

### Working Environment Level on Chemical Tanker Engaged in Benzene Transfer Operation

ベンゼン輸送船における作業環境濃度  
間島隆博、山口勝治、藤井 忍、山之内博  
坂本真二、山尾 崇

平成12年10月

ISME TOKYO 2000 Proceedings

ベンゼンは発ガン性物質であるが、塗料、薬、殺虫剤などの化学物質の基礎材料となるため大量に生産、消費されている。日本における年間生産量は400万トンを超えており、そのうち30%程度がケミカルタンカーにより海上輸送されている。乗組員の健康被害が懸念されるため、ベンゼンを輸送するケミカルタンカー上における作業環境濃度を測定し、現状の実態を把握した。海上輸送は積み荷役、航海、揚げ荷役、タンククリーニングの4つの作業からなり、各作業でベンゼンの排出形態が大きく異なる。このため、各作業ごとにガスの採取を行った。また、採取場所として、甲板上、ポンプ室、食堂の3カ所を選定した。測定された環境濃度はばらつきが大きいものの、平均化操作により各作業、測定場所でオーダーが異なる結果となった。もっとも高い濃度はタンククリーニング中に観測され、他の作業と比較して1桁程度高い値となり、場所によっては1ppmを大きく越える場合もあった。ただし、全作業を通じて居住区を代表する食堂では甲板上およびポンプ室より1桁程度低い環境濃度であった。また、全作業、全測定場所における平均濃度、つまりベンゼンを輸送する船舶上における作業環境濃度は1ppmをやや越える値となることが分かった。さらに、この濃度を用いて乗組員が従事するベンゼン輸送回数をパラメータにして発ガンリスクを求めた。この結果、生涯に1000回のベンゼン輸送を行うと、発ガンリスクが0.001のオーダーとなり、1/1000の確率でガンになることが示された。また、防護マスクによる対策の効果を考慮して発ガンリスクを計算した。その結果ポンプ室での作業中、およびタンククリーニング作業間の甲板上での作業中にマスクを装着するという現実的に可能な対処法により、平均暴露濃度を低く抑えることができ、80%程度の大幅な発ガンリスク低減が見込まれることが示された。

(システム技術部)

### ヒューマンファクターを考慮に入れた船舶での 避難行動シミュレーション

Simulation of Human Escape on Board Considering  
Human Factors

勝原光治郎  
平成11年7月

日本学術会議 第29回安全工学シンポジウム  
講演予稿集

避難行動における人間の心理を集団心理とみてモデル化しシミュレーションを行った。個人は避難場所に早く着きたいという強い欲求をもっており、一方その目的遂行の上で必要な遠近・混雑などの入手情報は限られている。入手できない情報に関しては人々は想像活動をし、この想像内容が集団で共有されている、あるいはされているに等しい行動をするというモデルである。

実船実験を行い、その結果をシミュレーションで再現することができた。とくに夜間に相当する初期居室配置では全員が同一集団心理グループとして計算した結果と実験がよく一致した。昼間に相当する初期集中配置の場合は、集団心理グループが2つになると思われること、また人々が一箇所の階段などに集中するとき、実験では人々は予見して行動するが本シミュレーションは現状では予見行動はプログラム化されてなく計算と実験に若干の乖離があった。

最後に、このシミュレーションプログラムを使って、避難時間が最小となる最適避難経路を求める方法と、その逆の避難時間が最大になる最悪避難ケースを知る方法を示した。あらゆる心理状態を考慮すると、一般に避難行動はこの最適と最悪の間に位置するので、船舶の避難安全指標としてはこの最適ケースと最悪ケースの2つを考えるとよい。

交通事故について  
On Traffic Accidents

松岡 猛

平成11年7月

日本学会議 第29回安全工学シンポジウム  
講演予稿集

各種交通機関は現代の日常生活や経済活動において非常に重要であり、これら無くしては現代社会は成り立たない。陸上、海上、航空の各分野の事故件数は現在増加傾向にはないものの、輸送手段の高速化、大量化、複雑化に伴い一たび交通事故が発生した場合には大事故に至る可能性が高い。本論では交通事故の現状を概観し、今後パブリックサービスの安全を確保するためには交通事故について、どの様に対処していくべきか考察した。

我が国におけるここ数年の各種交通事故による死者数は、一番多いのが自動車事故で約10,000人／年である。次に鉄道事故の約400人／年、海上交通事故の約200人／年となり、航空交通事故は10人／年前後である。

これらの交通事故相互を、それぞれの利用機会毎の死者発生数(=発生頻度)を求めて比較すると、自動車事故による死者の発生頻度は1億人キロ当たり0.5人~0.7人となる。鉄道は1億人キロ当たり約0.1人、旅客船の場合は1億人キロ当たり約0.1人、全世界の民間公共用輸送機の場合は1億人キロ当たり約0.018人~0.03人の死者の発生頻度となる。これらの数値をみると、自動車事故によるものが圧倒的に大きく、鉄道、旅客船がほぼ同じレベルにある。航空機は大事故が発生すると自動車事故に匹敵する発生頻度となってしまうことがわかった。

各種交通事故の内容をさらに検討してみた結果以下の結論を得た。

自動車、鉄道、船舶、航空機を公共交通機関として総合的に捉えた場合自動車事故による死者発生頻度を一層低減する必要がある。

特に自動車事故にまきこまれてしまう一般歩行者のリスクは他の交通機関を利用している場合のリスクより大きくなってしまっているため、自動車道と歩行者道の分離が重要である。また、鉄道と道路を完全に分離すれば踏切事故はなくなり鉄道は大変安全な乗り物となる。しかし、駅ホームからの転落等による人身障害事故をなくすためには乗降のためのシステムを変更する必要がある。

航空機は平均的には高い安全性を保持していると言えるが、ひとたび大事故が発生すると犠牲者数が多いため、その年度のリスクは自動車に匹敵するほど上昇してしまう。大事故の発生を防ぐ一層の努力が必要と言える。

公共交通機関の範疇からは外れているが、漁船、プレジャーボートの危険性は高く、何らかの対策を講じる必要がある。

技術の進歩、施設整備、運用システムの改善等により確実に公共交通機関の安全性向上は実現できると考える。

## システム信頼性解析手法

System Reliability Analysis Method

松岡 猛

平成11年 7月

日本学会議 第29回安全工学シンポジウム  
講演予稿集

化学プラント等大規模システムの安全管理のためには確率論的安全評価 (PSA) が有用な手法と考えられ、既に原子力分野をはじめ種々の分野でPSAによる評価の考え方が検討・導入されている。この確率論的安全評価において主要な位置を占めるシステム信頼性解析手法のひとつであるGO-FLOW手法の説明およびJR新幹線の自動列車制御装置 (ATC) の信頼性解析をGO-FLOW手法により実施した結果について述べる。

GO-FLOW手法は当所において開発されたシステム信頼性解析手法で、時間依存性の解析、複雑な動作モードを持つシステムの解析、動的システムの解析等フォールト・ツリー解析にはない優れた機能を持っている。

GO-FLOW手法の理解のため、手法の概要、信号の意味、タイム・ポイント、オペレーター機能概略、信号の強度の説明を与えた。更に、解析支援システムを簡単に紹介した。

ATCとは、先行列車との間隔および進路の条件に応じて、運転室内に列車の許容速度を表示するとともに、列車がその制限速度以上となれば自動的にブレーキが働いて、列車を安全に停止させるものである。許容速度の決定、列車上における制限速度の検出には冗長系を用い信頼性の向上を図るとともに、万一制限速度が得られない場合はフェイル・セイフによりブレーキが働く機構となっている。

ATCの制御回路図をもとにシステム動作・故障をGO-FLOWチャートにモデル化した。システムを構成する機器・部品の故障率は、主として平成8年度の山陽新幹線における関連事故情報に基づき推定した。正常な制限速度信号が得られない場合は列車運転員による判断で正常運行が保持されると考え、その有効性を解析に取り入れた。また、特定の列車のATCシステムに不具合が発生した場合、同時に走行している他の列車への影響の考慮の必要性も指摘している。

解析の結果、ATCのシステム信頼度の時間に伴う推移がGO-FLOW手法により容易に求められることが示された。信号処理系は十分な信頼度を有していると考えられ、電源系、ブレーキ系、地震・降雪等の外部的要因のシステム信頼度に対する影響は大きいと考えられる。

事故を引き起こさない安全確保のためにはブレーキ系の動作の信頼度が重要であることが確認された。

## プラント状態 3次元画像表示システムの作成

Development of 3-D Graphic Display System for Plant State Expression

宮崎恵子、松岡 猛

平成11年 7月

第27回可視化情報シンポジウム講演論文集

将来型の自律型原子力プラントを実現するための研究が、原子力基盤総合的研究として進められてきた。自律型プラントは、ヒューマンエラーを可能な限り排除し、人工知能技術の応用により、自分自身で判断しながら自律的に運転継続、非常時対応策を実施していく。しかし、自律型プラントにおいても、プラント運転の責任は人間が持ち、臨機応変に人間がプラント運転に介入するものと考えられている。よって、自律型プラントでは、人間が、運転管理者の立場で使用する、ヒューマンインターフェース (HMI) が必要である。

本研究で検討した自律型プラントは、人間により与えられた規範に従って行動するものという定義のとり、機能構成は、階層型分散協調システムの概念を採用した。自律型プラントでは、高度な機能を持ったエージェント (人工知能要素: ロボット、部分システム等の形態をとる) がプラント内各所に分散配置され、自律的に動作するとともに、協調・統合動作をしながら目的とする運転を果たす。一方、運転対象として、自律機能を持つ、加圧水型原子力プラントを模擬したシミュレータを開発し、そのHMIについて研究を行った。

自律型プラントの状態監視用HMIの機能として「プラント機能モデル」「プラント状態自動分類」「3次元画像表示」「ロボット群動作状況表示」を検討してきた。本稿では、それらのうち、3次元画像表示システムについて報告する。本システムは、人間が本来持っている感覚を生かし、現場を直接観測しているかのように運転管理者がプラント状態を把握できることを目的に作成した。プラントを構成する機器をコンピュータグラフィクスでほぼ忠実に再現し、温度や圧力、流量などの状態量を直感的に認識できるよう、機器の形状に沿って、状態量をカラーに変換して表示している。これらの状態量は、プラントシミュレータからリアルタイムで送られてくる。値変化が激しい異常時には、対応する機器が振動、拡大表示等されるよう設定することにより、運転管理者に注意を喚起する。本システムのインターフェースは、マウスオペレーションを中心に操作できるように構築した。

安全指向型 単独当直航海支援システム開発と  
実証評価について (その1) から (その3)  
Development and evaluation of a navigation support  
system for one person bridge operation system  
下野雅生、福戸淳司、松島和夫  
平成11年8月号から10月号  
日本造船学会  
テクノマリン 8月号から10月号

全国航タンカー海運組合、運輸省船舶技術研究所、三菱重工は共同で内航タンカーの近代化船計画を実施してきた。本近代化研究の大きな要素技術である一名当直を目指した航海支援システム開発の共同研究は、平成5年から開始し、機器の開発から実船搭載を経て、実稼働をはじめすでに2年が経過し、この間システムの有効性と一名当直の安全性の確認を行った。さらに、このシステム開発後、一名当直に関するIMO、ISO/IEC等の国際動向や最近の安全性に対する考え方やその定義及び評価方法などの調査を行った。本解説では、それらの知見の概要を紹介する。

まず、2章では、安全についての国際的概念の紹介、3章にて約10年間にわたるIMO/MSAを中心に行われた夜間単独当直D-OPBO (Dark-One Person Bridge Operation) に関する動きを紹介する。2回目記事では、4章として、日本における単独当直航海支援システムの開発、実証について紹介し、3回目記事では、5章として、単独当直時の船舶設備要件に関するSTCWと開発システムの比較、6章にてヒューマンエラー防止システム、7章にて安全評価等について述べる。

A Study of Minimum Time Berthing Solution  
最短時間着岸操船に関する研究  
岡崎忠胤、大津皓平、水野直樹  
平成12年8月  
Proceedings of MCMC2000

さまざまな局面を迎える船舶の操縦において、着岸操船は最も難しい操船技術が要求される。パイロットや船長が着岸操船を行う場合、あらかじめ操船計画を立案する。この計画はほぼどの地点で舵をどのように操作し、機関をどのように操作するかという大体のイメージと経験に基づいて立案される。このようにして得られた操船計画は千差万別であるが、何らかの合理的評価基準を設定した数学的に最適な操船方法を示すことができれば、たとえその通り操船しなくても、パイロットや船長あるいは今後自動操船を考える場合、合理的な操船計画立案への参考となる。

そこで、操船の評価基準として最短時間操船を選び、共同研究先である東京商船大学の附属練習船汐路丸を対象に、“操縦運動の数学モデル検討グループ(MMG)”が推奨する非線形微係数モデルを利用して、着岸操船方法を導出した。本研究においては、最短時間着岸操船方法を、操船者へのガイドラインとして示すことを目的とし、操船開始地点と着岸点を幾何学的に系統づけて変更し、最短時間操船方法の解析を試みた。解析の結果、最短時間着岸操船は、2つのフェーズに分けることができた。1つは、着岸点の手前まで舵と機関を制御して誘導するアプローチフェーズ。もう1つは、着岸点の手前より、主にバウスラスターとスタンスラスターを利用し、着岸点での姿勢制御と停船制御を行うバーシングフェーズである。アプローチフェーズにおける舵と機関の制御にはそれぞれ1つの操船パターンが存在し、舵を取り始める点、舵を取り終わる地点、機関を使用する点は、幾何学的特性をもち、それらの地点は、着岸点までの距離と方位により表現する事ができた。また、バーシングフェーズにおいても、バウスラスターとスタンスラスターのコンビネーションで操船パターンを3つに分類することができた。そして、この操船パターンもまた幾何学的に分類し、その特性を着岸点への進入角度で示すことができた。

The Personal Computer-aided Engine Operation  
Support System  
Based on Oral Communication between Man and  
Machine

人間と機械との音声会話を用いたパソコンによる  
エンジン操作支援システム

松下邦幸、長尾和彦、沼野正義、引間俊雄

橋本 武

平成12年 8月

IMLA第11回海事教育・訓練会議論文集

船上での実務上の会話と技術を用いた、新しい概念に基づく船用機関の運転支援システムを提案し、これにより技術の伝承を図る。一般に、船用機関は、複雑なシステムとなっており、その扱いには高度な知的判断が必要とされる。機関の運転は、経験に基づく心的な行動によっているが、そのベースには、物理、基礎的な力学、電気・電子工学や自動制御などの広範な知識が必要である。しかし、近い将来には、いわゆる超近代化船において、機関の運転経験をもたない乗員が船舶の機関システムを運転する状況が想定される。そこで、このような際に有効な指示を与えることをパソコン上で実現するシステムとして、「機関長システム(C.E-SYS)」を提案する。C.E-SYSは、ベテランの機関長の運転に関する知識を集約してデータベース化し、人間との音声による対話によって機関の現状を推定し、これに適合した指示を人間に与えるものである。このシステムは、運転支援システムとして用いられるだけでなく、機関の運転訓練に用いることが可能である。プロトタイプを製作し、弓削商船高等専門学校の練習船「弓削丸」において機関運転訓練に用いることによりこれらの有効性を確認した。音声による会話を用いることによりC.E-SYSに人間性を感じるとのアンケート結果も得られており、運転支援ならびに教育訓練とこれによる技術の伝承を図ることができると考える。

冗長系のある推進動力システムの信頼性・安全性解析  
-JSRICデータに基づく運航実績と安全性評価-

Some Considerations on Studies of Dependability and  
Safety Analysis for Power Propulsive System

-Running Results and Their Safety Estimation on  
Information of JSRIC Database-

桐谷伸夫、橋本 武

平成12年 8月

技術研究報告

通常、多くの船舶の推進動力システムは、2・4サイクルディーゼル機関1台或いは複数台の設置によって構成されている。ここで冗長系の概念を広くとらえるならば、多機多軸構成の船用推進動力システムをひとつの冗長系と考えることは可能である。言うまでもなく、対象とする冗長度は本来の並列冗長系が有する「全てのブロックは同等であり、いずれか1つが機能を維持していれば、システム全体も機能を維持することができる」機能、換言するならば100%の機能冗長度を保証するものではないが、航行船舶において片舷機運転であっても自力航行を実現して目的港をめざす能力があるならば、船用主機システムを減速航行を保証した冗長度を持つシステムのひとつを考えることができる。本論は、このような考えを背景として、船用主機システムの冗長性評価を船用機器故障フィールドデータ解析によって実施したものである。

信頼性解析に使用したフィールドデータは、船舶信頼性情報データベース(SRIC Database System)によって得られるディーゼル主機に関する故障情報である。SRICは船用機器の信頼性向上を目的として構築されたデータベースであり、最新のシステムには約11万5千件の船用機器に関する故障及び警報発生に関わるフィールドデータが集積・整理されている。この膨大な情報によって、ディーゼル主機システムの信頼性評価を実施した結果、多機多軸化によるシステムの信頼度は運転状況により軽減され、結果としてシステムの冗長性が機能するが、乗組員の作業量は増加することが明らかとなった。すなわち、主機システムの信頼度は機器装備コストや保全作業量とのトレードオフの関係において成立していると指摘できる。また、2機システムにおける不稼働率すなわち航海時間に対する主機の停止や減速による航海への影響時間の割合は、1機システムとほぼ等しいことが明らかとなった。これは、装備の増加による信頼度を保全作業等により補い、結果としてシステムの機能目的を達成していることの表れであり、容認され成立したトレードオフの成果と考えられる。

自律分散協調機能監視システムの研究 (3)  
 -プラント模型を用いた統合管理システムの評価-  
 Research on Observation System for Autonomous,  
 Diverse and Cooperative Function (3)

-Assessment of Total Control System by a Model Plant-

松岡 猛、沼野正義、染谷 実、福戸淳司  
 三友信夫、宮崎恵子、松倉洋史、丹羽康之

平成12年9月

日本原子力学会 秋の大会講演予稿集

将来型の自律型原子力プラントを、「階層型分散協調システム」の概念に基づき、プラント内各所に高度な機能を持ったエージェントが分散配置され、自律的に動作するとともに協調・統合動作しながら目標とする運転及び非常時対応を果たす」と設定し、このようなプラントに適合したヒューマンマシンインターフェース(HMI)について研究を行った。このような自律型プラントにおいても臨機応変に人間がプラント運転に介入できると考え、人間が運転管理者の立場で使用するHMIのプロトタイプを作成した。本報ではこのHMIシステムに加圧水型原子力プラントを模したプラント模型を接続し、被験者を用いた評価実験結果について報告する。

プラント状態監視用HMIの機能として、プラント状態判断、プラント状態自動分類、三次元画像表示、ロボット群行動表示を整備した。運転対象は、自律機能を持つ加圧水型原子力プラントPWRプラントシミュレータ、自律ロボット群、及び、加圧水型原子力プラントを模したプラント模型である。このプラント模型は想定外事象等に対応する研究のために準備した。

評価の目的は、将来型の自律型原子力プラントにおける運転管理者の監視のための支援機能の確認にある。今回、運転対象としては当研究所で作成したプラント模型を設定し、あらかじめシナリオ化されていない現実に発生する不具合事象を検討対象とした。被験者がHMIシステムを監視し、監視中に起こった異常事態の認識及び故障箇所を正しく同定できるかどうかという実験を行い、その結果を評価の指針とした。そのための事故状態として、①定常運転中に異常事態が発生するが異常の拡大を極力制限する、②定常運転中に異常事態が発生し異常が拡大していく、の2種を取り上げた。被験者の挙動については、実験中研究者がそばについて観察を行い、同時にビデオ撮影も行い記録し評価の資料とした。さらに被験者自身による発言も行ってもらった。各実験後に、被験者にはアンケート調査を行った。このアンケート調査票により、異常状態の認識、故障箇所の同定、さらに現在のHMIに不足している必要な機能についての調査を行い評価に用いた。

船用機器の信頼性と運航への影響

Reliability of Ship Equipment and Influence of Failures  
 on Navigation

桐谷伸夫

平成12年9月

日本航海学会論文集 第103号

「船舶信頼性調査委員会」(1981~1992年)により開始された船用機器の信頼性調査に関する調査研究活動は、運輸本省と当所の業務として引き継がれて継続実施されてきた。信頼性調査の実務に関しては社会情勢や関連業界そのものの変化もあり終了に至ったが、これまでに収集されたフィールドデータの解析・研究は当所において今もなお継続されており、研究成果の発表や情報公開として行政機関や関連団体へ情報の提供を行うことにより社会的な還元が図られている。

これまでに収集整理された船用機器の故障発生や警報発生に関わるフィールドデータは約11万4千件の膨大なものであることから、船舶信頼性情報データベース(SRIC Database System)として構築され当所において運用管理されている。データベース・システム自体はコンピュータ技術の進歩に伴い、高機能化を目的とした再構築が実施されてきた結果、最新のシステムはパーソナル・コンピュータをハードウェアとしたリレーショナル・データベース・システムとなっている。このSRICを利用して船用機器の故障発生と船舶の運航へ与える影響の評価検討を実施した。故障発生が本船に及ぼす影響には、機関の減速・停止あるいは出港遅延といった直接的な影響と同時に故障機器修復のために投入される作業負担によってもたらされる人的時間的損失に基づく間接的な影響が明かとなった。船舶は陸上の施設と異なり、外部からの支援を容易に得ることは困難である。すなわち、船舶の安全運航実現は人的時間的に総量の限られた固有の配員資源を効率的に使用することが前提となっている。特に頻出する機器故障を対象としたクラスタリングを実施した結果、人的時間的損失を多くもたらすものとして分類されたクラスターを代表する故障機器は、主機系付属機器や諸管弁、海水、蒸・排気系機器であることが明らかとなった。従って、これらの機器の信頼性向上の取り組みと共に、配員資源の効率的な使用による運航への影響軽減の立場からも最適保全計画の立案や修復作業の検討が重要と考えられる。

〈原子力技術部〉

**Shielding Design for Steam Generator of Advanced Marine Reactor MRX**

改良船用炉MRXの蒸気発生器に対する遮蔽設計

小田野直光、山路昭雄、石田紀久

平成11年10月

Special Issue of the Journal of Nuclear Science and Technology

船用炉にとって軽量小型化は経済性等の観点から重要な課題である。日本原子力研究所で工学設計が進められている改良船用炉MRXは一体型炉と水漬け格納容器を採用することにより、受動安全性と軽量小型化を兼ね備えた原子炉を達成している。MRXの遮蔽設計は、格納容器の厚さおよび直径、原子炉容器の軸方向長さの決定等に重要な役割を果たし、軽量小型化に大いに貢献している。すなわち、①水漬け格納容器の形状を主として遮蔽の観点から適切に決定することにより、通常格納容器外側に設置され原子炉プラント重量・容積の大きな部分を占めているバルク遮蔽を不要としたこと、②蒸気発生器に適切な遮蔽を施すことにより蒸気発生器を炉心近傍斜め上に設置して原子炉容器の軸方向寸法を短くし、プラントを小型化するとともに、蒸気発生器からの二次系配管が通じている機関室の線量当量率を配管遮蔽を施すことなしに周辺監視区域に設定できるまで低減させ乗組員の作業性の向上と被曝低減を図ったこと、等である。MRXでは遮蔽のみを目的としたバルク遮蔽体は設けず、遮蔽、受動安全性の確保、原子炉容器の支持等の役割を有する多目的の構造物として設け、プラント軽量小型化を図っている。蒸気発生器に対する遮蔽では、蒸気発生器内の二次系での<sup>16</sup>Nの発生を低減させる目的で炉心層を厚くするとともに炉心と蒸気発生器の間に鋼製遮蔽体を設け、蒸気発生器に到達する10MeV以上の高速中性子を低減させている。同遮蔽体は原子炉停止時に格納容器内作業を行う場合の被曝防止にも役立つ。MRXは熱出力が原子力船「むつ」の2.8倍であるが、原子炉プラントの重量は「むつ」の0.5倍、格納容器の大きさは0.7倍（「むつ」では格納容器の外側に大きな二次遮蔽体があり、MRXは格納容器外側の体積、「むつ」は二次遮蔽体外側の体積で比較すると、MRXは「むつ」の1/4となる）となり、大幅な軽量小型化が達成されている。

**Measurement of Dose-Equivalent Rates around Cask and Monte Carlo Analysys with Actual Configuration of Fuel Basket**

キャスク周囲の線量当量率の測定と実形状燃料バスケットを用いたモンテカルロ解析

植木紘太郎、成山展照、大橋厚人、山路昭雄

平成11年10月

Proceedings of the 9th International Conference on Radiation Shielding

本研究は、TN-12A使用済燃料輸送容器周囲のガンマ線及び中性子線量当量率を電離箱型サーベイメータ及び減速型中性子サーベイメータを用いてそれぞれ測定し、その結果をモンテカルロ法によって解析したものである。

モンテカルロ計算コードMCNP4Bを用い、アルミ合金製の燃料バスケットに関し、2つのモデル化を行った。一つは、12本の使用済燃料を収納するバスケットを詳細にモデル化した計算であり、もう一つは、SnコードDOT3.5で採用されている様な均質モデルである。さらに、両方の計算とも、使用済燃料集合体のZ-軸方向の燃焼度分布を考慮した中性子及びガンマ線線源の発生が考慮されている。例として、使用済燃料集合体の上下両端部燃焼度が中央の85%であれば、そのおける線源強度はガンマ線は中央の85%であるのに対し、中性子線源強度は1/2に低減する。

燃料バスケットの均質モデルと実形状モデルを用いてモンテカルロ計算を行ったところ、両者の計算結果に本質的な相違が見られた。そして、実形状モデルを用いた計算ではガンマ線線量当量率に対しては67%、中性子線量当量率に対しては80%それぞれ均質モデルよりも低い値を示した。この主な要因は、均質モデルでは線源の発生が使用済燃料とアルミ合金を均質に混ぜた全領域から一様に発生するのに対し、実形状モデルではアルミ合金で造られたバスケットの内側から発生するので、このアルミ合金の遮蔽効果が考慮されるからである。そして、アルミ合金の遮蔽効果は中性子よりもガンマ線に対してより大きいので、ガンマ線線量当量率に対しては67%、中性子線量当量率に対しては80%という相違が現れたものと推論される。

燃料バスケットの実形状モデルを用いた計算を行ったことにより、実験値と良い一致を得ることが出来た。輸送容器の中央におけるC/Eは中性子に対してはほぼ1.0であり、ガンマ線ではおよそ1.25であった。このように、中性子に対して特に優れた結果になっているが、これは、使用済燃料集合体のZ-軸方向の燃焼度分布を考慮したことに因るものと考えられる。

Measurements and Calculations of the Dose  
Distribution from Co-60 Gamma Rays in Multiple  
Straight Ducts through Iron Shields

Co-60  $\gamma$  線に対する鉄遮蔽体複数直円筒ダクト内の  
線量分布測定および解析

成山展照、植木紘太郎、友成英和

平成11年10月

第9回遮蔽国際会議プロシーディングス

遮蔽体内に配管が複数本接近して配置された場合の放射線線量を評価する場合、他の配管から散乱されてくる放射線を考える必要がある。点等方線源に対するこうした影響は明らかでなく、ストリーミング簡易式や計算コードの適用では多くが単一ダクトを仮定して行われる。本研究では、Co-60点等方線源を用いて、複数直円筒ダクト付き遮蔽体内の線量分布を測定し、モンテカルロコードMCNP点減衰核コードQADにより解析を行った。

照射は、船研原子力第2実験棟にて行った。用いた線源は、45度円錐方向内にコリメートされた強度 $6.13 \times 10^8 \text{Bq}$ の $^{60}\text{Co}$ である。遮蔽体は鋳鉄から成り、大きさは $50 \times 50 \times 25 \text{cm}$ 、縦横4cm間隔に直円筒がダクトが100本並んでいる。9.5、20mm種のダクト径を用意し、線源から30cmの位置に遮蔽体を設置した。ダクトはどれも線源を直視しない。また、線量計には、 $3 \times 3 \times 0.4 \text{mm}$ のLif:Mg、Ti、P熱蛍光線量計(GR-200)を用いた。照射前に $240^\circ \text{C}$ で10分間アニーリングし、電子平衡をとるため厚さ3mmのテフロン2枚の間に素子をはさんだ上、ダクト内の5cm深さごとに固定した。

計算は、モンテカルロ輸送計算コードMCNP4Bを用いて行った。25keVまでの光子輸送をシミュレーションし、検出器にはpoint detector estimatorを用いた。ダクト径9.5mmの場合、計算の統計誤差は最大8%であり、測定値と計算値は誤差内で一致した。ダクト間の相互影響、すなわち、他のダクト壁の散乱成分の影響はダクト1本のみの計算値と比較することにより最大30%程度であることが明らかになった。一方、ダクト径20mmの場合はダクト1本のみの場合と、すぐ近傍の8本のダクトまでを考慮した場合も計算した。その結果、後者と実験値との差はなかったが、前者と実験値との差は10cmより深い位置において次第に大きくなり、出口では最大60%ほどになることが示された。すなわち、他ダクト影響は、すぐ隣のダクトのみによることが明らかになった。さらに、MCNPの入力にFlagging Cellを用いることにより、他ダクトの影響はそのうち非散乱線が検出器を含むダクトのすぐ内側のダクト入り口を横切る場合に現れ、それ以外は無視できることを確認した。また、QADコードは、実験値を安全側に評価したが、出口では加小になる値も示した。

Research and Development of Nuclear Ship in Japan :  
Past and Present

日本における原子力船の研究開発：過去と現在

山路昭雄、落合政昭

平成11年12月

Proceedings of Murmansk International Forum

日本における原子力船の研究開発は日本原子力船研究協会と当所とで開始された。両所で行われた調査・研究に基づいて、原子力第一船「むつ」を開発・建造する機関として日本原子力船開発事業団(以下、事業団)が1963年に設立された。「むつ」は総トン数8,241トン、長さ130m、幅19mの原子動力実験船である。原子炉は微濃縮ウラン(4.44wt%及び3.24wt%)を用いた加圧水型炉であり、熱出力は36MWである。1974年の出力上昇試験中に、上甲板にて放射線漏洩が検出された。この原因は原子炉容器と一次遮蔽体との隙間をストリーミングする中性子であることが判明した。遮蔽改修後に事業団は日本原子力研究所に統合された。1990年に出力上昇試験は再開され、1991年に成功裡に終了した。引き続いて実験航海が約1年行われ、全ての実験を1992年に終了した。出力上昇試験再開の大幅な遅れは政治的・社会的に難しい問題であることによる。現在、「むつ」は原子炉部分の解役を終了し、船体を再利用して通常動力による海洋観測船として活躍している。「むつ」プロジェクトに加えて、日本造船研究協会と当所は1970年代から一体型船用炉の研究を行い、事業団は1975年から次世代型船用炉の研究を開始した。原研は1985年に事業団の研究及び「むつ」プロジェクトを引き継いだ。この研究を通じてMRXとDRXと名付けた2つのタイプの船用炉が次世代炉として有望な炉型とみなされた。前者は極地観測船、超大型コンテナ船、超高速コンテナ船を含む大型原子力船用のプラントである。この原子炉の炉心損傷頻度は約 $10^{-7}$ /原子炉・年であり、陸上設置のPWR原子力発電所に比べて低い。コスト評価がMRXを搭載した高速大型コンテナ船の太平洋航路について行われ、ある条件の下では、原子力船はディーゼル船よりも経済的に優位であることが明らかにされた。後者は深海科学調査、審査、基地建設のための動力源用の原子炉プラントであり、バッテリー動力による深海調査船の深海における活動時間が数時間に限られていることの改善を図ること等を目的としている。

Utilization of Nuclear Power in Oceans and Its  
Perspective

海洋における原子力利用とその将来

山路昭雄

平成12年2月

Proceedings of International Workshop on Utilization of  
Nuclear Power in Oceans

1959年以来、ロシアは多く原子力砕氷船を有し、現在は新しいタイプの2隻の原子力砕氷船の建造を計画している。日本では、改良船用炉の設計研究とその基礎的研究が日本原子力研究所、当所および大学にて行われている。原研にて概念設計が行われた改良船用炉MRXは受動的崩壊熱除去システムを有する軽量・小型の一体型PWRである。日本造船協会および日本原子力産業会議は原研の委託により「実用原子力船の設計に関する検討」および「原子力船の運航に係る全体システムの検討」を行った。日本造船協会の委員会は次世代の実用原子力商船として、排水型大型高速コンテナ船を推奨した。日本原子力産業会議の委員会は改良船用炉MRXを搭載した大型高速コンテナ船のコスト評価を太平洋航路について行い、将来のある条件のもとでは原子力船はディーゼル船に比べて経済的に優位になることを示した。また、日本造船協会の委員会は、深海調査が地球の科学調査にとって極めて重要であることから、将来有望な特殊用途原子力船として深海調査船を推奨している。ロシア、日本、米国を含む多くの国で深海調査のための原子炉の研究が行われている。米国では、原子力潜水艦を海洋学術調査研究用に改造し、Scientific Ise Expedition (SCICEX) プログラムの中で、1995から1999年の間、北極圏の海洋調査に原子力潜水艦が使用された。

浮体式原子力発電所に関しては、ロシアにおいて遠隔地用コジェネレーション原子力プラント“Pevek”の設計が船用炉に基づく原子炉KLT-40Cを用いて完了しており、工場にて部品の製作が現在行われている。日本では造船技術を利用した浮体式原子力発電所の基礎的研究等が行われている。海水脱塩装置を備えた浮体式原子力発電所の設計は多くの国で行われている。

日本では、原子力発電所から青森県六ヶ所村の核燃料サイクル施設への使用済燃料および低レベル放射性廃棄物の海上輸送が行われている。また、1969年以来、日本から欧州への使用済燃料の海上輸送が160回以上行われている。高レベル放射性廃棄物は欧州から日本へ海上輸送されている。欧州から日本へのMOX新燃料輸送は昨夏開始された。

モンテカルロ法によるJCO臨界事故に伴う  
放射線被曝線量の推定Monte Carlo Estimation of Exposure Dose due to the  
JCO Criticality Accident

植木紘太郎

平成12年3月

日本原子力学会 2000年春の年会予稿集

平成11年9月30日、茨城県東海村のJCOにおいて臨界事故が発生し、付近住民が放射線被曝を受けた。本報告はモンテカルロ法により、線源から1,250mまでのスカイシャイン解析を行い、線源から95mの位置でサーベイメータによる測定値で規格化し、実際の被曝線量を推定した。

以下のような計算条件を設定した。

- ①線源条件 中性子源 :  $^{235}\text{U}$ のWatt核分裂スペクトルを持った点等方線源。  
ガンマ線源: ORIGEN82コード計算した使用済燃料の冷却時間ゼロにおけるガンマ線スペクトルの点等方線源。
- ②計算モデル 線源が一辺10mの立方体の中心に置かれ、その周囲に比重0.5の軽量コンクリートの壁(厚さ40cm)、床及び天井(それぞれ厚さ20cm)が設置されているものと仮定。大気は線源より半径1,500mまで考慮、また地面は厚さ25cmの土とし、同じく半径1,500mまでモデル化。
- ③線量当量率換算係数: 中性子及びガンマ線ともICRP51を使用。

連続エネルギーモンテカルロコードMCNP4Bを用い、線量当量率分布を線源から半径1,250mまで求めた。線源から95m地点において測定された中性子線量当量率 $3860\mu\text{Sv/h}$ で規格化すると、250m地点では $317.4\mu\text{Sv/h}$ となる。そして、450m地点では $27.5\mu\text{Sv/h}$ 、950m、1,250m離れると0.435、 $0.043\mu\text{Sv/h}$ にそれぞれ減衰する。また、モンテカルロ計算に関しては、計算値の相対標準偏差(fsd)はWeight Window Importanceを採用した結果、650m地点までが1%以内、1,250m地点においても2.5%であった。EstimatorにはRing Detectorを用い、計算時間はDEC alpha 500で6時間であった。

### 校正におけるTLD素子中の吸収線量評価

Estimation of absorbed dose in TLD materials at the calibration

成山展照

平成12年9月

日本原子力学会2000年秋の大会予稿集

放射光や重イオン等の加速器の建設、運転により、従来の原子力において扱われてきた放射線とはエネルギー、粒子の異なる放射線源が増加し、それにつれて放射線のLETの違いに起因すると思われる効果への関心が増大してきた。特に、放射線線量計は実用的にエネルギー応答の点からも重要なため、従来より多くの研究がなされてきた。そうした研究における照射実験は、実用的なエネルギー応答測定とは異なり、TLD素子材料自体が示す現象を対象とするため、素子自体に吸収されるエネルギーを求めなければならない点に特徴がある。たとえば、空気吸収線量 1 Gyの照射場において場合にTLD素子自体にはどれだけのエネルギーが吸収されるのか評価する必要がある。放射光やイオンは1次粒子が素子中に与えるエネルギーが大きく、また2次粒子は1次粒子に比べて飛程が極端に短いため、通常フィルターやケースから発生した2次粒子がTLD素子に与えるエネルギーは1次粒子が直接与えるエネルギーに比較して無視できる。しかし、Co-60やCs-137 $\gamma$ 線を用いた校正時には、TLD素子に与えられるエネルギーはほとんど周りから発生した2次電子によるものである。つまり、周りにあるフィルターやケースの影響あるいは電子平衡を達成するために用いるプラスチックやテフロンの板から発生する電子を考慮しなければならない。

こうした $\gamma$ 線照射下における壁材料の影響は、電離箱の分野において詳細に研究がなされており、TLD中の吸収線量は、式 $D_{TLD} = f_{TLD,wall} (\mu_{en}/\rho)_{wall} / (\mu_{en}/\rho)_{air} D_{air}$ を用いて空気吸収線量 $D_{air}$ から求まる。ここで $f_{TLD,wall}$ の値は空洞理論から求まり、 $\mu_{en}/\rho$ は質量エネルギー吸収係数を表す。もし、壁の影響を無視できる場合には、空気吸収線量にTLD素子と空気のエネルギー吸収係数の比を単純に乗じることにより $D_{TLD}$ が得られる。しかし、無視できるかどうか不明の場合には $f$ の値を評価しなければならない。本研究の目的は、この $f$ の値を計算し、 $D_{TLD}$ と $D_{air}$ の関係を明らかにすることにある。

TLDとしてフッ化リチウム、壁材料としてテフロン、アクリル、ポリスチレン、パイレックスガラスを選択した。 $f$ 値はTLDの大きさに依存するので、厚さを変えて計算を行った。空洞理論計算には $f = df_1 + (1-d)$  $f_2$ で表されるBurlinの理論を用いた。 $f_2$ は小さい空洞に対する $f$ 値、 $f_1$ は大きい空洞に対する $f$ 値、 $d$ は重み関数を表す。 $f_2$ 値は、連続減速近似に基づいて計算を行った。また、モンテカルロコードを用いた $f$ 値の計算も行った。

た。

テフロン、アクリルなどは、そもそも空気やフッ化リチウムと比較的近い実効原子番号をもつため校正に用いられる。そのため、 $f_2$ と $f_1$ の差自体はそれほど大きくはなく、パイレックスガラスの差が3.4%、ポリスチレンの差が3.6%程度である。すなわちTLDの厚さに関わらず、 $f$ 値は $f_2$ とそれ以上異なることはない。この値は、Co-60、Cs-137ともほぼ同じであった。また、0.38 mm厚さのTLDに対して $d$ は0.437で、大きな空洞の成分と小さな空洞の成分は半々であった。しかし、薄くなるほど $f_2$ の寄与が大きくなり、単純に空気吸収線量にTLD素子と空気のエネルギー吸収係数の比を乗じるだけでは3-4%の誤差につながるということが明らかになった。この誤差は、放射線のエネルギーに依存してたとえばTL発光効率が20%増加する素子に対してよりも、従来効率が放射線により変わることはないと言われてきた素子に対して重要であり、こうした厳密な評価が必要と考えられる。