資 料

原子力海洋観測船兼補給船の試設計

山口 宗 夫*

A Trial Design of Nuclear Powered Oceanographic and Supply Ship

By Muneo YAMAGUCHI

In 1961, the Japan Nuclear Ship Research Association made a contract with the Science and Technical Agency of Japanese Government, on the trial design of nuclear powered oceanographic and supply ship as one of the latter's projects for the peaceful use of nuclear power. The association organized a committee to supervise the designing in which the author presided as the chairman.

The following presentation is an outline description of the design which was completed in July, 1962.

The ship has 6,350 gross tonnage and is equipped with a water cooled, water moderated pressurized water reactor which has 35 MW thermal output and produces 10,000 s.h.p. The weight of the trial design was not placed in developing a new type of marine reactor nor in detailing about conventional part of a ship's design.

The main object was to study about the feasibility of a comparatively small nuclear powered vessel with proved-type-reactor with satisfactory safety and also to find out where would the problems, technological and legal lie if we were to construct such a ship in a very near future.

We believe that aim of the project has been attained satisfactorily.

I. ま え が き

原子動力を船舶の推進に利用する場合、核燃料塔載重量が実質的に無視し得るほど小さいこと、また燃料補給間隔が極めて長いこと等船舶の運航経済性をいじめるしく向上させ得るものと考えられる。

しかしながら、一方原子炉はその放射性のために取扱いに注意を要し、安全のための保護装置、予備装置を要し、原子炉に関する経験の少ない現状では、必要の限度を相当越えたものがあったとしても、考えられる限りのものを備えることとなり、したがって相当高価なものとなる。

そのためアメリカにおける潜水艦、水上艦等の軍用目的のものを除く商船としては原子炉および燃料の開発未熟と相まってまだ在来の船と競争し得るに至らず、わずかに試作の意味も兼ねたものとしてソビエトの原子力砕氷船レーニン号およびアメリカの貨客船サバンナ号があるだけである。

しかし、上記の利点は商船用として非常に魅力のあるもので、原子炉技術の進歩につれて近い将来原子力

船が在来の船舶に充分対抗できるものとして西ドイツの原子力貨物船建造計画を初めとして、世界各国とも原子力船の研究には大いに力を入れている。

世界的な海運造船国であるわが国でも、1958年設立された日本原子力船研究協会を中心に原子力船の研究を続けてきた。

1961年8月、日本政府は上記協会と「原子力平和利用委託に係わる試験研究課題」の1つとして原子力船の試設計を契約した。

本稿はこの契約に基づき著者らが中心となって行なった約35 MW, PWR 塔載、総トン数6,350 t、軸馬力10,000 ps の海洋観測船兼補給船の試設計の概要の報告である。

本試設計により、今後のわが国の原子力船関係の技術開発上説明すべき問題点と、将来建造される原子力船の設計のための貴重な資料が得られたことは大きな収穫であった。

* 三菱造船(株)技術部 (Mitsubishi Ship Building & Engng. Co. Ltd.), 日本原子力船研究協会
設計第1分科会 主査

一方、わが国で建造さるべき原子力第1船として科学技術庁は1963年度よりの事業計画中に本報に記載と同型の船の建造を含めており、それによると同船は1963年度に設計開始、1969年度完成となっている。

Ⅱ. 設計の基本方針

わが国で建造されるべき原子力第1船としては将来本格的な原子力実用船の建造に具えて、その設計、建造、運航上の技術を開発するとともに各種実船試験を行ない、あわせて乗組員、技術者等の養成訓練が行なえるものであることが望ましい。

これらの条件を具えかつ若干の貨物搭載能力を有するものとして前記海洋観測船兼補給船を選んだわけであるが、船型は建造費を低減するためできるだけ小型であることが望ましい。しかも充分に安全性を持たせた場合の主寸法として、最終的に第1表に示すとおり決定した。

第1表 船体部要目

(1) 主要寸法等	
船 種	原子力海洋観測船兼補給船
船 型	船首楼付平甲板型
全 長	126.60 m
垂線間長	114.00 m
幅 (型)	19.00 m
深 (型)	10.50 m
計画満載吃水(型)	6.40 m
満載排水量	8,925 t
総トン数	約6,350 t
載貨重量	2,729 t
補給物件重量	1,334 t
(2) 速力、航続距離等	
最大速力(満載状態、連続最大出力10,000 psにて)	
	18 knot
航海速力(満載状態、常用出力9,000 ps ×15%シーマージンにて)	
	17.5 knot
補助推進動力使用時(満載状態、出力1,400 psにて)	
	11 knot
航続距離(原子動力使用18 knot ×10,000時間)	
	約180,000浬
航続距離(補助動力使用)	
	約6,000浬
最大連続行動日数	
	約90日

原子炉としては現在世界の原子力船のすべてに採用され、船用としての実用性、安全性が最も優れている加圧水型を選んだ。

原子力船の特徴の1つは高出力なことであるが、本船の場合は船体とのバランスや使用目的からその出力

を10,000軸馬力に抑えた。

1. 設計の特色

本試設計船はその動力源として原子炉を備えるほか船舶として在来船に比して本質的に異なるものではないが、前述の主旨によりその安全性には充分な考慮が払われている。

以下設計上考慮された主な点を列記する。

- (1) 本研究の目的は新型船用炉の開発ではなく既存の原子炉を使って、法規との関係において設計建造上の問題点を実際に検討することにある。
- (2) 設計にあたっては安全性の確保に重点を置き、この見地よりとくに充分な原子炉防護構造を設けた。
- (3) できるだけ建造費を節減するよう留意した。
- (4) 全海域に亘る海洋の観測、気象の観測に必要な設備とともに、とくに現代科学の新分野である深海々流調査研究機能を持たせた。
- (5) 全海域に航行可能なるよう充分な凌波性、耐波性を持ち、さらに必要に応じて氷海の航行もできるよう適当な耐氷能力を持たせた。
- (6) 船上において原子力実験船としての諸実験研究が行なえるよう留意した。
- (7) 必要に応じて補給物品の輸送もできるよう適当な載貨能力および設備を持たせた。
- (8) 原子炉を停めた最悪の条件でも目的の港まで普通に航行できるよう10 knot程度の航海速力を保持できる補助推進能力と所要の燃料を持たせた。
- (9) 機関部は原子炉、タービン両プラントともできるだけ遠隔、自動制御化を行なった。
- (10) 燃料交換および原子炉の修理は陸上施設が完備しているものと考え、船内の設備はその作業をバックアップするだけのものを考えた。
- (11) 適用法規としては海上人命安全条約(1960年)およびロイド船級協会の原子力船に関する仮規則を主として採用したが、このほかつぎの諸規則を参考にした。

SNAME発表のアメリカ原子力船安全規則

N V規則 原子力船関係

B V規則 原子力船関係

運輸省 原子力船安全基準案

Ⅲ. 船体部設計の概要

本船の一般配置は第1図のとおりで、この場合の復原性々能は2区画浸水時の状態においても充分な予備

第1図 一般配置図

浮力を残し、また損傷時においても残存GM 5 cm以上を確保することができた。

船体に働く外力については、わが国で行なわれた実船実験およびその統計理論解析の結果^{*}、^{**}などによりつぎのような外力を設計条件とした。

上下方向の動揺による
加速度(4~12 cpm) $(1 \pm 0.9) G$

横方向 $\pm 0.65 G$

衝撃による各方向への
加速度(約1,000 cpm以上) $3 G$

船体振動(50~800 cpm) $(1 \pm 0.05) G$

これはコンテナ支持構造のみならず、1次系ならびに2次系の諸装置の設計の基本条件となっている。

1. 構造上の特色

原子炉を衝突等の事故による損傷から防護するには、サバンナ号の設計例では甲板のみを耐衝突抵抗として有効と考えているが、わが国における耐衝突構造の研究^{**}で、船側外板の膜としての機能が有効であることが確認されている。

本設計では外板が衝突をうけた時に膜として充分働く構造とした。実際の衝突機構を考えると、衝突船の船首がまず船側上縁に当り外板を剪断破壊すると考えられ、1度外板にクラックを発生すると船側構造の膜としての機能が喪失するので、剪断破壊を防ぐため上縁をラウンドガンネル様式とした。

同時に材料については、原子炉区画主要部材に衝撃に強靱なE級鋼を採用するとともにシャースレーキ、船側外板の板厚を規定厚さより増加した。さらに、ロイドその他の暫定規則に従い、外板よりB/5の位置に中心線に平行に原子炉区画を貫通して前後部に突出し、かつ上甲板まで達する外側縦通隔壁を両舷に設けた。

このような原子炉区画構造にAB規則で与えられた仮想ストライキングシップが15 knotで衝突した場合について、Minorskyの方法で計算してみると、被害はコンテナに達しないことが確かめられた。

さらに、わが国における耐衝突構造としての外板の膜効果の研究結果を考慮すれば、本船の原子炉区画構造はABの規定を充分満足していることになる。

第2図 等線量率曲線図(60出力航海時)

2. 放射線防護機装の特色

放射線防護については全力の60%出力時およびICRP勧告を基準にして設計し、その結果、船内の放射線量は第2図に示すとおりになった。

廃棄物処理機装について述べると、気体廃棄物として空気汚染の原因となる原子炉室内、コンテナ内の気体に対しては特別の通風機、ダクト系統が設けられ、船内の一般通風系統とは別系統として直接 stack より

船外に排出される。すなわち、原子炉プラントより発生する気体状廃棄物はガスホルダに集り、ここの圧力が高くなると廃ガス圧縮機を起動して廃ガス貯蔵槽に

^{*} 川島 栄一、坂尾 稔、州崎 薫：「実船による動揺加速度的計測値とその解析について」、造船協会論文集、第111号、Vol. 3、(1962)。

^{**} 「原子力船における外力の原子炉に及ぼす影響に関する研究」、原船協報告23、(1961)。

^{**} 「原子力船における原子炉周辺の船体構造に関する研究」、原船協報告24、(1961)。

圧縮貯蔵される。

廃ガス貯槽内ガスのサンプリングを行ない、船外への放出が適当と判断された場合には希釈を行なった後、フィルタを通して stack より船体に排出される。

しかし、系の圧力が高まり廃ガスを放出する必要があるにもかかわらず船外に放出できない事態を考慮して、コンテナ内に導く配管が設けてある。

航海中生じた一切の放射性廃液は船内に貯蔵し、寄港時に陸上の処理設備へ移送する。したがって、海中への投棄は原則として行なわないが、極めて低濃度の場合には排出することもできるよう配管されている。

原子炉プラント各部よりの放射性廃液はコンテナ内吐出タンクに集められ、さらに専用のポンプにより原子炉室内の廃液貯槽あるいは二重底廃液貯槽に貯蔵される。

船内の放射線化学分析室、サンプリングステーションからの廃液は直接廃液貯槽に落し込む。これらの貯槽容積は100日間の航海中の排出予想量の約3倍である。

使用済みのフィルタ、汚染された工具、衣服等の固体廃棄物はそれぞれの部屋に装備された金属容器に収納し、これら容器が一ぱいになった場合は船内の原子炉部倉庫に保管して寄港時陸揚げする。

使用済みイオン交換樹脂は樹脂移送ポンプにより、遮蔽された使用済み樹脂移送容器に収めた後陸上の処理設備へ送られる。

1次遮蔽としては原子炉容器表面の熱絶縁体周囲に半径方向90cmの厚さをもつ軽水タンク、およびその周囲に半径方向の厚さ24cmの鉛を設け、全体を6mm厚さの鉄板により囲む配置とした。なお、軽水タンク中には厚さ4mmの鉄板5枚を炉心と同心円上に配列してある。また原子炉容器の上、斜方向の補助的遮蔽として原子炉容器上部に厚さ50cmのマソナイトを、下方向には下部に厚さ15cmの鉛を設けてある。

これにより炉心より放出される速中性子、1次γ線、2次γ線は1次遮蔽外側周囲の各機器よりの放射線強度と同程度まで減衰する。

2次遮蔽としては本船のような小型船では配置上遮蔽厚さを減ずる必要があり、また復原性上の見地よりして、遮蔽材としては下半部はコンクリートを、上半部は鉛ポリエチレンを併用することとした。

一般人居住区はできるだけ原子炉区画より離して設置し、一般配置図上にてそれぞれの区画の線量率をICRP勧告値に収めるように2次遮蔽配置を決定した。すなわち、原子炉区画の前部横置隔壁、コンテナ後部、

原子炉区画内側縦通隔壁に最大厚さ75cmの二重底内底板より第2甲板まで達する比重3.7の高密度コンクリート壁を設けて、コンテナ側部を囲い、コンテナ上半部は厚さ30~20cmの鉛および厚さ20~15cmのポリエチレンで覆った。

コンテナ両側部とコンクリート壁との接触面には衝撃緩衝材(木材)を設けて、コンテナに加わる衝撃を弱めるようになっている。

原子炉区画の下方に対しての2次遮蔽は考えていないが、下方よりの放射線散乱を防止するためのコンクリート下部二重底内に水タンクを配置した。

本船の船内を通常時において線量率の多いところを危険区域、放射線管理区域とし、放射線汚染のおそれのある所を汚染管理区域と名づけて一般の安全区域に比べて管理上の格差をつけた。すなわち、危険区域は本船ではコンテナ内および原子炉室下半部がこれに含まれ通常の航海時は立入り禁止とした。放射線管理区域は原子炉室上半部および機関室で時間制限つきで立入り可能である。汚染管理区域は原子炉室上半部、原子炉直上甲板諸室および原子炉部倉庫であり、炉室上半部は時間制限つきで立入り可能、他は固有船員のみ立入り可能である。

安全区域は近接管理上なら制限をうけない区域で、本船では固有船員の居住区、研究員の居住区および上記以外の全場所とした。これらの各区域は上記のような乗員の出入管理のほか各区域に応じた諸設備およびモニタ装置を設けた。

IV. 機関部設計の概要

2次系機関部の蒸気サイクルはつぎに述べる方針のもとに決定された。すなわち、主蒸気としては、現在すでに充分開発されている加圧水型原子炉の技術水準を基礎として計画された蒸気発生器よりの飽和蒸気を、核過熱1次冷却材による過熱あるいは油焚きによる過熱を行わずに、そのまま推進用タービン、主発電機用タービンその他に導き使用することとした。また推進用タービンの高圧タービンと低圧タービンとの間には、湿分分離器を設置して機械的にドレンを除く方式を採用したが、このドレンの量が相当多いので、廃熱回収を計る目的でドレンは主復水器に導かず復水系統に戻すことにした。

蒸気発生器出口における蒸気条件としては35, 40, 45 atg 飽和の3ケースについて、原子炉、機関部を含めた熱的サーベイ計算を行ない、プラント全体としての妥当性が検討された後40 atg に決定した。

第3図 機関部原子炉部配置図

原子炉の熱出力は推進用タービン最大出力10,000 ps 時に必要な容器に対して約10%の余裕を与えて35 MW と決定された。

原子炉プラントは1次冷却材、平均温度一定の制御方式が採用された結果、2次系の蒸気圧力は原子炉定格出力時の40 atg から負荷の減少に伴って上昇し、原子炉零出力時には約62 atg まで達するので、この蒸気に触れる主蒸気管およびすべての機器類は上記圧力に耐えるように設計された。また、主給水ポンプは差圧一定のガバナ制御方式が採用された。

つぎに、プラント全体の動特性を検討するに当たっての主機の負荷変動率は、タービントリップ時を想定して100~10%出力を3秒、また増速時は10~100%出力を10秒で変化するという条件を設定した。この条件によって原子炉プラントの動特性を解析した結果、この原子炉固有の負荷追従性により極めて安定した性能を示すことが確かめられた。

したがって、本船の蒸気ダンプ系は負荷過渡状態時に対処させるためのものではなく、蒸気発生器を用いて原子炉停止後の崩壊熱除去を行なわせる場合のみを考慮され、その容量は全蒸気量の50%を処理し得るものとした。

本船はその用途上、2 knot 程度の微速にて数時間連続航行する機会が多いので、主機を初め関係機器もこの点を考慮している。

推進軸、プロペラは耐水構造に見合った寸法になっている。

機関部関係補機はたとえ1台が故障しても運転に支障を来さぬよう、必要にして充分な予備機器を備えている。

非常用推進動力としては油焚き補助ボイラよりの蒸気による推進タービン運転方式と、ディーゼル発電機により得た電力による帰港用電動機運転方式が検討された。原子力船関係諸規則による平水中6~8 knot 程度に対しては後者が有利であるが、上記以上の速力になると、燃料消費量、重量および取扱い等の点では不便はあるが、配置するスペースの点から前者を採用し、初期の原子力船として、原子炉によらなくとも充分の推進力が得られるようにした。

二胴水管式重油専焼ガス、エアーヒーター付補助ボイラは補機室に1基納められている。本ボイラは比較的小容量で、かつ使用頻度が少ない飽和蒸気ボイラであるので、蒸気条件は原子炉付属の蒸気発生器の40 atg より低いことが望ましく、低圧蒸気使用による主発電機タービン出力の低下が検討された後、30 atg が決定

された。蒸発量としては諸規則に要求されている速力を上回る約10 knotの速力で航海し、主機、補機、雑用に供する蒸気を賄いうる容量として、最大18 t/hr と決定した。本ボイラは補助推進用のみならず、領海等航行時には常に汽酸状態におき、原子炉に代わって所要の個所に蒸気を送ることができるようにし、また本ボイラによる出入港、碇泊も可能であり、原子炉の冷態起動もこれにより行なうことができる。

発電装置としては、主ターボ発電機は1,250 kVA・450V・60 c/s 2基、補助ディーゼル発電機は750 kVA・450V・60 c/s 1基、非常用発電機は90 kVA・450V・60 c/s 1基である。

主発電機は原子炉または補助ボイラ運転時に使用し、1台で所要電力を賄うことができる。

補助発電機は原子炉スクラム時でかつ補助ボイラの蒸気を使用し得ない場合、原子炉を冷態で起動させる場合およびボイラ汽酸時等の所要電力を賄い、また、非常用発電機は原子炉緊急冷却時の所要電力を賄うことができる。

配電装置についてとくに一言すれば、1次系主要負荷に対する主配電盤からの給電回路は二重であること、および制御計装用電源は整流器による蓄電池浮動充電方式を通じて直流発電機を電源とする無停電方式を採用し、どのような場合でも停電を起さないようにしたことである。

本船は第2甲板上に制御室を設け、原子炉装置、2次系主要機器のためのグラフィックパネル、操作盤、各種計装盤、主配電盤等を配置し、ここから全プラントの遠隔操作と監視を行ない、機関部員の機関室内滞在数および時間をできるだけ少なくするよう計画した。また、上記制御室のほかに原子炉の停止のみを行なうための非常制御室を格納庫甲板上に設けた。(なお、機関部の要目については第2表を参照)

第2表 機 関 部 要 目

(1) 主 機 械

型 式	2 段減速歯車装置付複筒飽和蒸気タービン
台 数	1 台
出 力、回転数	
連続最大	10,000 ps×200 r.p.m.
常 用	9,000 ps×193 r.p.m.
蒸気条件(原子炉定格出力時、操縦弁前にて)	38.5 kg/cm ² G, 99.3%乾き度

(2) 主 復 水 器

型 式	横型直管-回流表面冷却式
-----	--------------

台 数 1 台
 冷却面積 780 m²
 上部真空(主機常用出力時, 海水温度24°Cにて)
 720mmHg
 冷却水流速 約1.8 m/sec
 ダンプ容量 主蒸気発生器蒸発量の5%

(3) 主機械用湿分分離器

型 式 横型
 台 数 1 台
 寸 法 全長約23 m, 直径約1 m

(4) 補助ボイラ

型 式 二胴水管式重油専焼船用蒸気ボイラ
 台 数 1 台
 パーナ 広範囲式(自動燃焼装置付)
 蒸気条件 30 kg/cm²G, 99.8%乾き度
 給水温度 約100°C
 蒸 発 量 常用16 t/hr, 最大18 t/hr

(5) 主発電機

型 式 蒸気タービン駆動交流3相60 c/s
 横型自動式
 台 数 2 台
 容 量 1,250 kVA×450 V
 回 転 数 3,600 r.p.m.
 駆動機関 1段減速装置付単筒復水式飽和蒸気
 タービン

蒸気条件(主塞止弁前にて)

原子炉定格出力時 38.5kg/cm²g, 99.8%乾き度
 原子炉無負荷時 約61kg/cm²g, 飽和
 補助ボイラ使用時 29.5kg/cm²g, 99.3%乾き度
 復水器真空 710 mmHg

(6) 補助発電機

型 式 ディーゼル駆動交流3相60 c/s横型自動式
 台 数 1 台
 容 量 750 kVA×450 V
 回 転 数 720 r.p.m.
 駆動機関 4サイクル単衝トランクピストン,
 水冷過給式ディーゼル機関(自動発停
 装置付)

(7) 非常用発電機

型 式 ディーゼル駆動交流3相60 c/s横型自動式
 台 数 1 台
 容 量 90 kVA×450 V
 回 転 数 1,800 r.p.m.

駆動機関 ラジエータ付ディーゼル機関(自動発
 停装置付)

V. 原子炉部設計の概要

本船の原子炉は第Ⅱ章で述べた理由により, 軽水減速冷却の加圧水型とし, その熱出力は主タービン, その他の機器に蒸気を供給するものとして35 MWとし, 設計に当ってはつぎの点を考慮した。

- (1) 十分な安全性と信頼性を持たせるとともに事故発生の場合も外部に危害を及ぼさないようにすること。
- (2) 原子力船の設計建造技術を開発するに適した形式とすること。
- (3) 原子力船の開発に必要な各種の試験や実験を行ないうること。
- (4) 建造費, 運航費が低廉であること。

また, 適用法規については第Ⅱ章で述べたもののほか, とくに原子炉に関してはつぎのものがある。

日本海事協会鋼船規則

SNAME, 「商船における水冷却, 水減速炉の設計
 および設置に関する安全上の諸考慮」

イギリス原子力商船安全対策委員会

「原子力商船の安全に関する報告書」

ICRP 1958年勧告

火力発電技術協会「発電用ボイラ技術基準」

ASME, 「Boiler and Pressure Vessel Code」

通産省原子力発電所安全基準委員会中間報告書

および審議資料

第3表 原子炉部要目

(1) 一 般

原子炉型式 加圧水型, 軽水減速, 軽水冷却
 熱出力 35 MW
 炉心寿命 2年(負荷率60%)

(2) 炉 心

有効炉心半径 46.9 cm
 炉心高さ 116 cm
 燃料集合体本数 32本
 炉心体積比(H₂O/UO₂) 1.65
 燃焼度 5,200 MWD/t-UO₂

(3) 燃 料 棒

燃料物質 UO₂
 燃料装填量 2.92 t
 濃縮度(初期) 3.75%

被覆管材質	ステンレス鋼
(4) 主冷却系	
原子炉容器	1 台
ループ数	2 系統
蒸気発生器	堅置シェルアンドUチューブ型 2 台
主冷却水ポンプ	キャンドモータポンプ二速度式 2 台
主冷却系圧力	122 kg/cm ² G

原子炉系の設計はこれらの規準に従うとともに、とくにその安全性に留意し、主電源喪失事故、主冷却水喪失事故に対しても安全性を確保するよう留意している。

また、船用としての条件を考慮に入れてⅢ章にあげた外力による加速度およびつぎの動揺、傾斜に対しても正常かつ安全な運転が行なわれるよう考慮した。

横揺片舷	30°
縦揺片舷	10°
定傾斜	20°

1. 炉心核設計

原子炉の設計に当っては現在のわが国の技術水準において実際に作り得るようなものを対象とした。また船用炉であるための制限条件として、放射線の防護に対して遮蔽が充分であること、原子炉の緊急停止は船体のどのような姿勢においても確実に行ないうること、船内の空間の節約と重量軽減のために原子炉は小型であること等を考慮して原子炉の制御は制御棒のみによることと、炉心が小型であるから多領域装荷の炉心を採用してもその利益が小さいと考え単一領域の炉心とした。

炉心寿命とその負荷率は海洋観測船「拓洋」の実例を参考にし、さらに、実験航海のことも考慮してそれぞれ2年、60%とした。

同時に機関部においては前述のとおり蒸気圧力をパラメータとしたサーベイ計算の結果、蒸気圧力 40 kg/cm²G、原子炉1次系の圧力122kg/cm²Gを採用した。

以上の条件に基づいてまず核設計、熱設計、動特性の面から広範囲なサーベイ計算を行ない、種々の炉心候補を選んでつぎの制限条件を与えて最終的に炉心を選定した。

- (1) 定格の125%の出力時においても燃料棒の最高温度がUO₂の溶融点以下であること。
- (2) 最高熱流束が焼損熱流束の1/2以下であること。
- (3) タービントリップ 100~10% が3秒、出力上昇 20~90%が15秒において充分安全な動特性を示す

こと。

このようにして決められた炉心について、つぎの各項目について精密計算を行なった結果、選定された炉心が満足すべきものであることが確かめられた。

- (1) 各種運転温度における炉心の反応度
- (2) 制御棒効果の計算
- (3) ホット・チャネル・ファクタの計算
- (4) 燃料計算

原子炉炉心は内径 1,700 mm、高さ 5,500 mm の圧力容器に収納されているが、これは原子炉系中最も大切なものであるため、内部構造については充分な考慮を払っている。

本原子炉の制御は Ag-In-Cd 合金の中性子吸収体からなる制御棒を炉心に挿入または拔出して行なうのであるが、その駆動は圧力容器貫通部の問題を避けるためラッチ型磁気ジャッキ機構により行なわれる。スクラムは制御棒の自由落下により行ない得るが、船体の甚しい傾斜あるいは横転の場合には水圧により行なわれるよう計画されている。

最大想定事故として冷却水喪失事故を考へて、両端半球状のコンテナを設けて放射性物質の放出を防止するために安全注入系を設けた。これは主冷却水喪失の場合、自動的に起動して中性子遮蔽タンク内の水を炉内に注入するようになっている。

2. 主冷却系

本船の主冷却系は並列2ループとし、おのおのが蒸気発生器、主冷却水ポンプ、弁、管装置よりなっている。この2系統は2個の主仕切り弁により連結されており、第3図に示すようにコンテナ内に配置されている。

蒸気発生器は堅型Uチューブ式の熱交換器で1次側は下部に設けられた分離された水室の一方から入り管内を流れて他方の水室へ出る。2次側蒸気は上部に設けられた湿分分離器により完全な飽和蒸気となりタービンへ送られる。

主冷却水循環用の主冷却水ポンプはキャンドモータ型を採用し、漏洩の全くない構造となっている。

3. 補助系統

原子炉系がその機能を完全に果たすための補助系として、浄化系、圧力および体積系、崩壊熱除去系、補機冷却系、緊急冷却系、安全注入系、薬品注入系、廃棄物処理系その他が設けられている。以下このうち主なものについて簡単に述べることにする。

浄化系は主冷却水に含まれる分裂生成物および腐食生成物を除去するためのもので、イオン交換樹脂を用いている。浄化系は主冷却水ポンプ出口よりバイパス

して再生熱交換器、非再生熱交換器を経てイオン交換器に至り、不純物を除去した後再生熱交換器を経てポンプ入口に戻る。イオン交換器は4台備え1年間樹脂の交換は不要である。

圧力および体積系は主冷却系の圧力ならびに加圧器の水面を一定に保つほかに、主冷却系への薬品の添加、主冷却水の充填を行なう系統である。本船の場合、100%負荷より10%負荷へ3秒にて低下した場合、また10%負荷より100%負荷へ10秒で上昇した際にも、主冷却系の圧力変動は $+12\sim 6\text{ kg/cm}^2$ 以内となるよう設計されている。

補機冷却系は主冷却水ポンプ、浄化系非再生熱交換器、コンテナ内冷却器、中性子遮蔽タンク、吐出タンク、崩壊熱除去系熱交換器等の冷却を行なう系統で、補機冷却水を循環させその熱は熱交換器により海水にすてられるよう計画されている。

緊急冷却系は電源喪失時に非常用電源により原子炉の崩壊熱を除去して炉心の破損を防ぐとともに、コンテナ内の空気を冷却して電気関係機器の破損を防止するもので、緊急冷却系熱交換器、同ポンプよりなる。電源喪失時には原子炉はスクラムされて崩壊熱は一応主冷却水の自然循環により除去されるよう計画されているが、船体の姿勢等によりこれが充分行なえない場合があるので本装置を設けてある。

4. 原子炉制御系

原子炉の制御方式としては、冷却材平均温度一定方式と原子炉入口温度一定方式との比較検討を行ない、総合的に有利であると考えられる前者の方式を採用した。

すなわち、主タービンから見た場合、負荷の変動に対する蒸気圧力の変動は極力少ないことが望ましい。本船の場合、定格出力時の蒸気圧力は $40\text{ kg/cm}^2\text{G}$ で出力減少につれて上昇し、零出力時では平均温度一定制御の場合 $62.5\text{ kg/cm}^2\text{G}$ 、原子炉入口温度一定制御の場合は $55.8\text{ kg/cm}^2\text{G}$ となり、一応後者の方が有利と思われるが、船用のような急激でしかも広範囲な蒸気流量の変動をもたらすプラントの操縦時の過渡応答を考えた場合には両制御方式の間にはほとんど差がない。

一方、出力変動による1次冷却材の体積の変化は冷却材平均温度一定方式の場合は、無視し得るほど少ないが、入口温度一定方式の場合は全出力時と零出力時とで 0.17 m^3 の差を生じる。負荷の変動が急激でしかも繰り返して行なわれる場合、この影響は重畳されて必然的に大きな加圧器を要求されることになる。

以上の理由により平均温度一定方式を採用した。なお、実際には応答を改良すべき補償信号として出力偏差信号を併用している。

Ⅵ. あとがき

以上で原子力海洋観測船兼補給船の試設計の概要の報告を終るが、本試設計の遂行に際して、船体部、機関部、原子炉部のそれぞれ幹事として、取纏めに当たられた川島栄一氏(川崎重工(株))、山田俊雄氏(三菱造船(株))、横須賀正寿氏(三菱原子力(株))はじめ委員各位のご苦勞に対し、あらためて深甚の謝意を表する次第である。

(1963年 1月8日 受理)

正 誤 表 (Errata)

Vol. 4, No. 11

	誤	正
p. 741(1) abstract	10行目 <u>to</u> category D	を to_category D
" " "	14行目 The results <u>stowt</u>	を The results <u>show</u>
p. 742(2)左下段(1)式	$D = \frac{k}{4\pi} \sum_i E_i \int_0^{\infty} \frac{\chi}{\beta^2} e^{-\lambda x/\bar{u}} B(l) e^{-\mu l} dl$	$D = \frac{k}{4\pi} \sum_i E_i \int_0^{\infty} \frac{\chi_i}{\beta^2} e^{-\lambda_i x/\bar{u}} B(l) e^{-\mu_i l} dV$
" 左最下段	χ : the radioactive	を χ_i : the radioactive
" 右段上から2行目	λ : a decay	を λ_i : a decay
" " 7行目	μ : absorption	を μ_i : absorption
" 19行目	<u>pleform</u>	を <u>ple form</u>
p. 743 左段下から19行目	gration about <u>can</u> be	を gration about <u>φ</u> can be
" 右段(11)式	$D = D_1 + D_2 \underline{r}$	を $D = D_1 + D \text{ roentgens}$