資 料

原子力推進の現況と問題点

「原子力推進」研究専門委員会の報告

「原子力推進」研究専門委員会*

(1971年 7月5日 受理)

Present Status and Problems of Nuclear Propulsion

By Research Committee on Nuclear Propulsion

The Committee studied reports on nuclear propulsion to integrate available information.

In the present report, reference is made to studies on the nuclear propulsion of space vehicles, particularly in respect of the safety of reactors, where the environment is quite different from that of ordinary power reactors. As to ship reactors, studies on the economics of nuclear propulsion are briefly summarized.

On N.S. Mutsu, the progress made on its construction and future experiment programs are reviewed. Reference is made to published data from N.S. Otto Hahn operations. More advanced types of reactor, including the high temperature gas reactor, are examined for possible future application to nuclear propulsion.

The results of research work related to the above mentioned developments are briefly summarized.

I. ま え が き

当研究専門委員会は、その前身である「船用炉」研究専門委員会^①の内容を発展させて1969年4月発足し、この2年間主として船舶用と宇宙推進炉を対象として、原子力推進機関の開発、設計、製作、運転ならびに安全性確保のための諸要求を検討し、問題点を明らかにする作業を行なった。以下その概要を報告する。

宇宙用については、その使用環境が他の型式の原子炉と著しく異っており、安全性の問題を異った視点から調べる必要があるため、これらの点についての考え方の大筋を述べる。

船用炉は開発期から実用期への過渡期にあると考えられ、今後は経済性が一層重視されると思われるので、これについての調査結果と将来の開発計画との関連について論ずる。わが国の原子力船「むつ」と西ドイツの Otto Hahn については、将来の推進炉を考える上での資料として絶えずその実状を注目する必要がある。

るので、これらについて紹介する。また外国の炉でいまだ建造計画の段階までいっていないものについても調査を行なったので、その概要を述べ、わが国の開発方針を考える上での参考とする。

軽水炉の次に船舶用として使用される可能性のある炉型についても調査した。特にガス冷却炉についてはやや詳細に述べる。

推進炉の開発は、これに先行しあるいは併行して行われる研究を除外して考えることはできない。この点わが国の実情は必ずしも充分と言いがたいが、部分的には着実な積重ねが行われているので、その概要を紹介する。

(高田良夫)

* 構成委員25名(敬称略、順不同◎。主査、○幹事)

◎安藤良夫(東大)、○黒沢 昭(神商船大)、○長友信人(東大宇宙研)、○高田良夫(船研)、一色尚次(東工大)、飯田国広(東大)、入江正彦(三井造船)、岩城利夫(MAPI)、梅田 廉(日本鋼管)、江草竜男(東北大)、岡本芳三(原研)、片岡 廉(MAPI)、黒須頼二(船研)、五幣淳次(造船)、佐藤健一郎(造船)、田口正雅(日立造船)、寺沢昌一(日立)、平田 穰(三菱重工)、菱田久志(MAPI)、田中義久(川慶)、武藤 弘(芝浦工大)、多田正文(IHI)、山脇道夫(東大)、吉本利典(原船団)、木村隆義(海事協)、神田啓治(京大炉)。

Ⅱ. 経済性

発電炉の発達がそうであったように、推進炉も最初に技術的可能性や安全性の実証という段階があり、次に実用期に入るものであろう。この場合経済性が重要な因子として考慮されることになる。ロケット推進用原子炉はいまだ経済性を定量的に評価する以前の段階にあると考えられるので、ここでは船舶推進用原子炉に限ることとする。

船用炉の経済性については、その開発計画に関連して原子力委員会、原子力産業会議が主体となって検討が行われたので⁽²⁾⁽³⁾、これらを中心に概要を述べる。

近年の外航海運における顕著な傾向は、タンカーの大型化と定期貨物船のコンテナ化である。タンカーはピストン輸送に近い形態で高載貨率で運航され、現在は特に高速力の必要がないので、建造費および輸送費の低減を目的として、大型化が進み近く50万tの巨大船も建造されることになっている。将来は稼働率を高めて経済性の向上をはかるため高速化の要請が強くなるものと思われる。

コンテナ船による輸送は、荷役の合理化による輸送時間の短縮など輸送合理化を可能にする革命的な輸送方式であり、今後世界の主要定期航路は大部分コンテナ化されるのは必至であると思われる。アメリカでは1,950個積30kn高速コンテナ船8隻を建造中であり、イギリス、西ドイツ、わが国においても2,000個積26～27kn級の建造または計画が進められているなど、高速化が進んでいるのが注目される。

高速化や大型化は必然的に経済的な高出力機関を要求する。上述の30knコンテナ船は120,000HPの油焚きタービンを備えているが、これは約10,000tの重油燃料の搭載を必要とするため運航上種々の制約がある。原子力船は燃料の重量が小さいので、大出力になれば在来型の機関と競合できる可能性がある。

これまでわが国では、加圧水炉の改良研究が進めば1970年代後半には、原子力推進機関の建造費は、在来推進機関のその倍程度、核燃料費は2mil/SHP以下になるものと見込まれ、およそ120,000HPの商船において原子力船は在来船と競合し得ると考えてきた。しかしその後の研究結果から、フランスでは1985年の時点において、楽観的にみても120,000HP以上でなければ原子力船の経済性はないので、実用化は当分困難であるとしており、一方西ドイツでは1970年代初期には、原子力推進機関の建造費は在来推進機関のそれを少し上まわる程度となるので、40,000～50,000HP

の原子力船は在来船と競合し得ると考えられている。

このような見解の相違は、船用炉についての技術進歩の見通しの相違に起因している。わが国では、推進炉、特に一体型炉などの進歩した船用炉に関する資料が充分にないので、いずれが妥当な評価であるかの確かな判断を行うことは難かしい。経済性を見通しを得ることは、原子力船の実用化の時期および開発の目標を定める上で特に重要であるので、実用化の今後の推進にあたっては、まず一体加圧水炉などに関して検討を行うことが必要であると考えられる。

また、原子力船の入出港、航行の自由が保証されるためには、原子力損害賠償に関する国際条約の締結ならびに原子力船についての特別な国家補償制度、損害賠償責任保険および船体保険などの保険制度の確立が必要で、これらが実用化については推進炉の経済性に影響する。

(高田 良夫)

Ⅲ. 宇宙用推進炉

宇宙用原子炉については、「船用炉」研究専門委員会において船用炉と同様移動用の炉であるという観点から簡単にふれた。すなわち、現在開発中のアメリカのNERVA* および SNAP** を例にあげて、陸上炉との環境の差違、要求される性能について紹介した。これらはいずれも将来宇宙推進用として使用する計画があるが、このとき安全性の問題がとくに大きくなる。ここではこの点について調査した結果を整理しておく。

1. 宇宙システム**運用段階における

原子炉の安全性

宇宙用推進炉の作動する場所は宇宙空間である。これは、地球のまわりの人工衛星上であったり、すでに地球から脱出した人工惑星上であったりするが、原子炉本体は地上で完全に組み立てておいてロケットで打ち上げる操作がある。したがって、原子炉としては発

* Nuclear Engine for Rocket Vehicle Application: KIWI を原型とする飛行用原子力ロケット。

** Space Nuclear Auxiliary Power: 小型の宇宙用原子力補助動力の総称。各タイプを番号で識別し、奇数はアイソトープ、偶数は原子炉を動力源とすることを示す。

** 宇宙でのミッション(総合的飛行計画)を遂行するのに必要な機能を備えたシステムの総称で、人工衛星、宇宙船等の Space craft、打上、追跡、回収に必要な Ground complex、打上げ用ロケット、通信等の Launch vehicle をサブシステムとして含む。

射前のテストを含めて1連の宇宙システムの運用段階に応じた安全対策を考えなければならない。そこで、これを一般的に「宇宙システム運用段階での宇宙用原子炉の安全性」として下段に示される4つのケースに分けて考えることとする。

ケース1は地上での作動試験から発射台上のロケットに組み付けて打上げ作業をしている段階でのトラブルを予想している。これには発射直後の失敗による原子炉の損傷も含まれている。ケース2は、衛星軌道への打上げ途上で主としてロケットの不調による事故で、海上、陸上への落下および空中での破壊を予想したものである。うまく軌道にのった後で原子炉をスタートさせることになるが、ここでトラブルを起すとミッション(総合的飛行計画)の遂行放棄あるいは直接的にペイロード*の損傷を起したり、他の宇宙船への影響を考えなければならない。このような宇宙空間における安全対策をケース3として考えている。さらに宇宙推進炉の場合、炉のトラブルがすなわち軌道変更を伴い、地上に落下することも予測しておかなければならない。これは回収の失敗に相当するもので、これらを合わせてケース4として考えている。

2. 安全性に対する基本的考え方

以上、順を追ってうまく宇宙システムが作動すれば問題は簡単である。したがって安全性を向上するには、まず第1に宇宙システム自体の信頼性を向上すべきであるというのが安全性に対する考え方の1側面である。たしかに宇宙システムの当事者の考え方にはこの傾向がある。すなわち、あまり悲観的にトラブルの発生ばかりを予測して対策を立てていると基本的なシステムの信頼性をおとし、上の図で下に進むより右に進む傾向になりシステム全体の成功率が下がる。あくまでもシステム計画の中でシステム設計と事故対策をどのようにバランスさせるかという考え方をしたいということで、簡単にいえばシステムの安全性と信頼性は等価であるとする立場である。

これに対して原子力関係者の安全性の考え方は「事故が発生したならば」という観点に始まるのが普通である。これは初期の安全対策でトラブルのあった宇宙用炉は太陽系に打ち出してしまおうとか、地上の特定の

場所に返すという提案があったことにかがえる(これらの作業自体が非常に困難である)。

以上は、初期におけるアメリカのNASA, AEC関係者の意見であるが、将来わが国でも宇宙用原子炉を考えるときは同じ傾向の議論がでることが予想される。アメリカでその後確定的な基準が設けられたかどうかははっきりしないが、安全対策に関する研究から見ると両者の中間的な考え方でケースバイケースで処理しているようである。

3. 推進用原子炉の構造

ここでは直接サイクルによってロケットを推進する炉(KIWI型)をとりあげて安全性に関する検討点を記述するが、これに先立ってこの種の炉の特徴を簡単に述べておく。

ロケット推進用原子炉は、コストを無視して考えた場合、炉本体の自重が小さく、比推力の大きく取り得るものが当然望ましい。炉心は通常、高濃縮ウランをグラファイトでコートした板状または粒状の集合体によって構成され、冷却材流路は冷却材の温度上昇を大きくするため設計上工夫がなされている。炉心周囲を反射体によって包囲しているのは普通の原子炉と変わらないが、制御棒または制御板の位置と作動機構は少々異なり、炉の中央部とか反射体内に装備されている設計が多い。液体水素を冷却材と推進材に使用するKIWI-B4型炉**の場合では、液体水素がノズル周辺部と反射体内部を通過し、これらを冷却しつつ気化してプレナム部に導入され、炉心にてエンタルピー上昇後にノズルより噴出する。

4. 推進用原子炉の安全性に関する検討

推進用原子炉の製造過程より、発射後地球への再突入に至るまでのすべての想定しうる事故に対する安全対策を検討する必要があるが、概略は次のようになる。

○設計段階における安全性のチェックと Hazard 解析

○Transient および Excursion テスト

○Critical configuration テスト

○Fission product release テスト

次に上記の項目のうちで、ロケット推進用原子炉独特

* 有償搭載量：人間、観測器具等の搭載重量。ただしロケット自身の制御に必要な機器は普通これに含めない。

** KIWI型炉の1つで、ウランカーバイド粒子を熱分解黒鉛でコーティングした燃料を使用する超高温(2,200°K以上)ガス炉。B型はA型に比べてロケットエンジンに特有な試みが多くなされている。

のものについてもう少し具体的に述べる。

(1) Control System Failure

最大事故を想定するため、Servocontrol system, Scram circuit 等が同時に事故を起した場合を取り上げ、Initial power spike が炉心を完全に気化するかどうかを検討する。1例として KIWI-B4 型炉の場合、Initial power spike は 7×10^{19} fss. となり、炉心部が気化するに必要な 1.2×10^{20} fss. よりも小さいので explosion は起らず、約 3,000 MW の出力が短時間継続して炉心は低出力の状態にもどることとなっている。

(2) 水没時の Water Reflection

炉の Pressure shell, ノズル出口部等を水で包囲した場合の reactivity worth より Initial power spike を計算し、炉心が vaporize するかどうかを検討する。KIWI-B4 型炉の場合を再び引用すれば、水の包囲に基づく reactivity worth は約 5\$ で、 5.9×10^{20} fss. のエネルギーが短時間に放出され、13.7% の炉心が vaporize することとなるが、実際には水没時に制御板が完全に挿入されていれば Excess reactivity は約 1\$ で出力上昇も数 100 MW 程度にとどまり、炉心構造物の強度が温度上昇によって低下するだけであると考えられる。

(3) Liquid Insertion

ロケットがノズルを下向きにして高速度で水中に突入した場合、水が炉内に侵入する事故が考えられ、そのため Excess reactivity が生ずる。300~400 ft. の高度よりの落下実験によると、ある程度の水が炉心内部に 10 mill·sec 以内に侵入する。また、何かのショックで冷却-推進材の液体水素が炉心部に急激に侵入して reactivity が増加する場合も予測されるので、これらの点に関し実験解析の必要がある。

(4) Implosion* および Impact

落下のショックその他推進剤によるショックウェーブ等に起因して炉心密度が収縮のため増加する場合を想定して事故解析を行う。落下実験によると炉心の密度増加は約 5% 以内であり、多くとも 3.3×10^{20} fss. に相当するエネルギーの放出を考慮しておけばよいと考えられる。

以上が安全性に関する主なチェックポイントであるが、原子力推進の分野においては公開された研究データの蓄積に乏しい。現在種々の実験が開始されているので、今後の成果に期待し得るものである。

(長友信人, 菱田久志)

Ⅳ. 原子力船「むつ」

1970年7月27日より「むつ」定係港における原子炉艦装工事が開始された。艦装工事計画は、現地の冬期気象条件を考慮して、風雪波浪の極寒時には極力艦装工事に集中できるように計画し、すでに主要機器類は'70年11月までにほとんど搭載が終ったが、原子炉圧力容器の搭載は71年1月に実施された。

現在、配管その他の艦装工事ならびに電装工事が順調に進捗しつつあり、70年末で炉関係搭載重量のほぼ60%の搭載を完了している。今後の予定としては71年10月諸管水圧試験、フラッシング、72年早々より機能試験開始、6月原子炉部引渡し以降燃料装荷、出力試験に入る予定である。

核燃料に関しては、UF₆よりUO₂への転換作業は70年10月に終了しており、燃料集合体全数の完成は71年7月末日までの予定であり、以後陸上臨界試験の実施に供される。その後72年1月中には現地むつに搬入される予定である。陸上臨界試験は、燃料装荷、出力試験の方案作成のため、船上で実行困難な試験の代行、船上試験の能率向上と経済性、性能、安全性に関する設計値の確認等を目的として行われるもので、現在各機器の製作工事が進められている段階であり、71年8月より12月まで試験が行われる。

原子力船「むつ」完成後の実験項目の紹介が当委員会においても取り上げられており、この内容は日本原子力船開発事業団技術委員会の下部機構である調査研究専門部会(甘利昂一部会長)で69年9~12月(第1期作業)、70年1~5月まで(第2期作業)の結果とりまとめられたものである。この作業の内容としては、原子力船「むつ」の開発を通じて、わが国の造船および海運が原子力船時代に対処し得るために、単に個々の機器や装置を対象とするのではなく、原子力船プラントとして実験項目を広く採り上げる必要があるので、専門部会内に3つのワーキング・グループを設け、原子力船「むつ」の性能の確認、設計係数のチェック、経年変化の確認、省略可能装置有無の判断資料等、原子力船全体のプラントとしての実験項目を集めると共に、関連業界からもこれを広く求めたものである。

このようにして集められた実験項目延べ320項目を整理した結果200項目となったが、これをワーキング・グループおよび部会で実験項目の重要性およびこれが

* Explosion の反対で外圧等の原因で内部に向かって起る破裂。

実施の難易度によって区別し、各項目の内容を審議した結果183項目となった。これらの項目を整理したものが原子力船「むつ」試験および実験項目総括表⁽⁴⁾である。この内容別分類に関しては、原子炉本体、プラントおよび機関、計測制御、材料および溶接、放射線防護、水・ガス系、推進・運動性能、船体の構造および振動対策等に分類され、それぞれの項目についてさらに中分類化されている。また第2期作業(実験内容の検討)(70年1～5月)に関しては、①本船完成前に原船団が行う諸試験、②本船完成後技術管理、運航管理上行う諸実験(原則として本船固有の計測機器と乗組員で実施可能な項目)、③新たに実験機材、実験員を投入して行う諸実験、の3つに大別されている。①、②については原船団がさらに検討するようにゆだねられており、③については、それぞれの内容、所要機材、必要人員、期間等の原案を作成し原子力船「むつ」試験および実験調査票が総括表のほかに作成された。さらに検討すべき事項として、今後の時間的経過を考えて状況の変化に応じて実状に適應させるための見直しが必要である。また長期間の経年変化を求める実験航海を除けば概ね1次炉心の寿命期間(9,000 EFPH(Effective Full Power Hour))内で一応の結論が得られると考えられる。

また原子力船「むつ」の実験航海等に関する検討会⁽⁵⁾(座長・安藤良夫東大教授)が科学技術庁原子力局に設けられ、「むつ」完成後の実験航海などに際して必要な実験項目と期間などについて検討が進められ、そのための期間としてはおよそ31ヵ月間が必要であるとの報告書が70年10月原子力局に提出された。

(黒 沢 昭)

V. 原子力船 Otto Hahn

1968年12月に完成した西ドイツの原子力船 Otto Hahn は、平和利用のものではソビエトの Lenin、アメリカの Savannah について第3番目の原子力船である。Otto Hahn は載貨容量約14,000 t の鉱石運搬船で、その主要目を第1表に示す。また改良加圧水型原子炉 FDR が搭載されているが、その主要目を第2表に示す。貫流ボイラ型熱交換器を原子炉圧力容器内に内装した自己加圧型を採用していること、船内に使用済み燃料貯蔵庫と燃料交換設備とを設けて、当 faced 係港が不必要であることなどが大きな特長である⁽⁶⁾。

FDR の初装荷燃料と実際の制御棒を用いたゼロ出力試験が Geesthacht 研究所で行われた後、本船の原子炉についてスクラム時の挙動、1次系ポンプ始動時の制御、自己制御性を含めた出力試験、海上における運

転制御試験が行われた⁽⁶⁾。

運航航海に関しては、バルト海における試験航海、公試運転を経て引き渡された後、第1回はアイスランド周辺、第2回はギニア湾までの試験遠洋航海が行われ、航海時の船の制御、装置の制御、原子力設備の温度および気候に対する挙動について実験された。その結果 FDR が遭遇した海象、気象条件に対して信頼性があり、船用として適していることがわかり、将来のより経済的な船用炉開発に対する基礎が解明された⁽⁹⁾。

1970年における Otto Hahn の研究計画では、原子力プラントについては波浪による船体運動の FDR に及ぼす影響、動特性、1次炉心の燃焼度の調査、プロセス計算機の装備に関する調査、遮蔽関係の測定、船内の放射線レベルの時間的变化、循環回路の放射能蓄積、各種気象条件における廃ガスの挙動、廃液の連続モニタなどについて研究が行われる。推進装置については原子炉および蒸気発生器の運転特性、機関部と船の相互作用が調査される。電気電子工学関係では制御設計の調査、妨害電圧および電磁場の測定その他、船体関係では振動および波浪とそれにより船体の受ける外力の測定、応力およびモーメントの測定などが行われることになっている⁽⁹⁾。

(安 藤 良 夫)

第1表 Otto Hahn の主要目

全	長	172.05m
垂	線 間 長	157.0m
型	幅	23.4m
型	深	14.5m
吃	水	9.2m
乾	舷	5.3 t
排	水 量	25,812 t
載	荷 重 量	約 14,000 t
総	ト ン 数	16,870.84 GT
純	ト ン 数	7,257.52 NT
定格軸馬力/回転数		10,000 SHP/97 rpm
最高軸馬力/回転数		11,000 SHP/100 rpm
速	力	約 15.75 kn
補助ボイラ蒸気発生量		2×8 t/hr
補助ボイラによる軸馬力		約 2,000 SHP
同上使用時の速力		8.5 kn
補助動力行動半径		2,500 sm
燃	料 油	499 m ³
ディーゼル油		183 m ³
発 電 機 出 力		1,610 kW
乗	組 員	73名
研究者、訓練生、検査官、船客		46名

第 2 表 FDR の 主 要 目

炉 心		蒸 気 温 度	273°C
熱 出 力	38 MWt	過 熱 度	36°C
全出力炉心寿命	600 d	蒸 気 圧 力	31 kg/cm ²
平均燃焼度	7,200 MWD/t	熱 交 換 面 積	465 m ²
UO ₂ 装 荷 量	0.95 t	系 / 管 の 数	3/162
濃縮度(4 領域)	2.77, 3.20, 3.89, 4.87%	タ イ プ	強制循環型
〃 (平 均)	4.03%	管 寸 法	19 φ, 1.2 mm
平均熱中性子束	$1.1 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$	圧 力 容 器	
燃 料 要 素 数	16	直 径	2.36m
炉心等価直径	1.15m	高 さ	8.58m
有効炉心高さ	1.12m	内 容 積	35 m ³
燃 料 棒 数	3,144	肉 厚	50 mm
燃 料 棒 直 径	11.0 mm	ク ラ ッ ド 厚	8 mm
被 覆 材 厚 さ	0.35 mm	設 計 圧 力	80 kg/cm ²
概略総伝熱面積	120 m ²	設 計 温 度	300°C
1 次 系		材 料 (本 体)	15 Mn-Mo-Ni-V 53
冷 却 材 圧 力	63.5 kg/cm ²	材料(クラッド)	オーステナイト鋼
冷却材流量(ポンプ 3 台)	2,400 t/hr	格 納 容 量	
炉心入口/出口温度	267°/278°C	直 径	9.5m
貫 流 断 面 積	0.61 m ²	平 均 肉 厚	30 mm
貫 流 速 度	1.7 m/sec	設 計 圧 力	14.5 kg/cm ²
1 次 冷 却 水 量	25 t	設 計 温 度	200°C
2 次 系		試 験 圧 力 (常 温)	20 kg/cm ²
給 水 流 量	64 t/hr	材 料	BH 5/細粒鋼
給 水 温 度	185°C		

Ⅶ. その他の船用軽水炉

1. 西ドイツ EFDR

この炉は FDR を一層発展させたものであり、現在進められている日独原子力コンテナ船共同評価研究会議で討議される炉型式である⁽¹¹⁾。本炉も FDR と同様、自己加圧方式で貫流熱交換器内装型を基本としているものの、可燃性毒物は固体のほかにホウ酸溶液を用い、制御棒は follower なしのクラスタ型に変更した。one stuck rod criteria (1 本の制御棒が挿入できなくても炉を未臨界にできるという条件)にはホウ酸液の効果は認められない。平均燃焼度は 32,000 MWD/t と FDR 1 次炉心の 4 倍以上に設計される。制御棒駆動装置は密封式の遊星スピンドル型としてバッファシール系を不要とする。ポンプは 4 台にふやし FDR と同様圧力容器の下半球部に取りつける。圧力容器の上半球部結合フランジはない構造とする。圧力抑制格納方式となるため 138 MWt, 50,000 SHP の MCA 時の内圧は 3 ata. となる。燃料交換は基地施設による方

式に改められる。経済性を高めるために上記のような出力密度の上昇方策とプラントの簡単化を行う一方、圧力温度を例えば 1 次系 98 ata., 308°C, 2 次系 48 ata., 270°C に上げてプラント効率を高める。またプレハブ化を考慮するなど、FDR からの多くの改良点が見られる。

2. 西ドイツ BWR

西ドイツの第 2 船用炉の 1 つとして研究されたもので 1969 年に発表された⁽¹²⁾。200,000 t 鉱石船 50,000 SHP 用 128 MWt の直接サイクル方式の BWR で、出力密度および安定性向上のために循環ポンプを圧力容器内に内装するとともに、蒸気重量率を比較的小さくし、炉心の直径対高さ比を約 1.37 と大きくしているのが特徴的である。ポンプは 4 台で炉心を 4 分割して流れ 80 kW の出力である。DNBR は動的には 15° の横揺れと 0.5 g の水平加速度を重畳して考慮する。出力密度上昇策の 1 つとして twisted Zr tape を燃料チャンネル内におく構想を示しているが、これによって限界熱流束は増す半面、中性子経済、動揺と流動水の

共鳴など厄介な計算が必要となる。総合熱効率29%、燃料費約 0.65円/SHP・hr となっている。

3. アメリカ WH 社の PWR

この PWR(75,000 SHP, 24 kn, 220 MWt) はループ型であるが、船用炉にケミカルポイズンを用いることを表明した最初の炉型式である⁽¹³⁾。もちろん one stuck rod criteria に効果は認めない思想である。初期ボロン濃度は 2,000 ppm である。また MCA 時の工学的安全施設の 1 つとして格納容器内への噴出蒸気を 2 重底へベントする方策を初めて採用した。これは船の 2 重底は密閉した空間と見なし得るので格納容器と同様の機能を持たせ得るという考えである。2 重底内は普通の構造である。2 重底ベント系はコンテナスプレー系と並列の安全施設とされている。ベント弁は F.P. が 2 重底に移動する前に閉じる考えである。2 重底外板から海水への伝熱を考慮せずに、底内最高圧力は 25 psig と計算されている。

4. イギリス Vickers 社の BPWR

この BPWR (20,000~120,000 SHP) は熱交換器内装型加圧器方式で、1 次系の駆動ポンプは圧力容器上蓋に据えられる。可燃性毒物には B₄C を用いる。格納容器は乾式で炉室隔壁より吊り下げ式にしているのが特徴である⁽¹⁴⁾⁽¹⁷⁾。

5. オランダ PWR

1966 年に NERO 原型炉建設計画を中止したが、1969 年 12 月より 120,000 SHP PWR のサーベイを再び始めた。この研究は NERO 方式(可燃性毒物を燃

料中に分散して圧力容器内に循環水エジェクタを持つことに特徴がある)とループ式、内装式におけるその後の発展を加味したものとを比較する型で進められた。燃料費だけについてみると内装型が最も安く、NERO 型、ループ型の順に高くなる⁽¹⁵⁾。しかしその差は 13% 以内で極めて小さい。

6. イタリア Enrico Fermi 号 PWR

この PWR は出力密度 66.5 kW/l とかなり高いが、ループ型であるため 100 kg/SHP のプラント重量率とまだ重い。その実験炉 ROSPO は 1970 年 1 月 19 日臨界に達した。1975 年完成予定である⁽¹⁶⁾。

(竹村 数男)

VII. ガス冷却炉等

船用ガス冷却炉は軽水炉のもつ欠点(飽和蒸気使用による低プラント効率および軽水使用による低変換比)を克服する炉型式として早くから設計研究が実施された。この主なものが第 3 表に示される。この中で GA の MGCR, GE の 630A については一部実験研究が実施され、1963 年頃まで続けられた。その後一部の基礎研究を除いて炉としての設計研究は見られなくなったが、最近陸上炉としての高温ガス炉の進展により、この炉型式の船用炉が再度見直されるようになってきた。GKSS の HTR-S はこのような観点から検討された船用ガス冷却炉である。

高温ガス炉の最近の急速な進歩⁽¹⁸⁾は 800°~1,000°C のガス温度 (He) を達成できるグラファイト被覆粒子

第 3 表 船用ガス冷却炉の設計側

項 目	MGCR (GA, 米)	630A (GE, 米)	(GEC, 英)	(GM, 米)	HTR-S (GKSS, 西独)	むつ(日本) 軽水炉参考
熱出力 (MW)	74.4	65	55	55		36
軸馬力 (HP)	32,000	30,000	20,000	20,000	33,000	10,000
燃料材質	UO ₂ -BeO	UO ₂		UO ₂ -316SS 分散	U-ThC また は U-ThO ₂	UO ₂
燃料濃縮度 (%)	9	93.2	3	100	高濃縮	3.2 & 4.4
燃料形状	中空ペレット	円筒		2 重管	グラファイト孔 に被覆粒子充填	ペレット
減速材	BeO	軽水	グラファイト	グラファイト	グラファイト	軽水
冷却材 (圧力 ata 温度 °C)	He 75 400/700	AIR 28.1 300/650	CO ₂ 28.1 260/549	He 63.1 420/705	He 62 446/850	軽水 110 271/285
出力密度 (kW/l)	12.4		7.2	15.2	8.0	33.5
タービン	ガスタービン	蒸気タービン	蒸気タービン	ガスタービン	ガスタービン	蒸気タービン

燃料*の成功による。これにより閉サイクルガスタービンの使用が可能になり、次のような利点を発揮できるようになった。

- (1) 中性子経済が良好である。これは燃料費を安くすると共に天然Uコスト上昇の影響を少なくす

る。

- (2) $800^{\circ}\sim 1,000^{\circ}\text{C}$ の高温ガスを発生する。これはプラント効率を高め、軸馬力コストを安くする。また最近ガスタービン技術も進んでいる⁽¹⁸⁾ので、直接ガスタービンサイクルにすることにより、蒸

第1図 GCR の 出口 温度-圧 力

第2図 GCR の 比出力-出力密度

気発生器、主蒸気系統、ガス循環機をなくすことになり、高プラント効率のみならず資本費の低下をもはかることができる。

- (3) He ガス圧力を40~60 ata. に高めることができる。鋼製容器の溶接技術の進歩、さらには PCPV 技術の進歩によりガス圧力を高め、ガス体による熱除去能力を増大させることができる。炉心の小型化の可能性を生ずる。

このような利点があるにもかかわらず、現状での高温ガス炉では船用炉としては大きすぎるように思われる。船用ガス冷却炉として船用軽水炉に対抗していくには炉心特性例えば出力密度を軽水炉なみに高め、一体化構造閉回路ガスタービンによる小型化、事故時のガス格納対策の確立、海没時の安全性等の一層の研究開発が必要であるのではないだろうか。今後の発展を期待している。第1、2図はそれぞれ現在のガス炉の

* 数100 μ 径の UO_2 または UC 粒子を数10 μ 厚のポリチックカーボン等で幾層かに被覆した燃料。

出口温度-圧力関係と比出力-出力密度関係を示す。

また、重水と軽水の混合物を減速・冷却材として使うスペクトルシフト PWR が船用炉として優れた性質を持つとされ、ベルギーおよびイギリスにおいて VULCAIN プロジェクトの名称で開発が進められた。炉心の燃焼に伴う反応度の低下を、重水-軽水混合物中の重水の比率を次第に低下させることで補償するものである。運転中には、制御棒が炉心から引き抜かれたままでよいから中性子の無駄な吸収や出力分布の歪みが少ない。その結果出力密度が向上し、炉心寿命が長くなり、この点は船用炉として望ましい性質と考えられる。しかし炉心寿命の初期に万一、混合水が軽水で置換されると反応度が増大するので、沈没等の海難による海水の浸入の可能性が全くないとはいえないので、船舶用としては適さないとの意見もある。こうした理由もあって VULCAIN プロジェクトはその後船舶を目的から外すことになった。小出力の定置動力炉としての開発は続けられベルギーの PWR, BR 3 を改造してスペクトルシフト炉心のデモンストレーションが行われてよい結果を得ている。

(田中義久, 片岡 巖)

Ⅶ. 推進炉関係の研究

当委員会では、船用原子炉の船体動揺に対する影響という観点から、2つの論文が取り上げられた。沸騰チャンネル流動ループは2相流抵抗の非線形性にもとづく非線形振動系を形成しており、加速度周期がループ固有の自然振動数に近い場合、共振現象を起して脈動が著しく増大し、ひいてはバーンアウトの現象を生ずるおそれがある。これらの観点から船研では⁽²⁰⁾、小規模な実験装置(載荷重量80 kg)から出発し、1965年度には載荷重250 kgで周期的上下動を行い得るクランクフライホイール式の装置を開発し、約10 atm. 程度のループの実験を経て、さらに実物の炉心にできるだけ近い条件での simulation が望ましいので、ループのスケールアップの必要性から大型ヒーピング装置の製作を行なった。

装置は鉄骨支柱と、その間を上下動する試験台とからなり、試験台に実験ループなど供試体を載せる。試験台は油圧によって駆動される。主たる要目は積載荷重1,800 kg, 最大有効長4.4 m, 最大加速度変動1.2 g, 周期2~15 sec である。またループは運転圧力最高30 atm., 加熱管(管内流)内径8~14 mm, 熱流束 $6.5 \sim 9 \times 10^5 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{hr}$ である。加熱管内径14, 10, 8.5 mm, 長さ700 mm(max), サブクール0~10 kW/0°~20°C,

循環方式自然循環/強制循環, ループ全重量1,200 kg となっている。

NP-4-3⁽²¹⁾によって、黒沢らが行なった本問題に関する理論的研究の紹介がなされた。この研究は船体の運動や姿勢を考慮したコンパクトで安全性の高い原子炉の設計に際して、特に2相流を含む循環系の計画、設計に関する統一的な手法の確立と動揺時における船用原子炉の特性についての全般的な考察を行うことを目的としたものであり、非線形モデル解析と線形モデル解析との2つの取扱いを行なっている。特に現段階では船用炉として沸騰形式を採用している、循環系は少なく、また沸騰を許すものであってもその度合いが少ないという事実、ならびに静的、動的状態を正確につかむという観点から、サブクール沸騰を含むモデルの開発を行なった。線形モデルでは自然振動数の予測を行い、非線形モデルでは循環諸量(ボイド率, 流速, 蒸気重量率等)の諸数値が得られ、解析当時入手可能の実験データと比較した結果、非常に良く一致することが確かめられた。しかしながら、現象の物理的把握は重要なことであり、その意味において流動の脈動がバーンアウト熱負荷に及ぼす影響は実験例も少なく、今後の実験が期待される。

日本造船研究協会 NSR-4部会では、1967, 68年度にわたり内装型軽水船用炉用のヘリカルコイルを用いた貫流式蒸気発生器についての実験研究を行い、その沸騰伝熱, ドライアウト, 圧力損失, 流動安定性および制御特性について調べ、今後この形式の船用炉を開発する場合に必要な資料を得た^{(22)~(24)}。

また NSR-6 部会では、1969, 70年度にわたり船用炉用の圧力抑制格納方式の実験研究を行い、これまで陸上炉に関連してあまり調べられていない問題点として、ベントチューブから吹き出される蒸気または空気を含む蒸気の水中での凝縮過程および、1次系破断事故を起した場合に噴流によって周辺機器が受ける衝撃力またはジェット力を調べ、今後の船用炉開発に必要な情報^{(25) (26)}を得ることができた。

(黒沢 昭, 小関 守史)

— 参 考 文 献 —

- (1) 本会「船用炉」研究専門委：船舶推進用原子炉開発の現況と問題点, 本誌, 12[10], 568 (1970).
- (2) 原子力委員会：原子力船懇談会報告, (昭45. 8).
- (3) 原産：原子力船に関する長期展望, (昭46. 3).
- (4) 原船団：原子力船「むつ」試験および実験項目総括表, 原子力船, No. 82, (1970. 8).
- (5) 原船団：原子力船オートハーン号1970年度研究計

- 画, 同上, No. 83, (1970. 9).
- (6) 原子力局: 原子力船「むつ」の実験航海に関する検討会報告書, (昭45. 10).
- (7) 安藤良夫: 原子力船 Otto Hahn について, 造船誌, [480], (1969. 6).
- (8) MANDEL, H.: Die wirtschaftlichen Aussichten von Schwerwasserreaktoren, *Atomwirtschaft*, (1969. 7).
- (9) ULKEN, D.: Erfahrungen beim Betrieb des Schiffes, *ditto*.
- (10) GKSS: Kernenergie-Forschungsschiff "Otto Hahn" Forschungsprogramm 1970, (1969. 12).
- (11) ANDLER, M.: BÜNEMANN, D., HEDMANN, J.: Further advancement of the FDR, *Interatom*, (1969. 12).
- (12) ENGEL, von H., TRAUBE, K.: Der Siedewasserreaktor als Schiffsantrieb, *Atomkernenergie*, 14, H. 3, 150~156 (1969).
- (13) Westinghouse E Co.: "Safety Analysis Study Nuclear Propulsion System for Large High-Speed Merchant Ships", (1968. 10).
- (14) WILKINSON, G.R., GAUNT, I.A.B., ROUSE, J.R.: Nuclear propulsion for merchant ships, *Int. Shipbuilding Progress*, 17[188], 101~116 (1970. 4).
- (15) RCN: RCN 70-501, (1970. 4).
- (16) *World Digest*, Nuclear engineering, (1970. 3).
- (17) GAUNT, I.A.B., WILKINSON, G.R.: Vickers proposals nuclear powered container ship, *Engineering*, (1968. 12. 4).
- (18) BMMERT, K., et al.: High temperature gas cooled reactors with gas turbine, *ATKE* 13~62, (1968).
- (19) 河田 修: 高温ガス冷却直結ガスタービン, *FAPIG*, [52], 53 (1969).
- (20) 船研講演会概要: 大型上下動揺実験装置について, (昭44).
- (21) 造船研協: NSR-2報告, (昭44).
- (22) 造船研協: 昭42年度NSR-4部会成果報告, (昭43).
- (23) 造船研協: 昭43年度NSR-4部会成果報告, (昭44).
- (24) 小関守史, 成合英樹, 古川哲郎, 他: 機械誌, 73 [615], 538 (昭45. 4).
- (25) 造船研協: 昭44年度NSR-6部会成果報告, (昭45).
- (26) 造船研協: 昭45年度NSR-6部会実績報告, (昭46).

金属学会セミナー 協賛 本会ほか

☆応 用 転 位 論☆

転位論あるいは格子欠陥論が、結晶の諸性質を基礎的に理解する上において、非常にすぐれた成果をあげたことは明らかである。これを金属工学、または実際の生産技術に活用するように発展させることが、学界のさしえた重要課題の1つである。

参加を希望される方は下記要領により早めに申込まれるようおすすめします。

なお、東京セミナーは新しい形式において実施いたします。

(1) 大阪セミナー

と き 11月10日(水), 11日(木)

ところ 大阪府社会福祉会館

(大阪市南区田島町2。Tel. 06-762-5681)

○第1日

(1) 格子欠陥論の基礎	(東大理) 二宮 敏行
(2) 降伏, 加工硬化, クリーブ(I), (II)	(東北大金研) 角野 浩二
(3) 疲労と破壊	(阪大基礎工) 藤田 英一
質疑応答	

○第2日

(4) 析出と格子欠陥(I), (II)	(早大理工) 幸田 成康
(5) 半導体中の転位	(東北大金研) 角野 浩二
(6) 電子論の基礎	(広島大理) 藤原 浩
(7) 格子欠陥の電子論	(広島大理) 藤原 浩
質疑応答	

参加会員(テキスト代含まず)

会 員 5,500円(本会々員も含む) 非会員 9,500円

学生会員 1,500円 学生非会員 2,500円

テキスト代: 3,500円 (日本金属学会編「新版・転位論」丸善出版, (¥3,500)を使用)

希望者は3,500円(送料共)を添えて申し込む。

申込締切 11月5日(定員 250名)

(2) 東京セミナー

と き 11月24日(水)~26日(金)

ところ 八王子・大学セミナーハウス

(八王子市柚木。Tel. 0426-76-8511)

実施要領

参加会員を約20名ずつの5クラスに分け10人の講師団が2班に分れて質疑応答を中心としたセミナーを行う。期間中は全員がセミナーハウスに宿泊し、講師との接触の機会を多くしてあります。

(本セミナーは、各自の疑問点を解明するための質疑応答を中心とするため、テキストを通読の上参加することが必要です。)

講師は次のとおりです。

(東大理) 鈴木 秀次	(早大理工) 幸田 成康
(学習院大理) 大川 章哉	(東大工) 吉田 鈞
(秋田大鉱山) 渡辺 慈朗	(東北大工) 幸島 誠一
(原研) 奥田 重雄	(東大工) 井形 直弘
(東北大金研) 木村 宏	(九大工) 山藤 肇

参加費(宿泊料2泊分を含む)

会員(本会々員も含む) 17,000円 非会員 20,000円

学生会員 13,000円 学会非会員 15,000円

昼食費: 250円, テキスト代: 3,500円(希望者のみ)

申込締切 11月10日(定員 100名)

問合せ・申込先 (〒980) 仙台市大町1-1-13

日本金属学会(Tel. 0222-23-3685)