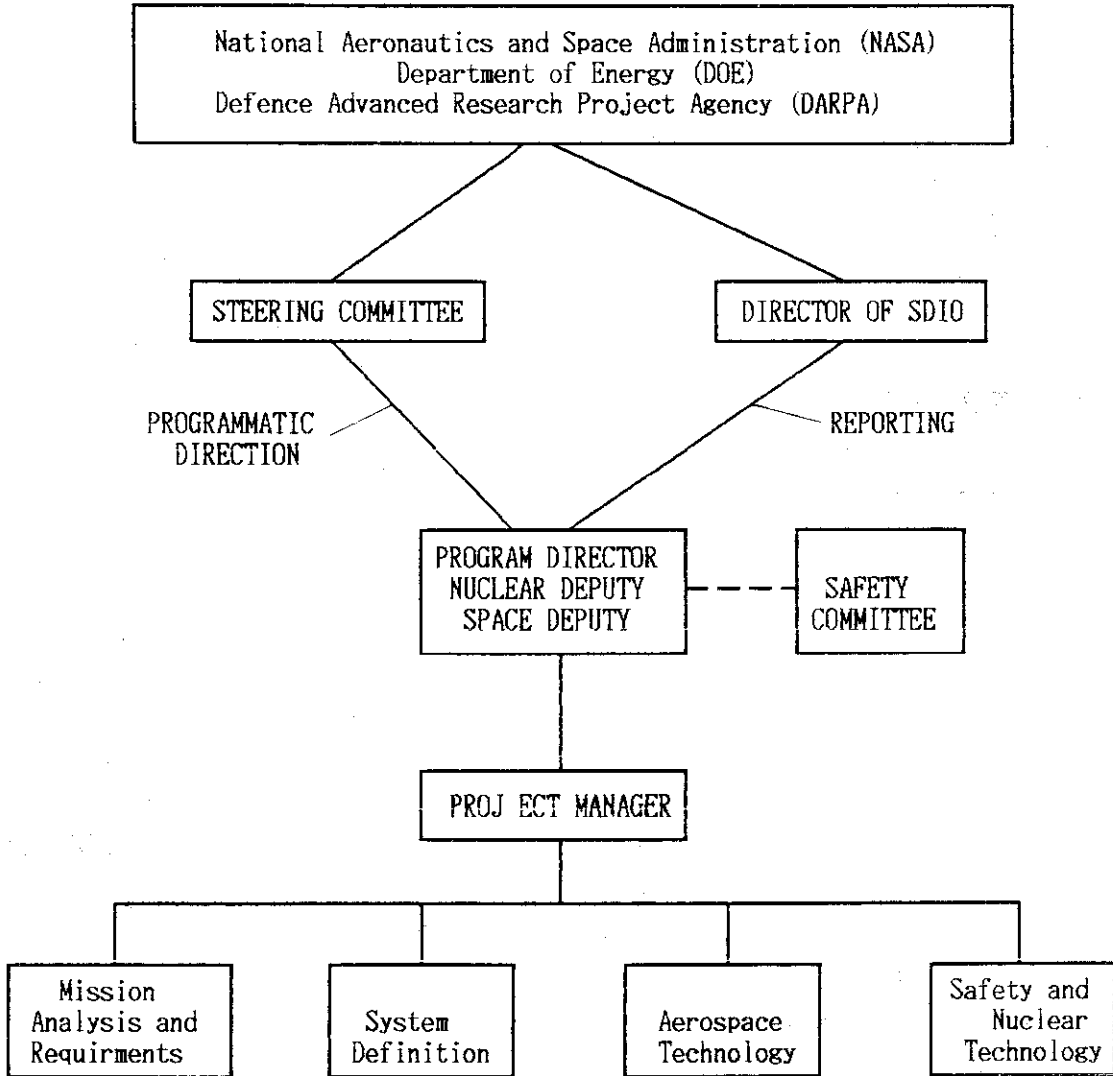


図 2.3 SP-100プロジェクトの組織 <sup>(24)(34)</sup>

表 2.4 SPAR炉の設計方針<sup>(24)(34)(37)</sup>

- (1) 宇宙空間および打上げ回収時の安全性が十分に確保されていること。
- (2) 宇宙空間における原子動力システムの実用化のための先行技術の確保が十分であること。
- (3) 100~1000 kWeの電気出力が宇宙空間で原子炉により確実・安定に供給されること。
- (4) 次世代での数MWeクラスの大型発電装置への要求に対応できる技術開発の基盤を有すること。
- (5) 宇宙利用者から十分な技術上の評価を得、さらに~~其~~発展をもたらす効果を有すること。

表 2.5 SPAR炉の主要仕様値<sup>(34)</sup>

(1) 型 式	熱電気変換ヒートパイプ型
(2) 出力規模	熱出力=1400~1600 kWt, 電気出力=100 kWe
(3) 寿命	定格出力で7年, 10年使用可能
(4) システム信頼性	95 %
(5) UO <sub>2</sub> 燃料の最大体積スエリング(膨張)比	10 %
(6) ヒートパイプ蒸発部温度	1500 K
(7) 質量・出力比	20~30 kg/kWe
(8) 全重量	3 ton
(9) 宇宙船格納空間	4 mφ×6 m
(10) パイロード被曝線量機器照射量	中性子<10 <sup>12</sup> nvt, γ線<10 <sup>6</sup> rad

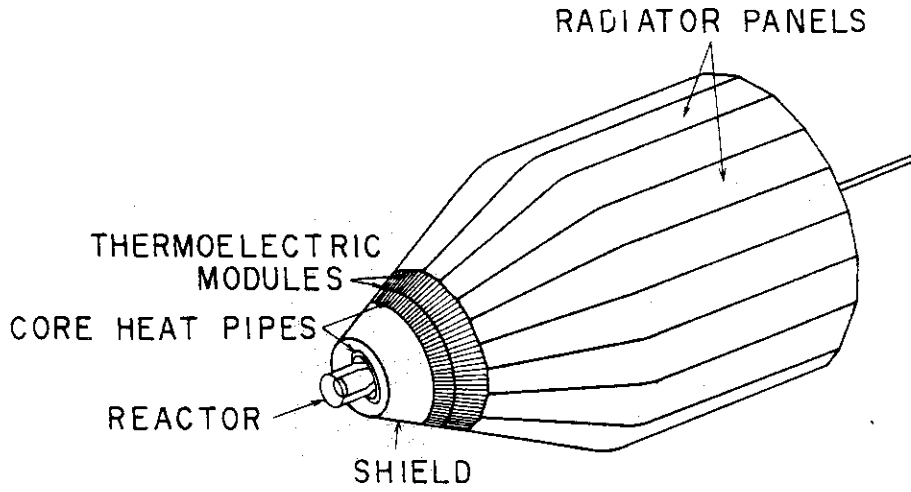


图 2.4 100-kWe SPAR 宇宙用動力炉<sup>(34)(37)</sup>

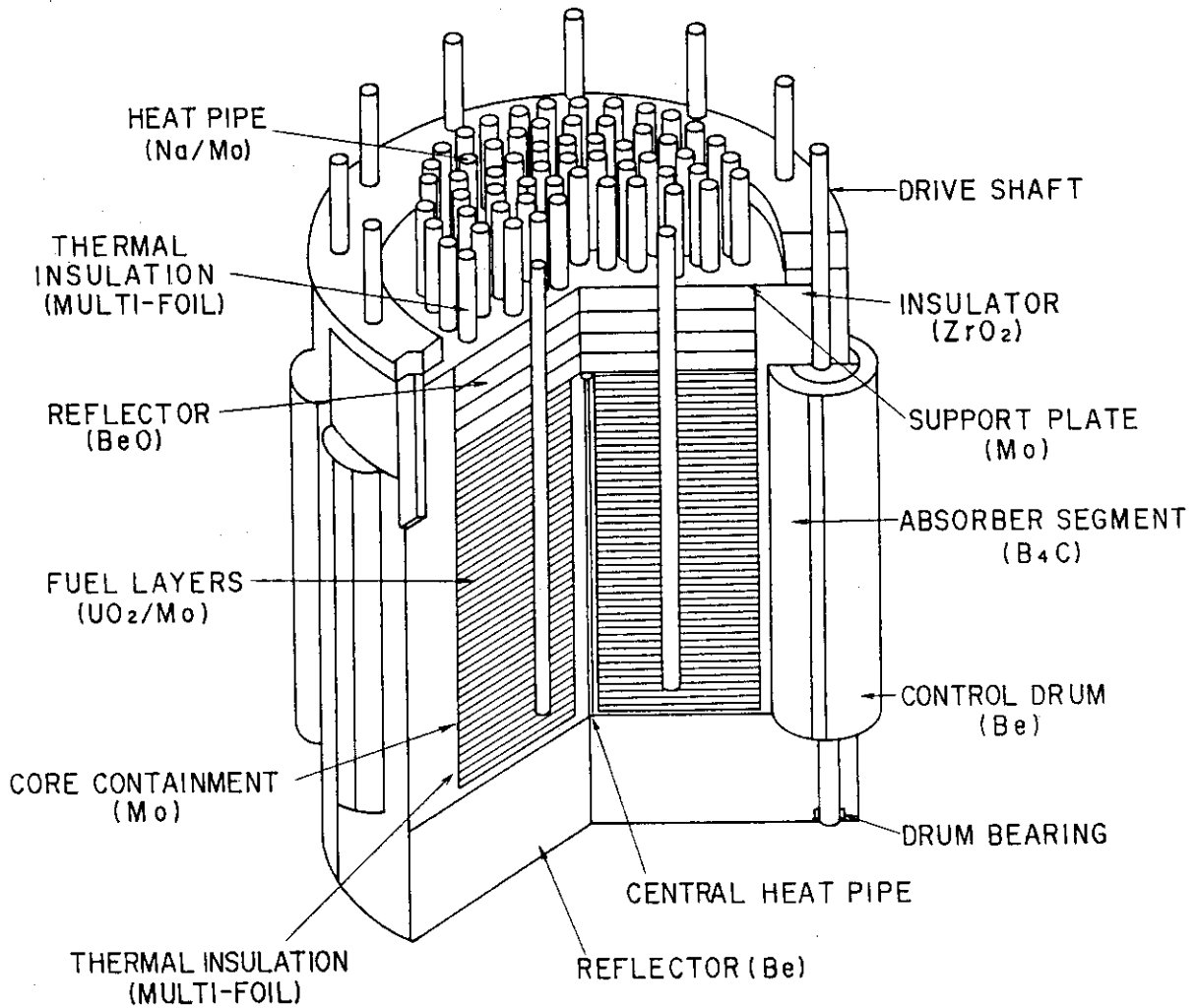


图 2.5 SPAR 積層型燃料体原子炉<sup>(34)(37)</sup>

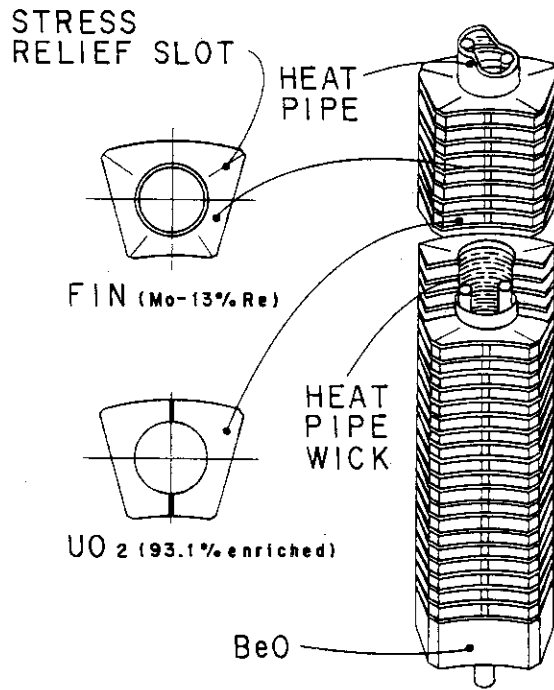


図 2.6 SPAR 炉の燃料要素 <sup>(34)(37)</sup>



## 2.4 宇宙用動力変換サブシステム

SPAR炉の動力変換サブシステムPCSについて以下に説明する。すでに述べたようにヒートパイプ型PCSは、その系統内に可動部のない単純で信頼性の高い自己循環型熱輸送装置のヒートパイプで構成されている。

図2.7はSPAR炉とヒートパイプ熱変換システムの配置図を示す。炉心より出た120本の高温側ヒートパイプ(Li/Mo-13%Re)はリチウムハイドライド(LiH)の遮へい層を貫通し、熱電変換素子部(T.E.)で発電を行ない、2次側の放熱器ヒートパイプに熱を伝える。

このPCSシステムの主要仕様を表2.6に示す。1400Kの炉心用高温ヒートパイプと800Kの放熱器用ヒートパイプの中間に箱型のカップリングヒートパイプを設け、ここにSi・Geを基盤とする375個の熱電型半導体素子が図2.8の(a)と(b)に見られるように取り付けられている。そして、これらの素子を直列に接続することにより全電圧174Voltが得られるようになっている。

図2.9には熱電変換器と低温用ヒートパイプ放熱パネルを示す。放熱パネルは長さ5.5mのK/Tiヒートパイプ360本で構成されている。温度775Kで全放熱量は1010kWであり、放熱器全体の重量は384kgである。

表2.6 宇宙用動力変換サブシステム(PCS)とヒートパイプの仕様 <sup>(33)(37)</sup>

### 1) PCS

電気出力	;	100 kWe
発生電圧	;	174 Volt
熱損失	;	10%
電気損失	;	10%
変換効率	;	6.8%
高温側接点温度と材質	;	1355 K, 炭素
低温側接点温度と材質	;	840 K, 炭素
1接点当りの出力	;	0.5 V
放熱器温度	;	800 K
放熱器の熱放射率	;	0.8

### 2) 炉心高温用ヒートパイプ

除熱量	;	定格: 1.25 MW (最大 1.6 MW)
軸方向熱流束	;	定格: 9.3 kW/cm <sup>2</sup> , (最大 11.9 kW/cm <sup>2</sup> )
半径方向熱流束	;	106 W/cm <sup>2</sup>
作動流体/コンテナ材質	;	(1次側) Li/Mo-13%Re, (2次側) K/Nb
作動温度	;	1次側定格: 1400 K, 最大: 1475 K
長さ	;	蒸発器: 0.3 m, 断熱部: 1.3 m, 凝縮部: 0.3 m

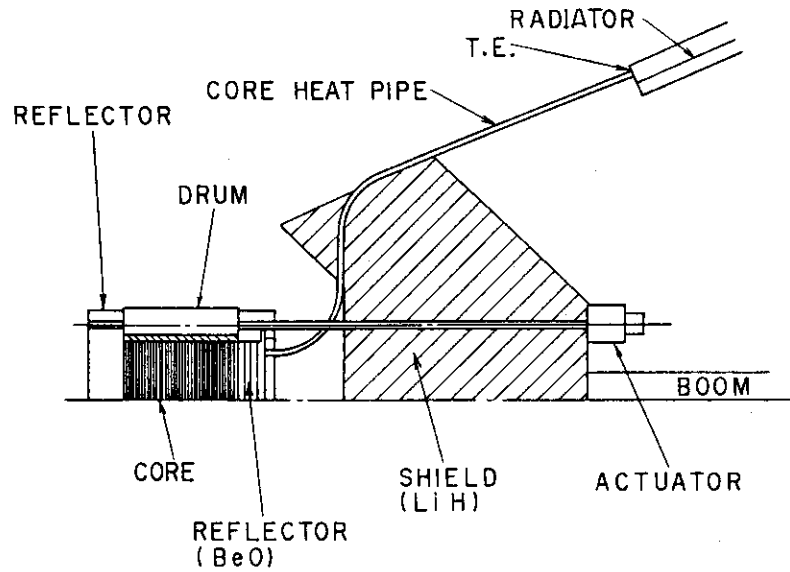


図 2.7 SPAR炉とヒートパイプの配置 <sup>(33)</sup>

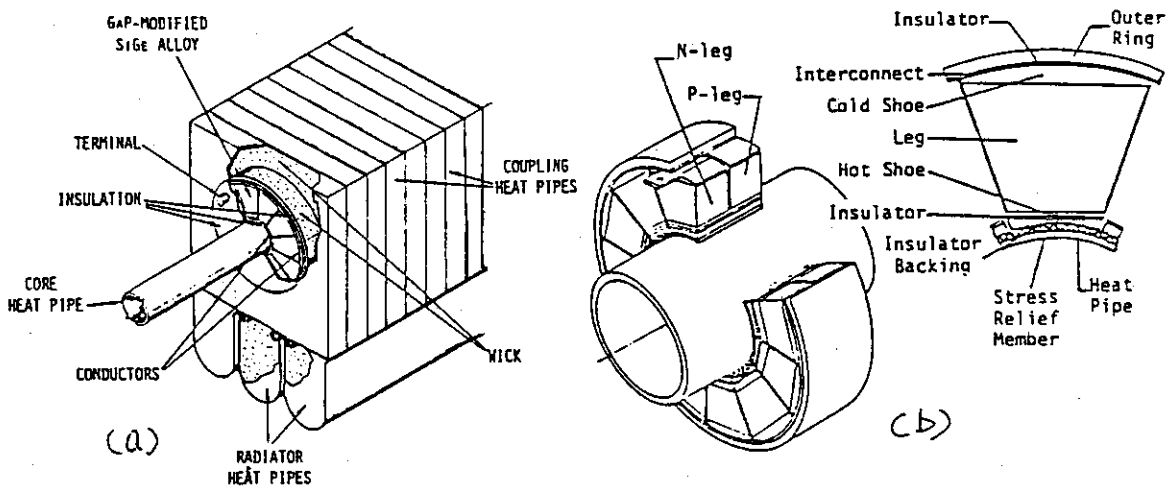


図 2.8 SPAR熱電変換装置 <sup>(35)(36)</sup>

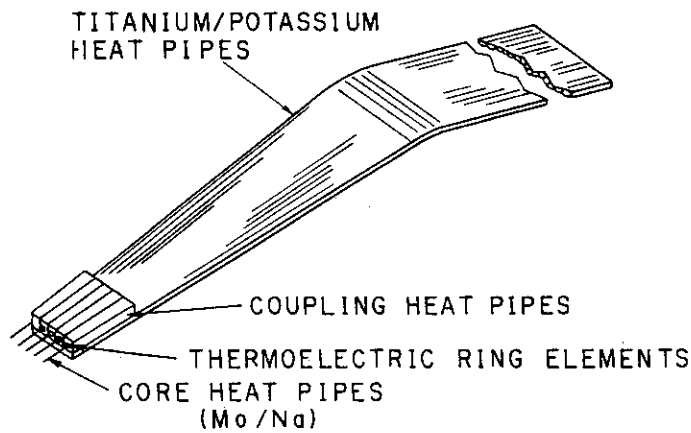


図 2.9 SPAR用低温側ヒートパイプ放熱器パネル <sup>(35)</sup>

## 2.5 高温用ヒートパイプの開発

### 2.5.1 炉心用ヒートパイプ

Koenig<sup>(37)</sup>らがSP-100宇宙原子動力用に開発した高温リチウム・ヒートパイプは、原子炉心から熱電子変換素子まで長さ2 mのものである。そして120本が1600 kWの熱輸送を受け持っている。パイプ内径は14.1 mmで、作動温度は1500 K、軸方向熱流束は100 MW/m<sup>2</sup>、半径方向熱流束は、1 MW/m<sup>2</sup>である。作動流体はリチウムであり、ウィック、アーテリ材料は純モリブデンより高温での強度に優れ、また低温での加工性に富んでいるモリブデン (Mo) - 13%レニウム (Re) が使用されている。ウィックは400メッシュのスクリーンが採用され、その浸透率は $2 \times 10^{-12}$  m<sup>2</sup>である。

図2.10には、このヒートパイプの設計作動点をウィック限界と高速限界との比較で示している。熱輸送量のウィック限界までには安全を考慮して50%の余裕をみている。帰還液の積極的な輸送のために内径2.25 mmのアーテリ管4本と浸透率 $2 \times 10^{-12}$  m<sup>2</sup>のウィックを採用しているのが特徴である。

この高温リチウム・ヒートパイプの寿命試験に関しては、表2.7に示す実験データがあり、現在も実験継続中のものがある。一般に溶接部のクラック発生に注意しなければならない。

### 2.5.2 放熱器用ヒートパイプ

Girrents<sup>(38)</sup>らがSP-100宇宙原子動力用に開発したヒートパイプは、熱電子変換素子の冷接点から放熱器まで、長さ5.2 mで、360本のカリウム・ヒートパイプであり、1010 kWの熱輸送を行なう。作動温度は775 Kで、コンテナ材にはチタン (Ti) が用いられ、断面は図2.11に示すように半円形であり、その角には直径3 mmのスクリーン・アーテリを2本持っている。なお、コンテナの内面にはグループが刻まれている。

このヒートパイプ1本の熱輸送量の設計値は最大で2.94 kWであり、その時の軸方向温度分布の設計値を図2.12に示す。断熱部で4 Kの温度降下を生ずるが、凝縮部では3 Kの温度回復をする。

試験結果を図2.13に示す。作動点はウィック限界と高速限界以下におさまっているが、温度が760 Kで熱輸送量は1.86 kWにてドライアウトを生じた。これは設計値の63%である。その原因は蒸発部での液の分散をグループのみに頼っているからであり、これを改良するためには蒸発部にスクリーン・ウィックを付加する必要があることが明らかになり、現在改造中である。

### 2.5.3 最大熱輸送量の改善策

Merrigan<sup>(39)</sup>らは、SPAR炉ヒートパイプ開発の一環として高温ヒートパイプの熱輸送量の改善策を種々検討している。

炉心用ヒートパイプの性能の目標値は、温度1400-1500 Kで15 kWの熱輸送であり、軸方向の温度降下を5 K以下にすることである。また、軸方向熱流束は、10 kW/cm<sup>2</sup>、半径方向熱流束は蒸発部・凝縮部とも100 W/cm<sup>2</sup>以上にとれることである。なお、このヒートパイプの全長は2 mで、蒸発部0.3 m、凝縮部0.5 m、断熱部は1.2 mである。

この炉心用ヒートパイプの模擬試験として、図2.14に示すのは、ナトリウム・ヒートパイプで4個のアーテリを内蔵しており、そのアーテリ径とウィック細孔径の関数として熱輸送量が計算され

ている。ヒートパイプ内径 14.1 mm では、アーテリ径が 1.8 - 2.8 mm が適当であり、それ以下では十分な液輸送ができず、また、それ以上では蒸气流路を狭め、圧力損失を大きくする原因になる。ウィックの細孔を小さくすると毛細管力を増加させるが、逆に液流の圧力損失を大きくすることになる。実際の設計では、これらのことを考慮して最適条件を見い出さねばならない。

図 2.15 に、スクリーン・ウィックの厚さとその浸透率の関数として熱輸送量を計算している。浸透率の違うウィックを使用することによって最適のウィック厚さが変化する。一般に、ウィック厚さを増加させれば液流の圧力損失が減少するが、蒸气流路を狭めることになり圧力損失を増大させる。また、浸透率のあまり小さいウィックを採用すると希望する熱輸送量が得られない。これらのことから、たとえば、熱輸送量の目標値の 15 kW を得るには、浸透率が  $1.0 \times 10^{-12} \text{m}^2$  程度のウィックを選ぶのが適当である。

図 2.16 には、アーテリに損傷を生じた場合の熱輸送量劣化への影響を調べている。たとえば、4本のアーテリのうち2本が損われた場合でも、上下に分れれば良いが、同じ側に片寄って生じた場合には熱輸送量の目標値が得られない。これはウィックによる周方向の液の浸透に長い距離を必要とするからである。

図 2.17 には、アーテリが1本および2本の場合の蒸発部温度に対するウィック限界と音速限界を計算している。さらに、地上での実験に関連することであるが、この図に2本のアーテリを垂直および水平位置に配置した場合の実験結果をプロットしている。作動温度の低い時には、水平位置のものは熱輸送が良くない。これは、凝縮部の下部に作動液が溜り、アーテリの作動がそこまでとどかないことによるものである。

## 2.6 高温ヒートパイプの材料

宇宙用原子動力用高温ヒートパイプのコンテナとウィック材料は、次のような特性を具備する必要がある。

- (1) 融点が高い。
- (2) 高温でのクリープ強度が大きい。
- (3) 熱伝導率が大きい。
- (4) 熱膨張率が小さい。
- (5) 高速中性子の照射に耐える。
- (6) 軽量化のために比重が小さい。

そこで、まず第一候補にあげられるのがモリブデン (Mo) であり、核燃料の  $UO_2$  と作動流体であるアルカリ金属との適合性に優れた高温用構造材料である。しかしながら、純モリブデンは室温付近では非常にもろく、加工性に難点がある。たとえば、150メッシュのスクリーンを作るにしても480 K以上の温度に加熱しながら加工しなければならない。いわゆる、延性・脆性遷移温度(DBTT)の高い材料である。

これらを改善するためには、ニオブ (Nb) やタンタル (Ta) とその合金類が考えられるが、これらは  $UO_2$  との適合性が悪い。さらに、タングステン (W) も候補にあげられるが、比重が大きく宇宙用材料としての軽量化に不向きである。

したがって、モリブデンの加工性を改善した材料としては、次のものがあげられる。

- (1) Mo-LCAC (Low Carbon Arc Cast)
- (2) TZM: Mo-0.5Ti-0.08Zr-0.03C
- (3) Mo-14wt%Re
- (4) Mo-46wt%Re

Lundberg<sup>(40)</sup>は、これらの材料の物性値および加工特性について表 2.8 のように整理している。しかし、これらの特性値ではまだ十分とはいえず、特に溶接特性、ウィック製作のための細線への加工性、作動流体であるアルカリ金属の高温流によるコロージョン現象に対する耐蝕性、さらに宇宙航行体としての打ち上げあるいは回収時の耐振性等に関する問題点が残されている。

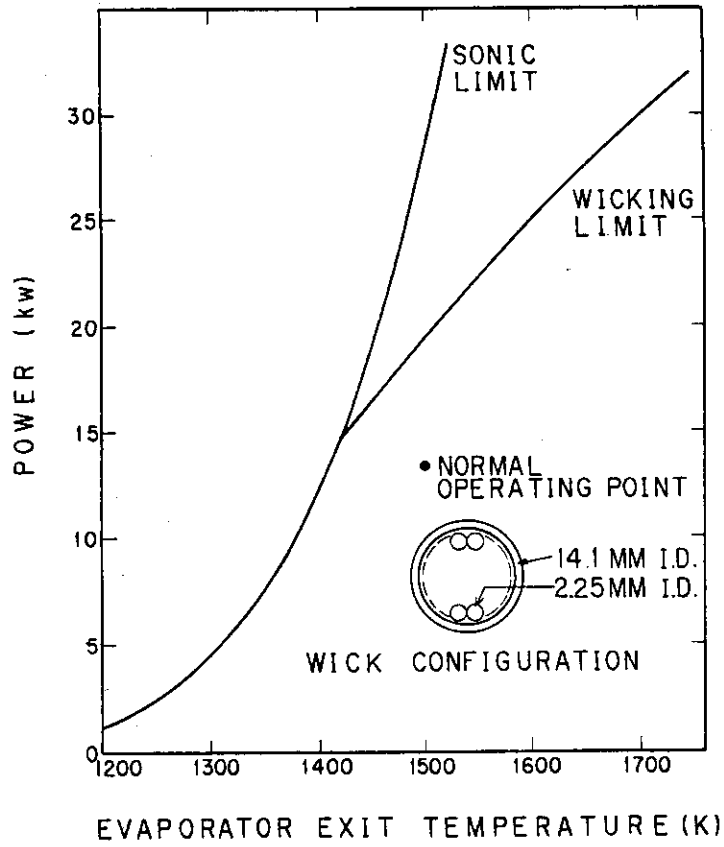


図 2.10 リチウム・ヒートパイプ (長さ 8 m) の設計作動点<sup>(37)</sup>

表 2.7 高温リチウム・ヒートパイプの寿命テスト <sup>(33)</sup>

コンテナ・ウィック材	温度(K)	作動時間(h)	実験者・年	注意事項
W-26Re	1,875	10,000	Busse・1971	溶接部にクラック " "
TZM	1,775	10,526	Rouklove・1968	
TZM	1,775	10,400	Eastman・1969	
TZM	1,775	9,800	Eastman・1969	
Nb-1Zr	1,775	9,000	Busse・1966	大きなグレイン の発生
Mo(LCAC)	1,700	25,400	Los Alamos Sci Lab. 1982	
Mo/Mo-Re (ウィック/コンテナ)	1,500	1,700	" 1984	継続中
Mo-Re	1,500	5,000	" 1984	"
(参考データ) Mo	1,500	>20,000	" 1984	(作動流体:Na) 継続中

TZM : (Mo-0.5Ti-0.08Zr-0.03C)

LCAC : Low-Carbon Arc-Cast

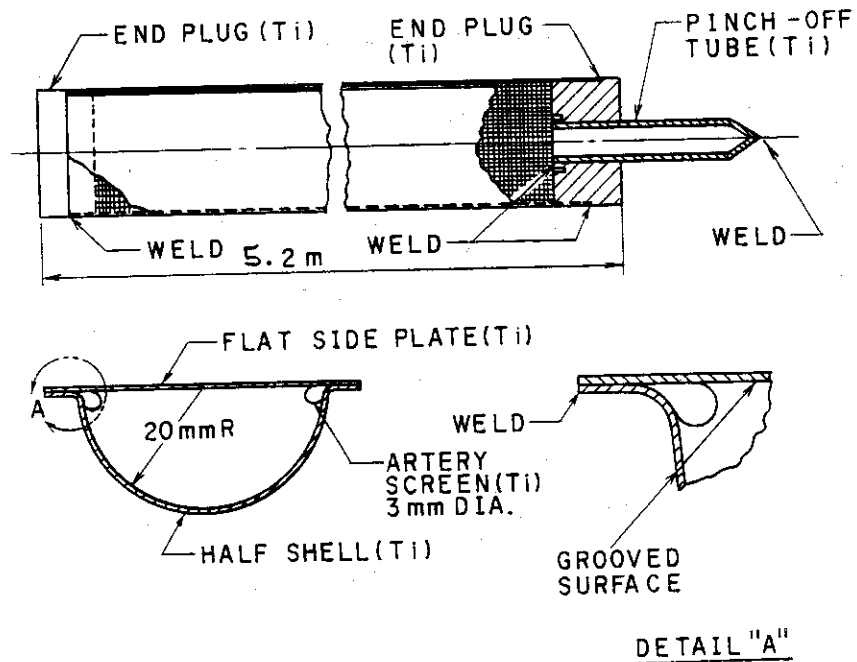


図 2.11 放熱器用ナトリウム・ヒートパイプ <sup>(38)</sup>

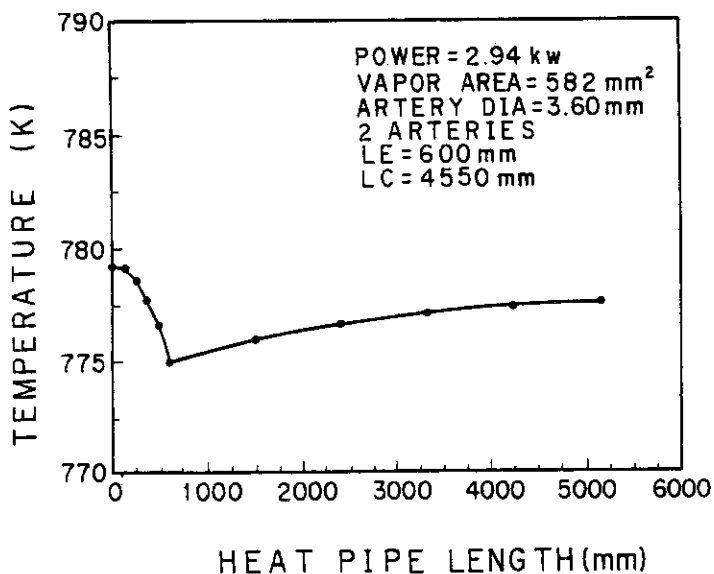


図 2.12 カリウム・ヒートパイプの軸方向温度分布<sup>(38)</sup>

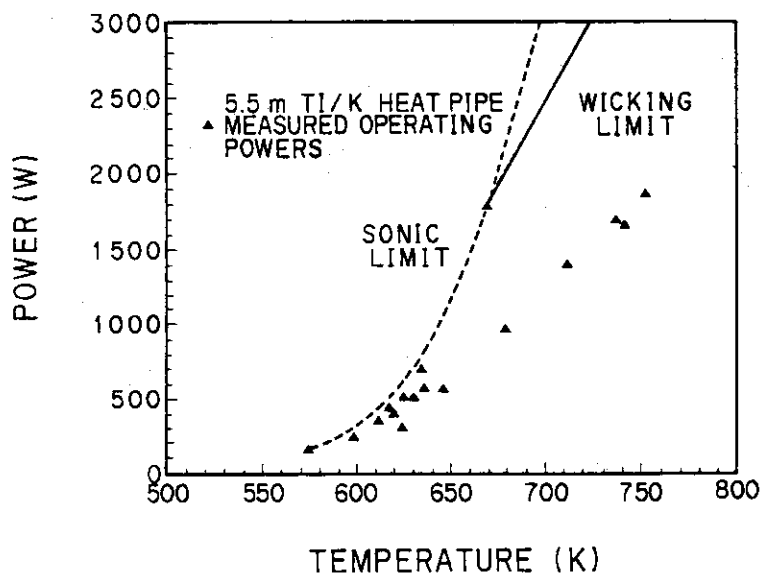


図 2.13 カリウム・ヒートパイプの実験結果<sup>(38)</sup>



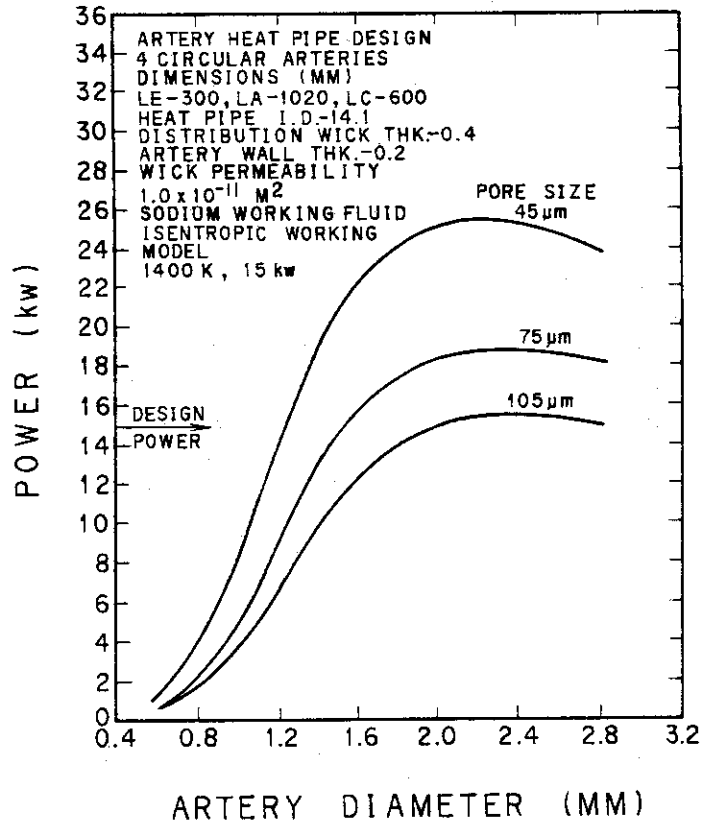


図 2.14 ナトリウム・ヒートパイプのアーテリ径と熱輸送量<sup>(39)</sup>

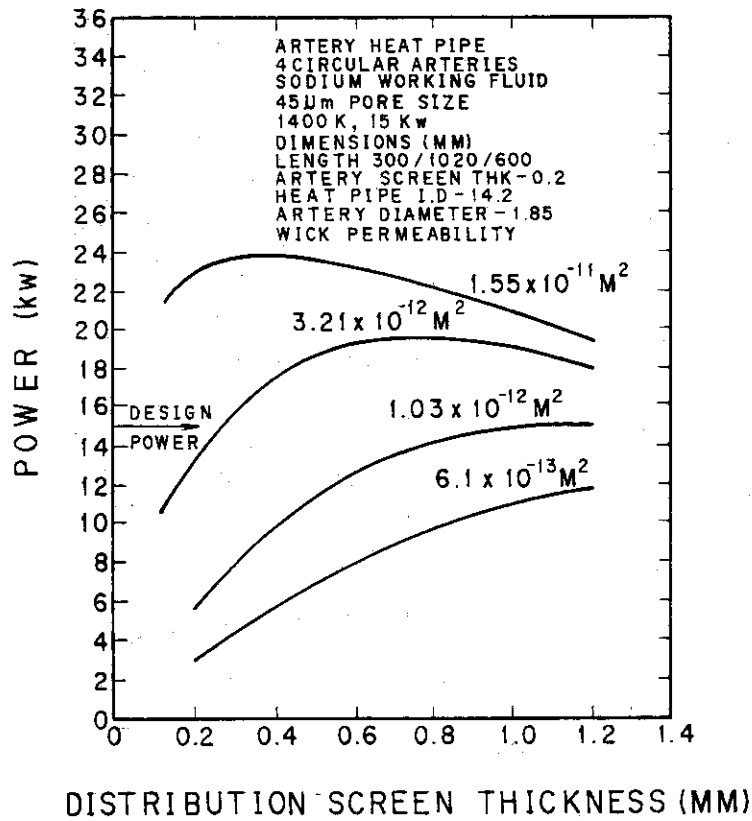


図 2.15 ナトリウム・ヒートパイプのウィック厚さと熱輸送量<sup>(39)</sup>

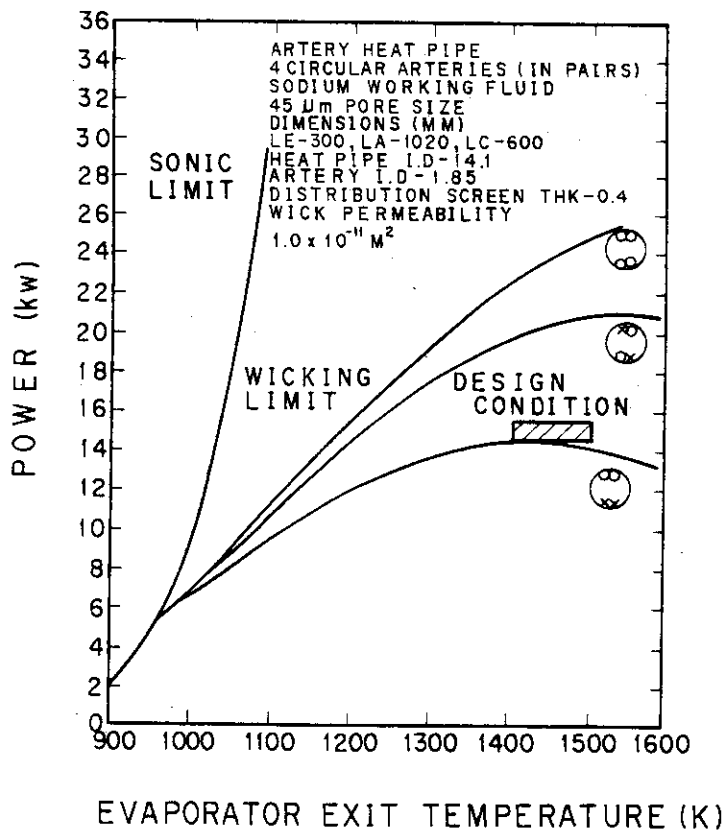


図 2.16 アーテリ損傷の熱輸送への影響<sup>(39)</sup>

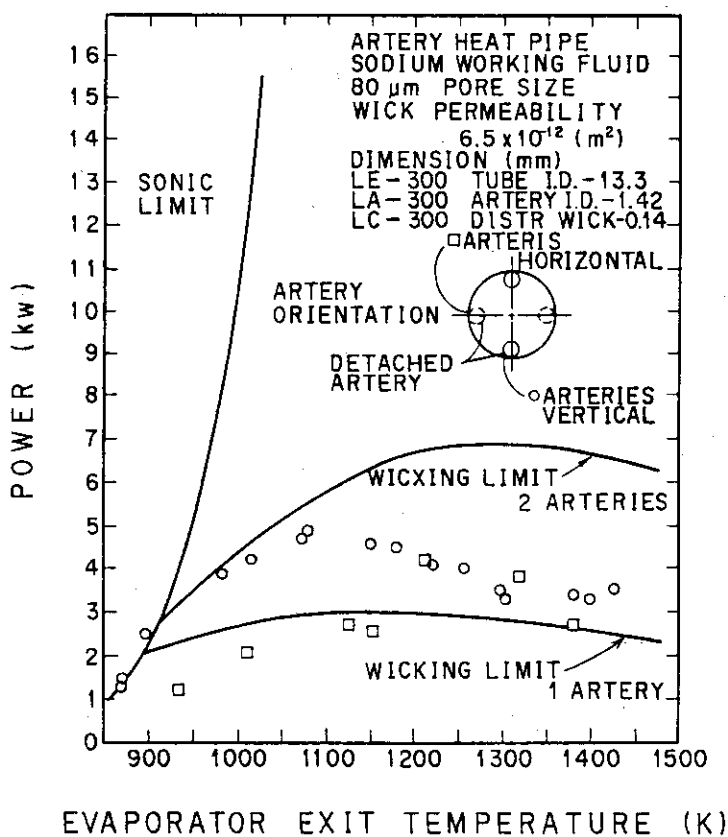


図 2.17 ウィック限界, 音速限界, アーテリの位置<sup>(39)</sup>

表 2.8 Mo, TZM, Mo-Re 合金の物性値と加工特性<sup>(40)</sup>

	Mo(LCAC)	TZM	Mo-14Re	Mo-46Re
密度(293K), Mg/m <sup>3</sup>	10.22	10.22	11.8	13.70
熱伝導率(1400K), W/mK	98	95	~70	65
熱膨張率(300→1400K), %	0.66	0.66	~0.55	0.75
放射線スリング(1400K, 10 <sup>26</sup> n/m <sup>2</sup> ), %	1	1		1
融点, K	2896	2896	2810	2750
全垂直ふく射率(1400K)	0.17			
再結晶温度, K	1200	1700	1645	1575
Naとの適合性(1400K)	反応しない	炭素濾出	反応しない	反応しない
UO <sub>2</sub> " ( " )	"	Ti+Zrと反応	"	"
柔軟性-脆性変異温度, K	340	250	140	75
クリープ変形 %	1.0	0.05	3×10 <sup>-4</sup>	~0
[外径15.9mm, 内径14.1mmNaヒートパイプとして1400Kで7年経過後]				
整形性	>480K 良	>370K 良		温・冷中整形
機械加工性	良(鑄鉄と同程度)	良(鑄鉄と同程度)	困難ではない	良(通常の方法で)
溶接性, EB(電子ビーム)	多少困難	良	良	良
GTA(ガス・タンガステン・アーク)	困難-大きなグレン発生	良好-グレン発生	良好	良

## 2.7 むすび

近い将来の大型化・長期化の宇宙航行体の動力源として原子炉は欠かせない存在である。このような宇宙用原子炉からの熱移動には、軽量で可動部がなく信頼性の高いヒートパイプは有力な構成要素である。しかし、たとえば、SPAR炉用高温ヒートパイプは1400K、放熱器用は800Kといういずれも高温で作動する。このような高温ヒートパイプについては、我が国では経験が少ない。本文は、宇宙用に限らず今後の我が国における高温ヒートパイプの開発研究の布石になることを希望する。

## 謝 辞

本報告書をまとめるにあたり、市橋芳徳照射第1課長にいろいろ助言をいただきました。感謝いたします。

## 2.7 むすび

近い将来の大型化・長期化の宇宙航行体の動力源として原子炉は欠かせない存在である。このような宇宙用原子炉からの熱移動には、軽量で可動部がなく信頼性の高いヒートパイプは有力な構成要素である。しかし、たとえば、SPAR炉用高温ヒートパイプは1400 K、放熱器用は800 Kといういずれも高温で作動する。このような高温ヒートパイプについては、我が国では経験が少ない。本文は、宇宙用に限らず今後の我が国における高温ヒートパイプの開発研究の布石になることを希望する。

## 謝 辞

本報告書をまとめるにあたり、市橋芳徳照射第1課長にいろいろ助言をいただきました。感謝いたします。

## 参 考 文 献

- (1) Keddy, E.S., Martinez, H.E.,: Development of High-Temperature Liquid Metal Heat Pipe for Isothermal Irradiation Assemblies, The 17th IECEC, No. 829009, (1982).
- (2) Deverall, J.E.,: Heat Pipe Thermal Control of Irradiation Capsules, LosAlamos Sci. Lab. Rep., LA-UR-73-1033, (1973).
- (3) Deverall, J.E., Waston, H.E.,: Temperature Control of Irradiation Experiments, LA-UR-73-81, (1973).
- (4) Deverall, J.E., Keddy, E.S., Kemme, J.E., Phillip, J.R.,: Gravity-Assist Heat Pipes for Thermal Control Systems, LA-5989-MS, (1975).
- (5) Deverall, J.E., Kemme, J.E.,: High Thermal Conductance Devices Utilizing the Boiling of Lithium or Silver, LA-3211, (1965).
- (6) Chi, J.W.H, Philips, E.C.,: The Development of a Reflux Condensing Heat Pipe for Emergency Cooling of Large Cobalt-60 Heat Source, LAEE-749072, p.p.695-700, (1974).
- (7) 村越駿一, 吉川雄治: 高レベル放射性廃棄物の貯蔵技術, 内外の開発状況, 日本原子力学会誌, Vol.26, No.7, p.p.29-37 (1984).
- (8) Burgoyne, R.M., Johanson, N.W., Doroszlai, P.G.K.,: Modular Dry Storage of Spent LWR Fuel, Proceedings of the American Power Conference, vol.43, p.p738-787, (1981).
- (9) Dawidson, R.H., Doroszlai, P.G.K., Burgoyne, R.M.,: Transportation and Storage of Spent Nuclear Fuel, Transaction of the ANS Winter Meeting, p.p.183-184, (1981).
- (10) Cooper, K.C., Prenger, F.C.,: Heat Pipe Cooling System for Underground Radioactive Waste Storage Tanks, LA-8230. MS, February, (1980).
- (11) William, H.L.,: Capabilities and Limitations of Heat Pipes for Use in Radioactive Materials Shipping Casks as an Alternative to Active Cooling Systems, 4th International Symposium on Packaging and Transportation, CONF74901-P3, p.p.1071-1084, (1974).
- (12) Lewis, M.,: Capabilities and Limitations of Heat Pipes for Use in Radioactive Material Shipping Casks, 4th International Symposium on Packaging and Transportation of Radioactive Materials, CONF740901-P2, p.p.656-658, (1974).
- (13) Werner, R.W., Myers, B., Mohr, P.B., Lee, J.D., Christofilos, N.C.,: Preliminary Design Considerations for an Astron Power Reactor System, Proceedings of the International Conference on Nuclear Fussion reactors, Culham, England, p.p.449-469, (1969).

- (14) Carlson, G.A., Hoffman M.A.,: Heat Pipes in the Magnetic-Field Environment of a Fusion Reactor, Transactions of the ASME, vol. 93, No. 3, p.p.282-288, (1972).
- (15) Krikorian, O.H.,: Synfuels from Fusion-Using the Tandem Mirror Reactor and a Thermochemical Cycle to Produce Hydrogen, Lawrence Livermore Nat. Lab., UCID-19311, (1982).
- (16) Schwertz, N.L., Hoffman, M.A.,: A Heat Pipe Concept for Cooling a Liquid-Pool Blanket of a Tandem Mirror Fusion Reactor, Nuclear Technology/Fusion, vol.4, November, p.p.479-490, (1983).
- (17) Conceptual Design of a Laser-Fusion Power Plant. Part II. Two Technical Options: 1 JADE Reactor; 2 Heat Transfer by Heat Pipes, UCRL-15467-pt.2, (1981).
- (18) Unk, J., Brost, O.,: Einsatzmöglichkeiten von Warmerohren in der Kerntechnik, Atomkernenergie. Kerntechnik, vol.46, No.1, p.p.36-39, (1985).
- (19) Kirk, C.D., Fulford, P.J.,: A Concept of System Generation with Heat Pipes for LMFBR Application, Transactions of the ANS, vol.23, p.p.402-403, (1976).
- (20) Ando, M.,: Application of Heat Pipes to Nuclear Steel Making, Nuclear Engineering International, vol.21, No.244, p.p.38-39, (1976).
- (21) 岡本芳三ほか2名;宇宙動力プラント(1), (2), (3), 原子力工業, 18巻, 9号, P.52~58, 10号, P.49~57, 11号, P.73~81 (1972).
- (22) 岡本芳三;宇宙飛行体の温度と動力について, 日本機械学会誌, 70巻, 587号, P.1812~1820 (1967).
- (23) 岡本芳三, 秋野詔夫;推進用原子炉(1), (2), 原子力工業, 18巻, 6号, P.57~62, 8号, P.50~58 (1972).
- (24) J.A. Angelo Jr. & D. Bunden; Space Nuclear Power, ORBIT, (1985).
- (25) NASA Lewis Res. Center; AIAA Specialists Conference on Rankine Space Power Systems, Conf.-651026, P.1~768, (1965).
- (26) E.M. Colonel & R. Stough; The SNAP-50/SPUR Programm, P.247~256, Gordon & Beach., (1966).
- (27) M.G. Coombs, J.C. Gibson & C.E. Richard; Nuclear Brayton Cycle Heat Exchanger & Duct Assembly (HXDA), NASA CR-72815, P.1~6, (1971).
- (28) L.M. Boman & J.G. Gallagher; NERVA Technology Reactor Intergrated with NASA Lewis Brayton Cycle Space Power Systems J. Spacecraft, 8, 5, P.500~505, (1971).
- (29) J.H. Pitts & C.E. Walter; Conceptual Design of a 2MWt(375kWe) Nuclear-Electric Space Power System, J. Spacecraft, 11, P.1282-1286, (1970).

- (30) C.A. Heath & E. Lantz; Nuclear Thermoionic Space Power System Concept Employing Heat Pipe, NASA TN-D-4299, P.1~22, (1968).
- (31) J.L. Anderson & E. Lantz; A Nuclear Thermoionic Space Power Concept Using Rod Control and Heat Pipe, NASA TN-D-5250, P.1~30, (1969).
- (32) 長友信人; 宇宙におけるエネルギー利用の展開, 日本航空宇宙学会誌, 34巻, 384号, P.52~61 (1986).
- (33) V.F. Dean & D.L.Y. Louie; Heat Pipe Space Nuclear Reactor Design Assesment Vol.1, AFWL-TR-84-126, Vol.I, AD-A 160279, (1985).
- (34) R.H. Cooper Jr. & E.E. Hoffman; Refractoy Alloy Technology for Space Nuclear Power Application, Conf.-8308130, (1984).
- (35) W.A. Ranken; Heat Pipe Development for the SPAR Space Power System, Advances in Heat Pipe Technology, P.561 574, Pergamon Press, Oxford, (1982).
- (36) G. Fly; A Compact, Efficient Thermoelectric Module for A Space Reactor, Los Alamos National Lab., LA-UR-81-1612, (1981).
- (37) D.R. Koenig & W.A. Ranken; Design Options for the SP-100 Thermoelectric Nuclear Space Power Plant, 17th Intersociety Energy Conversion Engineering Conference (IECEC), IEEE, P.2163~2168, (1982).
- (38) S.P. Girrens & D.M. Ernst; Long Titanium Heat Pipes for High-Temperature Space Radiators, 17th IECEC, IEEE, P.47~51, (1982).
- (39) M. Merrigan et al.; Artery Heat Pipes for Space Power Systems, 27th IECEC, IEEE, P.52~57, (1982).
- (40) L.B. Lundberg; A Critical Evaluation of Molybdenum and Its Alloys for Use in Space Reactor Core Heat Pipes, Los Alamos Sci. Lab., LA-8685-MS, (1981).