

原型炉におけるトリチウム諸課題の解決へ向けた取組 トリチウムの確保戦略

Strategy for securing initial loading tritium

松浦 秀明

MATSUURA Hideaki

九大院工

Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu Univ.

【はじめに～初期保有(必要)量～】

原型炉では、 ~ 10 keV 付近の温度域で相対的に大きな反応率係数を持つ重水素-トリチウム(DT)燃料の使用が想定されている。重水素は、自然界に一定の割合で存在するが、トリチウムは放射性核種であり、自然界に十分な利用可能量は存在しない。1.5 GW 熱出力の DT 核融合炉では、1日あたり約 200 g のトリチウムを核燃焼させる必要がある。核融合炉では必要なトリチウムを自力で賄うのが基本的な考え方であるが、初期運転開始時には一定量のトリチウムを保有しておくのが妥当である。又、運転中は炉内における製造(実際にプラズマに注入可能となる)量が、DT 反応・損失・崩壊等で失われる量を上回るようにバランスを堅持する必要がある。Fig.1 に炉内トリチウムバランスを記述する代表的なモデル[1-6]の概略図を示す。プラズマの燃焼領域に「100」のトリチウムが供給されたと考える。燃焼率が 2%程度であれば「2」が燃焼し「98」は流出することになる。流出した「98」のトリチウムは回収・排ガス処理・分離・燃料ペレット整形後、プラズマに再注入される(概ね 2 時間程度のループ(① Plasma Loop)が繰り返される)。他方、プラズマで燃焼した

「2」のトリチウムは、DT 反応で同数の中性子を発生させ、中性子はブランケットへ到達する。トリチウム増殖比(TBR: Tritium Breeding Ratio)が 1.1 の場合は、燃焼した「2」のトリチウムが「2.2」となり「0.2」の増殖が得られる。ブランケット経由のループ(② Blanket Loop)は、運転開始からの経過時間にも依存するが、概ね 5 日間程度の巡回である。② Blanket Loop で「0.2」のトリチウムを増殖する間に、① Plasma Loop ではその数 10 倍程度のトリチウムが数 10 回程循環する。ブランケットでの増殖が十分に反映される迄は、プラズマでの燃焼・壁面等への付着等により初期のストレージ量は時間と共に減少する。その後、ブランケットでの増殖が反映され始めると減少の度合いが緩和され、やがて増加に転じ、運転開始から数 100 日程度で初期量を回復する。核融合炉全体を考えた場合の、実効 TBR が 1 を上回り長期的に安定した運転を維持するためには、(1)「98」のトリチウムが① Plasma Loop を数十回巡回する間のトリチウム消失が「0.2」よりも小さいこと、(2) ストレージのトリチウムが初期量を回復するに要する時間が、ブランケット・ダイバータ保守等の時間スケールより十分に短いこと、が必要である。

我々は 2014 年以降量研との共同研究において初期装荷トリチウム量に対する議論を重ねてきた[3,4]。従来の複数の検討[1-6]では、初期装荷トリチウム量に数 100 g \sim 30 kg 程の開きがある。検討の結果、モデル自体には大きな相違はなく全てをひとつのモデルで概ね再現可能であり、初期装荷トリチウム量の差は(a) 裕度量の考え方の差、(b) トリチウム循環に関わるパラメータの相違、によるものと考えている[7]。特に、最低限必要と考えられるトリチウム量と比較して裕度量の割合が大きい傾向にある。我々は裕度量について真剣に議論すべき時期に差し掛かっている。トリチウム調達戦略を練る為には、調達すべき量がある程度明確になっていることが必要と考えるが、それには仮定した多数の関連パラメータの確認や、実炉に沿う実験的検証及び実証が必要であり時間を要する。調達戦略は、時事の研究成果を見据え刷新を繰り返すべきであろう。ここでは、調達量に幅を持たせた上で、研究者間の相互理解を深め議論を進めることを目的として、現時点で可能な範囲で情報の整理と叩き台としての論点の提示を試みる。

【海外のトリチウム供給量と購入実績】

トリチウムは炉工学試験(上述のパラメータ確定に繋がる)にも必要である。トリチウム製造は、他国で実施するか自国で実施するかを選択があるが、他国には既に製造実績があり(軍事用のトリチウムの転用は政治的な不確実性が高く主旨逸脱のため今は考えない)、海外からの購入は有効な手段である。Fig.2 に世界に現存する CANDU 炉(重水減速重水冷却炉)全体でのトリチウム製造量(推定)の推移を示す[8]。2018 年には CANDU 炉はカナダ 18 基、韓国 3 基、ルーマニア 2 基でトータル年間 100 TWh 程度の発電実績があり[8]、年間 2.2 \sim 3 kg 程度の製造能力を持つと推定される。但し、炉の 7 割程は稼働開始から既に 30 \sim 45 年を経過しており、約 40 年後の原型炉運転にどこまで貢献できるかは不透明である。原型炉への調達準備開始が必要となる 2040 年頃の製造量は、新設がなければ年間 \sim 1 kg を下回る可能性もあり得る(カナダの製造分は ITER

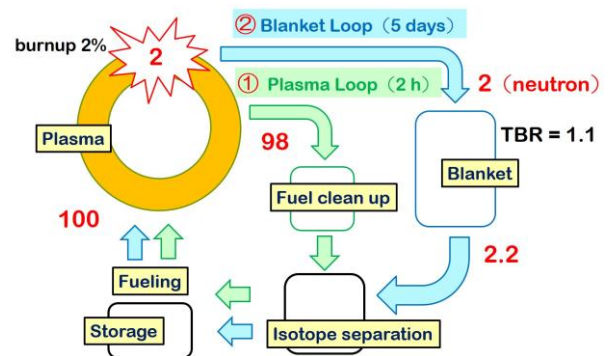


Fig.1: Schematic view of tritium stocks and flow in fusion reactor.

へ供給される為原型炉運転への利用可能量は限定される)。旧原研(JAEA)トリチウムプロセス研究棟では、1988~1989年に米国オークリッジ研究所から6回(計16g)、1995~1998年にカナダ原子力公社チョークリバー研究所より3回(計60g)のトリチウム輸送実績がある[9]。カナダからの輸送では、1990年にカナダ原子力管理委員会への打診より、科技庁との協議のもと1993年に購入契約が交わされた。技術基準に適合した最大25g収容可能な輸送容器が開発された。輸送経路と安全責任の分担協議、国内では、国土交通省、環境省、厚生労働省、総務省の4省に関わる法令や事前協議が必要である。さらにIAEA輸送規制の順守と関係機関からの了承等、1回(約20g)の輸送に約5年の歳月及び約1億円の経費(輸送容器開発費別)を要したことが報告されている[9]。

現時点で原型炉は各国毎に1基ずつ建設することを想定している為、我が国がどの程度の価格でどの程度のトリチウムを確保できるかは、今後の国際情勢・供給国との交渉による。原型炉に向けては1回当たりの輸送量が従来と比べ増加することが予想される。まずは現行法・規制の確認、供給国との協議、技術基準に適合した大型輸送容器の準備が必要であろう(1998年に250gを輸送するための輸送容器の開発が進められた[10])。炉工学試験のためのトリチウム購入を足掛かりに、まずは比較的少量のトリチウムを対象として将来の大量購入を視野に入れつつ経験を積み重ね、次の調達へと繋げていくことが必要であろう。

【国内製造法の検討】

自国における製造を想定する場合、(1)国内の原子力施設を活用する方法と、(2)原型炉でDD反応を利用する方法[11]が想定される。既存の原子力施設としては、加速器、照射炉、高速炉、軽水炉、高温ガス炉等が考えられる。加速器、照射炉はトリチウム製造に利用可能な単位時間当たりの中性子数(ビーム電流値 or 中性子束×総照射面積)が小さく、短期間の100gオーダーのトリチウム製造には適さない。高速炉、軽水炉は国内情勢からその利用の議論・推進は困難と考えられ、現在国策として研究開発が明示されている(エネルギー基本計画(平成26年)、経済財政運営と改革の基本方針2014)高温ガス炉が有力候補と思われる。高温ガス炉は、炉心が黒鉛で構成され高い耐熱・安全性を有する。発熱密度が低く中性子束は他の炉型と比較して低いが、有効炉心体積が大きく必要な量のリチウム化合物を⁶Liの濃縮なしで装荷できる。標準設計から大きな構造設計の変更をすることなしに、既定の発電を維持した状態でトリチウム製造機能を付加できる可能性がある[12]。高温ガス炉は、CANDU炉と比較して約10倍のトリチウム製造性能(単位時間単位発電量当たりのトリチウム製造量)を有し、仮に概念設計炉GTHTR300[13](電気出力300MW)1基を導入した場合、最大性能として年間500~800g程度のトリチウム製造が見込まれる[14]。我々は、高温ガス炉でのトリチウム製造を実証することを目標として研究を進めているところである。現在、JAEAが保有する高温工学試験研究炉(HTRR)[15]は福島原発事故後の新規規制基準対応のため運転停止しているが、著者は2020年度末以降早期の再稼働を期待している。HTRRを用いた実証試験を実施し製造技術を確認しておくこと、又、その後核融合以外のコミュニティーを含めて、その導入・利用を議論していくことが必要となると考えている。

DD反応には、ほぼ断面積が等しい2つのブランチが存在し、計7.3MeVの核発熱と同時に中性子・トリチウム各1個を含む反応生成粒子が放出される。DD反応で発生する中性子のエネルギーは平均2.45MeVであり、ブランケットにおける(n,2n)反応による中性子増倍は期待し難い。トリチウム製造量は、ほぼDD反応による総発生エネルギーに比例すると考えてよい。原型炉の加熱・ブランケット等仕様の検討と併せ、どの程度の「DD出力(反応率)×運転時間」をどの様に確保するかの運転スケジュール策定が必要であろう。

【まとめ】

核融合炉内全体を見渡した場合の実効TBRが常に1を超えることは、現知見で必ずしも確定済とは言いきれず、今後確信を高める為の検討が必要である。特に、プラズマへ注入したトリチウムの炉心中心部への輸送割合、トリチウム燃焼率、①Plasma Loopの時間スケール・損失、ブランケットTBR、冷却水への浸透速度等、実炉に沿った確実なデータが必要であろう。トリチウム供給は炉の立ち上げ時だけでなく、運転中に必要となる可能性も考えられる。必要時の核融合炉外からの供給手段を検討・確保しておくことが長期的に必要となる可能性がある。又、トリチウムを節約する初期稼働時の予備運転モード(例えば $n_T/n_D \leq 1$)を想定しておくことも必要ではないだろうか。原型炉稼働までには幸い時間がある。トリチウム製造技術の所持は、その購入交渉に際しても有利となり得る。エネルギーセキュリティの観点からも、海外からの購入のみに頼り自国製造を諦めるのではなく、できる範囲で自国での製造の検討を進めておくことは重要であろう。

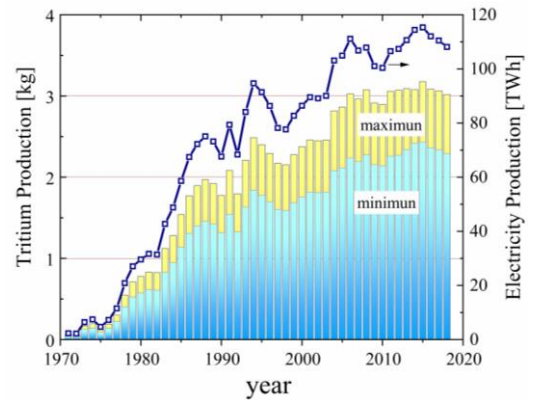


Fig.2: Tritium and electricity productions by CANDU reactors.

[1] Y. Asaoka, et al., Fusion Tech., **30** (1996) 853. [2] 西川正史, 他, プラ・核学会誌, **87** (2011) 503. [3] 染谷洋二, QST 共同研究, JAEA 東京事務所, 2014.12, JAEA 大洗研究開発センター, 2015.9. [4] 日渡良爾, QST 共同研究, JAEA 東京事務所, 2016.12, 原子力学会誌, **60** (2018) 488. [5] S. Kwon, et al., IEEE Tr. Fusion Sci. (2013). [6] R. Kasada, et al., Fusion Eng. Des., **98-99** (2015) 1804. [7] 吉村暢也, 他, 2019 プラ・核学会年会 01P84. [8] IAEA Web Site: <https://nucleus.iaea.org/Pages/default.aspx>. [9] 大平茂, 第2回トリチウム諸課題検討WG 会合, 2019.9. [10] S. Ohira, et al., Fusion Eng. Des., **43** (1999) 187. [11] S. Konishi, et al., Fusion Eng. Des., **121** (2017) 111. [12] H. Matsuura, et al., Nucl. Eng. Des., **243** (2012) 95. [13] S. Saito, et al., JAERI 1332 (1994). [14] 松浦秀明, プラ・核学会誌, **93** (2017) 457. [15] 國富一彦, 他, 日本原子力学会和文論文誌, **1** (2002) 352.