

所外発表論文等概要

船首構造の最終強度について

On the Ultimate Strength of Bow Construction

長沢 準・大西登喜夫・川上 肇

安川 度 (川崎重工業)

昭和57年5月26日

日本造船学会論文集 第151号

原子力船の原子炉防護構造としての船側耐衝突構造は、従来原子力船の船側破壊により衝突船の運動エネルギーを吸収することを前提としてその能力を評価してきた。しかし最近における原子力船の安全性の評価の方法としては、衝突を受けた場合、自船は許容できる最小限の破壊にとどまるよう十分な抵抗力のある構造としたいわゆる抵抗型の構造が提案され、諸外国においてもこの構造の開発が行われている。

このような抵抗型の耐衝突構造の開発には、原子力船に衝突する相手船の船首構造について十分な精度でその強度を解析することが必要になってくる。

これまで衝突船の船首が圧壊するときの強度解析についての研究は極めて少く、解析法も確立されていないため、本研究では、基礎的な船首をモデル化した模

型の圧壊強度からはじめて、実船の船首縮尺模型までの各種のシリーズ模型の圧壊実験を行い、一方で最終強度の計算法を求めたものである。

研究の内容は、

(1) 有限要素法を用いた骨組モデルによる船首構造の最終強度解析法の検討

(2) 船首構造の崩壊現象を把握し、骨組モデルによる船首構造の最終強度解析法の精度を検討するためのタンカーおよびコンテナ船の船首の縮尺1/10の大型模型を用いた静的崩壊実験

(3) 骨組モデルによる解析法を用いた実船(タンカー、コンテナ船および耐水船)の船首の最終強度の計算

(4) 計算時間短縮のための簡易計算法の検討

これらの結果から、骨組モデルによる船首崩壊荷重が実験値とよく一致し、実船ではタンカーの崩壊荷重が最も大で、コンテナ船および耐水船はその半分程度の荷重になること、等が明らかになり、船首の荷重～変形量曲線を用いて衝突時における両船の運動を含めた衝突解析が確立された。

原子力船の耐衝突船側構造の強度実験

Experimental Study on The Strength of
Collision Barriers in Nuclear Ships

長沢 準・渋谷唯司・北村勝英
吉田章一(石川島播磨)；伊藤久
吉村信敏(日本鋼管)

昭和57年5月26日

日本造船学会論文集 第151号

原子力船は、他船の衝突による損傷から原子炉を保護するために原子炉区画の船側部分を耐衝突構造としている。従来、原子力船の耐衝突船側構造は、衝突のエネルギーを自船の船体構造の破壊により吸収する方式、すなわちエネルギー吸収型であった。しかし、近年にいたりIMCOでの検討課題となっていたいわゆる抵抗型と呼ばれるより剛な船側構造の開発が西独等の海外諸国で行われてきている。

本報告では、まず原子力船として大型コンテナ船を考え、その船側防護構造として格子防撓型と多層甲板型の二種類の構造を重量一定の条件で試設計し、これらの構造および構造要素について耐衝突強度模型実験を行い、船側構造の最終破壊強度を求めた。

模型実験の種類としては、まず船側構造の最終強度を求めるため、衝突船の船首を剛体として準静的に荷重を加えて破壊させる実験を行い、ついで衝突船を実船相似の模型として、実際の衝突と同じ条件で実験を行った。この結果から抵抗型の船側構造が他船からの衝突に対してほとんど損傷をうけず、船首側だけが一方的に破壊することが確かめられた。

船側構造の破壊強度に関する強度解析は塑性関節法を適用し、各塑性関節では全塑性曲げモーメントを座屈による有効断面の減少を考慮して計算した。船側構造は桁部材の寸法や配置によって、全体強度が局部強より大きい場合と小さい場合がえられるが、最終強度はこれらの小さい強度をとることになる。

本研究は昭和53年から3年間にわたり実験研究を行ったもので、本報告で示した研究成果とともに衝突船の船首破壊強度の研究を併せて実施し、原子力船の船側構造の設計上必要な強度計算式を確立することができた。

<機 関 開 発 部>

流動混合気の合成火花による点火

Ignition of Flowing Mixtures by
Composit Sparks

羽鳥和夫・河野通方・飯沼一男

昭和57年7月20日

第3回 内燃機関合同シンポジウム講演集

ガソリン機関の点火装置には主として点火コイルの一次電流を遮断する方式のものが採用されている。この方式によって発生する火花はその機能面から容量成分と誘導成分との2成分に分けられ、それらで構成される火花という意味で合成火花と呼ばれる。この点火コイルを用いた合成火花による研究は主に実用的見地から行われている。しかし、合成火花による点火過程を明確に把握するために点火コイルを用いる場合には制限が加えられる。例えば、同一のコイルでは点火エネルギーを増加させると放電時間も増大する。このため、合成火花の各種特性(放電時間、電力、火花エネルギー)を独立に変えることのできる装置による点火実験が著者の一人らによって行われた。それは静止混合気を用いたもので、実際の機関における点火が流動状態で行われることを考えると不十分な点が多い。そこで、この研究においては先と本質的に同様の点火装置を用いてほぼ層流のプロパン-空気希薄混合気に点火し、その点火過程を調べた。また火花の特性の他に電極の形状および火花間隙長の影響も重要な因子として取り上げそれらの効果を検討した。

その結果、火花の点火能力と密接な関連のある放電経路の時間的推移が明らかにされた。また、アークおよびグローなどの放電形式、混合気速度、混合比、火花間隙長、電極形状、火花の放電時間、電力などが最小点火エネルギーに及ぼす効果とそのおおよその機構が明らかにされた。

< 機 装 部 >

イナートガス装置のスクラバ排水について

Effluent of Scrubber in Inertgas System

翁長一彦・藤井 忍

昭和57年5月26日

日本船用機関学会第31回学術講演会

イナートガス装置はタンカーの爆発を防ぐためのもので、海水を用いたスクラバにより燃焼排気ガスを冷却・洗浄して不活性ガスを得、油タンクに供給するものである。したがって洗浄排水には燃焼ガスに含まれている二酸化硫黄が溶解し、強い酸性をもち、荷揚中に港内で多量に放流される。

本研究はこの排水量を低減化するとともに適切な処理方法を検討することを目的として、まずスクラバの洗浄機構の基礎的な実験を行った。

実験に先だち、タンカーの荷揚港におけるイナートガス装置の稼動状態、排水及び周囲海水の調査を行った結果、スクラバ排水はPH 2～3と強い酸性を示すが周囲海水には何の変化もないことがわかった。

実験装置としては、実機どおり重油燃焼によるガス発生機を設け、ベンチュリスクラバ1段、上下2段に分割された散水塔3基を設置し、清水及び海水にて冷却・洗浄が行えるテストプラントを製作した。洗浄水はまず清水を用いた。

実験結果は次のとおりである。

1) 洗浄効果を定量的に把握するため上記装置により、洗浄ステップの同一ガス量を順次別々の水を用いて洗浄する直列洗浄を行い、それぞれの洗浄水のPH値と硫黄含有量を測定した。洗浄効果は初段のベンチュリスクラバが最も大きく、各散水塔の効果は後段のもの程低下し、後半部ではあまり差がないという結果を得た。

2) 洗浄水量(q)とガス量(Q)との比 (m^3/Nm^3) が0.005以上であれば良好な洗浄効果が得られる。排水中の全硫黄含有量を分析した結果からもPH値と同様の洗浄効果が得られた。

3) 各スクラバの出口のガス及び排水温度を計測し、ベンチュリスクラバの冷却効果が最も大きいという結果を得た。

4) 充填材が脱硫効果におよぼす効果は大きい。

水によるふく射熱の遮断効果

Absorption and Scattering of Radiation by Liquid Water

*長田 修・樋富和夫

昭和57年7月9日

第12回安全工学シンポジウム講演予稿集

タンカーが衝突等の事故に遭遇し、油が海面上に流出した場合、大規模な海面火災が発生し、多くの人命が失われる可能性がある。従って、万一、このような大事故が発生しても乗組員が安全に危険区域外に脱出できるよう、ポートデッキ等の脱出経路の防護冷却装置と、火災海面を突破できる水膜冷却式耐火救命艇のそれぞれにつき、水によるふく射熱の遮断効果を定量的に把握しておく必要がある。

本研究においては、ふく射熱源と受熱面の間に、下水膜を想定し、液体セルを設置した場合と、散水を行った場合、につき、水膜厚さや散水ノズルの数等を変え、透過ふく射熱を調査、検討した。

イ) 水膜(液体セル)によるふく射熱の遮断効果

試料(蒸留水)を、厚さ0.05～1(mm)まで変えられる液体セル(KRS-5)に封入し、これを光源と分光計との間に設置し、セル通過後のエネルギーを検知、増幅し、水膜のスペクトル特性を求めた。波長 λ が、2.7～3.4(μm)の間では、全エネルギーが吸収された。その前後の波長域ではビアー式における吸収係数 K を λ の3次式で近似した。

ロ) 散水によるふく射熱の遮断効果

散水ノズルには、フラット型と、全面散水型を用い、これ等を1～5(個)、直列下向きに取り付けた。ノズルの効果を定量的に把握するため、ふく射熱が通過する散水域の深さを $Q \cdot d/v$ (降水量 Q 、水滴降下速度 v 、散水域の深さ d)により水膜相当厚さ l_s に換算し、 K を求めたところ、2～6(mm^{-1})であった。

本実験結果を用いれば、水膜及び散水ノズルのふく射熱遮断効果を定量的に把握することが可能である。

<原子力船部>

船用炉の定傾斜時自然循環模擬実験 その2 実験結果の解析

Model Experiment on the Natural Circulation in Inclined Marine Reactors Part 2 Analysis of Experimental Results

稲坂富士夫・伊従 功・綾 威雄

昭和57年4月

日本原子力学会 昭和57年年会

昭和57年年会予稿集

定傾斜した船用炉の自然循環特性を解析する一手法と、その適用例について報告する。本手法の特長は崩壊熱出力と自然循環流量との関係にある程度解析的に表現しているため、現象をわかり易く記述できる点にある。適用例は、本報その1に報告する定傾斜時自然循環模擬実験結果の解析とした。

解析モデルは、船体傾斜角 α 、崩壊熱 Q はともに一定、冷却系は2ループとする。定傾斜時に、一次系で最も温度の低くなる下部ダウンカマー部の温度 $\theta_{LD,1}$ を基準にとる。このとき、例えば上部プレナム部の密度 ρ_{UP} は、体膨張係数 β を用いて近似的に $\rho_{UP} = \rho_{LD,1} \{1 - \beta(\theta_{UP} - \theta_{LD,1})\}$ で与えられるが、本手法では、崩壊熱除去時の一次系内の温度差が10~100°Cもあることを考えて、より広い温度範囲に亘り、かつ近似の度も実用上充分である式 $\rho_{UP} = \rho_{LD,1} \{1 - \beta_m(\theta_{UP} - \theta_{LD,1})^m\}$ を用いた。 β_m と m は、 $\theta_{LD,1}$ に応じて逐次求める。一次系のボリューム分割は、炉心、上・下部プレナム、上・下側アーム、上・下部ダウンカマー、熱、交換器とした。ヒートスラブは、炉心の崩壊熱と熱交換器の二次器の二次系への伝熱とし、熱交換器の伝熱計算は、向流モデルを用いている。

N 番目のループの一循の自然循環力を $P_{nat,N}$ 、圧力損失を $P_{loss,N}$ とすると、ループの自然循環流量 W_N は連立方程式 $P_{nat,N} = P_{loss,N}$ を解いて得られる。

解析の結果、実験結果との一致は炉心流量で10%程度となった。また、傾斜角が20度を越えると、崩壊熱出力が大きい程炉心流量はより急激に減少すること、50度あたりで下側ループ流量がゼロになることがわかった。

使用済核燃料輸送物の表面面積線源換算 (中性子線源の場合)

Substitution of the Neutron Source for the Spent Fuel

中田正也・植木紘太郎

昭和57年4月2日

日本原子力学会

使用済核燃料を積載した専用輸送船では、船内の放射線量率分布を積荷の異なる航海ごとに算出する必要がある。遮蔽体の記述が複雑すぎることから結局は直視法計算するしか方法はないが、それも線源を体積積分する繁雑さを避けて輸送容器表面に配置した面積線源に置換したい。中性子遮蔽につき面積線源の仮定が許されるか検討した。

対象は円筒形の小型輸送容器である。中心の使用済核燃料収納室は直径が68.6cmで水で満され、実験では直径50cm、高さ50cmの円筒殻の表面に ^{252}Cf が一様に分布した線源が収納された。水の外側は厚さ3.7cmのSUS304、14.6cmの鉛、8cmのSUS304、10cmのレジン、それに20cmの銅フィン層からできている。面積線源計算にはフィンを省略し、直径142.8cmのレジン表面に高さ50cmの(おおよび比較のため高さ1cmの)リング状の面積線源を仮定し次の条件を付した。(1)線源密度の分布は均等である。(2)面積要素から計測方向へ放出される中性子の数はその方向線と面法線との角の余弦に比例する。

計測点位置を母線に平行に細かく、また半径方向にはパラメータとして3段移動して、その線量率の面積線源直視法計算値、モンテカルロ計算値、実験値の三者を比較した。その結果、(1)相対的な比較において三者の値はよく一致する。(2)当然ではあるが、表面に近いところでは距離の逆二乗則の無理がでて、直視法の値にはズレが認められる。(3)面白いことに線源の高さを50cmとしても、1cmとしても目立った差は認められなかった。

<東海支所>

原子炉圧力容器中の中性子フルエンスの
 正確な決定のための三次元離散座標計算

Three-Dimensional Discrete-Ordinates
 Calculation for Accurate Determination
 of Neutron Fluence in Reactor Pressure
 Vessel

竹内 清・笹本宣雄

昭和57年3月22日

4-th ASTM-EURATOM Symposium on
 Reactor Dosimetry

原子力発電所の圧力容器は、中性子照射によって予想以上にぜい化が進んでいるので熱衝撃で圧力容器が破壊する恐れがある。とのNRC(米国原子力規制委)の見解のもとに、現在大規模のプロジェクト研究が米国において進められている。これは圧力容器の照射ぜい化の程度を精度良く予測する方法を確立するためである。予測する際の精度は、照射ぜい化を監視するための試片の加速照射によるぜい化とその試片の設置された位置の照射線量の決定の精度とともに、圧力容器位置における照射線量の計算の精度に依存する。本研究は後者の照射線量の計算の精度向上に関するものである。中性子輸送計算により炉心から圧力容器周辺までの中性子束およびエネルギースペクトルを精度良く評価するには、まず実際の原子炉体系を正確に計算モデル化することにある。しかし、在来の詳細解析法は炉心形状を二次元(X, Y)形でモデル化して圧力容器を二次元(R, θ)形状でモデル化したものが最も精度のよい方法であり、他は二次元(R, Z)形状のみか、あるいは一次元計算でバックリングによる補正を加えたものであった。これらの方法はいずれも何らかの補正係数が必要であり、この補正方法に問題があった。

そこで本研究では何らの補正係数も必要としない方法として炉心形状は三次元(X, Y, Z)形状で輸送計算を行ない、炉心周囲の水中からはこの三次元の角度束を境界角度束として二次元(R, θ)形状で圧力容器までの輸送計算を行ない、0.1MeV以上の速中性子フルエンスおよび損傷量(dpa)を監視試験位置および圧力容器内面、1/4深さおよび圧力容器背面位置で評価する方法を提案した。この方法を実際の加圧水型発電炉へ適用した例を示すとともに、PCA実験の解析に適用し本手法の計算精度を明らかにした。

PALLAS コードによる制動ふく射線を
 考慮した点等方線源 γ 線透過計算

Gamma-ray penetration calculation from
 a point isotropic source in the case of
 taking into account bremsstrahlung photon
 by PALLAS code

竹内 清・田中俊一・進藤裕二

昭和57年4月2日

昭和57年 日本原子力学会年会

高エネルギーガンマ線の物質透過中に2次的に発生する制動放射線まで含めたガンマ線の物質透過計算を行う一次元輸送計算コード PALLAS-PL, SP-Br が開発されて、既に平板形状での単一方向単色線源に対しガンマ線透過計算結果が報告されている。今回は球体系での単色点等方線源に対しガンマ線透過計算を実施し、制動放射線の透過エネルギースペクトルおよび線量への寄与を調べた。

まず、10 MeV の点等方線源に対し、ガンマ線の鉄および鉛の球体系における透過距離が 10 mfp のエネルギースペクトルを、制動放射線を考慮した場合と、考慮しない場合とについて対比した。また、30 mfp の厚さまで照射再生係数の値を各透過距離に対し、やはり制動放射線を考慮した場合としない場合とについて対比した。

対比の結果は、鉄遮蔽体の場合は制動放射線の寄与はそれ程大きくなく、照射再生係数に対しおよそ20%程度であり、エネルギースペクトルについては1 MeV 近辺で60%程の増加をもたらす程度であった。しかし、鉛遮蔽体の場合は制動放射線の寄与は著しく、照射再生係数について制動放射線を考慮に入れない場合の5倍も増大した。また、エネルギースペクトルについては1 MeV 近辺で10倍も増大をもたらすことがわかった。

核分裂炉の場合でも鉄の補獲ガンマ線は8 MeV 程度と高エネルギーであるが、核融合炉の場合はプラズマ中から10 MeV までの高エネルギー制動放射線が放出されることや、14 MeV 中性子の物質透過中に非弾性散乱で2次的に発生するガンマ線は最高でおおよそ10 MeV までの高エネルギーを有する。これらの高エネルギーガンマ線や制動放射線の遮蔽体透過線量率およびガンマ線発熱評価のための有効な解析法であることが確められた。

軽水炉压力容器表面での速中性子束分布
ピーキング評価

Evaluation of the peaking of a fast neutron
flux distribution at the inner-surface of a
LWR pressure vessel

竹内 清・笹本宣雄

昭和57年 4月 2日

昭和57年 日本原子力学会年会

軽水発電炉，そのうちでも加圧水炉の压力容器の照射ぜい化を精度良く予測することが，原子力の安全性の上から重要であり，米国のNRC（原子力規制委員会）の大きなプロジェクト研究の1つにもなっている。一般に動力炉の炉心構造は真上から見ると円環形の压力容器の中に矩形上の角を持つ多角形となっている。そのために压力容器内面とこの矩形の角の燃料とが最も接近した形になり，压力容器内面でこの個所における中性子束が同じ内面の値より大きくなる。この現象を压力容器内面における中性子束分布のピーキングと称する。このピーキングを精度良く評価する方法を本発表では明らかにした。

炉心は矩形から成る多角形状をしているので，三次元（ X, Y, Z ）形状で計算すれば形状のモデル化による誤差はなくなる。また压力容器は円環形状をしているので三次元の円筒形状で計算すれば形状のモデル化による誤差はなくなる。現在のところ，三次元 PALLAS コードは PALLAS-XYZ として開発されているが，まだ三次元円柱形状図の PALLAS は作られていない。そこで炉心は三次元（ X, Y, Z ）形状図の PALLAS-XYZ コードで計算し，炉心の高さ方向の中心位置で炉心周囲の水中で二次元（ R, θ ）形状図の PALLAS-2DRT コードへ角度束を境界線束として压力容器の中中性子束を計算することにした。

計算は 0.1 MeV 以上の速中性子積分値を求めるために，典型的な 100 万 kWe 級の加圧水炉を対象として，この炉の压力容器内径が 500cm，炉心バレル内径が 421cm のものを選んだ。炉心と压力容器の間の隙幅は最大で 78cm，最小で 54cm である。この計算の前に小型原子炉に対して予備的な解析を行ったところ，压力容器内面で 1 MeV 以上の積分中性子束分布は約 30% のピーキングが現われることが確かめられた。

Fundamental Theory of Direct Integration
Method for Solving the Steady-State
Integral Transport Equation for Radiation
Shielding Calculation

放射線遮へい計算のための定常の積分型輸送
方程式の直接積分法の基礎理論

竹内 清・笹本宣雄

昭和57年 5月

Nuclear Science and Engineering Vol. 80 No. 5

定常の積分型輸送方程式を一般の座標形状に対して直接積分法で解く理論を，初期の理論の他にその後導入された種々の技法を全て含む形で記述した。これら導入された技法は全て実用の遮蔽計算に対し，その計算精度を向上させるためのものである。例えば，単一エネルギー線源の精確な取り扱いのための技法や二次元計算で最も大きな誤差の原因となるレイ・エフェクト軽減のための技法（非散乱線束を解析的に計算する）などである。本解法の特長で輸送方程式の解法を遮蔽設計計算に適するようにした各種の手法について特に強調した。すなわち，非等方散乱のより厳密な取り扱いのために，ガンマ線の場合はクライナー仁科の公式の適用，一方中性子の弾性散乱計算は微分散乱断面積それ自身を直接に適用する技法，輸送方程式の空間変数による積分計算は放射線の進行方向に空間メッシュ間で線束は解析的に，また線源は線型あるいは指数関数による近似で直接に積分する技法，繰返し計算の回避のためにエネルギー点に対して輸送方程式を解く技法等である。

本解法の妥当性を検証するために，幾つかの遮蔽ベンチマーク実験結果との比較を行なった。その1は米国の遮蔽ベンチマーク問題の1つである水中におけるガンマ線透過角度束スペクトルおよびエネルギースペクトルであり，計算値は実験値と良い一致を示した。また中性子直円筒ダクトストリーミングおよび円環ダクトストリーミング問題に対しても，計算値は実験値とかなり良い一致を示した。しかし，熱中性子については過小評価になった。さらに，鉄遮蔽体深層透過問題に対しては，これまでこの種の重い物質の深層透過計算で PALLAS コードはかなり過小評価の答を出したが，今回は過小評価改善のための技法の導入により，遮蔽設計計算としては十分良い値を与えることがわかった。しかし，まだ詳細なエネルギースペクトルについては幾つかのエネルギーで実験値と差が出ている。

**Direct Integration Method for Solving
the Neutron Transport Equation in Three-
Dimensional (X, Y, Z) Geometry**

三次元 (X, Y, Z) 形状における中性子輸送
方程式の直接積分法

竹内 清・笹本宣雄

昭和57年 5月

Nuclear Science and Engineering Vol. 80 No. 5

積分型輸送方程式の直接積分法にもとづいて、三次元 (X, Y, Z) 形状における中性子輸送計算を行う方法を記述した。実際の規模の遮蔽体に体して中性子輸送計算を三次元計算で行う上で、最大の難点は計算時間がかかり過ぎることであった。この計算時間の短縮を図る技法の導入が三次元コードの実用化の上で不可欠である。そこで以下に記す技法を導入した。すなわち、粗いエネルギーメッシュで計算を行なっても、細かいエネルギーメッシュによる計算と同程度の計算精度を得るために、各物質領域におけるエネルギースペクトルの形を使用して散乱線源の計算を行う技法である。このエネルギースペクトルの形は三次元計算コードに含まれている一次元計算ルーチンで各物質領域毎に計算する。輸送方程式を空間変数について2メッシュ間で積分する際に、線束は解析的に積分計算できるが、線源については2メッシュ間で何らかの関数で近似して積分計算を実施することになる。在来の PALLAS コードに使用されている関数は線型関数と指数関数であり、これらの場合の近似の誤差が本報告で数学的に解明された。さらに二次関数による近似を行うと先の二つの関数近似の場合より誤差が小さくなることがわかった。もう1つの計算精度向上のための技法として、元来の方法では今注目している位置の線束を求めるのに他の1つの位置における線束および線源を用いるが、この線束および線源の値を空間メッシュ点間で線型補間によって決めていたが、本報告ではラグランジュ補間公式を適用することにした。

本計算方法の妥当性検証のために3つの中性子輸送問題に対し、実験との比較を行った。すなわち、PCA実験結果、ウインフリス鉄ベンチマーク実験結果および円環ダクト中性子ストリーミング実験結果についてである。また次元 Sn 計算結果との比較も円環ダクト中性子ストリーミング問題に対しては行った。