

所外発表論文等概要

〈溶接工作部〉

溶接欠陥および隅肉溶接部の AE 特性

Acoustic Emission Characteristics of Weld Defects and Fillet Weld Part

神尾 昭, 榊 昌英, 中島 玉雄
仲佐 博裕, 渡辺 竹春, 富士 岳

昭和57年10月

日本非破壊検査協会 非破壊検査 31巻10号

球形タンク、圧力容器等の溶接部の健全性を AE 法によって評価するためには、各種溶接欠陥と AE 発生状況を負荷荷重との関連で、あらかじめ明らかにしておかなければならない。これ等の試験には実際の構造物に近い寸法の大形試験片を用いて、多チャンネル AE 標定装置による AE 計測が必要となる。AE 試験においては、ノイズ除去、計測方式、感度等により、実験結果が影響されるが、方式の異なる装置による同

時計測によって、AE 計測結果の共通的傾向における信頼性を得ることができる。本報告では 4~5 の多チャンネル AE 装置による同時計測を行った。

溶接部に作成した欠陥は、自然割れ、表面切欠、肉盛溶接棒 2 種を用いて作成したぜい化部割れである。自然割れは板厚を貫通する大きさで、この場合は $0.8\sigma_Y$ の平均応力前後から AE が標定された。HAZ 部に作成した表面切欠では、同様に $0.8\sigma_Y$ から AE 標定があったが、溶接金属部表面につけた切欠では、破断荷重の 90% 以上の荷重で AE が標定された。著しく硬度の高い ($H_V 700$) ぜい化部の割れは、耐圧試験荷重の 6 割で AE 標定が得られた。

圧力容器等の耐圧試験時等の AE 試験において、付加板、脚部等の隅肉溶接部から、耐圧試験の初期から AE が観測されることが多い。大形試験片に隅肉溶接部を作って実験した結果、AE の主な原因としては、母材と付加板の間隙の介在物が主であり、したがって AE 法による評価の対象外とすべきであることがわかった。

〈船体構造部〉

パイプ円周溶接部の内圧による
溶接残留応力除去効果Effect of Internal Pressure on Release of Residual
Stresses due to Circumferential Welds of Pipes

松岡 一祥, 直井 保

昭和58年4月

溶接学会誌 52巻2号

鋼管構造物や配管系の組み立てに多用されるパイプ円周溶接により、パイプ内側表面には軸方向および円周方向に大きな引張、外側表面には軸方向に圧縮の残留応力が発生する。この残留応力は構造物の強度を低下させたり、エネルギープラントの配管系では応力腐蝕割れの原因となるなど有害であり、その除去方法が種々検討されている。残留応力の除去方法としては、応力除去焼鈍が有力である。しかし、構造物あるいは配管系の大きさにあった焼鈍炉がない場合や、焼鈍による材質の劣化が著しい場合には、焼鈍によって残留応力を除去することはできない。一様な焼鈍によらない円周溶接部の残留応力除去法として、熱弾塑性的な手段が幾つか研究されてきた（高周波加熱による応力改善法、Backlay weld 法、水冷溶接法など）。一方、機械的な方法も考えられる。内圧による方法、パイプ内側で円周状の爆発をおこし、円周方向に圧縮の残留応力を生じさせる方法などが可能である。

本論文は、パイプ円周溶接により生じる残留応力の内圧による除去効果についての検討結果を示すものである。著者らが提案した固有応力による方法（溶接学会誌 Vol. 51, No. 2）を弾塑性に拡張し、パイプ円周溶接部の内圧による残留応力変化の固有応力による解析法を示す。本解析法が妥当なものか測定結果と比較する。さらにシリーズ計算の結果を整理して、パイプ円周溶接部の内圧による残留応力除去効果を検討した。以下に得られた結論を示す。

- (1) 内圧によるパイプ円周溶接部の残留応力除去効果は内圧が大きければほど大であるが、パイプ寸法、溶接条件などの影響をうける。
- (2) 溶接方法を選択することにより、内圧による残留応力除去効果を大きくすることができる。
- (3) (2) により溶接条件を適切なものにすれば、耐圧試験規準を満たす内圧で焼鈍と同程度の残留応力除去効果が期待できる。

(216)

〈原子力船部〉

プール水中での蒸気凝縮に伴う圧力および流体の振動
——低周波および高周波振動の特徴——Pressure and Fluid Oscillations due to Steam
Condensation in Pool Water—Characteristics of
Low- and High-Frequency Oscillations—

綾 威雄, 成合 英樹

昭和57年10月

日本原子力学会, 昭和57年秋の分科会

圧力抑制型格納容器において、冷却水喪失事故時にプール水中で蒸気が凝縮する際発生する、いわゆるチャグギング現象および凝縮振動現象は、格納容器の動的荷重評価の問題として関心が持たれているが、そのメカニズムの評価は十分には明らかでなく、評価は実規模試験にもとづき保守的方法によりなされている。本報は、模擬実験装置（ヘッダー容積 5l、ベント管内径 18 mm、長さ 0.5 と 0.8 m）により、プール水温 20~70°C、蒸気質量流速 0~70 kg/m²s の範囲で、ベント管内外の圧力・温度の測定および高速度写真による現象の観察結果から得られた振動現象の特徴について述べたものである。

平均蒸気質量流速と水温（又はサブクーリング）によって現象が区分けできることは従来から知られており、特に Chugging と凝縮振動が典型的なものとなっている。本報では、ベント管出口での圧力振動と現象観察よりこれを (1) Large Chugging, (2) Small Chugging, (3) 凝縮振動と (4) 高周波振動の生じない領域、の4つに区分けした。(1) は気液界面での蒸気の凝縮によりベント管内へ間歇的に大きくプール水が逆流し、その際高いピーク圧と高周波振動が生ずること、(2) は気液界面がベント管出口近くで低周波で振動し、それに高周波振動が重畳しこれがうなりの圧力振動となること、(3) は気泡の膨脹収縮に一致する高周波振動が生ずること、などが特徴である。Chugging という言葉を、ベント管内へ逆流が生ずる時のみで定義すると、領域 (2) の一部は Chugging 発生領域から除かれる。

Large Chugging 時では 20 Hz 以下であった気液界面の低周波の変動周波数は、蒸気質量流速の増加により Small Chugging 領域に入ると次第に周波数が上昇し、(3) の領域で高周波圧力振動の周波数と一致する。また、(1), (2), (3) の領域における高周波振動は、気泡の膨脹収縮や界面の変動に応じた凝縮速度の変動により生じることが明らかにされた。

**Pressure Oscillations in Vent Tubes Induced
by Steam Condensation in Pressure
Suppression Containment**

圧力抑制型格納容器中の蒸気凝縮による
ベント管内の圧力振動

綾 威雄, 成合 英樹

昭和58年1月

American Nuclear Society, ASME, AIChE
2nd International Topical Meeting on
Nuclear Thermalhydraulics

蒸気のプール水中凝縮に伴いベント管内外に発生する圧力振動は、圧力抑制型格納容器を持つ軽水冷却原子炉の冷却材喪失事故時における圧力抑制室壁面への動的荷重の評価に関連して注目されている。しかし、圧力振動のメカニズムは十分には明らかでないため、現在のところ、実規模試験に基づいて保守的に荷重評価がなされている。本研究は小規模模擬実験の結果を通して圧力振動のメカニズムを説明したものである。実験装置はドライウェルを模擬した 0.05 m³ の蒸気室、内径 18mm で長さ 0.5 または 0.8m のベント管数本と水タンクより成っており、飽和蒸気がボイラーより蒸気室へ導かれる。ベント管に沿った3点と蒸気室内の圧力を測定した。蒸気-水界面の変動を調べるため、約 3000 コマ/秒の高速カメラを用いた。

圧力振動は幾つかの様式に分類され、各様式の発生範囲を蒸気流量と水温で示した。主な様式は、周期的で大きなチャギング、不規則で小さなチャギング及び凝縮振動である。大きなチャギングでは、プール水のベント内への大きな逆流とともに ringout と言われる高周波振動が見られる。小さなチャギングはベント出口付近の界面変動 (10~50 Hz) に伴い高周波振動がうなり状として表われるのが特徴であり、凝縮振動ではほぼ振幅の揃った高周波振動のみとなる。小さなチャギングの不規則性は水中の渦に起因するものであるが、大きなチャギングでは蒸気室の負圧が十分大きく、この不規則性に打ち勝ってプール水を吸い上げる。

全ての様式で見られる 150~250 Hz の高周波振動は、蒸気泡の膨脹・収縮に伴って蒸気凝縮の強弱が繰り返されるために生じることが高速カメラにより確められた。従来、高周波振動の原因としてベント管内の音響効果や蒸気泡の崩壊として説明されている。それらはある場合には見られるが、振動現象の低周波成分ばかりでなく、高周波成分においても凝縮速度の変動による効果の方により注目しなければならない。

**Measurement and Analysis of Gamma-Ray
Dose Distribution in an Actual Ship**

ガンマ線量分布の実船測定と解析

山越 寿夫, 植木紘太郎, 中田 正也

昭和58年2月

Journal of Nuclear Science and Technology

航海訓練所の練習船・進徳丸に小さなガンマ線線源 ⁶⁰Co と ¹³⁷Cs を持ち込み、船内の広範囲に亘る線量分布を測定し、モンテカルロ法を用いた測定値の解析から従来の船内線量分布の計算に採用されて来た点減衰核法の計算モデルとしての妥当性、計算法上の近似の適用性につき、それらの限界を明らかにした。また、モンテカルロ法の船内線量分布計算への実用性も実証した。

船内広領域における線量分布の測定結果には、実験室内の船体区画構造模型の実験では得られぬ、散乱ガンマ線の船内広領域での振舞についての重要な情報が含まれている。手法として信頼性の高いモンテカルロ法を用い、この振舞の解析を行なった報告は、他に例を見ない。

船内は普通、鉄板で空間を複雑に区切った構造であるが、点減衰核法を適用する場合は、計算で扱い易い様に、構造を平行板の体系で近似している。また、ガンマ線の構造物からの反射散乱の影響は、従来の計算法では考慮されていない。他方、モンテカルロ法では、現実の複雑構造が正確に考慮出来ることと計算結果に対する精度の目安が、統計計算に対する標準偏差として与えられる。この為、実船測定の結果の解析には、モンテカルロ法を用いた。

船内線量分布の測定では、船内の積み荷の影響が避け難い。この為、測定点は、確実にその影響を避けた位置を選ぶよう配慮した。測定はサーベイメータにより、船内全体に亘って行なった。

積み荷の影響の無い数個処に於ける線量分布がモンテカルロ法で良く再現できることを確認してから、モンテカルロ法により、船内構造が船内線量分布、エネルギー分布に与える効果を解析した。従来の計算で、無限板の再生係数を用いることは、良い近似であること、線源から遠い位置で、構造体からの散乱線を無視する為、線量を低く見積ることが明らかとなった。

Pressure and Fluid Oscillations in a Vent System due to Steam Condensation,
(II) High-Frequency Component of Pressure Oscillations in Vent Tubes under at Chugging and Condensation Oscillation

蒸気凝縮に伴うベント系の圧力および流体振動
(II) チャギングおよび凝縮振動時に現れる
高周波振動成分

綾 威雄, 成合 英樹, 小林 道幸
昭和58年3月

Journal of Nuclear Science and Technology

軽水型原子炉の圧力抑制室は、冷却材喪失事故時に破断口より放出される蒸気をサブクール水中で凝縮させ、格納容器の容積を最小にするため設けられている。蒸気凝縮に伴い、ベント系やウェットウェルに圧力振動が生じることは、実規模および小型模擬実験により従来より知られている。しかし、圧力振動のメカニズムは十分には明らかでないため、圧力抑制室壁面への動的荷重を評価する際には、現在のところ、実規模試験に基づいて保守的になされている。

本研究の第1報では、ベント管内の蒸気流量率が20 kg/m²・s以下の比較的低流量に現れるチャギング現象(本装置では8 Hz程度の低周波振動)について種々の実験パラメータの影響を調べた。本報は、圧力振動の高い周波数成分(本装置では100~200 Hz)に焦点を絞り、実験データを通してそのような圧力振動のメカニズムを考察したものである。

高周波圧力振動は、低蒸気流量率時にはチャギングの発生と同期して起こり、振動の始りで最大振幅が現われ徐々に減衰していくのに対し、高蒸気流量率時には凝縮振動と呼ばれる振幅のほぼ揃った圧力振動が連続して現れる。チャギングと凝縮振動の遷移域では、圧力振幅がうなり状に発達と減衰を繰り返すパターンとなる。このように、高周波圧力振動の発生の様相は蒸気流量率の影響を強く受ける。一方、個々の圧力波形の基本的な特徴は発生パターンに依らず同一であり、周波数が発生パターンおよびベント管長の影響をほとんど受けないことが判明した。これらの実験事実を矛盾なく説明するため、高周波圧力振動の発生メカニズムはチャギング時も凝縮振動時も同じであると推論した。この考えに立って、ベント管を流れる各瞬間の蒸気流量が低周波な界面変動、即ち、界面付近の水のサブクール度の変化に応じて変動していることと結びつけることにより、平均蒸気流量率の違いによって高周波発生のパターンに違いの現れることを説明した。

(218)

Threshold of Pressure and Fluid Oscillations Induced by Injection of Subcooled Water into Steam Flow in Horizontal Pipe

水平管内の蒸気流中へのサブクール水注入時に生ずる圧力および流体振動の発生限界

綾 威雄, 成合 英樹
昭和58年3月

1983 ASME-JSME Thermal Engineering Conference

加圧水型原子炉の冷却材喪失事故時における緊急炉心冷却水の注入を模擬した小型の装置により、水平管内の蒸気凝縮に伴う流体振動現象に関する実験を行なった。実験装置は、主として、0.02 m³の蒸気ヘッダーと内径18又は29 mmで長さ2.7~5.0 mのポリカーボネイト製透明管より成り、サブクール水が管斜め上方よりノズルを通して蒸気流中へ注入される。注水部から上流、下流及びヘッダー内の圧力と温度変化を計測し、下流に設けた絞り、上流側蒸気容積、注水ノズル位置及び水平管の内径の影響を調べた。

実験結果から、現象は蒸気流量の少ない方から順に、15 MPaにもおよぶピーク圧力を持つ Waterhammerを伴って上流下流に亘る水柱の振動、下流のみの水柱の振動、安定した水柱、それに余剰蒸気のため水柱が形成されない場合の4つの様式に分類された。上述の実験パラメータは、各様式の発生範囲ばかりでなく、振幅や振動数にも色々な影響を及ぼした。下流絞りの無い場合は、蒸気流量を増大させていく時の振動限界の方が減少させる場合よりも高い蒸気流量になるというヒステリシスが現われ、注水流量の大きいほどそのヒステリシスは大きくなった。下流に強い絞りを設けた場合には、この様なヒステリシスは現われず、振動限界における蒸気流量は前の場合に比べて低くなった。

そこで、現象の観察に基づき、蒸気凝縮が注水によるジェット部分ばかりでなく下流へ延びた水平な蒸気-水界面においても行なわれるという新しい解析モデルを考え、この様な系で流れが不安定となる限界を線形安定論を適用して求めた。解析結果と実験データとの比較から、振動状態における水平界面での熱伝達率が安定状態の時よりも高くなるため振動限界にヒステリシスが生じること、下流に強い絞りのある時はジェット部の凝縮能力のみで振動限界が定まるためヒステリシスが現われず、限界蒸気流量が低くなることが判明した。

キャスク遮蔽試験, その 3, 中性子遮蔽解析と評価

Shielding Test of a Spent-Fuel Shipping Cask
Part 3; Neutron Analysis and Its Valuation

植木 紘太郎, 山越 寿夫, 関口 晃
中沢 正治, 井上 正明

昭和 58 年 3 月

日本原子力学会 昭和 58 年年会

カルフォルニウム中性子源を使用したキャスク遮蔽試験で得られたキャスク周辺の中性子および二次ガンマ線量率分布を, ANISN, DOT-3.5, MORSE-CG で計算し, 実験値と比較, 評価を行った。

Discrete Ordinates コードを使用するに際しては, 予め, メッシュ幅, ルジャンドル展開係数, P_L , 角度分点数, S_n , についてパラメータサーベイをした。核データライブラリーは SLC-37, CASK-LIB-50 で, どちらも AMPX コードシステムで ENDFB/IV から作成した中性子-ガンマ線結合群定数である。モンテカルロ計算は Next Event Surface Crossing Estimation (NESX Estimation) を採用し, 比較のため Point Detector Estimation による計算も実施した。その他, 標準偏差の低減と計算コストを下げるため, バイアスヤルシアンルーレット, スプリッティング, Exponential Transform 等の技法を使用した。

キャスク表面 (フィン先端から 10 cm の位置) および表面から 1 m の位置における中性子および二次ガンマ線量率の測定値と計算値との比較を行った。健全な状態のキャスクでは, 中性子線量率の実測値がキャスク表面で 13 mrem/hr であるのに対し, 計算値は 6~9 mrem/hr であり, 40% 程実験値を下廻っている。しかし, 耐火実験によってレジン層が喪失した状態では, 表面の中性子線量率の実測値が 193 mrem/hr に対し, 計算値が 192~194 mrem/hr であり, 驚く程良く一致している。したがって, 実験値と計算値との間に大きな違いが生ずる原因としては, レジンの群定数とレジン層のモデル化が考えられる。もう一つ, 本実験とその解析から, 二次ガンマ線量率が, 健全なキャスクの場合, 中性子のおよそ 30~40% に達することが明らかになった。この二次ガンマ線の大半はレジン層の水素原子による 2.2 MeV の光子であるが, レジン層のすぐ内側のステンレススチール中の鉄原子による 7~8 MeV の光子も無視できない。

<大阪支所>

油分濃度計測のための試料水配管系について

The Piping System for Monitoring Oil
Contents of Effluent from Ships

津島 聰, 波江 貞弘
山根 健次, 伊飼 通明

昭和 57 年 6 月

日本船用機関学会誌 第 17 巻 第 6 号

船舶から船外に排出する排水中の油分を監視するため, その濃度を油分濃度計で計測する場合, 船外排出管途中から採取した試料水を配管によって計器まで送水しなければならない。その際, 配管及び付属機器内部における油分の滞留, 汚れ等の原因によって油分濃度計による計測値が排水中の油分濃度の代表値とならない恐れがあり, これら配管系の影響を検討する必要がある。

そこでタンカーの船外排出配管ならびに濃度計測用試料水配管系の実状について実船調査を行うとともに, これら試料水配管系の模擬装置を作製し, 配管条件が濃度計測精度に及ぼす影響を実験的に調べた。

その結果, 配管入口油分濃度に対する出口油分濃度のばらつきは管内平均流速に影響されることがわかった。実船上では配管内平均流速は通常 2~4 m/s 程度と考えられるが, この範囲の流速において, 特に高粘性油の場合は今回の比較的短い試験時間 (1 時間前後, 常温) に対して C 重油で 10~30% 程度, ミナス原油で 200% 以上の誤差を生じた。実船での長時間の使用の場合には低流速部での蓄積油分によって更にばらつきが増大する可能性も考えられる。この計測誤差を抑制する方法としては, (1) 配管のエロージョン等の条件がゆるす限り管内流速を高める, (2) 高粘性油に対しては水温上昇によって油粒の微細化をはかる, (3) ストレーナ等の低流速部はできるかぎり少なくし, また配管系の洗浄回数を増すことなどが考えられる。実船における試料水配管の設計あるいは計測系の保守など実際の運用にあたってはこれらの点を充分考慮する必要があると思われる。

軽水炉における事故時の燃料破損形態と
事故後の炉心冷却性

A Study on Post-Accident Core Coolability of
Light Water Reactor Based on Practical
Fuel Failure Behavior

吉村 富雄, 石川 迪夫
星 篤雄, 稲辺 輝雄
昭和56年12月

日本原子力学会誌 23巻12号
Energy Developments in Japan

TMI-2号炉の炉心損傷事故を契機として、事故後の余熱除去性の問題が重要な研究課題となっている。本報では、NSRR, PBF, PNS等における燃料破損実験の結果を基に、軽水炉で想定されるLOCA, RIA, PCM等の事故時の燃料破損挙動を概括し、事故後の炉心冷却性について検討した。成果の主要な点は次のとおりである。

- (1) 軽水炉で想定される事故条件は多様であるが、それらの条件下において燃料を破損に至らしめる要因は、被覆管の破れや溶融、あるいは UO_2 の溶融等と共通しており、これまでに燃料破損実験等で実際にみられた燃料の破損形態は、次の7種の基本的形態に集約できる。
- ① 被覆管の溶融・脆化破損, ② UO_2 の溶融破損,
 - ③ 被覆管の高温バースト破損, ④ 被覆管の低温バースト破損, ⑤ 照射済燃料の UO_2 膨脹破損, ⑥ 被覆管の照射脆化破損, ⑦ TMI-2号炉の燃料破損
- (2) 上述の基本的破損形態の中で、冷却性の一時的喪失が生じたのは、 UO_2 の溶融破損、照射済燃料の UO_2 膨脹破損およびTMI-2号炉の燃料破損の3種の破損形態の場合である。そしてこれらの燃料破損は、安全評価基準の事故時の制限値を超える条件で、かつ燃料破損時に UO_2 ペレットは溶融しているか、または融点に近い高温状態にある場合にみに起っている。
- (3) 被覆管の溶融・脆化破損、被覆管の高温バースト破損と低温バースト破損および被覆管の照射脆化破損の場合は、冷却可能形状の喪失は起っても冷却性の喪失には至らない。

なお本報告は、初めに日本原子力学会誌(和文)に発表したものを、Energy Developments in Japanの編集者からの依頼により同誌(英文)にも掲載するものである。

(220)

〈東海支所〉

原子力船「むつ」遮蔽解析, (I) 遮蔽解析手法

Shielding Analysis of the Nuclear Ship Mutsu,
(I) Method of Shielding Analysis

山路 昭雄, 宮越 淳一, 岩男 義明
壺 阪 晃, 景山 輝久
昭和57年10月

日本原子力学会 昭和57年秋の分科会

「むつ」遮蔽設備のうち、原子炉一次遮蔽は鉄水多重層、蛇紋コンクリート、重コンクリート、水素化ジルコニウム、鉛等からなり、原子炉二次遮蔽は普通コンクリート、重コンクリート、鋼、ポリエチレン、水等からなる。遮蔽解析にはANISN, TWOTRAN, MORSE, QAD, SPACETRAN等の計算コード、経験式、簡易計算法及び実験データを用いた。輸送計算及びモンテカルロ計算における群定数はRADHEAT-V3コードシステムにより作成した。解析を行う前に、エネルギー群構造、空間メッシュ幅をパラメトリックに変えたANISN計算等を行い、これらを設定した。解析は貫通孔等の不規則形状部がないとした構造と主冷却管の一次遮蔽貫通部等の不規則形状部に分けて行った。解析の概略は次の通りである。まず、炉心において求めた中性子源、 γ 線源及び遮蔽材等で発生する二次 γ 線を線源として、炉心から一次遮蔽外面及び二重床上部遮蔽体下面までの放射線束を求めた。一次遮蔽体と二次遮蔽体との間の空間部(以下、キャビティという。)の放射線束及び二次遮蔽を透過する放射線束の解析では、一次遮蔽体及び二重床上部遮蔽体を透過する中性子及び γ 線、一次冷却水中に含まれる ^{16}N からの γ 線及び ^{17}N からの中性子を線源として、船内各区域及び船底海水までの放射線束を求めた。これらの計算と平行し、同じ計算手法でANISNコードによるオートハーン号一次遮蔽タンク実験及び速中性子のコンクリート透過実験の解析、TWOTRANコードによるコンクリート接合部 γ 線漏洩実験の解析、QADコードによる γ 線のコンクリート透過実験、 ^{16}N からの γ 線の鉄層透過実験及び船体構造の γ 線遮蔽効果実験の解析等を行い、計算値の精度を求め、設計に反映させた。

原子力船「むつ」遮蔽解析, (II) 計算精度確認の
ための関連実験解析

Shielding Analysis of the Nuclear Ship Mutsu,
(II) Experimental Analysis for the
Accuracy Evaluation

山路 昭雄, 岩男 義明, 藤井 孝良
壺 阪 晃, 景山 輝久
昭和 57 年 10 月

日本原子力学会 昭和 57 年秋の分科会

「むつ」遮蔽設計の計算手法を用いて種々の実験の解析を行うことにより計算値の精度を求め、これを設計に反映させた。「むつ」一次遮蔽の遮蔽性能は、一次遮蔽を炉心真横方向に透過する放射線及び圧力容器と一次遮蔽との間隙を上下方向に漏洩する放射線に大きく依存する。二次遮蔽に対する主たる放射線は、一次遮蔽を透過、漏洩する中性子及び一次冷却水ループ中の ^{16}N からの γ 線である。一次遮蔽を炉心真横方向に透過する放射線の計算精度については、「オットーハーン号一次遮蔽タンク実験」を ANISN コードで解析することにより求め、圧力容器と一次遮蔽との間隙及び主冷却管の一次遮蔽貫通部を漏洩する放射線の計算精度については、JRR-4 で行われた「原子力船むつ遮蔽改修のためのモックアップ実験」の解析値により求めた。二次遮蔽の格納容器上部遮蔽体（重コンクリート及び鋼）、格納容器側部遮蔽体（重コンクリート及び普通コンクリート）及び二重底内水タンクを透過、漏洩する放射線の計算精度については、JRR-4 で行われた「原子力第 1 船遮蔽効果確認実験」のうち、速中性子の重コンクリート及び普通コンクリート透過実験を ANISN コードで、 γ 線の重コンクリート及び普通コンクリート透過実験を QAD コードで、コンクリート接合部 γ 線漏洩実験を TWOTRA コードで、さらにハーヴェル原子力研究所で行われた ^{16}N からの γ 線の鉄層透過実験及び水層透過実験を QAD コードでそれぞれ解析することにより求め、二重底上部・内部遮蔽体（ポリエチレン）を透過する放射線の計算精度については、「原子力船むつ遮蔽改修のためのモックアップ実験」の解析値により求めた。二次遮蔽外側の船内各区域の γ 線計算の精度については、進徳丸で行われた「船体構造の γ 線遮蔽効果の実験」を QAD コードで解析することにより求めた。

原子力船「むつ」遮蔽解析, (III) 原子炉運転時におけるバルク部遮蔽解析

Shielding Analysis of the Nuclear Ship Mutsu,
(III) Analysis of Bulk Shield in
Reactor Operation

山路 昭雄, 岩男 義明, 壺 阪 晃
藤井 孝良, 齊藤 鉄夫, 鈴置 善郎
河北 孝司, 景山 輝久
昭和 57 年 10 月

日本原子力学会 昭和 57 年秋の分科会

考慮した主な放射線は核分裂中性子、一次・二次 γ 線、一次冷却水中の ^{16}N からの γ 線及び ^{17}N からの中性子である。解析ではコンクリートの組成を絶乾状態での値とし、二重底上部・内部遮蔽体のようなブロック形状遮蔽体については、ブロック間隙が僅かであり、かつ遮蔽体を貫通するスリットがないことから均質構造とした。(1) 一次遮蔽体及び二重底上部遮蔽体解析；炉心内の中性子源分布は現実の制御棒パターンにより計算される分布のうち、遮蔽計算を行う上で最も厳しいものを選んだ。TWOTRAN 計算では炉心中心面から上側を 4 分割、下側を 3 分割し、分割面近傍には重複部を設けた。ANISN 計算は炉心真横方向（核分裂中性子、一次・二次 γ 線）及び炉心上下方向（一次 γ 線）について球形状で行った。一次遮蔽外表面では、一次遮蔽側部に透過する放射線の方が、一次遮蔽上部に透過するそれより多い。(2) 一次遮蔽体及び二重底上部遮蔽体を透過する放射線によるキャビティ部解析；キャビティを上部一次遮蔽体上面の高さに相当する面で側部キャビティと上部キャビティに分け、まず二重底内底板から上部一次遮蔽体上面までの側部キャビティについて、一次遮蔽バルク部側面透過放射線を線束源として解析を行い、次いで上部キャビティ解析を行った。上部キャビティ解析での線束源は一次遮蔽バルク部上面透過放射線及び側部キャビティ解析による上部一次遮蔽上面に相当する空間面での放射線とした。(3) ^{16}N , ^{17}N によるキャビティ部解析；線源領域は一次遮蔽外側の主冷却管、蒸気発生器及び主冷却水ポンプ中の一次冷却水とし、線源領域、遮蔽体等は三次元形成で近似した。(4) 二次遮蔽体及び船内各区域の解析； ^{16}N を線源とした QAD 計算ではキャビティ部解析と同じ線源領域とし、その他の二次遮蔽計算ではキャビティ部解析等で得た角度束を線束源とした。

原子力船「むつ」遮蔽解析, (IV) 原子炉運転時に
おける不規則形状部遮蔽解析

Shielding Analysis of the Nuclear Ship Mutsu,
(IV) Analysis of Shield Irregularity in
Reactor Operation

山路 昭雄, 岩男 義明, 斉藤 鉄夫

奥村 芳弘, 藤井 孝良

壺 阪 晃, 景山 輝久

昭和 57 年 10 月

日本原子力学会 昭和 57 年秋の分科会

「むつ」不規則形状部の解析には, TWOTRAN, ANISN, MORSE, QAD, SPACETRAN の計算コード, 経験式, 簡易計算法及び実験データを用いた。一次遮蔽不規則形状部のうち, 主冷却管貫通部, 核計装用中性子検出孔部及び格納容器内下部マンウェイ部の解析には TWOTRAN コード, 簡易計算法等を用いた。主冷却管貫通部 TWOTRAN 計算では, まず炉心垂直中心線を円柱軸として二次元円柱形状計算を行い, 一次遮蔽内側における主冷却管貫通部の線束を求め, これを線束源として主冷却管軸を円柱軸とする貫通部計算を行った。核計装用中性子検出孔部及び格納容器内下部マンウェイ部 TWOTRAN 計算は一次遮蔽バルク部 TWOTRAN 計算における角度束を線束源とし, それぞれ二次元円柱形状に近似して行った。一次遮蔽不規則形状部を透過・漏洩する放射線のキャビティ内分布解析には SPACETRAN, TWOTRAN コード等を用いた。一次遮蔽不規則形状部を透過・漏洩する放射線による二次遮蔽内側での線量は, 不規則形状部出口の延長方向を除くと, 中性子線量で一次遮蔽バルク部を透過するその約 1%, γ 線量は 1% 以下である。二次遮蔽の不規則形状部解析では, キャビティ部解析で得た二次遮蔽内側での角度束等を線束源とした。主蒸気管貫通部は形状が複雑なため, TWOTRAN, MORSE, 経験式等を用いて解析した。その他の二次遮蔽不規則形状部についても, TWOTRAN, QAD, 簡易計算法等を用いて解析した。二次遮蔽貫通孔部の一部については, R.I. を用いて遮蔽効果の確認試験を行い, 解析手法の精度確認を行った。