

第10章

輸送技術



- 10-1 輸送キャスク緩衝体用木材の高温圧潰特性…………… 132
 - 10-1-1 目的
 - 10-1-2 緩衝材の圧縮試験
 - 10-1-3 緩衝材の吸収エネルギーの温度・ひずみ速度依存性
 - 10-1-4 既存のキャスクへの影響評価
- 10-2 輸送容器密封ゴムシールの耐久性試験・評価…………… 133
- 10-3 海上輸送における仮想海没時の環境影響評価…………… 135

10-1 輸送カスク緩衝体用木材の高温圧潰特性

10-1-1 目的

既存の放射性物質輸送容器の緩衝体（図 10-1-1）に使用される材料（以下、緩衝材）には、木材が使用されている。輸送規則に定められる落下試験要件においては、常温の緩衝材物性値を使用することが多い。しかし、木材の圧潰特性には温度依存性があり、高温時には緩衝材の強度が低下するため、衝撃荷重を受ける時の変形量が過大となり、緩衝体としての機能が喪失する可能性がある。一方、高温時の緩衝材の物性値については、米国農務省のデータ¹⁾（図 10-1-2）があるものの、木材の種類は明らかにされておらず、設計に用いるデータとしては

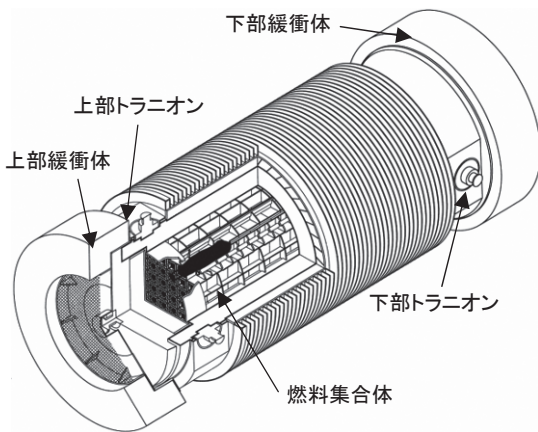


図 10-1-1 輸送カスクの例¹⁾

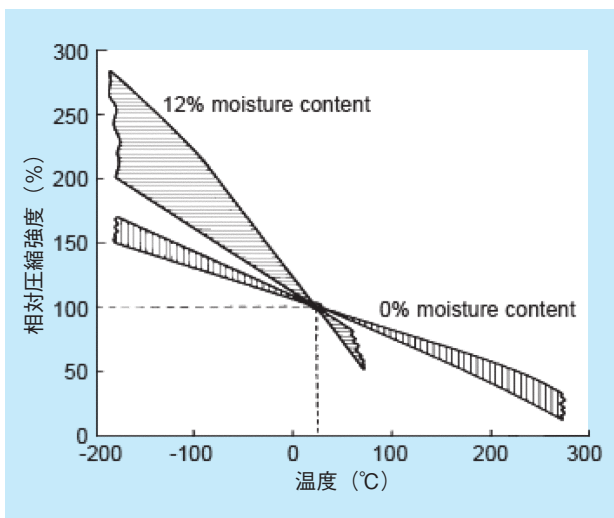


図 10-1-2 節無し天然木材の圧縮強度の温度依存性¹⁾

根拠が十分ではない。

本節では、我が国で実績のあるカスクに使用されている緩衝材用木材を対象として、その圧潰特性の温度とひずみ速度依存性を実験的に明らかにするとともに、それらの特性がカスクの落下時の衝撃挙動に及ぼす影響を評価した²⁾。

10-1-2 緩衝材の圧縮試験

表 10-1-1 に、圧縮試験条件を示す。3 種類の緩衝材用木材（オーク材、バルサ材、ファープライウッド材）を対象として、円柱試験体（直径 60mm × 高さ 80mm：図 10-1-3）を恒温槽内において、一定温度（20～80℃）で所定の含水率（10%以下）となるまで養生した後、変位速度をパラメータ（0.1～1000mm/sec）とした材料試験に供し、圧縮時の応力-ひずみ曲線を取得した。

表 10-1-1 圧縮試験条件

材種	オーク・バルサ・ファープライウッド
载荷方向	繊維・繊維垂直
試験片寸法	直径 60mm × 高さ 80mm
含水率	10%以下
载荷速度	0.1、10、1000mm/sec (拘束条件)
試験温度	20℃、50℃、80℃

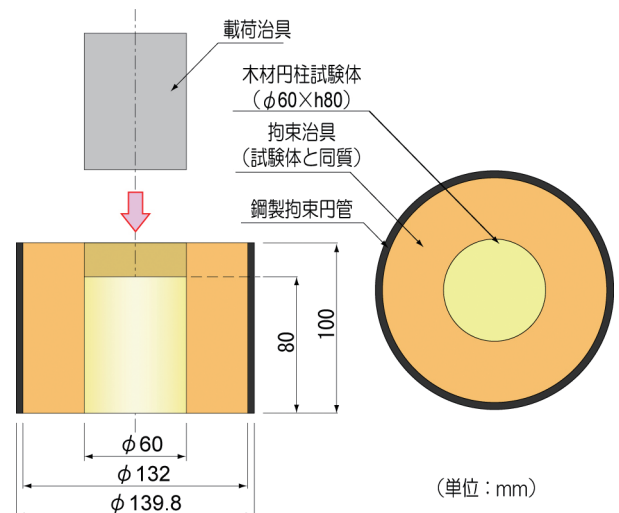


図 10-1-3 緩衝材の圧縮試験の概要

10-1-3 緩衝材の吸収エネルギーの温度・ひずみ速度依存性

図 10-1-4 に、衝撃载荷試験（载荷速度：1000mm/s）で得られた緩衝材の公称応力-公称ひずみ関係と、吸収エネルギーの温度とひずみ速度依存性の例を示す。木材

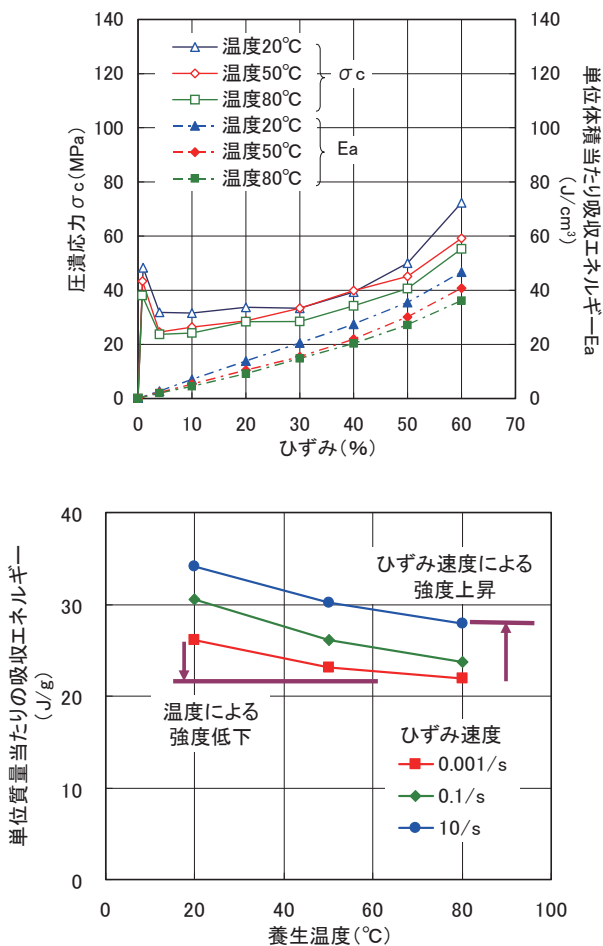


図 10-1-4 緩衝材の公称応力-公称ひずみ関係と吸収エネルギーの温度・ひずみ速度依存性（ファープライウッド材・繊維方向）

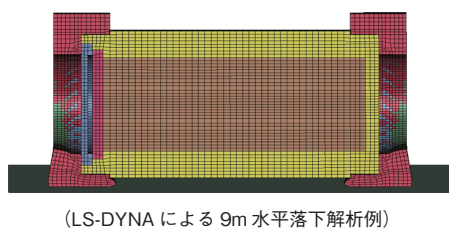


図 10-1-5 実機輸送キャスクへの影響解析（輸送容器の 9m 水平落下）

の変形による吸収エネルギーは、常温（20°C）の場合に比べ、材種や繊維方向、試験体の変位速度によらず、50°Cでは80～90%まで、80°Cでは70～80%まで低下することが判明した。また、材料試験によって得られた応力-ひずみ曲線から、高温（80°C）においてもひずみ速度依存性があり、10/secで約1.2倍の強度上昇が見られた。これらの結果をもとに、木材ごとに多直線近似の応力-ひずみ関係、および圧潰強度上昇倍率の定量化を行い、解析コードLS-DYNA入力用データとした。

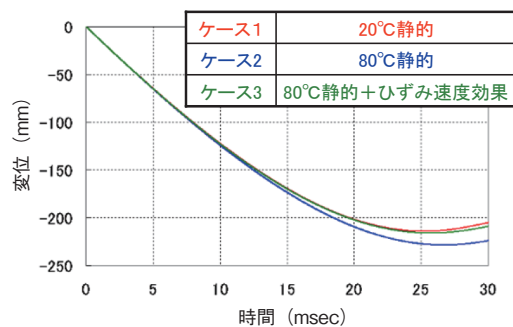
10-1-4 既存のキャスクへの影響評価

緩衝材の材料としてファープライウッドを適用した既存のキャスクを対象として、解析コードLS-DYNAにより、緩衝体の温度をパラメータとした9m落下衝撃解析を実施した。図 10-1-5 に、実機輸送キャスクへの影響解析の例を示す。ひずみ速度を考慮しない常温の材料特性を用いた解析結果に比べ、高温（80°C）による強度低下と、落下時に想定されるひずみ速度（10/sec）における強度上昇を考慮した材料モデルを用いた場合には、緩衝体の変形や輸送容器の衝撃応答加速度に及ぼす材料特性の影響は小さいことが判明した。

10-2 輸送容器密封ゴムシールの耐久性試験・評価

(1) はじめに

海外からの輸送システムについては、運用の観点から輸送容器の気密漏えい検査間隔の長期化が望まれている。電気事業では、過去に高レベル返還ガラス固化体用の輸送容器について密封性能データの蓄積などを図り、検査



の間隔の長期化を図った経緯がある。この度の MOX 新燃料輸送用輸送容器についても、同様に密封性能データの蓄積を図り、気密漏えい検査の間隔の適正化を図ることが望まれている。

このようなことから、輸送容器への燃料装荷から取り出しまでの期間の長期化に対応するため、容器密封部ガasketの長期健全性を評価した。

(2) 評価方法

本研究では、輸送容器密封部の温度を 70℃、燃料装荷から取り出しまでの最大期間を 5 年と設定した。密封性能の長期健全性は、ガasketの応力緩和特性に依存する。本来、70℃の環境下で 5 年間の応力緩和試験が実施できれば望ましいが、時間的制約などの状況から、過去に当研究所で適用性を確認している温度と時間の関数として与えられるラーソン・ミラー・パラメータ (LMP) と加熱促進試験を適用し評価を行った¹⁾。

$$LMP = T (C + \log t)$$

ここで、T: 温度 (K)、C: Constant (= 11)、t: 時間 (hr)

(3) 加熱促進試験

(a) 試験条件

蓋密封部を模擬した約 1/5 スケールの試験体と、実際の容器に用いられるフッ素とエチレンプロピレン系ゴムの 2 種類のガasketを用いた。図 10-2-1 および図 10-2-2 に試験体を示す。

加熱温度と期間は、70℃の環境下で 5 年間という条件に対応する LMP (=5367) に対して、その値を包含した LMP を与えるいくつかの加熱温度 (80℃～150℃) と期間 (18 時間～5000 時間) の組合せを設定した。

(b) 評価項目

加熱中の温度のモニタリングを行うとともに、密封性能の指標として、安全解析などに使用される漏えい率を加熱の前後で測定した。図 10-2-3 に試験の状況を示す。

また、加熱によるガasketの劣化の程度を把握するため、永久変形率 D_p (この値が大きい程ヘタリが大きいことを意味する) を求めた (図 10-2-4)。

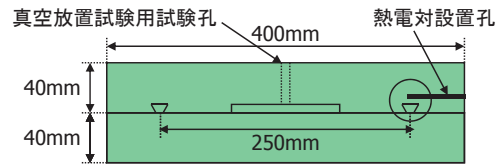


図 10-2-1 蓋密封部試験体の概要

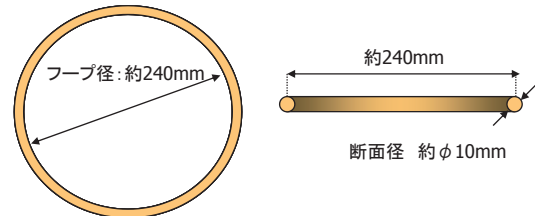


図 10-2-2 ガasket試験体の概要

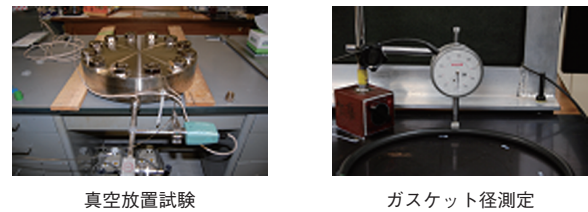


図 10-2-3 試験の状況

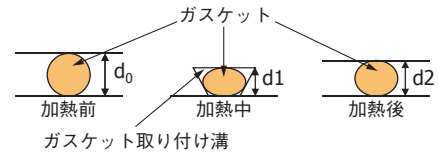


図 10-2-4 永久変形率

$$D_p = \frac{d_0 - d_2}{d_0 - d_1} \times 100(\%)$$

(4) 試験結果

加熱の前後で測定した漏えい率 ($10^8 \sim 10^7 \text{ Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$) に変化は見られず、MOX 新燃料輸送容器の密封性能は、70℃の条件下で 5 年間に相当する環境に曝されたとしても健全性を示すものと判断される。また、図 10-2-5 に示すように、70℃の環境下で 5 年 (LMP=5367) に相当する永久変形率は、フッ素系ゴムおよびエチレンプロピレン系ゴムガasketとともに、通常、密封界といわれる 75%～80%²⁾ に比べ十分小さな値となっており、最大でもエチレンプロピレン系ゴムガasketで 40% 程度であった。

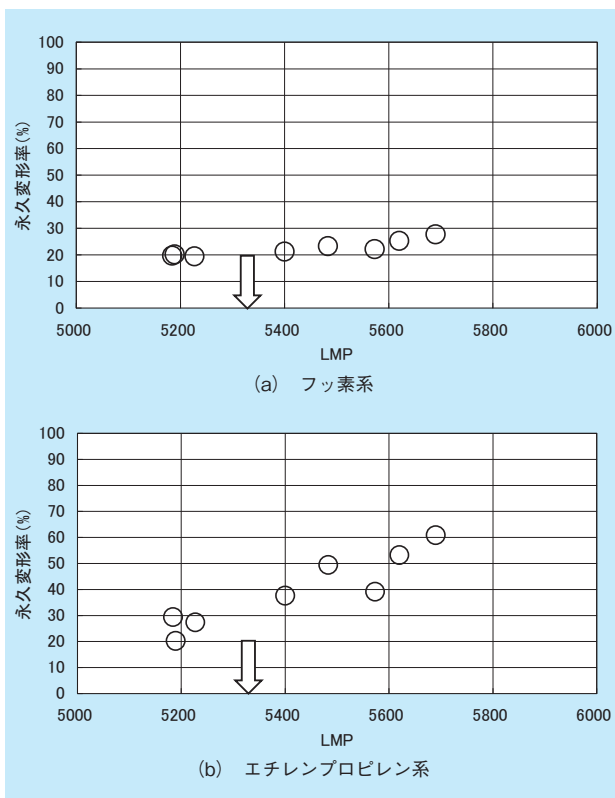


図 10-2-5 永久変形率と LMP

10-3 海上輸送における仮想海没時の環境影響評価

プルサーマルの進展、六ヶ所の再処理施設などの運開に伴い、電気事業に関連する放射性物質（MOX 燃料、高レベル放射性廃棄物、使用済燃料）の国と国の間、および国内の海上輸送の増加が予想されており、海上輸送の安全性に対するより一層の説明が求められている。特に、国間の海上輸送においては、原子力発電事業に直接関係のない沿岸諸国の関心が高い。

MOX 新燃料、高レベル放射性廃棄物、使用済燃料などの放射性物質の海上輸送に使用する運搬船の構造・設備については、IMO（国際海事機関）において INF コードと呼ばれる特別の安全基準が策定されている。我が国においても、同コードを反映した技術基準が運輸省海上技術安全局（現国土交通省海事局）から通達されている。これらの安全基準には、通常の船舶の安全基準に加えて、構造面では耐衝突構造・耐座礁構造などが、設備面では非常時ちよう水装置、固縛装置・自動衝突予防装置を設けることが定められている。また、放射性物質の輸送に

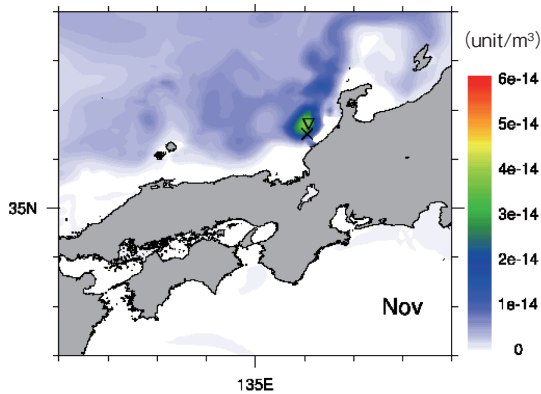
については、IAEA の定めた「放射性物質安全輸送規則」に安全基準が策定されている。同規則には、輸送容器の技術基準、品質保証計画などが規定され、放射性物質輸送を行っている世界各国は、この規則を国内法制化することにより、放射性物質の国際輸送の安全を確保してきている。

MOX 新燃料、高レベル放射性廃棄物、使用済燃料などの放射性物質を対象とした輸送規則の特別要件において、200m の耐圧試験が課されているが、海洋中への漏えいを認めないものではない。輸送規則の Advisory Materials において、「海没した輸送物を回収しなかった場合でも、影響は無視できる程度。可能な限り影響を小さくするために、 $10^5 A_2$ 注1) 値以上の B 型輸送物に対しては、200m 浸漬試験（1 時間）を課するべきである。200m 以浅からの回収は可能であり、望ましい。溶存の放射性物質は漏えいするが、固体の放射性物質は容器内に保持される。この状況は回収の際に有利である。回収が完了するであろう 1 年間は、上記の状態が維持される。」との記述がある。つまり、輸送規則においては、海没した輸送物からの漏えいがあったとしてもその影響は小さいとされている。しかし、どの程度の影響であるかを評価する必要がある。

1977 年に米国バッチル研究所、1978 年に当研究所¹⁾において、海没時の影響評価研究が実施された。これらの影響評価においては、使用済燃料輸送物を対象に、内容核種の漏えい率を設定した上で、海洋中における拡散現象を解析的に評価することによって、海洋中の核種濃度を求め、その値から被ばく線量評価を実施している。その後、海没時の影響を輸送物ごとに評価する必要があるという観点により、主に当研究所において、1992 年に PuO_2 パウダー²⁾、1995 年に高レベル放射性廃棄物³⁾、1999 年に MOX 新燃料⁴⁾⁶⁾ に対する海没時の影響評価を実施してきた。これらの結果は、2000 年の IAEA TECDOC1231 にも取りまとめられている⁷⁾⁸⁾。

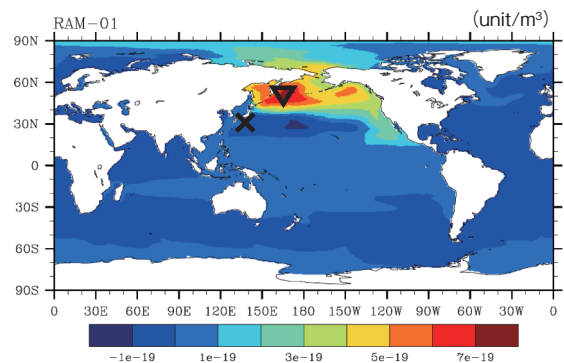
海没時の影響評価は、輸送物から海洋中への内容核種の放出率の評価、海洋中の核種濃度評価、海産物の摂取などを通じた公衆の被ばく線量評価から構成される。内容核種の放出率の評価方法と海洋中の核種濃度評価方法の違いにより、水深 200m 海域以下の大陸棚を対象とし

注 1) 輸送物に収納できる放射能を示す指標



×から1unit/年でトレーサを放出、▽は最大濃度の発生地点

図 10-3-1 沿岸域モデルの評価結果の一例



×から1unit/年でトレーサを放出、▽は最大濃度の発生地点

図 10-3-2 大洋域モデルの評価結果の一例

た空間スケール～1000km程度の沿岸域、および水深数千mの深海域を対象とした全球の空間スケールの大洋域のケースに分ける。

海洋拡散現象の予測には不確定要素が多いため、過去の評価においては、海洋中の放射性物質濃度の概略値を求めることが目的であった。近年、海洋拡散現象を評価するための海洋大循環モデルが、地球温暖化問題のための気候モデル研究と大型計算機の進展により、大幅に改良されてきた。

現状の輸送量においては、輸送船1隻あたりの積載量が小さいので、海没時の影響は、海洋拡散による希釈効果によって無視できるほど小さくなることが確認されている^{7,8)}。しかしそれに加え、濃度影響がどの海域にどの程度広がるかを予測できる海洋モデルによる評価は、安全性説明資料として有益である。

当研究所では、海洋大循環モデルを用いて、仮想海没時の海洋中の核種濃度評価手法を沿岸域および大洋域に対して開発してきた^{9,10)}。それらの結果により海没時の影響評価を行う¹¹⁾とともに、大気圏核実験などによる放射性降下物（フォールアウト）の海洋分布の再現計算にも用いた^{12,13)}。フォールアウトの再現計算においては、観測値との比較を行い、再現性の検証を行った。

その後、海洋大循環モデルの進展にあわせ、当研究所でも手法の改良を続けている。沿岸域を対象に、米国 Rutgers University を中心に開発された Regional Ocean Model System (ROMS) を用い、日本周辺海域を対象とした海洋流動評価手法を開発した（図 10-3-1）。これにより、これまで評価対象外であった太平洋沿岸海

域に対する評価が可能となった¹⁴⁾。また、当研究所では、大洋域に対し米国大気研究センター（National Center for Atmospheric Research, NCAR）を中心とした Community Climate System Model (CCSM) グループによって開発された Parallel Ocean Program (POP) モデルを用いた手法を開発した（図 10-3-2）¹⁵⁾。これにより、フォールアウトの再現計算によって検証している再現性が向上した¹⁶⁾。

最新の海洋学の知見に基づき、放射性物質輸送物の方が一海没時、どの程度の影響がどの海域に現れるかを予測できる解析手法を開発した。輸送量の増加に伴い、さらに必要となる PA 活動における安全性説明資料として用いられることが望ましい。

また、本研究で開発した海洋中の核種濃度評価手法の詳細版を、福島第一原子力発電所から漏洩した¹³⁷Csの海洋拡散シミュレーションに適用し、¹³⁷Csの海洋への直接漏洩量および海洋中の濃度分布を推定した^{17,18)}。

参考文献

10-1

- 1) Forest Products Labo.: Wood Handbook wood as an engineering material, U.S. Department of Agriculture, FPL-GTR-113, 2003
- 2) 白井孝治、南波宏介、三枝利有: 緩衝材用木材の圧潰特性評価-温度(80℃以下)とひずみ速度の影響-, 電力中央研究所研究報告 N08074, 2009年6月。

10-2

- 1) 加藤 治、三枝利有: 輸送キャスクの密封装置の耐熱限界性能の評価、電力中央研究所研究報告 U97101, 1998年3月。

- 2) バルカーレビュー：原子力用非金属シールの環境劣化と寿命の予測、第44巻、第6号、2000年。

10-3

- 1) T. Nagakura, Y. Maki and N. Tanaka : Safety evaluation on transport of fuel at sea and test program on full scale cask in Japan, PATRAM'78, 1978.
- 2) Science and Technology Agency Japan (STA) : Study to develop the system of transportation of plutonium -The case study for dose assessment-, 1992, in Japanese.
- 3) N. Watabe, Y. Kohno, D. Tsumune, T. Saegusa and H. Ohnuma : An Environmental Impact Assessment for Sea Transport of High Level Radioactive Waste, International Journal of Radioactive Materials Transport, 7, pp.117- 127, 1996.
- 4) 津旨大輔他：MOX新燃料の輸送時安全性評価－輸送物の仮想海没時被ばく線量評価－、電力中央研究所 研究報告 U98029、1999年7月。
- 5) D. Tsumune, T. Saegusa, H. Suzuki, K. Maruyama, C. Ito and N. Watabe : Estimated Radiation Dose From a MOX Fuel Shipping Package that is Hypothetically Submerged into Sea, International Journal of Radioactive Materials Transport, 11, pp.239-253, 2000.
- 6) D. Tsumune, T. Saegusa, H. Suzuki, K. Maruyama, C. Ito and N. Watabe : Study on Transport Safety of Fresh MOX Fuel -Radiation Dose from Package Hypothetically Submerged into Sea, CRIEPI Report, EU98003, 1999.
- 7) IAEA : Accident severity at Sea during transport of Radioactive Material, IAEA TECDOC 1231, p.180, 2000.
- 8) D. Tsumune, T. Saegusa, H. Suzuki, N. Watabe, H. Asano, K. Maruyama and Y. Kinehara : Dose Assessment for the Public due to Packages Shipping Radioactive Materials Hypothetically Sunk on a continental shelf, International Journal of Radioactive Materials Transport, 11, pp.317- 328, 2000.
- 9) 津旨大輔、丸山康樹、三枝利有、鈴木 浩：海洋大循環モデルを用いた海洋中核種濃度評価手法の開発、電力中央研究所研究報告 U99007、1999年9月。
- 10) 津旨大輔、丸山康樹：日本海における海洋中核種濃度評価手法の開発、電力中央研究所研究報告 U00040、p.26、2001年3月。
- 11) D.Tsumune, T. Saegusa and C. Ito : Assessment for radiological impact of irradiated nuclear fuel package sunk in marine environment, Packaging, Transport, Storage and Security of Radioactive Material, 18, pp.123-129, 2007.
- 12) D.Tsumune, M. Aoyama, and K. Hirose : Behavior of ^{137}Cs concentrations in the North Pacific in an ocean general circulation model, Journal of Geophysical Research, 108(C8), 3262, doi:10.1029/ 2002JC001434, 2003.
- 13) D.Tsumune, M. Aoyama, and K. Hirose, : Numerical simulation of ^{137}Cs and $^{238,240}\text{Pu}$ concentrations by an ocean general circulation model, Journal of Environmental Radioactivity, 300, pp.958-961, 2003.
- 14) 坪野考樹、津旨大輔、三角和弘、吉田義勝：地域海洋モデル ROMS を用いた物質拡散の計算法、電力中央研究所研究報告 V09040、2010年5月。
- 15) 津旨大輔、坪野考樹、三枝 利有：放射性物質輸送物の仮想海没時の影響評価、電力中央研究所研究報告 V09041、2010年5月。
- 16) Tsumune, D, M. Aoyama, K. Hirose, F. O. Bryan, K. Lindsay and G. Danabasoglu : Transport of ^{137}Cs to the Southern Hemisphere in an ocean general circulation model, Progress in Oceanography, 88, doi:10.1016/ j.pocean. 2010.12.010, 2011.
- 17) 津旨 大輔、坪野 考樹、青山 道夫、廣瀬 勝巳：福島第一原子力発電所から漏洩した ^{137}Cs の海洋拡散シミュレーション、電力中央研究所研究報告、V11002、2011年11月。
- 18) Tsumune, D., T. Tsubono, M. Aoyama and K. Hirose, 2011. Distribution of oceanic ^{137}Cs from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant simulated numerically by a regional ocean model, Journal of Environmental Radioactivity, 10. 1016/ j. jenvrad. 2011.10.007, 2012.