

解説

核融合炉のためのトリチウム確保(1) — 核融合炉燃料トリチウムの製造施設について —

棚 瀬 正 和
(日本原子力研究所)
(1997年5月22日受理)

Procurement of Tritium for Fusion Reactor — A Design Study of Facility for Production of Fusion Fuel Tritium —

TANASE Masakazu
Tokai Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki 319-11, Japan
(Received 22 May 1997)

Abstract

Tritium, a developmental fuel for use in fusion reactors, has been produced in fission research reactors in Japan by extraction from neutron-irradiated ${}^6\text{Li}$ -targets. This paper describes the preliminary design of a large-scale production facility capable of producing 500 g of tritium annually. The present status of tritium production technology in Japan is also discussed.

Keywords:

fusion fuel, tritium, neutron irradiation, tritium production, 500 g, production facility, design

1. はじめに

平成4年7月に6ヵ年計画で開始された国際熱核融合実験炉(ITER)の工学設計活動(EDA)は順調に推移している。この計画が発展しわが国でITERを建設する必要が生じた場合、その燃料である重水素とトリチウムの確保は必要不可欠となる。この内、重水素は比較的容易に得られるが年間に数kgが必要とされるトリチウムを確保することは輸入などの措置を含めて非常に重要となる。ここでは、トリチウムの大量確保を念頭に置きつつトリチウムの生成法について外国も含めて簡単に述べた後、年間500g規模のトリチウム製造施設の予備的検討について紹介する。

2. トリチウムの生成

トリチウムは天然にも極低濃度で存在するが、大量に得るためには人工的につくる必要がある。トリチウムを

生成する核反応は種々あるが、実用的には ${}^2\text{H}(n,\gamma)\text{T}$ (反応断面積 5×10^{-4} バーン), ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ (反応断面積 9.5×10^2 バーン), ${}^3\text{He}(n,\gamma)\text{T}$ (同, 5.33×10^3 バーン) の核反応があげられる。実際には、現在の所、前者2つによる反応で多量のトリチウムが生成されている。しかし、最近になりトリチウム(半減期12.3年)の崩壊生成物である ${}^3\text{He}$ が大量にトリチウムから分離されており、最後の反応による方法も検討され始めた。この3つの反応はどれも中性子により引き起こされる反応で、原子炉や加速器、また、将来的には核融合炉で生じる中性子が利用される。

2.1 原子炉による方法

原子炉には、軽水炉、重水炉、新型転換炉、研究炉などさまざまなタイプの炉があるが、重水(${}^2\text{H}_2\text{O}$)炉では、特に新たなターゲットなしに重水と中性子の反応で重水中に大量のトリチウムが生成する。そのため、重水炉を

多く持つカナダでは、重水から大量のトリチウムを定常的（年間 2.5 kg 程度といわれている）に回収している。重水を使用しない原子炉を用いて多量のトリチウムを生成させる方法として、 ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ 反応によるものがあり、内容に不明な点も多いが欧米で広く利用された。日本（原研）では研究炉，材料試験炉でこの方法で生成させているが，その量は年間数 10 g 程度が限界である。しかし，別な炉（新型転換炉など）を用いることができれば課題も多いが年間 500 g 程度は可能であると思われる[1]。

2.2 加速器による方法

アメリカでは，APT (Accelerator Production of Tritium) 計画として加速器によるトリチウムの生産方法が検討されている[2]。この方法は，数百 MeV から GeV オーダの陽子を重い原子核に照射しスポレーション反応（核破碎反応）を起こさせ，10～100個／陽子の大量の中性子を発生させ，これと ${}^3\text{He}$ や ${}^6\text{Li}$ 原子と反応させトリチウムを得ようというものである。使用する加速器は陽子を 1.6 GeV まで加速し電流は 250 mA にすることができる非常に強力なものである[3]。

3. 日本（原研）におけるトリチウム製造技術

日本（原研）では，原子炉と加速器によるトリチウム生成の内，前者による方法を採用している。 ${}^6\text{Li-Al}$ 合金

ターゲットを材料試験炉で照射してトリチウムを生成させ，ターゲット中に生成したトリチウムを回収，精製している。この一貫した工程を経て得られる 0.1 g の高純度トリチウムの製造技術開発の概要を次に述べる[4]。

原子炉照射に使われるターゲットは 3 % のリチウム (${}^6\text{Li}$, 95 % 濃縮) を含むアルミニウムの合金板をアルミニウム板で被覆したもので外形寸法 100 mmL × 20 mmW × 2 mmT である。このターゲットを材料試験炉 ($2 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$) で 2～3 ヵ月間照射する。ターゲット内に生成したトリチウム量はカロリメータで測定し，ターゲット数 10 枚 (0.1 g のトリチウムを含む) を真空抽出炉に入れる。系内を真空にし，ターゲットを 700℃ で融解してトリチウムを抽出する。抽出したトリチウムガスは，循環ポンプにより，活性化したウラン・ゲッターに回収する。回収したトリチウムガスは 99% 以上が水素形で，トリチウムの同位体純度は 90% 以上（不純物の軽水素 H を含む）である。しかし，実用上トリチウムガスの純度は 99% 以上が必要である。そのため，ラジオガス・クロマトグラフィによる同位体濃縮法を開発し，0.1 g 規模でのトリチウム濃縮を達成させることができた。この操作によりトリチウムの純度は 99.9% 以上となる。このようにして得られたトリチウムガスは，理研（ラザフォード・アップルトン研究所）で実施しているミュオン

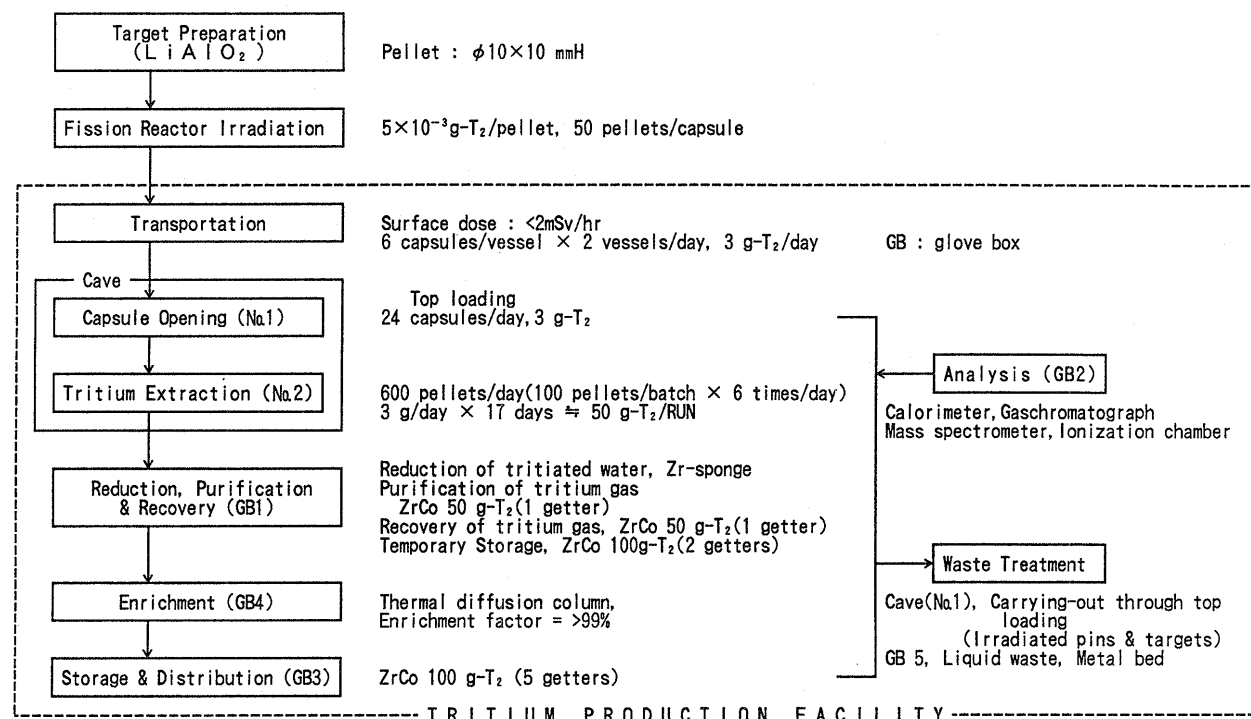


Fig. 1 Tritium production processes in the facility designed preliminarily for producing 500 g of tritium in a year.

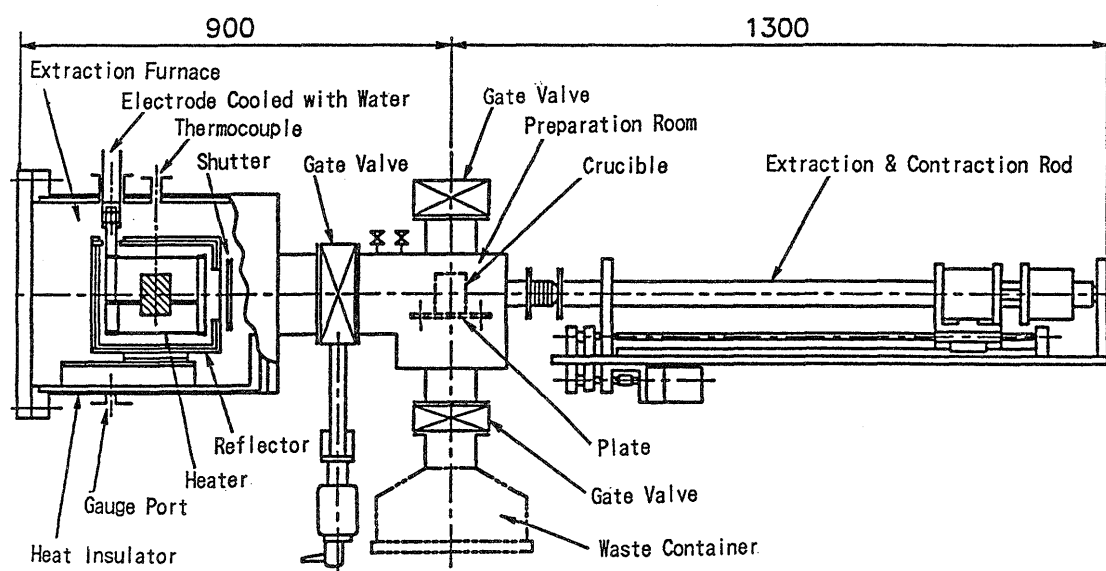


Fig. 2 Tritium extraction apparatus; Fifty neutron-irradiated pellets taken in the crucible are introduced into the extraction furnace and tritium is extracted by heating the pellets at 800°C under vacuum.

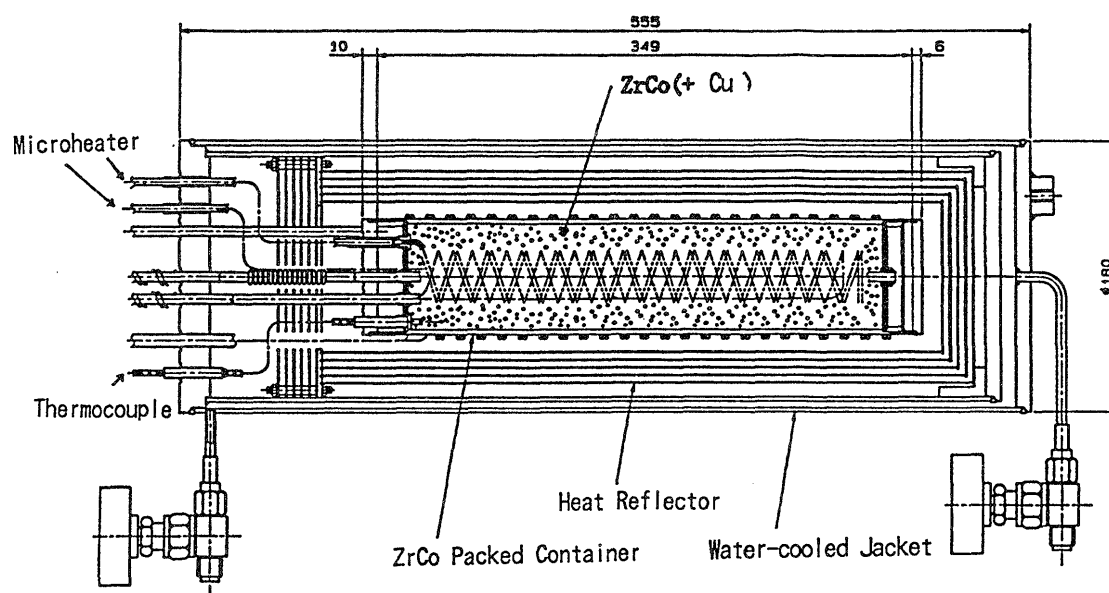


Fig. 3 ZrCo getter; Purified tritium gas (hydrogen form) is absorbed and stored in the getter through the reaction with ZrCo at an ambient temperature. Tritium gas is taken out from the getter by heating ZrCo containing tritium at temperatures below 400 °C.

触媒核融合反応実験用トリチウムターゲットの調製にも利用している[5,6].

4. トリチウムの大量製造施設

上記のように日本（原研）で独自に開発したトリチウム製造技術の成果を受けて、1回50g規模（年間500g）

のトリチウムの製造が可能な施設を予備的に検討した。

トリチウムの製造工程としては、ターゲットの製作に始まり、ターゲットの原子炉（または加速器）での照射、ターゲットからのトリチウムの抽出、化学的精製（化学形の変換を含む）、トリチウムガスの回収、トリチウムの貯蔵、トリチウムから軽水素（H）を除く同位体濃縮がある。その工程（装置類を含む）と内容の概略を Fig. 1 に示す。

原子炉照射用のターゲットとしては、高温の照射場にも適用が可能な融点の非常に高いセラミックであるアルミン酸リチウムを選択し、キャプセルに封入する。原子炉照射されたキャプセル（ターゲット）は輸送容器でトリチウム製造施設に運び込む。キャプセルはケーブル内の開封装置で一部を切断してターゲットを取り出す。ターゲットは抽出装置 (Fig. 2) で加熱しトリチウムを放出させる。この工程で 1 日 3 g（17 日で 1 サイクル、1 回とする）のトリチウムが放出してくる。ターゲットから取り出したトリチウムは水素形であればそのまま、また、水の形であれば Zr スポンジで水素形に還元し、Zr-Co ゲッター [7,8] に一時貯蔵する。貯蔵されたトリチウムには同位体不純物の軽水素が含まれる（H:T = 1:9 と

した）ためそれを除く必要がある。そのため、熱拡散筒 [9] を備えた同位体濃縮装置により 1 回分の 50 g を 5 日（上記 17 日間の中で実施可能）で処理する。99% 以上に濃縮されたトリチウムガスは Zr-Co ゲッター (Fig. 3) に貯蔵する。ここまでの操作を 1 サイクル（1 回）とし年間 10 回実施すれば 500 g のトリチウムを得られることになる。

一方、これらの工程を実施するために最も重要なことは、放射性物質を安全に取り扱うことである。トリチウムは水素の同位体であり、特にガスとして扱う場合は飛散しやすく、いかに閉じ込めるかということが課題となり、ここでは多重格納システムを採用した。また、ターゲットやキャプセルなどの被照射物はガンマ線放出核種も生成するためその放射線からの防御も必要となる。そのために、これらの放射性物質を扱うために、グローブ・ボックス、ケーブルなどを備えた。さらに、放射性物質（特にトリチウム）の装置類からの漏洩に備えて、グローブ・ボックス内などの雰囲気（空気）を浄化する装置を設置するとともに、グローブ・ボックス外に万一漏洩したトリチウムが建屋外に異常放出されるのを避けるために必要な箇所の建屋内空気の浄化装置を設けている (Fig. 4)。この図の排出ガス浄化装置は、50 m³/h、緊急時空気浄

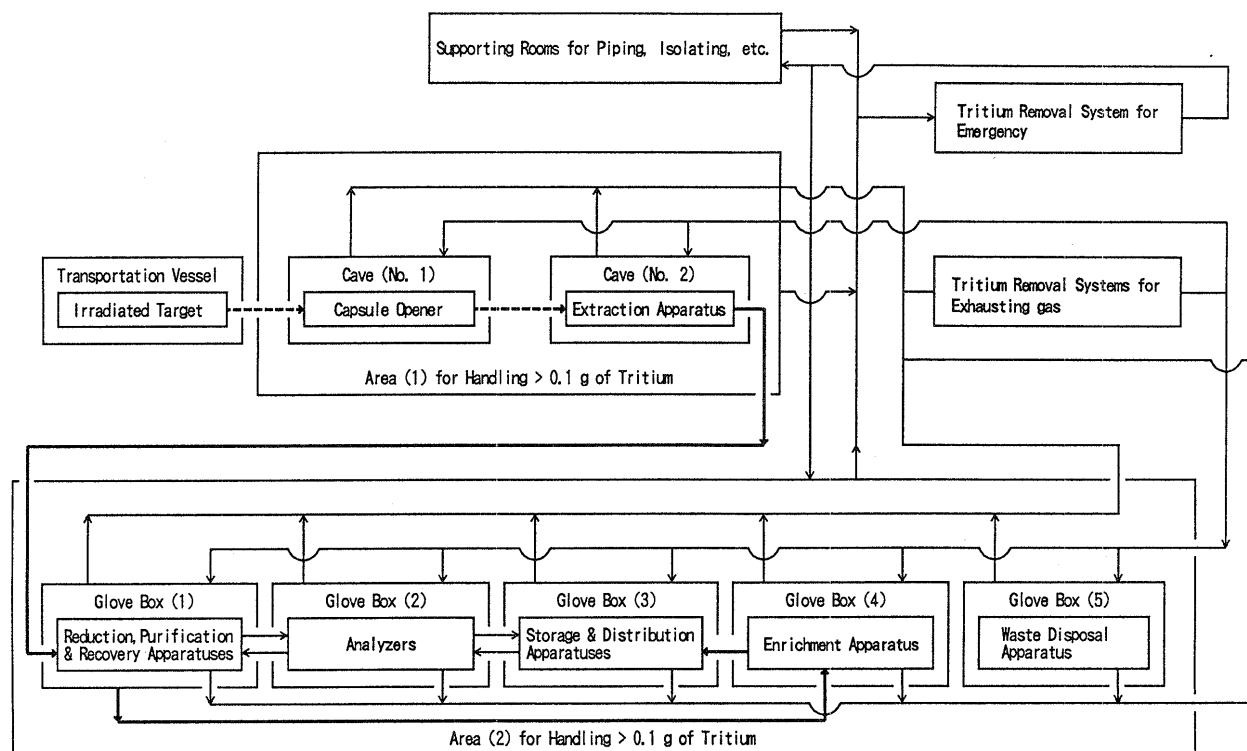


Fig. 4 Tritium removal system of tritium production facility designed preliminarily.

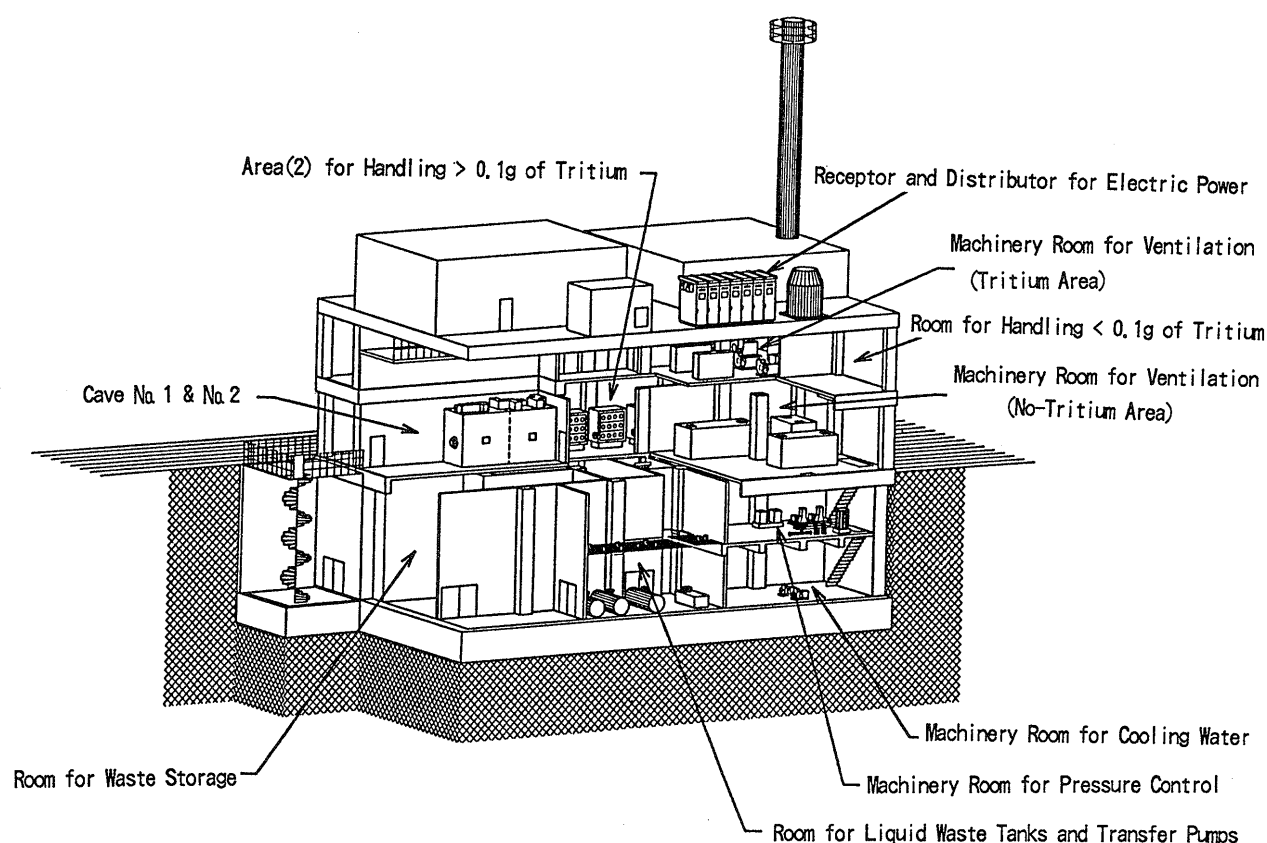


Fig. 5 Conceptual design for tritium production facility.

化装置は $300 \text{ m}^3/\text{h}$ で系内のトリチウムを除去する。

以上の予備検討で得たトリチウム製造施設全体の概念図を Fig. 5 に示す。

5. おわりに

核融合炉燃料の高純度トリチウムを年間 500 g 製造することができる製造施設の予備的検討を実施した。日本におけるトリチウムの製造量は、課題も多いがある程度の見通しは得られたのではないかと考えている。核融合炉の研究開発計画としても進められている EDA（工学設計活動）も終わりに近づきつつあり、これから次のステップに向けどうするかを検討がなされるだろう。この経緯との関連で日本でのトリチウム製造の進め方も考慮されていくものと思われる。

参考文献

- [1] private communication
- [2] Energy Research Advisory Board, *Accelerator Production of Tritium (APT)*, DOE/S-0074 (1990).
- [3] G. P. Lawrence, *High Power Linear Accelerators for Tritium Production and Transmutation of Nuclear Waste*, LA-UR-90-3315 (1990).
- [4] 棚瀬正和：プラズマ・核融合学会誌 **70**, 32 (1994).
- [5] M. Tanase, M. Kato, K. Kurosawa, M. Hashimoto, T. Matsuzaki, K. Ishida and K. Nagamine, *Recent Studies of Production and Purification of Tritium in JAERI, Proc. of International Tritium Workshop on Present Status and Prospect of Tritium-Material Interaction Studies*, Toyama, July, p.85 (1996).
- [6] K. Nagamine, T. Matsuzaki, K. Ishida, I. Watanabe, S. N. Nakamura, R. Kadono, N. Kawamura, S. Sakamoto, M. Iwasaki, M. Tanase, M. Kato, K. Kurosawa, G. H. Eaton, H. J. Jones, G. Thomas and W. G. Williams, *Hyperfine Interaction* **101/102**, 521 (1996).
- [7] S. Konishi, T. Nagasaki, N. Yokokawa and Y. Naruse, *Fusion Engineering and Design* **10**, 355 (1989).
- [8] T. Hayashi, M. Yamada, T. Suzuki, Y. Matsuda and K. Okuno, *Fusion Technology* **28**, 1015 (1995).
- [9] T. Arita, T. Yamanishi, Y. Iwata and K. Okuno, *Fusion Technology* **30**, 864 (1996).