

## 所外発表論文等概要

### 〈機関開発部〉

#### Reheat Gas Turbine with Hydrogen Combustion between Blade Rows

#### 水素燃焼タービン内再熱ガスタービン

菅 進・森下輝夫・平岡克英

昭和58年10月

Proceedings of 1983 Tokyo International  
Gas Turbine Congress

水素は熱機関の燃料として極めて優れている。水素燃料をガスタービンに使用する場合には、水素のもつ広い可燃限界と大きい燃焼速度および高い熱伝導率という特性をいかして熱効率および比出力の極めて高い多段再熱ガスタービンを実現できる可能性がある。

多段再熱は、タービン内の高温作動ガス流中に水素を送入し、これの燃焼によって行なう、いわゆるタービン内再熱によって実現できる。タービン内再熱を実現させる方法の1つとして、燃料ガスを翼に導き翼の内部冷却を行なわせた後、後縁から吹き出させてタービン内部の高温ガス流中で燃焼させる着想がある。

本研究では、タービン内の高速ガス流中での水素燃焼の可能性を実証することを主な目的として、構造的に容易なノズル翼からの吹出し燃焼方式を取扱った。

本報告では、第1に、水素による翼冷却とタービン翼列内燃焼を前提とした多段再熱再生ガスタービンのサイクル計算を行ない、タービン入口温度1300℃、再熱回数1以上で50%以上の熱効率が得られること、再熱により20%以上の比出力の増加が得られることを示した。次に、高温ガス風洞による二次元翼列実験によりノズルからの水素吹出し燃焼が可能であることを示した。ノズル吹出し方式のタービン内再熱ガスタービン実用化の可能性を確認するため試作中の小型ガスタービンの概要を説明した。試作タービンの設計資料を得るため行なった環状翼列による燃焼実験において、水素の吹出しが翼高さ方向に一様であると翼後縁近くの内径側温度が著しく高くなり、その結果ノズル後方の流路内壁が過熱されるおそれがあることを発見した。内径側の流れの温度上昇の原因を検討した結果、流路内壁の過熱は後縁吹出し孔を外周部に配置することで防止できることを明らかにした。

**Dynamic Shear Stress Analysis of Rotating Discs Subjected to Shear External Force on Their Periphery**

外周上にせん断外力を受ける回転円板の動的せん断応力解析

天田重庚

昭和59年2月

Theoretical & Applied Mechanics No.32

回転機械が高速で回転している際に、部品の破損事故などによって外周上に急激なせん断外力が作用して、回転体の運動が妨げられる。このような場合、回転体内に生ずる動的応力は静的応力と比較して非常に大きい。

本報告は、 $\omega_0$ なる角速度にて一定回転している中実の円板が、外周上にせん断外力を受けて

$$\omega(t) = \omega_0 \exp(-ct), \quad c: \text{定数}$$

のように時間  $t$  と共に減速回転する場合を考える。せん断外力は

$$\tau_{\gamma_0} = D_0(d\omega/dt), \quad D_0: \text{定数}$$

にて与えられる。

数値計算は、外径0.15m、初期回転数10,000 rpm、 $D_0=1.0$ 、 $c$ を種々に変えて実行する。得られた主な結果は次のようなものである。

- 1) せん断波の伝播速度は

$$V_s = \sqrt{G/\rho} = 3.2331 \times 10^3 \text{ m/sec}$$

となる。

- 2) 外周から中心に向って伝播する波のフロントは、中心にて反射し、符号を反転して外周に戻る。
- 3) 外力によるせん断波が円板中心に達するまでの過程において、 $\bar{\tau}_{\gamma_0} (= \tau_{\gamma_0}/G)$ の最大値は無次元時間  $\bar{t} = 1.648$ にて生じ、その場所は  $\bar{r} (= r/\text{外径}) = 0.0125$ である。また、その最大値  $\bar{\tau}_{\gamma_0, \max}$ は  $C = 1.0 \times 10^{-4}$ の場合に  $2.0471 \times 10^{-5}$ となる。
- 4)  $\bar{\tau}_{\gamma_0, \max}$ と係数  $C$ との関係は両対数グラフ上に直線となる。
- 5) ( $\bar{\tau}_{\gamma_0, \max}$ /せん断外力)なる値と  $C$ との関係を求めると、 $C < 1.0 \times 10^{-3}$ の範囲では変化が少なく、 $C$ が小さくなるにつれて一定値7.014に漸近的に近づく。 $C > 1.0 \times 10^{-2}$ の範囲では  $C$ の増加と共に急激に成長する。

**<機関性能部>**

**Combinated Flow Pattern Map for Cocurrent and Countercurrent Air-Water Flows in Vertical Tube**

垂直管内における空気-水並流および対向二相流の流動様式線図

山口勝治・山崎彌三郎

昭和59年5月

J. Nucl. Sci. Technol. 21巻5号

気液二相流を用いた各種の工業装置を、伝熱や流動の側面から設計や安全評価を行う際必要となる熱伝達率、ボイド率や反応係数等は流動様式によって特性が異なるので、それらは流動様式ごとに求められていることが多い。従って流動様式が与えられれば種々の関係式が利用できる。実用的には、流動様式線図はこのように目的に資するため作製される。

流動様式は多くの要因、例えば流速、流路の形状、寸法、系の圧力や物性値等により変化し、気相と液相の流動方向によっても影響を受けることが知られている。これまでの研究でとりあげられた流動方向は水平、垂直上向き、傾斜と、夫々単独であり、対向流、下降流を含んだ垂直流全体を表示した流動様式線図は報告されていない。原子炉の冷却材喪失事故時では、炉心で流れが逆転する可能性があり、これの解析にあたっては上昇流、対向流、下降流の流動様式を総合的に表示した線図の得られていることが望ましい。これらのため、次に述べる内容をもつ本研究を行った。

空気-水並流および対向二相流の流動様式に関し、直径40mmと80mmの垂直円管を用いて実験を行った。観察された流動様式は気泡流、スラグ流、環状流であり、すべての観察結果を液相速度対気相速度の面上に表示した流動様式線図を作製した。これらの線図より、流動様式の遷移境界線の形状、位置は上昇流、対向流、下降流で大きく異なる一方、水の流れの向きが変わっても遷移境界線は滑らかに接続するが、空気の流動方向が変わると流動様式は気相の速度ゼロ近傍で複雑な影響を受けることがわかった。観察した流動様式をこれまでに報告されている上昇流の線図と比較し、Taitelらの提案する気泡流からスラグ流への遷移境界式は並流と対向流に適用できるが、下降流と対向流のスラグ流↔環状流遷移境界は従来の研究からは求められないことを示した。引き続き、垂直流全体の流動様式を予測するための方法を開発する研究を行うことが必要である。

## 〈機 装 部〉

### Heat Transmission into FRP Fireproof Lifeboat in Fire on the Sea Surface 海面火災時におけるFRP製耐火救命艇への伝熱量

長田 修

昭和58年11月16日

International Conference on Marine  
Survival Craft

1983年 SOLAS 条約第三章によると、耐火救命艇は、油火災中に8分間包まれても、有効でなければならないとある。この条件を満足させるため、艇を自己消火艇を自己消火性と断熱性をもつFRP材料で製作し、その外表面を散水膜にて覆うことにより、艇に耐熱性を付加し、同時に艇体及び艇内への火災による伝熱を減らす方法が考えられる。この場合、火災海面からの水膜中でのふく射吸収熱と、水膜透過後の艇体及び艇内への熱移動を検討する必要がある。

このため、縮尺1/2のFRP製簡易模型を2種類製作し、これを15×11.4mの油火災水面に置き、艇体表面を流下する水膜の厚さ等を変えて、4回の火災実験を行った。その結果、水膜のふく射吸収係数は約5mmであることが判った。

そこで、実艇が実海面火災に遭遇した場合につき、Crank-Nicolson法により計算し、一次元非定常状態での伝熱量と温度の経時変化を水膜厚さと艇体外板厚さの関数として求めた。

なお、昭和58年度より2年計画で、実艇によるFRP製耐火救命艇の火災試験が、日本造船研究協会で実施されている。58年度は水膜厚さを変え、2回の火災試験が筑波の海洋環境技術研究所で実施され、当部もこれに全面的に協力した。試験結果に対する十分な解析はまだなされていないが、簡易模型の場合と同様の結果が得られるものと予想される。

即ち、艇体外表面の水膜厚さが測定されれば艇体及び艇内への伝熱量の経時変化は推定でき、水膜厚さの最低値を艇の板厚の関数として決めることにより、実艇の実火災試験は実施しなくてもよいと考える（本方式は日本政府案としてIMOに提出され、火災試験の代替試験方法として、今度の改訂SOLAS条約に採り入れられた。

### イナートガス装置のスクラバ排水について(第2報) Effluent of Scrubber in Inert Gas System (Part 2)

藤井 忍・翁長一彦

昭和59年4月

日本船用機関学会 講演会及び会誌 19巻4号

イナートガス装置はボイラの発生ガスを利用し、これをスクラバで洗浄し脱硫、脱塵を行うため、スクラバの排水は強い酸性を呈する。このスクラバ機構を改良して排水処理を容易にするよう、多段スクラバによる実験を行った。第1報では清水を用いただけであったが、本報告では3%食塩水を用い、ガス発生機の燃料のA重油に硫黄を添加して高濃度のSO<sub>x</sub>を発生させ、実際のイナートガス装置の条件に近づけた実験を行った。

実験の結果、洗浄水は清水を用いた場合に較べて、一般に排水のPH値は低下し、最終段近傍のスクラバ排水のPHが7以上となる傾向は認められなかった。これは弱アルカリ性の3%食塩水のため、洗浄効果の他に化学的中和作用があるためと考えられる。洗浄水量がPH値に及ばず影響は、初段のスクラバではあまり認められないが、2,3段目スクラバで顕著に認められ、また4段目以降は殆ど変わらずPH値も6程度となる。排水中の硫黄含有量の値はやはり初段スクラバで最も大きく、後段のスクラバになるにつれ減少し、また水量によって指数関数的に低下する。清水の場合に較べて、同一条件では硫黄含有量が高く、洗浄効果が優れている。

さらにガスの脱硫率についても検討を加え、一定水量以上であれば3段スクラバでほぼ100%の脱硫率が得られることを確認した。以上の結果、海水洗浄のスクラバにおいては、ガス量の0.5%の水量があれば1~2段スクラバの排水が強酸性を示すのみで、それ以降のスクラバ排水は殆ど問題とならず、さらに脱硫率や脱塵率を確保する目的で2~3段のスクラバ水量を増せば、そのまま放流しても問題ないと考えられる。従って酸性排水の処理を行うとしても、その処理量をさらに低減化できる可能性が得られた。

## 〈原子力船部〉

ROSA-Ⅲ 100%主蒸気管破断実験のRELAP5/  
MOD1コードによる解析(HPCS注入実験・RUN  
952の解析)

An Analysis of 100% Steam Line Break Test  
in the ROSA-Ⅲ Program by Using RELAP5/  
MOD1 Code (Analysis of RUN 952, a HPCS  
Injection Test)

村田裕幸・鈴木光弘・田坂完二  
昭和58年11月

日本原子力研究所 JAERI-M レポート 83-210

沸騰水型原子炉(BWR)の想定事故の1つである主蒸気管破断事故については従来、系内の残存量が多いため炉心の露出には至らないとされてきたが、日本原子力研究所で行われたROSA-Ⅲの模擬実験の結果によると炉心が露出すること、および、ある種の条件下では炉心冷却が悪化する場合があることがわかった。

本報はこうした現象を解明することを目的とした解析の中で、高圧炉心スプレー系(HPCS)を作動させた100%主蒸気管破断実験; RUN952をLOCA解析コード; RELAP5/MOD1コードにより解析した結果をまとめたものである。実験結果と解析結果の比較および感度解析により次のことがわかった。

- (1) コードは高クオリティの二相流臨界流計算において流出流量を過大に計算するが、放出係数に0.5を採用して蒸気ラインの流出流量と系圧力を実験結果と一致させた解析条件では、減圧沸騰開始後のダウンカマーポイド率、上部ダウンカマー水位のスエリングの傾向、炉心内水位の低下と燃料表面温度の上昇開始、HPCS注入開始後のバイパス部の蓄水と炉心上端でのCCFL現象等、圧力容器内の主要な熱水力現象が実験結果とよく一致した。このことから主蒸気管破断実験で見られた主要な現象は解析的に裏づけられた。
- (2) このコードには種々の過渡状態における気水分離器の流動特性を正確に模擬するモデルがなく、RUN952の結果は100%分離効率を仮定するセパレーターモデルによる解析結果と、一般のブランチモデルによる解析結果との中間的位置にある。
- (3) ROSA-Ⅲ装置と実機の相似性を検討する視点から、圧力容器壁の内部蓄積熱がダウンカマーポイド率その他の熱水力現象に及ぼす影響を感度解析により検討したところ、圧力容器壁の蓄積熱放出は系圧力の低下を抑制して流出蒸気流量を増加させ残存量を減少させるため、炉心のポイド率を高くし燃料表面温度を高めることがわかった。

一体型船用炉の定傾斜時自然循環実験  
その2. 蒸気発生器内一次水の熱的層化

Natural Circulation Tests of Integrated Type  
Marine Reactor under Constant Declination  
Part 2. Thermal Stratification of Primary  
Water in Steam Generator

村田裕幸・伊従 功・綾 威雄・小林道幸  
近藤正和・成合英樹  
昭和59年3月30日

日本原子力学会 昭和59年年会

熱流動解析コード(例えばRELAP4, 5)を使って一体型船用炉の定傾斜時自然循環を解析する際、炉心を円筒状に囲んだ蒸気発生器の一次水の温度分布を予め実験的に求めておくことはデータ入力を容易にし、解析結果の精度を向上させる。この観点に立ち、定傾斜させた一体型船用炉模擬実験装置において、蒸気発生器を模擬した熱交換器の一次水温度分布を測定した。

本装置の熱交換器は炉心の中心を軸として円筒状になっており、中に二本の伝熱管が螺旋状に12段巻かれ、管内を二次水が通る。一次水温度はこの軸に平行な直線上と、垂直な平面上にあるC-C熱電対を用いて定常状態のときに測定された。

熱交換器内の一次水温度を測定点の鉛直高さによって整理すると、測定点の軸方向の高さ・円周方向の角度によらず一本の曲線に乗ることがわかった。これから熱交換器の一次水温度分布は重力に支配され、同一水平面内の水温はほとんど同一であるという熱的層化が起こっていることがわかった。このことは本装置の4本のホット=レグのうち上側の一本だけを使用した場合でも、熱交換器の伝熱管のうち上半分のみを使用した場合でも同じであった。このような熱的層化現象が傾斜角にどのように依存するかを調べるために、測定温度を無次元化し片対数グラフにプロットすると、いずれの傾斜角においても測定点は直線に乗った。したがって定傾斜時自然循環解析において、蒸気発生器内温度分布を測定点の鉛直高さの指数関数によって近似できることがわかった。本実験装置で見られた熱的層化が生じる理由の一つとして、熱交換器内の一次水流速がきわめて低速(循環流量 $2 \times 10^3$  kg/hで軸方向平均流速は高々1.7cm/s)となっていることが考えられる。なお、このような熱交換器内の熱的層化は、本実験で観察された傾斜角の変化に伴う循環様式の変化による影響をほとんど受けないことがわかった。

### 高速FT解析プログラムの開発

#### Computer Program for Fast Fault Tree Analysis

松岡 猛

昭和59年3月30日

日本原子力学会 昭和59年年会

船研において開発を進めている信頼性解析プログラムでは、機器の故障が系内の他の機器に及ぼす効果の評価、系の信頼性に影響を及ぼす原因の探査が行える。しかし、これらの実施には、多数回のFTの計算を必要とする。そこでFTの頂上事象発生確率を高速で求めるプログラムの開発を行なった。

基本的な計算方法はBottom-Upの方法であり、FTの末端の基本事象から順次各ゲートでの確率値を計算し、最後に頂上事象に至る方法を取っている。FT中に同一の基本事象が複数個所に出現する場合は、それらを識別しておき、各ゲートにおいて、 $A+A \cdot X=A$ 、 $(A \cdot X) \cdot (A \cdot Y)=A \cdot X \cdot Y$ 、 $A \cdot \bar{A}=0$ 等の演算を実施する。FT中、一個所のみには存在しない基本事象については数値計算を順次実行してしまう。この様にして計算を進めていくと、頂上事象が基本事象の多項式として求まる。最後に頂上事象の確率値を計算する際に、各項の三次の組み合わせまで考慮している。

FTのゲート及び基本事象は、番号で表わしてある。各基本事象毎に頂上事象に至るまでのゲート番号を与える事により、FT構造の情報を与える。

六種類のFTについて頂上事象発生確率を求める計算を実施した。FT1~4は、それぞれラスマッセン・レポート中の、TEST1, CLCS, CSIS, SHASについてのフォールト・ツリーで、FT-5は、JAERI-M-82-215レポート中のケース3, FT-6は、NUREG/CR-0465レポート中の複雑フォールト・ツリーである。

所要計算時間を、日本原子力研究所で整備した、FTA-J-BAMコードによる結果と比較した結果、約100~10倍高速である事が示された。

本プログラムは、FT構造成入力方法、Bottom-Upの計算方法、頂上事象の確率値計算方法に特徴があり、それにより高速FT解析が可能となった。

### 誤差伝播を考慮したモンテカルロカップリング法による14MeV中性子の細管ストリーミング計算

#### Analysis of 14-MeV Neutron Streaming Through a Narrow Duct Using the Monte Carlo Coupling Technique Introduced Error Propagation

植木紘太郎・小川雄一・内藤裕志・兵藤知典

昭和59年3月30日

日本原子力学会 昭和59年年会

まえがき 名大プラ研で進められているR-計画の一部として、イグルーからプラズマ計測室に通じる細管の中性子ストリーミングを解析した。この細管ストリーミング体系の特徴は、線源がトカマク型の体積線源であること、直径10cmの細管が厚さ2.5mのコンクリート床を貫通していること、およびダクトの中心軸上のみならず中心軸に対し水平方向に離れた位置についても線量率およびエネルギースペクトルを求める必要がある、という諸点である。

そこで、この体系の解析にモンテカルロカップリング法を採用した。カップリング法は著者が開発したものであるが、当時は誤差の伝播が考慮されていなかった。本報告では誤差伝播の関係式を導入し、FSD (fractional standard deviation) を計算した。1段目の計算はプラズマ領域を線源にし、イグルー床面における角度フルーエンスを求めた。次に、1段目の計算で得られた床面のダクト入口の角度フルーエンスを線源条件にして2段目の計算を実行し、ダクト出口周囲の線量率分布を求めた。カップリング面は直径50cmの円板である。

ダクトの出口から2.5m離れた水平方向の線量率分布を求めた。中性子は2.5m厚のコンクリートを貫通したダクトをストリーミングするので、水平方向では僅か5cm離れても、線量率が1ケタも減少するところもあった。また、ダクトの中心軸から僅か30cmの位置で中心軸上の線量率の $1/10^3$ にも減少する結果が得られた。誤差の伝播を考慮したFSDは、ダクトの中心軸上では0.085であり、十分小さい値が得られたが、水平方向に15cm以上離れると0.19~0.28とやや大きくなった。したがって、水平方向の評価点における値のFSDをさらに小さくするような手法の改良あるいは開発が今後必要であると考えられる。

## 輸送容器周辺の線量率径方向分布に対する理論的考察

Theoretical Study on Radial Distributions  
of Radiation Dose Rates around a Cask

山越寿夫

昭和59年3月30日

日本原子力学会 年会予稿集 D45

高さH, 半径 $r_0$ の円柱状表面線源から単色な放射線が一樣かつ等方な分布で放射している場合につき, その円柱表面の中央部から半径方向に沿った放射線々量率分布の距離依存性を記述する。簡単な関数形を理論的に導いた。この式は, 数値計算以外では解の得られぬ厳密な表示式に対して, 物理的観点にもとづく近似を施して導かれたものであり, 厳密な線量率分布に対して5%程度の誤差を伴った分布を与える。しかしながら近似式としても相当に精度が良く, 更にまたこの式が容器表面附近ならびに充分遠方でしめす漸近的振舞は, 既に測定値から経験的に得られている線量率分布経験則を良く説明できることも明らかとなった。

この近似式を幾何形状の異なる実際の輸送容器に適用し, 容器周辺線量率分布を計算し, ガンマ線々量率分布の測定値, 中性子線量率分布のモンテカルロ計算値と比較した結果, 近似式は非常に良く実験値, モンテカルロ計算値の距離依存性を説明できた。

本研究で得られた近似式は直径が2m程度の実容器に対して得られていた経験則に対し, 理論的根拠を与えただけでなく, 直径がこれと異なる値を持つ容器に対して経験則の一般化をも行なうことができた。

この様に, 近似式の持つ物理的側面の妥当性, 精度の高さが確かめられたので, 容器表面の中央部に於ける線量率が与えられた場合, 輸送指数の推算にも, この近似式の適用が考えられる。

既に筆者は, 輸送容器の遮性性能に対する特性関数と言う概念を導入して, 容器表面中央部に於ける放射線々量率を精度良く, 且つ簡便に評価する方法を開発したが, この方法と本研究で得た近似式とを結合することにより輸送指数並びに容器周辺線量率分布の簡便な評価法の, いっそうの簡易代が促進された。

一体型船用炉の定傾斜時自然循環実験  
その1. 循環流量と循環様式の傾斜角依存性Natural Circulation Tests of Integrated Type  
Marine Reactor Under Constant Declination,  
Part 1. Influence of declination angle on flow  
rate and flow pattern

綾 威雄・伊従 功・村田裕幸・小林道幸

近藤正和・成合英樹

昭和59年3月30日

日本原子力学会 昭和59年年会

当所では, これまで蒸気発生器を二つの熱交換器で模擬した2ループ方式により船用炉の定傾斜時自然循環実験を行ってきた。しかし, これらの実験結果からは, 蒸気発生器が円筒状に炉心の周りを囲む形状をした一体型船用炉の定傾斜時自然循環特性を十分に予想できないと考えられる。そこで, 日本造船研究協会で概念設計がなされたNSR-7炉の蒸気発生器を垂直方向は実寸大で, 半径方向は既存の炉心出力に合わせた薄い円筒状熱交換器で模擬した装置による実験を行った。本報は, その内の循環流量と循環様式の傾斜角依存性について報告したものである。

模擬熱交換器のシェル側は炉心上方と下方でそれぞれ2本のT字型パイプ(上方をHot leg下方をCold legと呼ぶ)で炉心と結ばれ一次系を形成している。熱交換器内には2本の伝熱管が螺旋状に12段巻かれ, 管内を2次冷却水が流れる。実験は大気圧下でボイドの発生しない温度範囲について行った。測定は定常状態で行い, パラメータは傾斜角 $\alpha$ の他に, 炉心出力と有効伝熱管長さ等を選んだ。

本装置の場合, 熱交換器内での横方向流れが許されるため, 2ループの場合に比べ自然循環の流動様式は複雑となる。正立時では各Hot legへの流量は等しいが, 傾斜時では上方になるlegへの流量の方が多くなる。 $\alpha$ がさらに増すとやがて下方になるHot leg内は逆流となり, この逆流の一部が炉心内に入り込む2次流れが生ずる。 $\alpha$ が $90^\circ$ 近くに達すると, 上方になるCold leg内の流れも逆流を起こすとともに, 炉心を通る流量は急減し, 炉心の冷却は主としてUpper plenumとLower plenumからの2次流れによって行われるようになる。 $\alpha < 70^\circ$ では, 各leg内の流量にはかなりの差が生ずるにもかかわらず, 炉心通過流量はほぼ一定という特徴がある。また,  $\alpha = 60^\circ$ 付近のかなり広い角度範囲に亘って傾斜により下側にくるHot leg内の流量はほぼ零となっているが, これは高温水と低温水の境界がそのleg内を通過する角度範囲では流量が零となるためである。

Reliability Analysis of Emergency Decay Heat Removal System of Nuclear Ship under Various Accident Conditions; Comparison between Nuclear Ship "Mutsu" and Nuclear Ship "Savannah"

原子力船非常用崩壊熱除去系の各種事故条件下における信頼性解析; 原子力船むつと原子力船サバンナとの比較

松岡 猛

昭和59年4月

Journal of Nuclear Science and Technology

Vol. 21, No. 4

十種の代表的な船体事故状態における原子力船の非常用崩壊熱除去系の信頼度解析を、「むつ」と「サバンナ」について実施し、比較、検討を行なった。

解析に用いた方法は、フォールト・ツリーの手法であり、事故状態における各基本事象の発生確率は、WASH-1400はじめ種々のデータをもとに推定した。

解析においては次の事を仮定した。(1)同一室内に設置された機器は同一環境条件にさらされる。(2)事故時においても、フォールト・ツリーの構造は変化しない。(3)崩壊熱は自然循環によって除去可能である。(4)機器の補修間隔は100日とする。

解析の結果、通常状態における系の故障確率は両船ほぼ同一であるが、「むつ」の方が除熱系統が、二系列であるためやや高い信頼性を示している。一方、事故時の状態の影響は両船の間で異なっている。「サバンナ」における非常用崩壊熱除去系は、大部分、格納容器内にあり、「むつ」においては、格納容器、原子炉室、補機室の三ヶ所に分散配置されている。この分散配置の効果により、爆発、火災の場合の系の故障確率は「むつ」の方が小さくなっている。

この様に同様の機能を持つが設計の異なる二つの系相互の比較により、系の信頼度は、事故状態及び系固有の特質により左右される事が示された。

さらに、原子力船の安全防護系の有効性の評価には、各種事故状態下における信頼度の解析が必要である事も示された。

〈東海支所〉

放射線輸送計算コードを用いた「むつ」船用炉の遮蔽解析法と実験解析に基づく評価

Shielding Analysis Method Applied to the Nuclear Ship MUTSU and its Evaluation Based on Experimental Analyses

山路昭雄・宮越淳一・岩男義明・壺阪 晃・斉藤鉄夫  
藤井孝良・奥村芳弘・鈴置善郎・河北孝司

昭和59年2月29日

日本原子力学会 日本原子力学会誌 26巻2号

原子力船「むつ」遮蔽改修基本設計で用いた遮蔽解析手法とその精度評価を示す。「むつ」遮蔽解析は、SnコードANISNおよびTWOTRAN、点減衰核コードQAD、モンテカルロコードMORSE等を用い、放射線の流れに沿って、(1)一次遮蔽体外側までの計算、(2)一次・二次遮蔽体間の空間部の計算、(3)二次遮蔽体および二次遮蔽体外側の船内各区域の計算の3つのステップに分けて行われた。これらの一連の解析では、先の計算で得た角度束を次の計算の線束源として用いた。TWOTRAN計算ではRADHEAT-V3コードシステムにより作成した中性子26群、 $\gamma$ 線20群の群定数をANISNコードにより中性子8群、 $\gamma$ 線4群に縮約して使用した。ANISNおよびMORSE計算には縮約前の中性子26群、 $\gamma$ 線20群の実効断面積を用いた。得られた計算値の精度を評価する目的で、原子力船「オットハーン号」遮蔽タンク実験、JRR-4で行われた「むつ」遮蔽モックアップ実験、ハーウエル原子力研究所で行われた $^{16}\text{N}$ からの $\gamma$ 線のベンチマーク実験および航海訓練所練習船「進徳丸」で行われた船体構造の遮蔽効果の実験を、「むつ」遮蔽計算に用いた計算コード使用条件にて解析した。これらの実験解析に当っては、「むつ」遮蔽設計の主要な領域が含まれるよう対象実験を選んだ。実験解析のうち、「オットハーン号」遮蔽タンク実験解析のANISN計算値は、実験値と速中性子束はファクター2、熱・熱外中性子束はファクター3以内でそれぞれ一致し、「むつ」遮蔽モックアップ実験解析のQAD計算値は実験値と30%以内で一致した。「むつ」遮蔽改修設計では、遮蔽計算値に対しこれらの実験解析に基づいた補正又は評価を行って設計計算値を定め、その結果、合理的な遮蔽構造が定められた。