

## Abstract

Nuclear fusion is a promising carbon-free energy generation method. Deuterium (D) and tritium (T), the hydrogen isotopes, will be the fuels because DT reaction,  ${}^2\text{D} + {}^3\text{T} \rightarrow {}^4\text{He} (3.5 \text{ MeV}) + \text{n} (14.1 \text{ MeV})$ , reaches higher reaction rate at lower temperature than other fusion reactions. Tritium is radioactive isotope of hydrogen and decays to helium-3 with emission of low energy  $\beta$ -rays:  ${}^3\text{T} \rightarrow {}^3\text{He} + \text{e}^- + \bar{\nu}_e + 18.6 \text{ keV}$ . The fuels are accumulated in the reactor walls by the plasma-wall interactions (PWIs) and the reactor components containing tritium are the potential radioactive hazard. In order to assess the safety of the fusion reactor, accurate analysis of fuel retention in the wall material is important. In this thesis, the new tritium detection methods were developed by combining the several tritium detection techniques to perform non-destructive, quantitative tritium retention analysis. The tritium distributions in the world largest fusion device in operation, Joint European Torus (JET), were evaluated using the developed methods. The important proposals to ITER and the future fusion reactors are given based on the post-mortem analyses of tritium distributions in JET plasma-facing tiles.

In Chapter 1, the current status of fusion energy development was overviewed. To demonstrate energy gain by fusion reactions, ITER is being constructed. The wall materials of JET in the UK were refurbished from full carbon wall to ITER-like wall (ILW): beryllium (Be) main chamber limiter, and tungsten (W) or W-coated carbon-fiber-composite (W-CFC) divertor plates to investigate possible PWIs in ITER. These plasma-facing tiles of JET had been exposed to DD plasma. Tritium was generated by DD fusion reactions [ ${}^2\text{D} + {}^2\text{D} \rightarrow {}^3\text{T} (1.01 \text{ MeV}) + {}^1\text{H} (3.02 \text{ MeV})$ ]. The research on deuterium retention were reviewed in this chapter. Also, the importance of investigation of tritium inventory which lead to developing of new non-destructive tritium detection technique is explained.

Chapter 2 describes the interactions of  $\beta$ -rays and X-rays with matters. In this study, 2-dimensional distributions of tritium  $\beta$ -rays intensity were measured using imaging plate (IP) technique. However, as the range of tritium  $\beta$ -rays is  $\sim 3 \mu\text{m}$  and  $\sim 0.3 \mu\text{m}$  in beryllium and tungsten, respectively, IP techniques gives information about tritium in the surface and sub-surface of the sample. On the other hand, X-rays generated by  $\beta$ -rays in matters have far longer escape depth than  $\beta$ -rays. Hence, the depth profiles of tritium were evaluated using  $\beta$ -ray induced X-ray spectrometry (BIXS) to obtain 3-dimensional view of tritium distributions. Physics behind

these measurement methods was explained.

Chapter 3 gives details about the plasma-facing tiles examined in this study. The Be tiles used in the main chamber had grooved structure for better durability against heat load from plasma. The W-CFC tiles were bulk tiles. On the other hand, W lamellae tiles were stack of pure W plates where gaps between the plates were found. The tritium retention on the plasma-facing surfaces and that inside the grooves and gaps were examined with IP and BIXS measurements. The principles and experimental setup for these measurements were also described. The X-ray spectra obtained from the BIXS were analyzed with Monte Carlo simulation by considering X-ray generation and attenuation in the samples. The chemical compositions on the tile surfaces and binding states of elements were evaluated with X-ray photoelectron spectroscopy (XPS) to investigate the mechanisms underlying tritium retention. The details of XPS measurements were also given in this chapter.

The tritium distributions in the main chamber Be limiters were described in Chapter 4. On the plasma-facing surfaces (PFSs) of the tiles, tritium was enriched at the erosion-dominant zone, though deuterium is reported to be concentrated at the deposition-dominant zone. The BIXS measurements showed tritium penetrated to the depth of  $\sim 6 \mu\text{m}$ . These results suggested implantation of 1.01 MeV tritons is the dominant tritium retention mechanism in the PFSs. In contrast, tritium retention in the grooves was dominated by co-deposition of tritium thermalized in plasma with deuterium, beryllium, oxygen, carbon and other impurities. Near the entrance of grooves ( $< 3 \text{ mm}$  from the entrance), tritium retention was high and showed no systematic correlation with location in the chamber and chemical composition of deposition layers. Nevertheless, beyond 3 mm, tritium concentration increased with increasing content of carbon in the deposition layers.

Chapter 5 gives tritium retention in the divertor region. Co-deposition of thermalized tritium with beryllium, oxygen, carbon was dominant retention mechanism in the inner W-CFC divertor tiles. The deposition layers with high carbon content showed high tritium concentration. Tritium was implanted into outer W-CFC divertor tiles and implantation depth was  $\sim 1.5 \mu\text{m}$ . The PFSs of W lamellae tiles where strike points located showed low tritium content due to thermal desorption of tritium from the tile. On the other hand, the tritium-containing co-deposition layers composed of beryllium, oxygen, carbon were formed on the surfaces in the gaps.

Chapter 6 summarizes tritium behaviour in JET with ITER-like wall under deuterium

discharges. The migration of tritium was discussed in relation to the interaction between plasma and the Be limiters, transportation of beryllium sputtered from the Be limiter tiles and impurities pertain in the reactor. Key issues expected to dominate tritium inventory in ITER are also described. The approaches to reduce tritium co-deposition in the future fusion reactors are proposed based on post-mortem analyses performed in this study.

Finally, the main accomplishments of this study are summarized in Chapter 7.

# 博士学位論文審査結果の要旨

1. 学位申請者：

李 宣宜 (Suneui Lee)

2. 論文題目：

Development of non-destructive tritium measurement techniques and evaluation of migration and distribution of tritium in large fusion device

トリチウムの非破壊測定手法の開発および大型核融合装置中のトリチウム移行と分布の評価

3. 審査結果要旨：

本審査委員会は、李 宣宜氏の博士学位論文を詳細に査読すると共に、令和 5 年 2 月 2 日（木）に博士学位論文公聴会および最終審査を行った。以下に審査および最終試験の結果を要約する。

本博士学位論文の概要は、以下のとおりである。

第 1 章では、まず将来の大規模エネルギー源として期待される核融合発電の原理と開発動向について概説した。核融合反応によるエネルギー利得を実証するための実験装置 ITER の建設が進められており、炉心内壁にはベリリウム (Be) が、核融合生成物であるヘリウムを排気するダイバータ部の壁にはタングステン (W) が用いられること、重水素とトリチウムを燃料とする同装置では放射性同位体であるトリチウムの炉内蓄積量に一定の制限があることを解説した。また、事前にこれらプラズマ対向壁での運転経験を得るため、欧州の核融合プラズマ実験装置 Joint European Torus (JET) が炭素壁から ITER 同様の Be-W 壁に改造され、重水素を用いた放電実験が進められていること、重水素の核融合反応により微量のトリチウムが発生していることを述べた。このような背景のもと、本研究の目的が JET で用いられた Be および W 壁中のトリチウム分布を分析することで、Be-W 壁を有する核融合装置におけるトリチウム蓄積量低減指針を得ることであることを示した。

第 2 章では、放射線と物質の相互作用の物理過程について述べ、トリチウムから放出される低エネルギー  $\beta$  線および  $\beta$  線によって誘起される X 線の脱出深さと、この脱出深さがトリチウム分析に与える影響を議論した。

第 3 章では、まず JET から輸送された Be および W 壁試料の詳細を示した。プラズマ対向壁は大きな熱流束を受けるため、熱膨張による破壊を防ぐ等の目的で切れ込み（以下、ギャップ）を有する構造であることを説明した。次いで、トリチウム分析に用いたイメージングプレート法および  $\beta$  線誘起 X 線計測法、データ解析に用いたモンテカルロ法、ならびに試料の表面分析に用いた X 線光電子分光法の原理とこれらの手法を組み合わせることの意義を述べた。

第4章では、炉心 Be 壁中のトリチウム分布を調べた。水素同位体イオンの入射フラックスが大きい領域では、Be 原子がスパッタされる（損耗領域）。一方で、水素同位体イオンの入射フラックスが小さい領域やプラズマから陰になっている領域には、スパッタされた Be が堆積する（堆積領域）。プラズマ対向面では、損耗領域に高濃度にトリチウムが存在しており、かつ約 6  $\mu\text{m}$  の深さまでトリチウムが分布していることがわかった。これは、重水素の核融合反応で生成された高エネルギー（1.01 MeV）トリチウムイオンが直接打ち込まれたためと結論した。一方で、ギャップにおいては、Be が酸素、炭素と共にトリチウムを巻き込んで堆積していた。すなわち、磁場に捕捉されプラズマ中で熱化したトリチウムが、Be および他の不純物と共堆積していた。特に、炭素濃度が高い領域にトリチウムも高濃度に分布していた。また、強い熱負荷を受けた領域ではトリチウム濃度が低く、トリチウムが熱脱離したことが示唆された。

第5章では、ダイバータ領域の W 壁中のトリチウム分布を調べた。ダイバータ領域においても、トリチウムは炉心から輸送された Be および不純物である酸素や炭素と共堆積していた。特に、炭素濃度が高い堆積層にトリチウムが高濃度に捕捉されていた。ギャップにおいても、トリチウムを含む Be 堆積層が形成されていた。熱負荷が大きな領域においては、プラズマ対向面近傍ではトリチウムが脱離していたが、ギャップ深部にはトリチウムが残存していた。

第6章では、以上の結果を踏まえ炉心とダイバータ領域を統合したトリチウム蓄積メカニズムを考察すると共に、実際の核融合炉でのトリチウム蓄積量低減策を提案した。すなわち、極力炭素不純物を排除すること、トリチウムおよび Be の進入を防ぐためにギャップ幅を小さくすること、広い領域に高熱負荷を与えるため意図的に磁場を変動させること、などによってトリチウム蓄積量を低減し得ることを示した。

第7章では、Be-W 壁を有する核融合炉中のトリチウム分布およびトリチウムの蓄積メカニズムならびに蓄積量低減策について総括した。

最終試験を兼ねた公聴会では、来聴者および審査委員より多くの質問がなされたが、李氏はいずれにも適切に回答した。また、第3章に相当する内容が国際学術誌 *Fusion Science and Technology* に、第4章および第5章に相当する内容が国際学術誌 *Nuclear Materials and Energy*, *Fusion Engineering and Design* ならびに *Journal of Nuclear Materials* に掲載されており、新エネルギー科学専攻における学位授与基準を満たしていることが確認された。さらに iThenticate を用いた剽窃チェックでも問題ないことが報告された。以上により、博士学位論文審査及び最終試験ともに合格と判断した。