



Title	Studies on the tritium production rate in breeding blanket mock-ups with lithium titanate
Author(s)	Axel, Klix
Citation	大阪大学, 2004, 博士論文
Version Type	
URL	https://hdl.handle.net/11094/44949
rights	
Note	著者からインターネット公開の許諾が得られていないため、論文の要旨のみを公開しています。全文のご利用をご希望の場合は、大阪大学の博士論文についてをご参照ください。

The University of Osaka Institutional Knowledge Archive : OUKA

<https://ir.library.osaka-u.ac.jp/>

The University of Osaka

氏 名	アクセル クリクス AXEL KLIX
博士の専攻分野の名称	博 士 (工 学)
学 位 記 番 号	第 1 8 7 3 6 号
学 位 授 与 年 月 日	平成 16 年 3 月 25 日
学 位 授 与 の 要 件	学位規則第 4 条第 1 項該当 工学研究科原子力工学専攻
学 位 論 文 名	Studies on the tritium production rate in breeding blanket mock-ups with lithium titanate (チタン酸リチウムを用いた増殖ブランケット模擬体系におけるトリチウム生成率に関する研究)
論 文 審 査 委 員	(主査) 教 授 高橋 亮人 (副査) 教 授 西川 雅弘 教 授 飯田 敏行 助教授 村田 勲

論 文 内 容 の 要 旨

本論文は、DT 核融合炉の先進固体ブランケット模擬系でのトリチウム増殖率測定と計算評価の手法についての研究をまとめたもので、全 5 章より構成されている。

第 1 章の序論では、重水素と三重水素（トリチウム）の核融合は将来最も有望なエネルギー源であること、重水素は天然に大量に存在するが、三重水素は人工的に製造しなければならないこと、このためリチウム化合物を含むブランケットで核融合プラズマをとりまく核融合炉の設計が行なわれていること、核燃料の自己充足性を確かとするためには、核融合炉の設計は、核データと計算コードの助けにより慎重に行なわなければならないこと、またこれら使用ツールの検証のためベンチマーク実験が行なわれること、最新の核融合炉ブランケット候補材料には、低放射化鋼、ベリリウム及びリチウム化合物セラミックスが含まれていることを述べている。

第 2 章では、低放射化鋼として F82H、中性子増倍材としてベリリウム、トリチウム増殖材としてリチウムチタネイトを用いた非均質体系を多種用いて、トリチウム生成率（TPR）を測定、解析することが世界ではじめて日本原子力研究所で行なわれたが、その研究についてまとめている。日本原子力研究所の DT 中性子源施設 FNS を用いて、14 MeV 中性子を模擬ブランケット体系に打ち込み、リチウムチタネイト中の非常に低いレベルのトリチウム生成を測定する方法が開発された。この手法とすでに確立された手法である炭酸リチウムを用いるトリチウム生成測定法を比較した。現在までのところ、リチウムチタネイトを用いる手法は炭酸リチウムを用いる手法に比べて感度は劣るが、ブランケット材を直接用いるため体系を非均質に擾乱することによる不確定度をまねかないという利点がある。

第 3 章では、第 4 章で述べる計算値の過大評価の理由を検討している。熱中性子を吸収する未確認の不純物の存在が考えられたので、パルス中性子法を用いる Be 体系の実験で検討した。しかし、ベリリウム中吸収断面積の不純物混入による増加は観測されたものの、TPR の過大評価を説明できるほど大きな効果ではなかった。

第 4 章では、第 2 章で述べた手法を数種類のブランケット体系実験に応用した研究について述べている。実験結果との比較のための計算として、三次元モンテカルロコード MCNP-4C と最新の核データライブラリー、例えば FENDL/MC-2.0 を用いて解析した。計算値は全体的に TPR を過大評価することがわかった。

第 5 章では、まとめと結論を述べている。特にトリチウム生成率の解析を Li 増殖層の配置の仕方、エネルギー

ペクトルの領域について、過去の単純体系のベンチマーク実験の結果と比べながら解析、検討した結果、ベリリウム体系中ではエプサーマル中性子成分が計算結果では過大となっていると結論した。

論文審査の結果の要旨

ITER（国際熱核融合実験炉）の後に予定される DT 実験炉では、天然に存在しない燃料である三重水素（トリチウム）の自己増殖性能の充足が非常に重要な炉工学目標となっている。近年 ITER 用に、チタン酸リチウム等の固体増殖ブランケットの使用が考えられている。本研究は、 ^6Li 濃縮のチタン酸リチウムを用いたブランケット模擬系を用いて、日本原子力研究所 FNS 施設において行なわれた世界初の実験研究（主要部分）をまとめたものである。得られた主な成果を要約すると以下の通りである。

- 1) 固体ブランケット材であるチタン酸リチウムそのものを用いて生成トリチウム量を直接測定する手法を提案し、実施している。これは実用上の意義が大きい。
- 2) 従来の標準的トリチウム生成量測定手法である炭酸リチウムペレットと液体シンチレータ溶融による測定手法と比較して、本直接手法の精度と問題点を明らかとしていて、実用に耐え得る手法であることを述べている。
- 3) 中性子増殖材ベリリウムの $(n, 2n)$ 反応二次中性子データとベリリウム材中の不純物に問題があることを明らかとしている。特に前者が問題で今後更に研究する必要があることを指摘している。
- 4) ITER 用トリチウム増殖ブランケットのモックアップ体系に適用して、DT 中性子源 FNS を用いた実験を行い、本手法の適用性を示すとともに、核設計計算コードシステムによる計算結果と実験値を比較して問題点をまとめている。

以上のように本論文は、DT 核融合炉工学の基本課題であるトリチウム自己増殖性能のモックアップに必要な実験手法を開発し、その有用性を明らかとしたものであり、核融合工学及び核エネルギー工学の発展に寄与するところが大きい。よって本論文は博士論文として価値あるものと認める。