

第Ⅲ部

使用済燃料等の輸送・貯蔵技術

第 7 章

原子燃料等の輸送

我孫子研究所構造部	上席研究員	伊藤 千浩	我孫子研究所構造部	上席研究員	山川 秀次
我孫子研究所構造部	主任研究員	加藤 治	我孫子研究所水理部	主任研究員	亘 真澄
我孫子研究所構造部	主任研究員	白井 孝治	我孫子研究所環境科学部	主任研究員	津旨 大輔
我孫子研究所環境科学部	上席研究員	丸山 康樹	我孫子研究所構造物	上席研究員	尾崎 幸男
			我孫子研究所リサイクル燃料貯蔵技術課題推進担当		三枝 利有

7 - 1	使用済燃料輸送物の規則適合性実証試験	73
7 - 2	高レベル廃棄物輸送物の規則適合性実証試験	75
7 - 3	六フッ化ウラン輸送物の火災時安全性試験	76
7 - 4	海上輸送における仮想海没時の環境影響評価	78

伊藤 千浩（8ページに掲載）



加藤 治（1966年入所）
放射性物質輸送容器の落下衝撃時および火災事故時等における密封健全性評価研究などに従事。一方、使用済燃料貯蔵技術については、キャスクの密封を担う金属ガasketの長期密封性能を短時間試験データから予測する評価手法の開発、キャスク蓋部実物大モデルを用いた長期密封性能試験を行っている。



白井 孝治（1987年入所）
入所以来、使用済燃料貯蔵施設や放射性物質輸送容器の安全評価研究に従事。特に、鉄筋コンクリートや金属製構造物の耐衝撃性評価を担当。コンクリートモジュール貯蔵方式の実用化を目指し、鉄筋コンクリート製貯蔵容器の特性や安全評価技術を検討している。



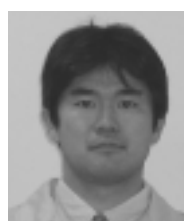
丸山 康樹（1976年入所）
地域環境問題として発電所建設に伴う海岸変形予測、温排水予測などの数値モデル開発に従事。最近では、エネルギー・環境問題として、都市のヒートアイランド現象把握、地球温暖化に関して大気・海洋結合モデルを用いた全球予測、CO₂の海洋隔離などの対策研究を実施。また、応用研究として海洋モデルを用いた海上輸送の環境影響研究に従事。



山川 秀次（1997年入所）
放射性物質輸送容器の火災事故時及び通常輸送時における熱的健全性評価手法に係わる試験研究に従事した。一方、使用済燃料貯蔵技術については、実物大の金属キャスク等を用いた伝熱試験時の熱的健全性評価研究に従事すると共に、貯蔵建家が地震により倒壊し、キャスクが倒壊した建家に埋没した場合の熱的健全性評価手法の開発を行った。



亘 真澄（1989年入所）
これまで、天然六フッ化ウラン輸送容器の火災事故時の安全性評価や乾式貯蔵施設の除熱評価に関する研究に従事してきた。現在は、乾式貯蔵施設のうち、主にコンクリートキャスクの除熱評価に関する研究を行っている。



津旨 大輔（1993年入所）
主に、放射性物質輸送物の海没時の影響評価研究に従事。外洋域における海洋拡散現象の把握のため、海洋大循環モデルを利用したトレーサ研究、海底熱水活動による熱水ブルーム挙動の観測研究など、数値計算、現場観測の両方からのアプローチを行っている。

尾崎 幸男（58ページに掲載）

三枝 利有（8ページに掲載）

7 - 1 使用済燃料輸送物の規則適合性実証試験

六ヶ所村再処理施設付属プールへの使用済燃料輸送が本格化することから、使用済燃料輸送の安全性についての関心が高まるものと考えられる。本研究は、「使用済燃料輸送物を用いて、輸送規則に定められた試験を実施し、輸送規則に定められた技術基準に適合することを実証するとともに、輸送物が想定される実際の事故に遭遇した場合の健全性を示す事」を目的にして、下記の成果を得ている。

7-1-1 規則適合性試験

国内発電所から六ヶ所村再処理施設へ輸送するための、高燃焼度使用済燃料輸送物の実物大試験体等を用いて、輸送規則に定められた落下試験、耐火試験等の規則適合性試験を実施した。使用済燃料輸送物には以下の要件が課せられている。

(1) 一般の試験条件下の試験

a. 環境伝熱試験

輸送物を 38℃ の環境に 1 週間置く。

b. 自由落下試験

輸送物を 30cm の高さから最大の損傷を与える姿勢で剛床上に落下させる。

(2) 特別の試験条件下の試験

a. 9 m 落下試験

輸送物を 9 m の高さから最大の損傷を与える姿勢で剛床上に落下させる。

b. 鋼棒上への 1 m 落下試験

輸送物を 1 m 高さから直径 15cm の軟鋼棒上へ最大損傷を与える姿勢で落下させる。

c. 耐火試験

9 m 落下試験、鋼棒上への 1 m 落下試験に供した輸送物を 38℃ の環境に表面温度が一定になるまで置いた後、800℃ の環境に 30 分置く。

d. 浸漬試験

輸送物を深さ 15 m の水中に 8 時間浸漬させる。輸

送物を深さ 200 m の水中に 1 時間浸漬させる。

このような、試験を行った後、試験の前後で、内部に収納される放射性物質が外部に漏れないことを確認するため輸送容器の密封装置である輸送容器本体蓋の二重 O - リング部の漏洩率を真空放置法により測定し、密封性能を確認する。さらに、遮へい性能、未臨界性能、伝熱性能等を評価する。その結果、輸送物の健全性を確認し、その安全性を実証した。図 7-1-1 に試験で用いた輸送物の概要図を示す。

7-1-2 事故時模擬試験

高燃焼度使用済燃料輸送物を対象として、これまでの実証試験で検証してきた落下・耐火解析手法を用いて、わが国における使用済燃料輸送時に想定される実際の落下・火災事故条件に対して解析を行い、健全性を確認するとともに、輸送規則で定められた規則適合性試験との比較をする。

a) 落下事故に対する評価 (図 7-1-2、図 7-1-4)

わが国の使用済燃料輸送時に想定される最も厳しい事故条件(港での荷役作業中の落下事故：落下高さは 7.8 m で、被衝突面はコンクリート床。実際の輸送時を想定しているため、規則適合性試験時と異なり輸送物は輸送架台に設置された状態で落下、衝突する)に対し、試験と解析を行った。発生した応力等は、許容値内にあり、また、輸送規則の要件下(剛床上への 9 m 落下)で発生した応力よりも小さいことがわかった。

b) 火災事故に対する評価 (図 7-1-3)

わが国における使用済燃料輸送時に想定される実際の火災事故条件(タンクローリーとの衝突事故に伴う火災事故)に対して解析を行った。蓋部密封境界における最高温度等は許容値内にあり、また、輸送規則の要件下で生じた温度よりも小さいことがわかった。

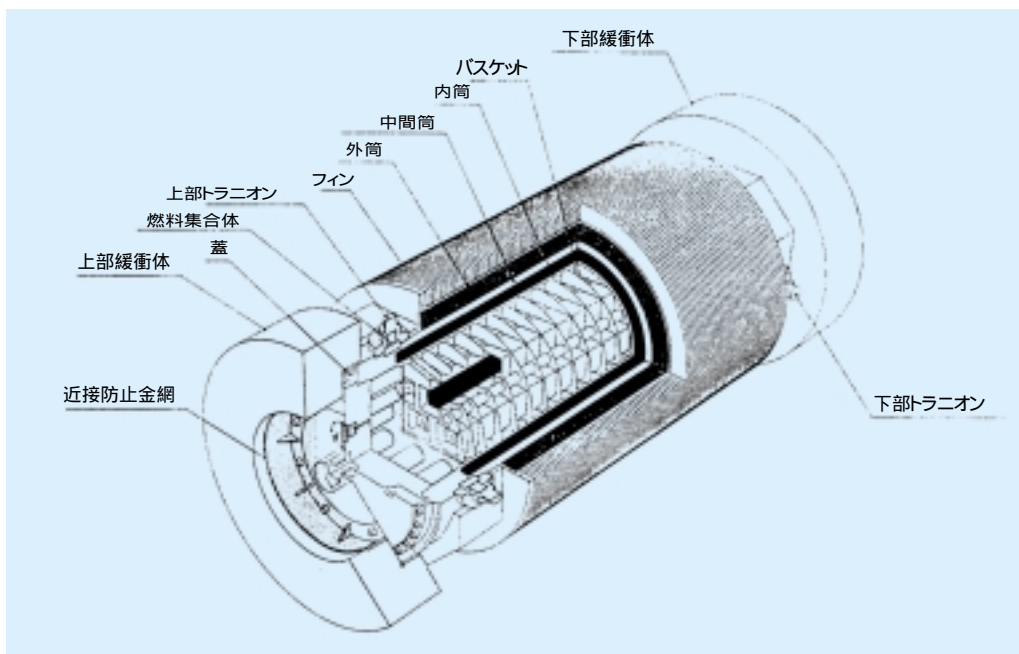


図7-1-1 実証試験用輸送物



図7-1-2 実証試験

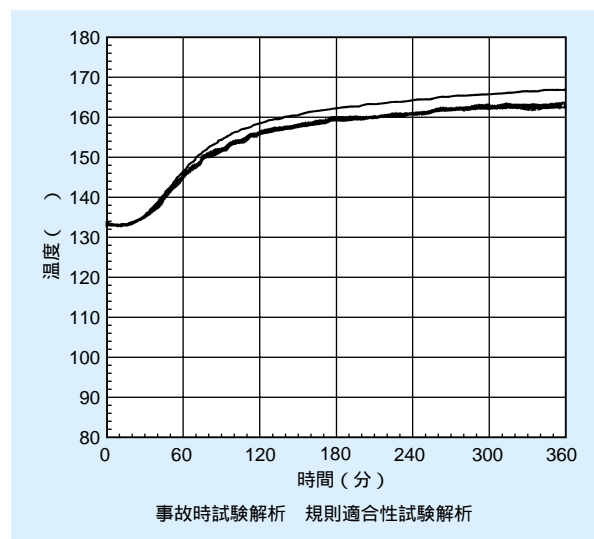


図7-1-3 火災に関する規則適合性試験解析と事故時解析結果の比較 - 蓋密封部近傍温度履歴 -

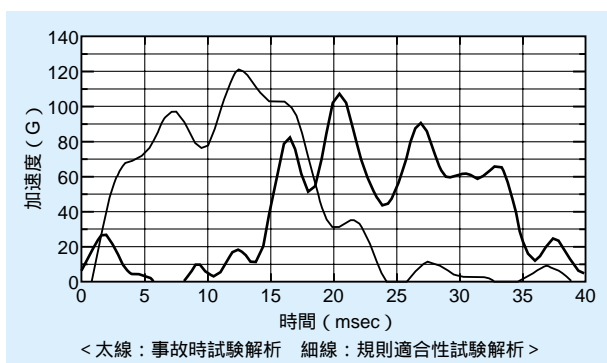


図7-1-4 落下に関する規則適合性試験解析と事故時解析結果の比較 - 加速度時刻歴 -

7-2 高レベル廃棄物輸送物の規則適合性実証試験

海外再処理によって発生した高レベル放射性廃棄物の輸送の安全性について一般公衆の理解を得ることが重要である。このため本研究では、「高レベル放射性廃棄物輸送物を用いて、輸送規則に定められた試験を実施し、規則に定められた技術基準に適合することを実証する事」を目的にして、下記の成果を得た。

本研究を開始した時点では、輸送に仕様が予定されていたCOGEMA仕様およびBNFL仕様輸送容器の最終的な仕様は決定されていなかった。そのため、試験用輸送物として両方の輸送物の特徴を備えた輸送物(ハイブリッド型)を設計・製作し、試験に供した。

実証試験では、7-1-1項で示した試験条件に対して、輸送物の健全性が維持され、また技術基準を満足することを明らかにする。また、高レベル放射性廃棄物の輸送物は、使用済燃料の輸送物と同程度の放射能を収納していることから、使用済燃料の輸送物に課せられている200mの浸漬試験を行った。

輸送物の落下試験の様子を図7-2-1に、基本仕様を表7-2-1に示す。

落下試験前後の密封試験の結果より、規則に定められる放射性物質の漏洩基準を十分満足できることが確認された。以上より、上記規則要件下の試験後も輸送容器の健全性が保持されることが示された。

以上の規則適合性試験の他、海上輸送時の海面火災条件下における輸送物の熱的健全性を明らかにした^{(15)、(16)}。



図7-2-1 実証試験用輸送物の9m落下試験

表7-2-1 実証試験用輸送物の基本仕様

全長	6.8m
外径	2.4m
重量	約115トン
収納体数	ガラス固化パッケージ 28体
発熱体	41kW / 輸送物

7-3 六フッ化ウラン輸送物の火災時安全性試験

国際原子力機関 (IAEA) 放射性物質輸送規則の1996年改訂により、天然六フッ化ウラン輸送容器に新たに耐火要件(火災温度800℃、継続時間30分の火災に遭遇しても容器が健全であること)が課せられることとなった。これに伴い天然六フッ化ウラン輸送物の耐火性能評価が必要となったため、容器の耐火試験や高温破壊試験等を実施し、安全性の実証を行った。

7-3-1 耐火試験

六フッ化ウラン(以下、UF₆)は、常温では白色の固体で、約64℃に三重点(固、液、気体が共存する状態)を持つ物質である。また、昇華性がある、体積膨張率が大きいなどの特徴を有している。UF₆は水と反応し易く、水と反応すると化学的毒性の強いフッ化水素が発生する。天然UF₆が持つ放射線の危険性は小さいため、これまで天然UF₆輸送物に耐火要件は課せられていなかったが、IAEAではこのフッ化水素の化学的危険性に着目して耐火要件を課することを決定した。

天然UF₆輸送容器は、直径1251mm、長さ約3804mm、板厚約16mmの炭素鋼製で、最大12.5トンのUF₆を収納することができる(図7-3-1)。日本では、より安全な輸送を行うため、IAEA輸送規則に先んじて、耐火要件を満足するための耐火保護カバーを開発し、すでに耐火保護カバーを付けた状態で輸送を行っている。

天然UF₆輸送容器が火災事故に遭遇し、容器が高温にさらされると容器内のUF₆は液体・気体へと相変化

し、温度の上昇とともに、体積膨張や内圧上昇を起すなど複雑な伝熱現象が生じる。こうした容器内でのUF₆特有の伝熱現象を再現するためには、UF₆を入れた実規模大の容器を使った試験が必要であるが、これまでUF₆が放射性物質であることや水と反応した際にフッ化水素が発生することなど、その試験の困難さから、十分な試験データは得られていなかった。そこで、実際のUF₆を用いた実規模容器(直径はほぼ実寸、長さ方向約1/3、UF₆重量約4トン、図7-3-1参照)での耐火試験を実施した。なお、本試験は科学技術庁の受託研究として実施し、フランス原子力庁原子力安全防護研究所との共同研究(プロジェクト名:TENERIFE)としてフランス原子力庁カダラッシュセンターで実施した。

試験装置は、外部容器、耐火炉、試験容器から構成される(図7-3-2)。試験容器は、耐火炉の中に入れ、その耐火炉を外部容器の中に設置して試験を行った。試験を行う際には、外部容器を閉め、内部を真空にして、耐火炉からの加熱はふく射伝熱のみで行うものとした。

試験では、耐火炉の熱出力や容器本体および容器内UF₆の温度、容器内圧等を測定した。UF₆を入れた容器での試験の前に、空容器を使ったキャリブレーション試験を行い、試験容器が受ける入熱量を把握した。試験では、耐火保護カバーがない場合とある場合の試験を行い、耐火保護カバーがない場合の試験は、加熱時間をパラメータとした。加熱時間は、カダラッシュ試験センターの安全基準の制約から、耐火保護カバーな

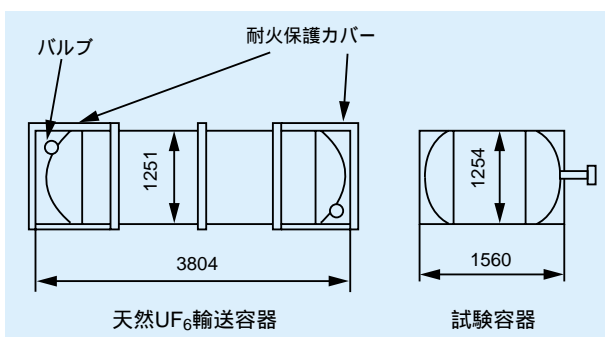


図7-3-1 天然UF₆輸送容器と試験容器の概要



図7-3-2 試験装置の外観写真(外部容器、耐火炉を開け、試験容器を設置している状況)

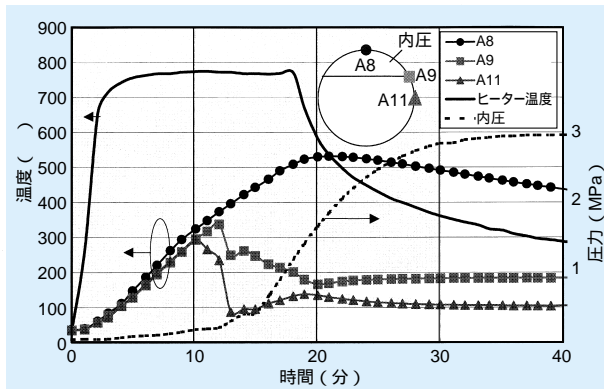


図7-3-3 耐火試験結果の一例（耐火保護カバーなし）

しの場合最大約20分間、耐火保護カバーありの場合約24分間とし、耐火要件に対する評価(30分間の評価)は本試験結果を基に構築した解析手法で行うものとした。図7-3-3に、耐火保護カバーを付けない容器での試験結果の一例を示す。試験結果では、容器温度(UF₆と接していない容器上部)が約530、内圧が約3MPaまで上昇した。また、昇華による熱ギャップ(固体UF₆と容器内面)の生成と消滅、UF₆の液化や沸騰、UF₆液面温度の急激な上昇とそれに伴う圧力の上昇等、様々な伝熱現象が容器内部で起こっていることが明らかとなった。一方、両端部に耐火保護カバーを付けた容器での試験では、容器最高温度は約580と前記の結果よりも高くなっているにもかかわらず、内圧は加熱を終了して2時間以上経って0.3MPaに達したにすぎない結果となった。これは容器中心部付近で液化・気化したUF₆が端部で凝縮する効果によるものと推測している。これらの試験結果を基に耐火要件に対する解析が行える手法を確立した。

7-3-2 高温破壊試験

火災事故時に想定される高温・高圧下における天然UF₆輸送容器の破壊挙動を実験的に解明することを目的として実規模大容器を用いた破壊試験を実施した。なお、本試験は電事連からの依頼研究として実施し、フランス原子力庁原子力安全防護研究所との共同研究(プロジェクト名: PEECHEUR)としてフランス装備庁ランド試験センターで実施した。試験装置は、図7-3-4に示す構成となっている。試験容器は実規模大(直径、長さともに実寸)で、製造方法は実際の輸送容器と同じ

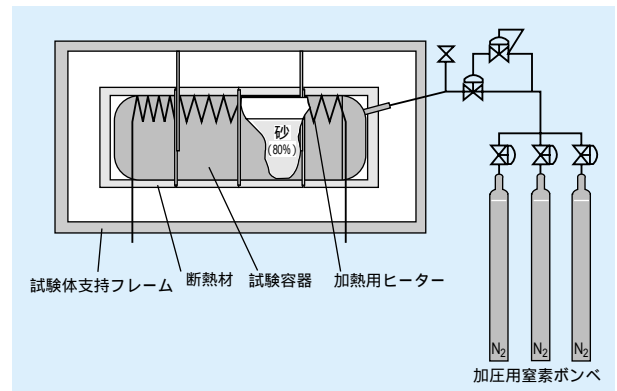


図7-3-4 高温破壊試験装置の概要

規格に準拠している。UF₆が充填されている状態の温度分布を模擬するため、容器にはヒーターをスポット溶接で固定し、容器内部には砂を約80%充填した。また、温度制御を容易にするため、試験体の外側は断熱材で覆う構造とした。加圧は窒素ガスを使って行った。試験条件は、耐火解析で得られた耐火保護カバーなしの条件での温度分布(定常状態: 加熱30分後の解析結果から容器最高温度620、最低温度200)・圧力を模擬して設定し、合計3体の容器で破壊試験を行った。測定は、変位測定として、試験中の容器半径方向と円周方向の変形量をポテンシオメーター式変位計で測定し、試験後の変形量は事前に100mmピッチ間隔で格子状にマッピングしていた格子点間隔がどれだけ変化したかを測定し求めた。その他、容器温度、内圧も測定した。

いずれの試験においても、容器はクリープ挙動により大きく変形し、補強リング部で破断が発生することが明らかとなった。破断箇所は、容器頂部近傍に位置する補強リングの溶接部、あるいは容器頂部の溶接線を回避するため補強リングに設けた貫通孔の容器表面であった。

容器破損時の圧力は4～5.4MPaで、試験後の変形量測定では、破断が生じた溶接部付近で30%を超えるような歪みが生じていた。

天然UF₆輸送容器の構造材には中低温用炭素鋼(ASTM SA516)が用いられており、高温下では材料強度の低下が懸念される。また、500以上の温度領域は、材料の使用範囲外であるため、これまで材料強度データがなかった。そこで、上記破壊試験に先立ち当所が独自にASTM SA516材について、容器の高温破壊挙動を評価するための材料物性試験を行い、クリープ構成則や破断時間予測式を導出した。これらの構成式を汎

用解析コードに組み込み、破壊試験に対して検証解析を行い本解析手法の妥当性を検証した。

以上の成果に基づき、耐火試験結果に基づいて構築された耐火解析手法、および高温破壊試験に基づいて

構築された構造解析手法を使って、耐火保護カバーを付けた天然UF₆輸送容器について耐火要件に対する評価を行ったところ、容器の健全性が担保されることが証明された。

7 - 4 海上輸送における仮想海没時の環境影響評価

わが国では高速増殖炉実用化までの間、軽水炉におけるプルサーマル利用が計画されており、海外再処理により回収されるプルトニウムは、基本的に欧州においてMOX新燃料に加工し、わが国へ海上輸送されている。海上輸送の安全性に対する社会的受容性(PA)を得るために、万が一の海没時の被ばく線量を評価することが望まれている。

本研究では、「MOX新燃料の万が一の海没を想定し、その際の被ばく線量評価手法を構築するとともに、ケーススタディを実施する事」を目的として、下記の成果を得ている。

(1) 評価の前提条件

使用済燃料、二酸化プルトニウム、高レベル返還ガラス固化体、MOX新燃料等の放射性物質の海上輸送に用いられる運搬船は、IMO(国際海事機関)の安全基準において最高レベルである「INF3クラス」に従って設計されており、海没事故が生じることは想定し難い。加えて、これら放射性物質の輸送については、IAEA(国際原子力機関)の定めた「放射性物質安全輸送規則」に安全基準が規定されている。同規則には、輸送容器の技術基準、品質保証計画等が規定され、放射性物質輸送を行っている世界各国は、この規則を国内法制化することにより、放射性物質の国際輸送の安全を確保してきている。

放射性物質輸送船の事故確率評価においても、海没事故が発生する確率は非常に小さいとされている⁽³⁾。さらに、万が一の事故を想定し、MOX新燃料の海没事故を想定し、その際の輸送容器⁽⁴⁾および燃料被覆管の耐圧性能⁽⁵⁾を評価している。その結果、双方とも、十分な耐圧性能を有し、内蔵核種が瞬時に漏洩に到ることは想

定しがたいことを確認した。本評価は、このような前提条件の下、公衆の安全性への理解を得るために、内容放射性核種が海洋へ漏洩することを想定し、公衆の被ばく線量を評価したものである。

(2) MOX新燃料の海没時被ばく線量評価手法

まず海没事故を想定し、その発生地点による水深の違いを考慮し、水深の浅い沿岸域と水深の深い大洋域のそれぞれのケースに対して、核種放出シナリオを想定した。この際、7000mまでの耐圧、密封性を持つ燃料被覆管の存在はどちらのケースにおいても考慮しないこととした。沿岸域への海没のケースでは、水深が浅いため容器の存在を考慮するが、リングの存在は無視し、容器の蓋と胴の隙間部からの漏洩を想定した。また、大洋域への海没のケースでは保守側に容器の存在を考慮せず、燃料ペレットが海水へ露出されることとした。沿岸域、大洋域のそれぞれの流動評価結果を用いて、想定した放出率をもとに海洋中核種濃度評価を行った。計算された海洋中核種濃度評価結果をもとに、海産物の摂取による内部被ばく、沿岸作業等による外部被ばくを考慮し、公衆の被ばく線量評価を行った。

(3) 被ばく線量評価のケーススタディ

沿岸域の評価として、日本海若狭湾近傍にMOX新燃料輸送物1基が海没する事故を想定した。海没水深は、200m以内ではサルベージが可能であると考えられることから、最も環境影響が大きくなると予想される200m水深を想定した。水深200mでは輸送容器は健全であるため、容器のバリア効果を考慮したモデルを用いて核種の放出率を算出した。バリア効果とは、健全な輸送

容器の蓋部に、Oリングの機能喪失により生じた隙間から、自然対流の効果で核種が放出されるというモデルである。この際、燃料被覆管の存在による密封性能は考慮しないこととした。約30年間の表層流速の観測値から設定した年平均流動場を用いて、MOX新燃料中の主な6種類(238Pu, 239Pu, 240Pu, 241Pu, 242Pu, 241Am)の核種に対して海洋中の核種濃度計算を実施した。その結果をもとに、食物摂取による内部被ばくおよび海浜作業などによる外部被ばくを考慮し、公衆の個人被ばく線量当量を評価した。個人被ばく線量とは、ICRP勧告によってモデル化された特定の個人(標準人、reference man)に対する被ばく線量評価である。計算された結果の最大値は 1.1×10^6 mSv/yearであった。

大洋域の評価として、北太平洋の日本近海(約2500m水深)にMOX新燃料輸送物1基が海没する事故を想定した。核種の放出率を算出する際、全燃料ペレットが直接海水に露出し、核種が海洋中へ浸出する場合を想定した。十分な耐圧性を有する輸送容器と燃料被覆管による密封性能は考慮しないこととした。沿岸域のケースと同じくMOX新燃料中の主な6種類の核種に対して、北太平洋を対象にしたコンパートメントモデルを用いて海洋中の核種濃度計算を実施した。コンパートメントモデルは、海洋の水塊をコンパートメントとして分割し、各コ

ンパートメント間の海水の交換率から、物質循環を算出するモデルである。その結果をもとに、沿岸から離れた海域を対象とするため食物摂取による内部被ばくのみを考慮し、公衆の個人被ばく線量当量を評価した。計算された結果の最大値は 8.1×10^8 mSv/yearであった。

被ばく線量評価結果は、沿岸域、大洋域ともICRPの勧告による公衆被ばくの実効線量当量限度(1mSv/year)を十分に下回ることがわかった。原子力に関連する事故評価において、事故発生確率が非常に小さい場合においても、影響が大きいことが懸念されるため、影響評価をしっかりと行う必要がある。今回の評価は、公衆への安全性説明資料の一つとなりえたと考えられる。

(4) 濃度評価手法の高度化

海洋拡散問題として、より詳細に影響を把握するために、海洋大循環モデルを用いた海洋中核種濃度評価手法を開発している⁽⁶⁾。ここでは、過去の大気圏核実験などによる放射性降下物の海洋中での再現計算を実施し、観測値との比較により、手法の精度を検証することができた。さらに、現状における人工放射性核種の海洋全体における分布も把握することができた(図7-4-1)。今後も、よりよい公衆の理解を得るために、海洋中における核種の挙動に関して、検討を深めていく予定である。

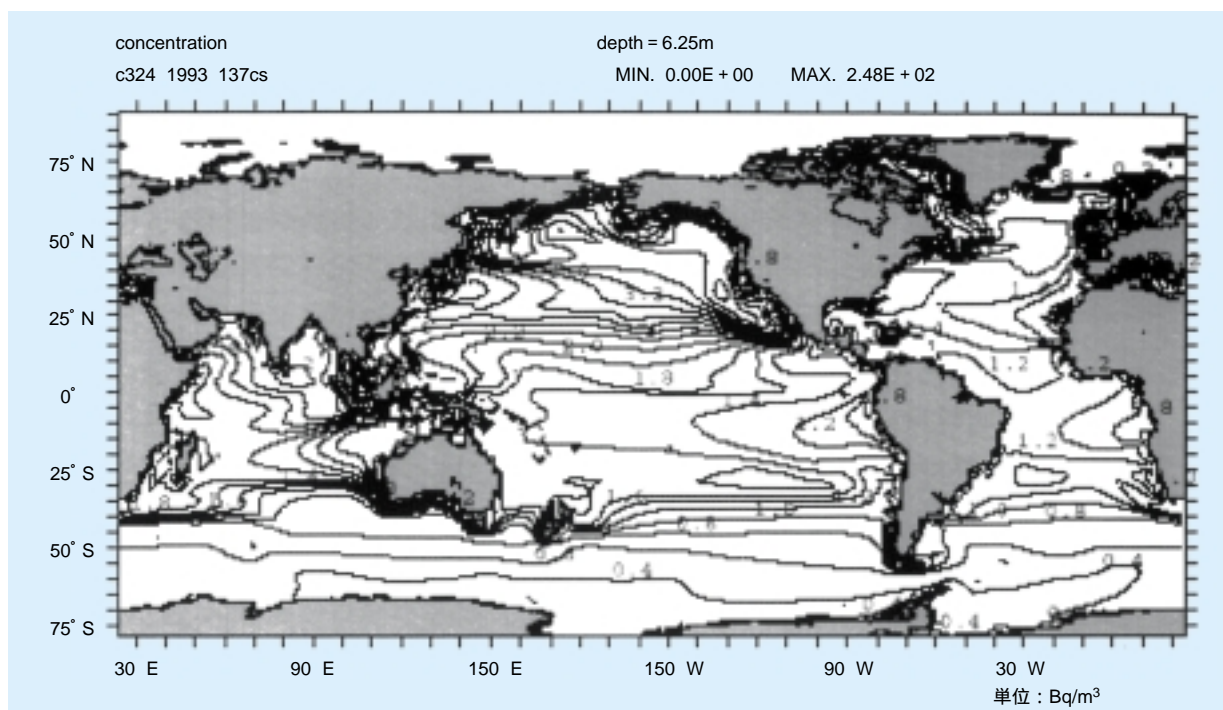


図7-4-1 海洋大循環モデルによる放射性降下物の海洋中の分布の再現計算結果。
1993年時点における¹³⁷Csの表層の濃度分布(図中の単位はBq/m³)