

解説

核融合炉のためのトリチウム確保(2) 核融合炉のための大量トリチウム輸送について

大 平 茂
(日本原子力研究所)
(1997年7月3日受理)

Procurement of Tritium for Fusion Reactor (2) Transportation of Large Amounts of Tritium for Fusion Reactors

O'HIRA Shigeru

Naka Fusion Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki 319-11, Japan

(Received 3 July 1997)

Abstract

ITER will require kilograms of tritium to be transferred before and after the tritium experiment starts from tritium supplying facilities abroad and/or domestic. Currently, a Zr-Co type transfer container developed in JAERI with a capacity of 25 g tritium is available for international shipping; however, it does not seem enough large for tritium transfer for ITER. This article discusses the technical issues involving in developing a transfer container with a large tritium capacity and regulations governing radio isotope transport containers.

Keywords:

tritium, fusion reactor, ITER, transfer container, regulation

1. はじめに

国際熱核融合実験炉 (ITER) の工学設計活動 (EDA) が進められている。ITER を運転するためには、初期装荷として数キログラムのトリチウムが、また、運転に入ってから基本性能段階での実験期間中年間キログラム単位のトリチウムを補充する必要があるといわれている。ITER を運転するには、このトリチウムをサイト外部から輸送する必要があり、少なくとも1回の輸送あたり数百グラム単位のトリチウムを国際間あるいは国内輸送することとなると見込まれる。現在、トリチウムの国際間輸送に使用されている輸送容器としては、原研で開発した水素吸蔵合金 (ジルコニウム-コバルト合金) を使った輸送容器が容量 (25 g) として世界最大のものであるが、もし日本に ITER を立地した場合、トリチウム

の輸送にこれより容量の大きい輸送容器が必要になる可能性が高い。核融合炉のためのトリチウムの輸送については、トリチウムの製造・供給とも相まって、長期的な戦略を立てて、技術的輸送手段の開発を行っていく必要がある。ここでは、大型輸送容器の開発のための技術的な要件と、輸送容器に係る規制について概説する。

2. 原研が開発したトリチウム輸送容器

原研のトリチウム工学研究室では ITER/EDA に関連する実験をはじめトリチウム工学およびトリチウム安全工学に関する研究開発をグラムレベルのトリチウムを使用している。これらの研究開発のため、数十グラムのトリチウムをカナダから供給することが計画され、トリチウムを安全に輸送するため、国産技術により輸送

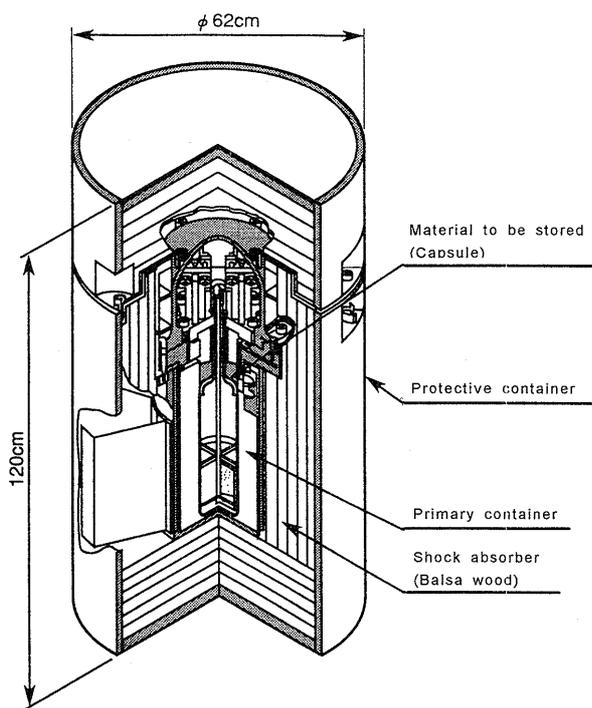


Fig. 1 Outline of the tritium transport container.

容器を開発することとなった[1].

Fig. 1 に輸送容器の構造を示す。この輸送容器は、十グラム単位のトリチウムを輸送するにあたって、輸送容器のサイズ、取扱い性、熱的安定性、トリチウムの化学的安定性から検討し、水素吸蔵合金（ジルコニウム-コバルト合金）にトリチウムを吸蔵させて水素化物として輸送する方式を取り、基本仕様を定めてある。輸送容器は、水素吸蔵合金の入った収納物であるカプセルおよび輸送容器本体（一次容器および保護容器）から構成され

ている。充填時は常温にてトリチウムをカプセル内の水素吸蔵合金に吸蔵させ、回収時はカプセルを加熱し、水素化した合金からトリチウムを脱離させ取り出す。この輸送容器を設計・製作するに当たっての検討すべき技術的課題は、トリチウムの崩壊による熱（1グラムあたり約 0.33 W）とヘリウムの生成であった。この熱の除去およびヘリウム生成による内圧の変化[2]は、実際にジルコニウム-コバルトを用いたベッドで、トリチウムを使った実験等で評価を行った。

この輸送容器は後述の輸送容器の種類としては B 型（BU 型）に属し、我が国および IAEA の輸送規則で定められている B 型輸送物としての技術基準において、平常の輸送条件はもちろんのこと、輸送中に想定される事故条件にも耐える能力を持つよう設計、製作されている。

3. 輸送容器に係る安全規制

我が国の安全規制では、放射性輸送物（輸送容器に核燃料物質あるいはその他の放射性物質が収納された状態のもの）の区分は、収納する核燃料物質の比放射能、形状、性質、放射能の総量および輸送物からの線量当量率を基準に「L 型輸送物」、「IP 型輸送物」、「A 型輸送物」および「B 型輸送物」の 4 つに分けられている。

輸送しようとする物質の放射能と線量当量率により、どの区分の放射性輸送物とすべきかとの関係を Fig. 2 に示す。Fig. 2 中の規定値とは、輸送しようとする物質の核種および形状ごとに異なり、個々に定められており、トリチウムは 40 TBq（約 0.11 g）となっている。図中に示されていないが、低レベル放射性廃棄物、ウランやトリウム、釷石および未照射のウランやトリウム等比較的放射能の低い物質を対象としているものが、IP 型輸送物である。

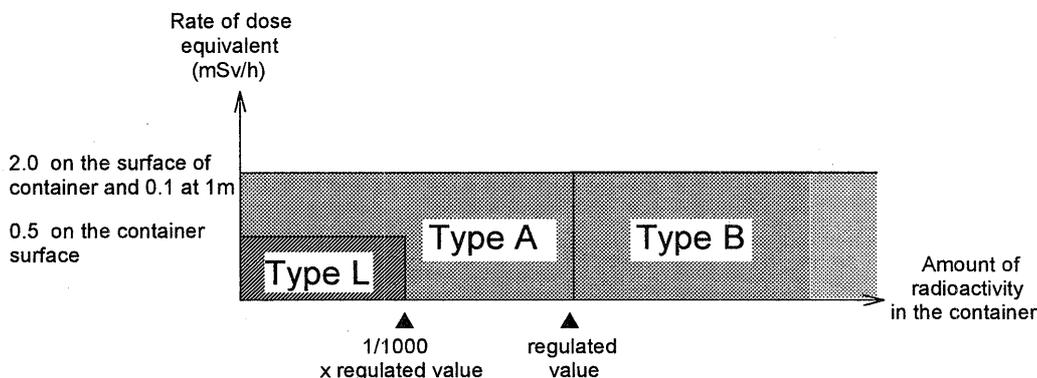


Fig. 2 Relationship between amount of radioactivity in the transfer container and classification of the container. (The upper limit of radioactivity amount in the container is not set under the current Japanese regulation)

核融合炉の燃料としてのトリチウムを輸送する場合には、少なくとも百グラム単位のトリチウムを1個あるいは数個の輸送容器で輸送するとなると思われるのでB型輸送物となる。L型輸送物、IP型輸送物およびA型輸送物では、輸送中に過酷な事故に遭遇し万一収納物の漏洩が生じた場合でも一般公衆の被ばくが線量当量限度を超えないよう、収納物の放射能等を制限するという考え方をとっているのに対し、B型輸送物では、輸送容器自体で安全性を担保するという考え方であり、過酷な事故に遭遇した場合でも十分に耐えられるよう極めて頑丈なものであることが要求される。

まず、すべての放射性輸送物に共通な要件として、最小寸法、輸送中に予想される温度変化、振動等に耐える強度、輸送物の表面および表面から1m離れた点での線量当量率の限度が定められている。

次に、IP型輸送物、A型輸送物およびB型輸送物に対しては、通常の輸送において遭遇する可能性のある状態として、50mm/時の雨量に相当する水を1時間吹き付ける水の吹き付け試験、輸送物の重量に応じた高さからの自由落下試験、重量の5倍に相当する加重による圧縮試験、重量6kgの鋼棒を1mの高さから輸送物に落下させる鋼棒落下試験等(これらの試験条件を総合して、「一般の試験条件」という。)が課せられる。そして、一般の試験条件が終わった後でも、輸送物の線量当量率、密封性能および表面汚染密度が一定の要件を満足することが要求される。

B型輸送物に対しては、この上さらに過酷な事故に遭遇した場合でも十分に耐えられるよう、高さ9mからの落下試験、棒状鋼への高さ1mからの落下試験、800℃・30分間の耐火試験、水深15m(使用済燃料に対しては200m)での浸漬試験等(これらの試験条件を総合して、「特別の試験条件」という)が追加して課せられる。そして、特別な試験条件に対しても、試験終了

後輸送物の線量当量率、密封性能および表面汚染密度等の一定の要件を満足することが要求されている。

IAEAは1996年に輸送規則を改正しており、最大収納放射エネルギーが現在のA型輸送容器で輸送可能な放射性物質質量の上限値の3,000倍を超えるC型という区分の追加等を行っている[3]。

4. ITERのための大型トリチウム輸送容器の開発

冒頭で述べたようにITERの燃料としてのトリチウムを輸送する場合には、少なくとも百グラム単位のトリチウムを1回に1個から数個で輸送できる大型輸送容器が必要になると思われる。このような大量のトリチウムを充填、回収する際の操作性や安全性、輸送中の化学的安定性、輸送容器のサイズ等を考慮すると、やはり水素吸蔵合金を用いた輸送容器が適切と思われる。

この場合、トリチウムのベータ崩壊による発熱を、容器内部に収納される金属水素(トリチウム)化物の平衡を保つために放散させる伝熱性と、耐火条件を満たす断熱性とをいかにバランスをとり克服するかが最も重要な技術的な課題となる。現在、原研では現在の25g容量の輸送容器の10倍、すなわち250g程度のトリチウムを輸送できる容器の設計について現行輸送容器収納物設計での設計条件等を参考に検討している。

参考文献

- [1] K. Okuno, Y. Matsuda, M. Ohashi and S. Hode, *Proceedings of the 11th International Conference on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM '95)* p.1217 (1995).
- [2] Y. Naruse *et al.*, Japan Atomic Power Association Subcommittee Transactions (1985).
- [3] IAEA, *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials*, 1996 Edition.