

[添付資料 3]

自己点検評価報告書

研究種目：特定領域 総括班

研究期間：2007～2011

課題番号：19055008

研究課題名（和文）核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開

研究課題名（英文） Tritium Science and Technology for Fusion Reactor

研究代表者

田辺 哲朗 (TANABE Tetsuo)

九州大学・大学院総合理工学研究院・教授

研究者番号：00029331

研究代表者の専門分野：核融合学

科研費の分科・細目：総合工学・核融合学

キーワード：トリチウム、核融合炉、安全性、第一壁、ブランケット、燃料サイクル、プラズマ対向壁、トリチウム増殖

1. 研究計画の概要

本特定研究領域では、トリチウム(T)と重水素(D)との核融合反応(DT反応)によりエネルギーを取り出す核融合炉を実現するため、Tが放射性である故に、その放射性安全を確保した上で、(1)炉内へのDとTの導入量を、核融合反応を継続するために制御しつつ供給すること、(2)それらを排気回収しTを分離・再利用すること、(3)ブランケットによりTを増殖回収、利用すること、さらには(4)そのようなシステムの構築あるいは制御を可能にするための計測技術を確立しエネルギー供給源として経済的にも成立する核融合炉建設を可能にするを旨とする。このため、Tに関する研究を横断的かつ集中的に行い、Tに関する正しい理解に基づいた新しいトリチウム科学ともいえるべき学問分野を打ち立てるとともに、トリチウムに対する正しい理解を社会に広めようとするものである。

総括班では、各計画研究班の研究成果を総括すると共に、全体像を明確にして道筋を決め、これを各班の研究に反映させる。また若手育成のための、横断的な研究会やシンポジウムを開催する。シンポジウム等への一般参加を増やす方法についても検討をおこない、試行/実行する。教科書あるいはトリチウムハンドリングマニュアル等を刊行し、学問としてトリチウム科学の完成を図る。

研究会、シンポジウム、国際会議等を開催し、成果の取りまとめると共に、各研究班の成果についての評価も行う。目標とする安全かつ経済的なトリチウム燃料システムの設計を視野に、必要な研究課題あるいは取得すべきデータ等を各研究班に提示し、研究のフ

ィードバックを行う。また、核融合炉の社会受容性を高めるための啓蒙活動も行う。

2. 研究の進捗状況

総括班では、これまでトリチウム研究に長年携わって来た我国の主だった研究者に協力を仰ぎ、個々の研究班の個別の成果を評価検討して、全体的あるいは俯瞰的見地より、各研究班へのフィードバックをはかると共に、それらの成果を統括・連携して核融合炉全体としてのトリチウム安全対策を講じ、核融合トリチウムについての社会的受容性を高めるための活動を行ってきた。さらに、一般社会へトリチウムの正しい理解が浸透するよう情報発信を行い、トリチウムの安全性、核融合の社会的受容性を高めると同時に、水素同位体理工学ともいえるべき啓蒙書の発刊を行うことを目標に

(1) 公開シンポジウム等の開催

総括班事業として5回の公開シンポジウムを企画・開催した。また領域をまたがった1つのテーマについて公開ワークショップ等を開催し徹底討論を行った。さらに原子力学会やプラズマ核融合学会でも特別シンポジウムを開催した。各シンポジウムのまとめ(総括)と概要はニューズレターで、また使用されたビュウグラフ等はホームページで公開している。

(2) ホームページの設置と充実

2007年9月にホームページを開設(<http://tritium.nifs.ac.jp/>)し、以降、随時(月2回前後)更新を行ってきた。この間、研究会や各班会合の開催案内を「カレンダー」として掲載すると共に、研究会の資料のうち公

開可能なものは、議事録と共に、すべて公開している。

(3) ニュースレターの発行

現在までに 10 号のニュースレターを発行した。ニュースレターでは、各研究班の研究紹介、シンポジウム等の概要等を掲載すると共に、総括班からの研究進展に関するコメント、要望を伝えた。また年度末には、評価委員の評価を掲載し、領域全体にその周知をはかっている。ホームページでも公開すると共に、原子力学会・核融合工学部会及び核融合ネットワークのメーリングリストを利用して広く送付している。

(4) 国際研究集会等の主催・共催・協力

トリチウム国際会議(来年度主催)、核融合炉工学国際会議、プラズマ・壁相互作用国際会議、核融合炉材料中のトリチウム挙動国際ワークショップ等の関連する国際会議で、諮問委員、運営委員、プログラム委員等の一角を占め、会議を先導した。また IAEA (国際原子力機関)、国際エネルギー機関 (IEA)、ITER 計画下の ITPA 等でもメンバーとして活動した。さらに国際的教育啓蒙活動として過去 2 回開催された ITER サマースクールに通算 4 名の講師を請われて派遣した。これを受けて来年度トリチウム国際会議を日本で開催(2010 年 10 月 24-29 日 於 奈良)する。

(5) 成果の公表

これらの成果は、ホームページで常に公開している。またプラズマ・核融合学会にプロジェクトレビュー「核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開」を掲載しただけでなく、原子力学会誌等での解説あるいは、各種学術雑誌への投稿/掲載に努めている。

3. 現在までの達成度

①当初の計画以上に進展している。

国際的研究の一翼でもある核融合研究で重要なトリチウムの扱いに尽力しており、所期の予定どおり研究が進行している。採択当初には、開発的要素が大きく、学術的側面が希薄になるおそれが指摘されていたが、トリチウムの挙動の解析と炉内外の振る舞いについてのデータベース的な整理が進められる等、学術的な側面も進んでおり、ITER への適用も視野に入れており、これまでのところは当初計画以上に進展している。実際、中間評価結果も良好と判定されている。

4. 今後の研究の推進方策

各研究班の研究成果を総括すると共に、研究会、シンポジウム、国際会議等を開催し、成果の取りまとめ、また総合化をはかる。この際、各研究班の成果についての評価も行う。

目標とする安全かつ経済的なトリチウム燃料システムの設計を視野に、必要な研究課題あるいは取得すべきデータ等を各研究班に提示し、研究のフィードバックを行う。ま

た、核融合炉の社会受容性を高めるための啓蒙活動も行う。そして学問としてトリチウム科学を完成させるため、教科書の編纂を行う。

さらに、計画研究各班の研究計画を詳細に吟味し、長期計画(含む公募研究計画)の策定と目標の明確化をはかると共に評価者による研究計画及び進捗状況レビュー体制を確立する。特に総括班として、全体像を明確にして道筋を決め、これを各計画研究班の研究に反映させる。また若手育成のための、横断的な研究会やシンポジウムを開催する。シンポジウム等への一般参加を増やす方法についても検討をおこない、試行/実行する。学術的成果を目に見える形にするため、教科書あるいはトリチウムハンドリングマニュアル等を刊行する。

5. 代表的な研究成果

(研究代表者、研究分担者及び連携研究者には下線)

[雑誌論文] (計 6 件)

(1) 田辺哲朗、核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開— 文科省科研費特定領域「核融合トリチウム」の紹介、日本原子力学会誌、**50**(2008)pp.716-720. (査読無)

(2) C.H. Skinner, V. Kh. Alimov, 他 11 名 13 番目, Recent advances on hydrogen retention in ITER's Plasma-facing materials: Beryllium, Carbon and Tungsten, Fusion Science and Technology, **54**(2008)pp.891-945. (査読有)

(3) 田辺哲朗、プロジェクトレビュー、核融合炉を目指したトリチウム研究の新展開、1. 領域設置の目的と進め方、J. Plasma Fusion Res. (プラズマ・核融合学会誌), **85**(2009) pp.680-683 (査読無)

(4) M. Nishikawa, Study on Tritium Balance in a D-T Fusion Reactor, Fusion Science and Technology, **57** (2010) pp.120-128 (査読有)

(5) T. Tanabe, Tritium management in a fusion reactor - safety, handling and economical issues -, Proc.2nd ITER International Summer School: Confinement : Ed. S. -I. Itoh, S. Inagaki, M. Shindo, M.Yagi, (Amer. Inst. Phys., 2009) pp.112-126 (査読無)

(6) T. Tanabe, Tritium issues in plasma wall interactions, Proc. 3rd ITER International Summer School: (Amer. Inst. Phys., 2010) 印刷中 (査読無)

[学会発表] (計 2 件)

(1) T. Tanabe, Tritium Handling Issues in Fusion Reactor Materials, 14th Intern. Conf. Fusion Reactor Materials, Sep.6-11, 2009, Sapporo, Japan.

(2) M. Nishikawa and T. Tanabe, On the Fuel Balance of a DT reactor. Inten. Symps.Fusion Nuclear Technol. October 11-16, 2009. Dailan, Chaina.

研究種目：特定領域研究

研究期間：2007～2011

課題番号：19055003

研究課題名（和文） 核融合炉内複雑環境におけるトリチウム蓄積挙動の実験的研究

研究課題名（英文） Experimental Study on in-vessel tritium inventory
in complicated environment of fusion reactors

研究代表者

上田良夫 (UEDA YOSHIO)

大阪大学・大学院工学研究科・教授

研究者番号：30193816

研究分野：工学

科研費の分科・細目：総合工学・核融合学

キーワード：核融合、トリチウム、プラズマ壁相互作用、照射損傷、ダスト

1. 研究計画の概要

本研究は、ITER 及び核融合炉に供給したトリチウムが、炉内のどこにどれだけ蓄積するかを明らかにすることである。このため核燃焼プラズマ対向壁表面の複雑環境（複数イオン（水素同位体、ヘリウム、壁材料、中性子）同時照射における、高濃度トリチウム蓄積過程をイオンビーム装置やプラズマ装置を用いた基礎実験、及びトカマク型プラズマ閉じこめ装置による実機実験により明らかにする。さらに、実験研究と、A02 班のシミュレーション研究を連携させて、核融合炉内のトリチウム蓄積量を予測し、その制御法を開発する。

2. 研究の進捗状況

本計画研究においては、炉内トリチウム蓄積評価のために必要な研究項目として、(1) イオン同時照射環境における水素同位体蓄積挙動、(2) 照射損傷が水素同位体蓄積に与える影響、(3) ダストの発生と水素同位体蓄積に与える影響、(4) 実機における壁材料の損耗・再堆積と再堆積層の水素同位体蓄積・放出挙動、(5) 壁材料中の水素同位体除去について、研究を進めている。これらの現状を簡単に述べる。

(1) 高フラックスイオンビーム照射装置を用いて、タングステンへの複数イオン種(D、He、C)の同時照射実験を行い、タングステン中の重水素蓄積、拡散、透過に関する実験を進め、イオン同時照射が、重水素の蓄積、拡散に大きな影響を及ぼすことが明らかになった。

(2) 核融合炉における中性子照射損傷を模擬するために、高エネルギーイオンにより照射損傷を与えたタングステンに対して、重水素の蓄積量の dpa 依存性を調べた。また、タングステン壁の ITER に対して、照射損傷を考慮すると一桁程度トリチウム蓄積量が大きくなることが明らかになった。

(3) 炭素材、及びタングステン材に重水素やヘリウムの高密度プラズマ照射実験を行ない、ダスト粒子の発生機構や表面損傷に伴うアーク発生機構を明らかにした。また、ダストのリテンションを調べるための昇温脱離装置を製作し、実験を開始した。

(4) JT-60U トカマク装置の炭素堆積層中の重水素蓄積量を異なった場所で詳細に測定し、堆積層の膜厚とリテンションの関係を明らかにした。また、タングステン被覆層中の重水素は、炭素と結合して存在しており、タングステン材中でもリテンションに与える炭素の影響が大きいことが明らかになった。

(5) ヘリウム、ネオン、アルゴンを用いたグロー放電洗浄法により、ステンレス鋼やタングステン中に蓄積された重水素が効果的に除去できることが明らかになった。

3. 現在までの達成度

当初の計画通りにほぼ進んでいる。

(理由)

(1) 同時イオン照射下での透過実験装置、ダストの昇温脱離装置など新たに導入した実験装置の整備が終わり、炉内複雑環境にお

けるトリチウム蓄積量評価のデータを得るための実験が進んでいること。

(2) JT-60U での堆積層中の重水素蓄積量の分析や、照射損傷を持つタンゲステン中の蓄積量評価の結果など、ITER や原型炉におけるトリチウム蓄積量評価に直接資する研究成果を得たこと。

(3) 複数イオン照射下でのトリチウム挙動をモデル化するための系統的な成果を得る見通しがついたこと。

(4) 学術的な成果を核融合の主たる国際会議や著名な学術論文誌に多数発表し、また国際会議等で多くの講演を行ない(国際会議招待講演6件を含む)、高い評価を受けたこと。

4. 今後の研究の推進方策

(1) 平成 21 年度実施された領域の中間評価に関わる意見(炉内のトリチウムの除去・回収についての研究を進めることを強く期待する)に対応して、グロー放電洗浄法やレーザー脱離法の研究をさらに推進し、ITER や原型炉への適用性を評価できる成果を得る。

(2) 水素同位体蓄積に対する複数イオン照射効果や、照射損傷効果等の基礎研究成果について、A02 班と協力して基礎過程の解明、現象のモデリング、及び実機におけるトリチウム蓄積に与える影響評価を進める。

(3) イオン照射、プラズマ照射の基礎実験結果と実機でのタイル分析結果を総合的に評価し、また A02 班のシミュレーション結果と密接に連携しながら、ITER や原型炉における炉内トリチウム蓄積量評価を行なう。

5. 代表的な研究成果

(研究代表者、研究分担者及び連携研究者には下線)

[雑誌論文] (計 102 編)

① Y. Ueda, H. Kashiwagi, M. Fukumoto, Y. Ohtsuka, N. Yoshida, Effects of helium ions on hydrogen isotope behavior in tungsten, Fusion Science and Technology, Vol. 56, pp. 85-90, 2009, 査読有.

② N. Ohno, S. Kajita, M. Takagi, S. Takamura, Development of Divertor Plasma Simulator with High Heat Flux Plasma and its Application to Nuclear Fusion Study: A Review, Transaction on electrical and electronic engineering IEEJ Trans., Vol. 4, pp. 476-487, 2009, 査読有.

③ T. Nakano, H. Kubo, N. Asakura, K.

Shimizu, H. Kawashima, S. Higashijima, Radiation Process of carbon ions in JT-60U detached divertor plasmas, Journal of Nuclear Materials, Vol. 390-391, pp. 255-258, 2009, 査読有.

④ T. Tanabe, K. Shugiyama, T. Shibahara, Y. Hirohata, M. Yoshida, K. Masaki, M. Sato, Tritium removal by isotropic exchange, Journal of Nuclear Materials, Vol. 390-391, pp. 705-708, 2009, 査読有.

⑤ T. Hino, Y. Higashi, Y. Yamauchi, A. Komori, et al., Reduction of hydrogen and helium retention in stainless steel by argon glow discharge, Vacuum, Vol. 83, pp. 493-496, 2008, 査読有.

他 97 編

[学会発表] (計 249 件)

① Y. Ueda, Material Mixing of tungsten with low Z materials -Carbon and Helium-, ITER Summer School 2009 - Plasma Surface Interaction in Controlled Fusion Devices-, Aix en Provence (France), June 22-26, 2009, 招待講演.

② T. Tanabe, Tritium issues in plasma wall interactions, ITER Summer School 2009 - Plasma Surface Interaction in Controlled Fusion Devices-, Aix en Provence (France), June 22-26, 2009, 招待講演.

③ Y. Ueda, Tungsten R&D needs for ITER and DEMO, Asia Plasma Fusion Association 2009 Aomori (Japan), October 27-29, 2009, 招待講演.

④ Y. Ueda, T. Tanabe, N. Ohno et al., Effects of tungsten surface conditions on carbon deposition, 18th International Conference on Plasma Surface Interactions, Toledo (Spain), October 13-18, 2008, 招待講演.

⑤ Y. Ueda, Status of plasma facing material studies and issues toward DEMO, 18th International Toki Conference, Toki (Japan) December 9-12, 2008, 招待講演

⑥ T. Nakano, H. Kubo, N. Asakura, and K. Shimizu, Balance of ionization and recombination of carbon ions in high density peripheral plasmas of the JT-60U tokamak, 6th International Conference on Atomic and Molecular Data and their Applications, Beijing (China), 2008, 招待講演

他 243 件

[図書] (計 0 件)

研究種目：特定領域研究
研究期間：2007～2011
課題番号：19055005
研究課題名（和文）核融合炉のトリチウム蓄積・排出評価のための理論およびシミュレーションコードの開発
研究課題名（英文）Theory and code development for evaluation of tritium retention and exhaust in fusion reactor
研究代表者
大宅 薫 (OHYA KAORU)
徳島大学・大学院ソシオテクノサイエンス研究部・教授
研究者番号：10108855

研究分野：工学

科研費の分科・細目：総合工学・核融合学

キーワード：核融合、トリチウム、プラズマ壁相互作用、周辺プラズマ、シミュレーション

1. 研究計画の概要

国内研究機関および大学の研究者が個人ベースで開発してきたプラズマ・壁相互作用とダイバータ・境界層プラズマを取り扱う先進的なシミュレーションコードを統合し、基礎実験データに基づくシミュレーションモデルの評価および実機実験データ解析によるシミュレーションコードの評価と性能向上を計りながら、トリチウムの炉内蓄積量と炉外への排出速度とを定量評価できるシミュレーションコードを開発する。これによって、本領域の目的であるトリチウムの安全性を確保し、経済的に成立する核融合炉の燃料システムの構築に貢献する。

2. 研究の進捗状況

本特定領域発足後いち早く、関連コードを開発している国内外の研究者による連携研究を立ち上げ、コード間ベンチマークによる素過程モデルの評価、実機実験データ解析によるコードの総合評価と性能向上、時間・空間発展および自己無撞着な炉内トリチウム蓄積評価のためのコードの結合と総合化、さらに必要な素過程データベースの構築を進めた。

(1) プラズマ・壁相互作用コード EDDY (徳島大) で炭素壁ダイバータのトリチウム蓄積評価を行うとともに、タイルギャップ、再堆積層、材料混合層での蓄積や、プラズマ中に飛散するダスト粒子の挙動 (核融合研) など核融合炉実環境を想定したコード開発に成功した。

(2) 炉内プラズマ対向壁のトリチウム蓄

積・放出挙動に関する研究 (核融合研、岡山理科大、同志社大) も着実に進展し、トリチウム・材料相互作用のマイクロ現象のシミュレーションから、実機複雑環境下の炉壁のトリチウム蓄積・放出挙動のマクロ現象が予測可能となった。

(3) 炭素ダイバータとタングステンダイバータを想定したダイバータプラズマ総合コード SONIC (原子力機構) とプラズマ不純物輸送コード IMPGYRO (慶應大) への EDDY コードの結合が完了し、統合シミュレーションコード開発もほぼ見通しを得た。

3. 現在までの達成度

当初の計画以上に進展している。

(理由)

(1) ダイバータ近傍のシミュレーションから炉壁とコアプラズマも含む巨視的なシミュレーションも可能となり、国産技術による総合コード開発の見通しを得た。

(2) モデリング手法の開発や新たな物理現象の発見などの学術的な成果を核融合の主たる国際会議や著名な学術論文誌に多数発表し、国際会議等で活躍する若手研究者も原子力機構、核融合研、名古屋大、慶應大、徳島大等で育っており、国内外のコード開発者の有機的連携による効果は大きい。

(3) 平成21年度実施された領域の中間評価に関わる意見 (炉内のトリチウムの除去・回収についての研究を進めることを強く期待する) に迅速に対応して、水素同位体除去に関わる物理過程をシミュレートするコー

ド開発にも成功し、炉壁中の水素同位体挙動の解析と除去・回収に係る研究を進めた。

4. 今後の研究の推進方策

(1) これまで開発した統合シミュレーションコードを用いて、JT60U や LHD 等の国内核融合装置および海外の主要大型装置の実験データ解析を進め、コードを評価しモデルを改良して ITER 等の炉内トリチウム蓄積量の評価精度の向上を図る。

(2) A01 班がこれまで基礎実験等で蓄積した膨大なデータから詳細モデルを構築し、プラズマ対向材料のトリチウム蓄積と放出挙動の評価精度向上を図り、精度の高いトリチウム蓄積・放出評価を目指す統合シミュレーションコードへフィードバックする。

(3) A01 班が進める水素同位体除去法開発と連携し、除去に関わる物理過程を明らかにする。トリチウム除去量の評価は、トリチウムの回収・増殖、閉じ込めを扱う B 班や C 班との連携研究へと繋げる。これによって、本研究領域の設定目的である安全性と経済性の両面から整合性を確保したトリチウムシステムの設計に貢献する。

5. 代表的な研究成果

(研究代表者、研究分担者及び連携研究者には下線)

[雑誌論文] (計 109 編)

① K. Ohya, Y. Kikuhara, K. Inai, A. Kirschner, D. Borodin, A. Ito, H. Nakamura, T. Tanabe, Simulation of hydrocarbon reflection from carbon and tungsten surfaces and its impact on codeposition patterns on plasma facing components, Journal of Nuclear Materials, Vol. 390-391, pp. 72-75, 2009, 査読有.

② Y. Tomita, G. Kawamura, R. Smirnov, T. Takizuka, D. Tskhakaya, Release conditions of dust particle from plasma-facing wall in oblique magnetic field, Journal of Nuclear Materials, Vol. 390-391, pp. 164-167, 2009, 査読有.

③ M. Toma, K. Hoshino, K. Inai, M. Furubayashi, A. Hatayama, K. Ohya, Coupled IMPGYRO-EDDY simulation of tungsten impurity transport in tokamak geometry, Journal of Nuclear Materials, Vol. 390-391, pp. 207-210, 2009, 査読有.

④ D. Kato, T. Kenmotsu, K. Ohya, T. Tanabe, Excited state distribution of reflected hydrogen atoms at metal surfaces - Development of theoretical models -,

Journal of Nuclear Materials, Vol. 390-391, pp. 498-501, 2009, 査読有.

⑤ T. Ono, T. Kenmotsu, T. Muramoto, T. Kawamura, Calculation of deuterium retention and reflection from a tungsten material under D+ ions irradiation with ACAT-DIFFUSE code, Journal of Nuclear Materials, Vol. 390-391, pp. 713-716, 2009, 査読有.

他 104 編

[学会発表] (計 237 件)

① K. Ohya, K. Inai, A. Ito, G. Kawamura, A. Kirschner, H. Nakamura, Y. Tomita, T. Tanabe, Integrated numerical simulations and modeling of erosion and deposition on plasma facing walls, ITER Summer School 2009 - Plasma Surface Interaction in Controlled Fusion Devices-, Aix en Provence(France), June 22-26, 2009, 招待講演.

② T. Takizuka, Modeling and simulation on SOL-divertor plasmas, ITER Summer School 2009 - Plasma Surface Interaction in Controlled Fusion Devices-, Aix en Provence(France), June 22-26, 2009, 招待講演.

③ A. Ito, Y. Wang, S. Irle, K. Morokuma, H. Nakamura, Molecular Dynamics Simulation of Chemical Sputtering of Hydrogen Atom on Layer Structured Graphite, 22nd IAEA Fusion Energy Conference, Geneva (Switzerland), October 13-18, 2008, 口頭発表.

④ K. Shimizu, T. Takizuka, K. Ohya, K. Inai, T. Nakano, A. Takayama, H. Kawashima, K. Hoshino, Kinetic Modelling of Impurity Transport in Detached Plasma for Integrated Divertor Simulation with SONIC (SOLDOR/NEUT2D/IMPMC/EDDY), 22nd IAEA Fusion Energy Conference, Geneva (Switzerland), October 13-18, 2008, 口頭発表.

他 233 件

[図書] (計 3 件)

① K. Ohya, T. Ishitani, Imaging using electrons and ion beams, Focused Ion Beam Systems: Basics and Applications, ed. N. Yao, Chap.4, pp. 87-125, 2007.

② T. Ono, T. Kenmotsu, T. Muramoto, Simulation of the Sputtering Process, Reactive Sputter Deposition, eds. D. Depla and M. Mahieu, Chap.1, pp.1-42, 2008.

③ 剣持貴弘, 他, トポロジーデザイン (新しい幾何学からはじめる物質・材料設計), エヌ・ティー・エス, 2009.

研究種目：特定領域研究

研究期間：2007～2011

課題番号：19055004

研究課題名（和文） 炉内へのトリチウムの蓄積と除去

研究課題名（英文） Retention and removal of in-vessel tritium

研究代表者

上田良夫 (UEDA YOSHIO)

大阪大学・大学院工学研究科・教授

研究者番号：30193816

研究分野：工学

科研費の分科・細目：総合工学・核融合学

キーワード：核融合炉、トリチウム、プラズマ壁相互作用、核融合炉材料

1. 研究計画の概要

本調整班の活動では、核融合炉壁におけるトリチウム蓄積挙動の解明と除去法の開発を目的として、「核融合炉内複雑環境におけるトリチウム蓄積挙動の実験的研究」と「核融合炉のトリチウム蓄積・排出評価のための理論およびシミュレーションコードの開発」の2つの計画研究をとりまとめる。これらの研究成果から、トリチウムの炉壁材料中への蓄積挙動の解明、炉内トリチウム量の制御方法の確立、及び炉内トリチウム量の最適な除去方法の確立を行う。

2. 研究の進捗状況

本班の平成21年度までの主な活動は、2名の幹事（上田、大宅）による幹事会（適宜、学会等の場、あるいはメール連絡などを利用）と、A班合同会合（8回）の開催である。合同会合においては、炉内トリチウム蓄積挙動研究に関する意見交換、連携についての議論、及び本領域目的達成のための研究方法の修正等を行ってきた。また本会合においては、ITERや核融合炉に関する情報の提供も行い、研究背景の理解を深める活動も行なった。さらにこれらに加えて、年度末に総括班と連携して、成果報告会の開催、及び成果報告書のまとめを行なっている。

3. 現在までの達成度

①当初の計画以上に進展している。

（理由）前項で述べたように、A班の合同会合を年2～3のペースで行ない、問題点の共有や、情報の交換、及び研究成果に対する実のある議論を積み重ねることができた。こ

の結果、本特定領域研究の目的であるトリチウム蓄積挙動の解明と除去というテーマに対して、各研究者が効率的に研究を進めることができるようになり、最終年度までの目的達成のめどがついた。

さらには、これらの研究会で、多くの若手研究者に発表の機会を与えることができ、今後長期に研究を進めるに当たり重要な目的である、研究者の育成にも大きく貢献することができた。

特に情報の提供という点に関して言えば、ITERに関する最新情報を研究代表者を通じてすぐに研究分担者に伝えることが可能となり、研究を進める上で重要な迅速性が確保できるようになった点も研究計画の進捗度に大きな影響を与えた。

4. 今後の研究の推進方策

基本的にはこれまでと同様に、年2～3回の合同研究会と幹事会を行ない、各研究班の研究の進展をサポートする。また、年度末に総括班と協力して成果のまとめを行なう。これに加えて、最終年度（23年度）では、A班合同成果報告会を行い、その内容をベースとして最終報告内容についての議論を行なう。

特に、今後は中間評価で示された研究分野（トリチウムの除去方開発）の強化に対応することを念頭に置き、活動を進める。

5. 代表的な研究成果

（研究代表者、研究分担者及び連携研究者には下線）

本研究課題では、特に研究活動は行なわないため、研究成果として特に記するものはない。

研究種目：特定領域研究
 研究期間：FY2007～FY2011
 課題番号：19055006
 研究課題名（和文）

核融合炉ブランケット材中のトリチウム移動解明と新規回収プロセス開発の研究

研究課題名（英文）：Research on clarification of tritium transfer in fusion reactor blankets and development of new tritium recovery process

研究代表者

深田 智 (FUKADA SATOSHI)

九州大学・大学院総合理工学研究院・教授

研究者番号：50117230

研究代表者の専門分野：原子力化学工学

科研費の分科・細目：総合工学・核融合学

キーワード：プラズマ・核融合、原子力エネルギー、トリチウム、ブランケット

1. 研究計画の概要

(1) 本研究は、定常核融合炉を将来のエネルギー源として成立させるため、プラズマコア内で燃料トリチウムを消費しつつ同量以上のトリチウムをブランケットで製造回収するとともに、トリチウム漏洩を規則に定められた量以下に抑制し、核融合炉安全性と経済性を両立させたトリチウム増殖ブランケットトリチウム回収システム構築のため組織された。

(2) 固体や液体トリチウム増殖材の Li_2TiO_3 、 Li_4SiO_4 、 Li 、 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ 、 Flibe 等の熱物性、機械物性等過去のデータはあるものの、増殖材材料中の生成トリチウム放出挙動の統合的説明は不十分であり、トリチウム増殖が経済的に成立する見通しは未だ得られていない。それ故、上記材料を使った先進ブランケットからのトリチウム製造回収システムの合理的かつ経済性構築に集約し研究を実行する。

(3) 上記目的達成のため、原子力と核融合分野の化学、熱、物理、プロセス工学分野で研究実績がある九大、原子力研究開発機構、核融合科学研究所の研究者が集い、先進ブランケット設計に必要なトリチウム移動現象の解明およびそのためのデータ取得、先進トリチウム回収装置のための要素研究、熱交換器性能向上のための実験的研究をおこなう。

2. 研究の進捗状況

(1) 中性子照射下の上記各種酸化物ブランケット材や液体金属ブランケット材のトリチウム輸送データベースを求め、成果を論文に報告した。特に Li_2TiO_3 は日本の水冷却ブランケット第一候補材であり、トリチウム拡散、反応、交換等のプロセスを含めた解析に成功した。液体 Li でも Y 板による核融合炉設計目

標の 1ppm 以下回収を成功させた。 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ や Flibe でも H_2 、 D_2 の吸収、拡散速度と同位体効果を求め、 T_2 回収評価に成功した。マクロ的視野からの研究では、ブランケット流動可視化装置でマイクロとマクロ移動を解明した。

(2) 新規電気化学的回収方法を使ったトリチウム回収実証をおこない、高濃度トリチウム回収に成功した。安全面でも F82H フェライト管や Pd-Ag 管等、核融合炉で実際に用いられる壁材料のトリチウム透過を研究し、核融合関連国際学会で多数発表し、論文を公表した。

3. 現在までの達成度

① 当初の計画以上に進展している。

(理由)

固体ブランケット材では、同伴する水蒸気の回収率への影響、同位体交換反応、トリチウム輸送プロセスの定量的解明と合理的トリチウム回収システム構築の当初研究計画を達成した。現在は、透過まで含めた総合システムからの移行過程解明に進んでいる。特に核融合中性子源施設で DT 反応から発生する中性子を使ったトリチウム製造と回収に成功し、製造から回収までの一連のプロセス実証に最近成功した。液体ブランケットでは、 Li や $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ 増殖材等のトリチウム回収と挙動把握に成功するとともに、同位体効果を最初に解明し、トリチウム適用可能性を明らかにした。一連の成果を欧文学術誌に発表した。

4. 今後の研究の推進方策

特定領域研究に残された今後2年間は、より現実的かつ経済性を満足する He 冷却材からの熱とトリチウム同時回収法およびトリチウムを配管外へ漏洩させないシステム構築について研究し、現実的ブランケットシステム構築を成し遂げたいと考えている。

5. 代表的な研究成果（研究代表者、研究分

担者及び連携研究者には下線)

〔雑誌論文〕(計20件)

- (1) Y. Edao, S. Fukada, H. Noguchi, Y. Maeda, K. Katayama, “Isotope effects of hydrogen absorption and diffusion in $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ eutectic alloy”, Fusion Science and Technology, 56, 831-835 (2009) 査読有.
- (2) K. Katayama, Y. Uchida, T. Fujiki, M. Nishikawa, S. Fukada, N. Ashikawa, T. Uda, “Hydrogen release from deposition layers formed from 316 stainless steel by hydrogen plasma sputtering”, Journal of Nuclear Materials, 390-391, 689-692 (2009) 査読有.
- (3) Y. Edao, S. Fukada, S. Yamaguchi, H. Nakamura, “Tritium removal by Y hot trap for purification of IFMIF Li target”, Fusion Engineering and Design, 85, 53-57 (2009) 査読有.
- (4) D. Masuyama, T. Oda, S. Fukada, S. Tanaka, “Chemical state and diffusion behavior of hydrogen isotopes in liquid lithium-lead”, Chemical Physics Letters, 483, 214-218 (2009) 査読有.
- (5) S. Fukada, M. Terashita, “Behavior of desorption of hydrogen, helium and impurities from cryosorption pump”, Fusion Science and Technology, 57, 112-119 (2009) 査読有.
- (6) Y. Kawamura, K. Isobe, Y. Iwai, K. Kobayashi, H. Nakamura, T. Hayashi, T. Yamanishi, “Research and development of the tritium recovery system for the blanket of the fusion reactor in JAEA”, Nuclear Fusion, 49, 055019 (2009) 査読有.
- (7) Y. Kawamura, Y. Iwai, T. Hayashi, T. Yamanishi, K. Munakata, “Adsorption capacity of tritium on mordenite at low temperature”, Fusion Science and Technology, 56, 168-172 (2009) 査読有.
- (8) H. Tanigawa, T. Hoshino, Y. Kawamura, M. Nakamichi, K. Ochiai, M. Akiba, M. Ando, M. Enoeda, K. Ezato, K. Hayashi, T. Hirose, C. Konno, H. Nakamura, T. Nozawa, H. Ogiwara, Y. Seki, H. Tanigawa, K. Tsuchiya, D. Tsuru, T. Yamanishi, “R&D of a Li_2TiO_3 pebble bed for a test blanket module in JAEA, Nuclear Fusion, 49, 055021 (2009) 査読有.
- (9) 関洋治、江里幸一郎、榎枝幹男、小特集核融合炉の除熱技術-実用から先進技術まで-2.2 ブランケットの伝熱流動、プラズマ・核融合学会誌, 85, 543-547 (2009) 査読有.
- (10) Y. Kawamura, T. Arita, K. Isobe, T. Yamanishi, “Enhancement of pumping performance of electrochemical hydrogen pump by modified electrode”, Fusion Engineering and Design, 83, 625-633 (2008) 査読有.
- (11) Y. Kawamura, Y. Onishi, K. Okuno, T. Yamanishi, “Adsorption capacity of hydrogen

isotopes on mordenite”, Fusion Engineering and Design, 83, 655-660 (2008) 査読有.

- (12) Y. Kawamura, Y. Onishi, K. Okuno, T. Yamanishi, “Hydrogen isotope separation capability of low temperature mordenite column for gas chromatograph”, Fusion Engineering and Design, 83, 1384-1387 (2008) 査読有.
 - (13) T. Kinjo, M. Nishikawa, M. Enoeda, S. Fukada, “Tritium diffusivity in crystal grain of Li_2TiO_3 and tritium release behavior under several purge gas condition”, Fusion Engineering and Design, 83, 580-587 (2008) 査読有.
 - (14) K. Suematsu, M. Nishikawa, S. Fukada, T. Kinjo, T. Koyama, N. Yamashita, “The effect of water on tritium release behavior from solid breeder candidates”, Fusion Science and Technology, 83, 561-564 (2008) 査読有.
 - (15) T. Kinjo, M. Nishikawa, N. Yamashita, T. Koyama, K. Suematsu, S. Fukada, M. Enoeda, “Characteristics of tritium release behavior from solid breeder materials”, Fusion Science and Technology, 54, 557-560 (2008) 査読有.
 - (16) S. Fukada, M. Kinoshita, Y. Maeda, T. Muroga, “Verification to recover tritium in neutron-irradiated Li by Y plate”, Fusion Engineering and Design, 82, 2152-2157 (2007) 査読有.
 - (17) T. Kinjo, M. Nishikawa, M. Enoeda, “Estimation of tritium release behavior from solid breeder materials under the condition of ITER test blanket module”, Journal of Nuclear Materials, 367-370, 1361-1365 (2007) 査読有.
 - (18) S. Fukada, K. Katayama, T. Terai, A. Sagara, “Recovery of tritium from Flibe blanket in fusion reactor”, Fusion Science and Technology, 52, 677-681 (2007) 査読有.
 - (19) T. Okamura, K. Katayama, K. Imaoka, Y. Uchida, M. Nishikawa, S. Fukada, “Erosion behavior of carbon deposition layers formed by hydrogen plasma sputtering”, Fusion Science and Technology, 52, 645-648 (2007) 査読有.
 - (20) K. Katayama, T. Okamura, K. Imaoka, M. Sasaki, Y. Uchida, M. Nishikawa, S. Fukada, “Incorporation of hydrogen in carbon-tungsten co-deposition layer formed by hydrogen plasma sputtering”, Fusion Science and Technology, 52, 640-644 (2007) 査読有.
- 〔学会発表〕(計0件)
省略。発表内容は下記アドレスにあります。
〔図書〕(計0件)
該当無し
〔産業財産権〕
○出願状況 (計0件)
○取得状況 (計0件)
〔その他〕
ホームページ
<http://tritium.nifs.ac.jp/results/index.html>

研究種目：特定領域研究

研究期間：2007～2011

課題番号：19055001

研究課題名（和文）核融合炉ブランケット材料中のトリチウム—材料相互作用に関する研究

研究課題名（英文）The behavior of Tritium in high temperature melted blanket liquid; invisible leak prevention and recovery

研究代表者

寺井 隆幸 (TERAI TAKAYUKI)

東京大学・大学院工学系研究科・教授

研究者番号：90175472

研究分野：工学

科研費の分科・細目：総合工学・核融合学

キーワード：ブランケット、トリチウム、増殖材料、中性子照射、コーティング

1. 研究計画の概要

現在、各種増殖材料候補を取り上げたさまざまなブランケット概念が提唱されているが、そのトリチウム漏洩防止及び回収能について緻密設計を可能とする基礎データ及び学術的バックボーンは十分整備されていない。ブランケット環境下におけるトリチウムの生成・溶解・拡散・放出・構造材料壁透過挙動は、中性子照射や流動の影響を受けることが明らかになっており、ブランケット構擬環境下におけるこれらの素過程に関する基礎データの整備とメカニズムの解明が急務となっている。本研究の目的は、各種増殖材料中及びその近傍におけるトリチウム挙動に関する学術的基盤を構築することである。本計画研究では、リチウムタイタネート、液体リチウム、液体リチウム鉛、フッ化リチウム—フッ化ベリリウム混合熔融塩（以下 Flibe）という4つの有力なトリチウム増殖材料について取り上げ、使用温度に加熱して東京大学弥生炉に装荷し、中性子照射下でトリチウムを生成させながらのトリチウム挙動のその場観察研究を進めてきたほか、トリチウム挙動に大きな影響を及ぼすリチウムタイタネート中のリチウム成分比と酸化還元雰囲気に応じた酸素欠損の解明、液体リチウム中のトリチウム濃度のその場測定法の開発と、イットリウムによる回収の基礎試験、原子炉ポートに装填可能な小型熱流動ループの開発などを進めてきた。これらの増殖材料と接する配管からのトリチウム漏洩を防止するために、耐食性に優れ、増殖材料使用温度で機能するトリチウム透過防止コーティングの開発を進め、わずかな漏洩のメカニズムを明らかにしてきた。なお、弥生炉は平

成 22 年度末で共同利用を終了する予定となったため、照射試験を一部前倒して実施して対応している。これらの成果は、総括班の評価委員からもその成果が高く評価されているだけでなく、領域の中間評価結果でも A 評価がなされている

2. 研究の進捗状況

ブランケットにおける増殖材料候補は現在比較検討がなされており、設計に資するためには各種候補材に対するトリチウム挙動を明らかにする必要がある、本計画研究では以下の5つのサブテーマについて密接な協力のもと平行して研究を実施した。

(1) 熔融金属リチウム (Li) 中のトリチウム挙動；液体リチウム中へ導入した水素または重水素、または、東大弥生炉における液体リチウムへの中性子照射により発生させたトリチウムについて、純鉄壁を通しての透過メカニズムを明らかにした。

(2) 熔融リチウム鉛 (Li17-Pb83) 合金中のトリチウム挙動；熱流動ループを弥生炉の照射孔内に設置し、トリチウムの生成・放出をオンラインで測定するため、現在までに照射体系の設計と製作及び炉外流動試験、試行照射を実施した。

(3) Flibe 熔融塩中のトリチウム挙動の解明とトリチウム化学形の制御；熔融 Flibe に対し弥生炉で照射し、生成したトリチウムを回収してその場観察し、放出漏えいメカニズムを明らかにした。

(4) 固体トリチウム増殖材料中の酸素欠損とトリチウムの相互作用の解明；弥生炉に Li₂TiO₃ ペレットを設置しトリチウム生成・放出実験を行い、酸素欠損が大きく影響

する事を示した。還元されにくく大量合成可能な、水酸化リチウムとメタチタン酸を用いた固相法による合成法による Li 添加型 Li_2TiO_3 の作成とそれらの酸素欠損を調べた。(5) 増殖材料と接するブランケット構造材料のトリチウム透過防止コーティングの研究; アーク蒸着法とゾル-ゲル法による Er203 薄膜試料の作製、薄膜試料の分析、重水素透過試験を行った。温度上昇による薄膜内結晶粒の成長によって水素透過係数が変化する事から粒界が主な拡散経路である事等を突き止めた。

3. 現在までの達成度

① 当初の計画以上に進展している。

(理由) 平成 21 年度に行われた領域としての中間評価は A であったこと、また総括班の評価委員からもこれまでの研究は十分成果をあげていることを認めていただいている。また、弥生炉の運転終了に伴う計画の前倒しも順調に実施しており、当初計画を上回るペースで研究が進行している。

4. 今後の研究の推進方策

当初計画からの大幅な変更は行わない。東大弥生炉の共同利用終了に伴い、平成 23 年度に行う予定であった試験を平成 21, 22 年度に前倒して実施する必要が生じているが、順調に実施中である。

5. 代表的な研究成果

〔雑誌論文〕(19 件)

- ① Juro YAGI, Akihiro SUZUKI, Takayuki Terai, Takeo MUROGA, Satoru Tanaka, “In-situ observation of hydrogen hot trapping from molten lithium with yttrium”, *Fusion Engineering and Design*, vol.84, pp.1993-1996, 2009
- ② Takumi Chikada, Akihiro Suzuki, Zhenyu Yao, Denis Levchuk, Hans Maier, Takayuki Terai, Takeo Muroga, “Deuterium Permeation Behavior of Erbium Oxide Coating on Austenitic, Ferritic, and Ferritic/Martensitic Steels”, *Fusion Engineering and Design*, vol.84, pp.590-592
- ③ Masaru Nagura, Akihiro Suzuki, Takeo Muroga, Takayuki Terai, “ LiErO_2 formation on Er_2O_3 in static and natural convection lithium”, *Fusion Engineering and Design*, vol.84, pp.841-845, 2009
- ④ T. Hoshino, K. Sasaki, K. Tsuchiya, K. Hayashi, A. Suzuki, T. Hashimoto, T. Terai, “Crystal Structure of Advanced Lithium Titanate with Lithium Oxide Additives”, *Journal of Nuclear*

Materials, Vol.386-388, pp.1098-1101, 2009

- ⑤ K. Shimura, K. Yamaguchi, M. Yamawaki, T. Terai, “Modelling of Hydrogen Release from Functional Materials via Cellular Automaton”, *Journal of Alloys and Compounds*, Vol.449, pp.357-361, 2008
- ⑥ T. Tanaka, R. Nagayasu, A. Sawada, T. Ikeda, F. Sato, A. Suzuki, T. Muroga, T. Iida, “Electrical insulating property of ceramic coating materials in radiation and high-temperature environment”, *Journal of Nuclear Materials*, vol.367-370, pp.1155-1159, 2007
〔学会発表〕(計 53 件)
- ① Takumi Chikada, Akihiro Suzuki, Teruya Tanaka, Norikun Kin, Takayuki Terai, Takeo Muroga, “Microstructure Control and Deuterium Permeability of Erbium Oxide Coating on Ferritic/Martensitic Steels by Metal Organic Decomposition Method”, 9th International Symposium on Fusion Nuclear Technology, 2009, Dalian, China
- ② Masaru Nagura, Akihiro Suzuki, Takayuki Terai, “Chemical stability of LiYO_2 as an insulating material”, 9th International Symposium on Fusion Nuclear Technology, 2009, Dalian, China
- ③ J. Yagi, A. Suzuki, T. Terai, T. Muroga, S. Tanaka, “In-situ observation of hydrogen hot trapping from molten lithium with yttrium” 25th Symposium On Fusion Technology, 2008, Rostock
- ④ 星野毅, 林君夫, 佐々木一哉, 鈴木晶大, 寺井隆幸, “ $\text{Li}_4\text{TiO}_4 + \text{Li}_2\text{TiO}_3$ 二相混合先進固体トリチウム増殖材料”, 日本原子力学会春の年会, 2008, 大阪
- ⑤ A. Suzuki, B. Pint, T. Chikada, D. Levchuk, F. Koch, T. Muroga, T. Terai, “Compatibility of MHD coating candidate materials with liquid lithium under neutron irradiation”, ICFRM-13, 2007, Nice, France

〔図書〕(計 0 件)

〔産業財産権〕(計 0 件)

〔その他〕特になし。

平成22年4月30日現在

研究種目：特定領域研究

研究期間：FY2009～FY2011

課題番号：19055007

研究課題名（和文）核融合炉ブランケットにおけるトリチウム挙動解明

研究課題名（英文）Research on clarification of tritium behavior in fusion reactor blanket

研究代表者

深田 智 (FUKADA SATOSHI)

九州大学・大学院総合理工学研究院・教授

研究者番号：50117230

研究代表者の専門分野：原子力化学工学

科研費の分科・細目：総合工学・核融合学

キーワード：プラズマ核融合、原子力エネルギー、トリチウム、ブランケット

1. 研究計画の概要

(1)核融合炉成立のため、核融合炉プラズマコア内で燃料トリチウムを消費しつつ、同量以上のトリチウムをブランケットで安全かつ経済的に製造、回収するとともに、決められた量以下に透過漏洩を抑える必要がある。本特定領域調整班は、現在計画される ITER-TBM の先を見越し先進ブランケット概念について、社会が要求する 100 万分の 1 程度のトリチウム漏洩率/発生率比を、経済性を損なうことなく達成することを目標にする。それには、基礎物理・化学現象の把握と解明および、材料工学とプロセス工学の手法による新規プロセス開発が必要であり、大学、研究所のトリチウム専門家からなる計画研究班を構成し、実験・解析的研究を推進し、目標達成する。

(2)対象ブランケット材料の研究段階や研究手法にあわせて、それぞれ大学-原子力研究開発機構-核融合研間の共同研究に基づく以下の計画研究班を構成し、研究を遂行中である。

・B01 班：核融合炉ブランケット材中のトリチウム輸送挙動解明と新規回収プロセス開発の研究

・B02 班：核融合炉ブランケット材料中のトリチウム-材料相互作用に関する研究

2. 研究の進捗状況

(1) B01 班では、2007 年度 15 件、2008 年度 25 件、2009 年度 30 件の論文を発表している。B02 班では、2007 年度 3 件、2008 年度 8 件、2009 年度 6 件の論文を発表している。発表論文、学会発表のタイトルと論文そのものも最後に挙げる当特定領域研究ホームページで常時閲覧可能である。

(2)B01 班はシステム工学的観点から研究を遂行し、ブランケットトリチウム発生から、拡散、反応、溶解等の基礎プロセスの解明を終え、固体あるいは液体ブランケット材内部の移動現象の解明をほぼ終えた。現在、構造材透過までを含めたシステム移動の解明に入っている。B02 班は、微量トリチウムと各種構造材間の相互作用解明と透過阻止膜開発に重点を置き、現在までに Li-窒素相互作用、Li 不定比性を利用したブランケット安定化、Er 膜開発等の重要な成果を挙げ、論文等に発表してきた。

3. 現在までの達成度

②おおむね順調に進展している

最終目標である、100 万分の 1 程度のトリチウム漏洩率/発生率比の達成には、安定なトリチウム発生とマイクロ相互作用の解明、拡散挙動の把握、特に液体ブランケット材におけるトリチウム回収装置の新規開発、透過阻止膜開発が必要であり、各要素について、着実に成果を挙げている。夫々の成果については、B01 班と B02 班の自己評価報告書に述べられており、ほぼ当初の見込み通りの成果を得ていると考えている。

4. 今後の研究の推進方策

今後は本計画研究の趣旨にもとづき、互いの研究成果を反映させブラッシュアップさせることにより、新たなセラミックあるいは液体金属ブランケット-トリチウム相互作用の解明、移動現象の定量的解析、高性能かつ経済的に成立する新規トリチウム回収法開発の研究をおこなう。核融合炉はシステム全体で考える必要があり、必要な条件を満足するためには、トリチウムマスマバランス、エネルギー

ーバランスを最大限に維持し、効率的なシステム構築のための要素過程解明と技術達成をなす必要があると考えている。

5. 代表的な研究成果

(研究代表者、研究分担者及び連携研究者には下線)

[雑誌論文] (計 10 件)

- (1) 奥野健二、深田智，“トリチウムの挙動を知る 1。はじめに”，プラズマ核融合学会誌，85，2 (2009) 査読有。
- (2) 深田智、波多野雄二、原正憲，“トリチウムの挙動を知る 6。トリチウムの移行過程を知る”，プラズマ核融合学会誌，85，31-35 (2009) 査読有。
- (3) 深田智、榎枝幹男、河村繕範、片山一成、西川正史、相良明男，核融合炉ブランケット材中のトリチウム移動現象解明と新規回収プロセス開発の研究，プラズマ核融合学会誌，85，704-707 (2009) 査読有。
- (4) 深田智、小田卓司，今、核融合炉の壁が熱い、数値モデリングでチャレンジ 壁が作る燃料をどうするのか，日本原子力学会誌，51，178-181 (2009) 査読有。
- (5) 深田智，レーザー核融合炉トリチウム増殖燃料サイクル系について，核融合工学部会部会報，14，44-47 (2008) 査読有。
- (6) K. Shimura, K. Yamaguchi, M. Yamawaki, T. Terai，“Modeling of hydrogen release from functional materials via cellular automation”，Journal of Alloys and Compounds, 449, 357-361 (2008) 査読有。
- (7) T. Hoshino, K. Sasaki, K. Tsuchiya, K. Hayashi, A. Suzuki, T. Hashimoto, T. Terai，“Crystal structure of advanced lithium titanate with lithium oxide additives”，Journal of Nuclear Materials, 386-388, 108-1101 (2008) 査読有。
- (8) T. Chikada, A. Suzuki, Z. Yao, A. Sawada, T. Terai, T. Muroga, “Basic study on self-healing of Er_2O_3 coating for vanadium-lithium blanket system”，Fusion Engineering and Design, 82, 2572-2577 (2007) 査読有。
- (9) T. Hoshino, M. Yasumoto, K. Tsuchiya, K. Hayashi, H. Nishimura, A. Suzuki, T. Terai，“Non-stoichiometry and vaporization characteristics of $\text{Li}_{2.1}\text{TiO}_{3.05}$ in hydrogen atmosphere”，Fusion Engineering and Design, 82, 2269-2273 (2007) 査読有。
- (10) T. Tanaka, R. Nagayasu, A. Sawada, T. Ikeda, F. Sato, A. Suzuki, T. Muroga, T. Iida, T. Terai, Journal of Nuclear Materials, “Electrical insulating property of ceramic coating materials in radiation and high-temperature environment, Journal of Nuclear Materials, 367-370, 1155-1159 (2007) 査読有。

[学会発表] (計 11 件)

- (1) T. Chikada, A. Suzuki, T. Kobayashi, Z. Yao, D. Levhuk, H. Maier, T. Terai, T. Muroga,

“Thermal influence on Erbium oxide coating for tritium permeation barrier”，18th Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy, (2008).

- (2) J. Yagi, A. Suzuki, T. Terai, T. Muroga, S. Tanaka, “Hydrogen monitoring in molten lithium with iron permeation window and in-situ observation on hot-trapping by yttrium”，2nd Japan-China Workshop on Blanket and Tritium Technology, (2008).
- (3) T. Hoshino, T. Nemoto, M. Nakamura, A. Suzuki, K. Hayashi, T. Terai, K. Tamura, “Synthetic experiments of advanced lithium titanate with Li_4TiO_4 additives”，25th Symposium on Fusion Technology, (2008).
- (4) H. Nakamura, P. Agostini, S. Fukada, P. Garin, H. Horiike, M. Ida, *et al.* “Status of engineering design of liquid lithium target in IFMIF-EVEDA”，25th Symposium on Fusion Technology, (2008).
- (5) S. Fukada, Y. Edao, S. Yamaguchi, H. Nakamura, “Tritium removal by Y hot trap for purification of IFMIF Li target”，25th Symposium on Fusion Technology, (2008).
- (6) S. Fukada, Y. Edao, S. Yamaguchi, S. Ko, Y. Miyairi, “Hydrogen diffusion and hydrogen isotopic exchange on molten salt of mixed fluorides, Flibe and Flinak”，2008 Joint Symposium on molten salt, (2008).
- (7) S. Fukada, Y. Edao, S. Yamaguchi, Y. Maeda, K. Katayama, “Isotope effects of hydrogen isotope absorption and diffusion in $\text{Li}_{0.17}\text{Pb}_{0.83}$ eutectic alloy”，18th Topical meeting on the Technology of Fusion Energy, (2008).
- (8) K. Katayama, M. Nishikawa, S. Fukada, Tritium release behavior from solid breeder materials for D-T fusion reactor, Japan-Korea Blanket Workshop, (2008).
- (9) Y. Edao, S. Fukada, S. Yamaguchi, H. Nakamura, “Tritium removal by Y hot trap for purification of IFMIF Li target”，25th Symposium on Fusion Technology (2008).
- (10) S. Fukada, Y. Edao, Y. Maeda, T. Norimatsu, “Tritium recovery system for Li-Pb loop of inertial fusion reactor”，4th IAEA Technical Meeting on Physics and Technology of IFE Targets and Chambers, (2007).
- (11) S. Fukada, Y. Maeda, Y. Edao, Experiment of recovery of tritium from Li by Y and design of tritium trap, 8th International Conference on Tritium Science and Technology, (2007).

[図書] (計 0 件)

該当無し

[産業財産権]

○出願状況 (計 0 件)

○取得状況 (計 0 件)

[その他]

ホームページ

<http://tritium.nifs.ac.jp/results/index.html>

平成 22 年 4 月 12 日現在

研究種目：特定領域研究「核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開」

研究期間：2007～2012

課題番号：19055009

研究課題名（和文） トリチウムの閉じ込めに関わる高濃度トリチウム水及び有機物の化学的現象の解明 C01 班

研究課題名（英文） Studies on effect of high concentration tritiated water and organic compounds on tritium confinement

研究代表者

山西敏彦 (YAMANISHI TOSHIHIKO)

独立行政法人日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門 研究主席

研究者番号：30354616

研究分野：工学

科研費の分科・細目：総合工学 核融合学

キーワード：トリチウム、水処理、材料、腐食、透過

1. 研究計画の概要

本研究では、核融合炉の真空容器から排出されるトリチウム(T)閉じ込めに関わる高濃度トリチウム水及び有機物の化学的現象の解明を目的に、T水及び有機 T の機能的閉じこめ技術に関する研究、T水及び有機 T が物理的閉じこめ障壁に与える影響の解明、を通して、核融合炉への安全設計に資するデータベース構築を行う。

研究の具体的課題は、T水及び有機 T 中から、環境放出レベルまで T を連続回収する、特に化学交換塔等による水処理技術開発、ステンレス等閉じ込め金属構造材への腐食、金属及び高分子への透過挙動の解明である。

2. 研究の進捗状況

平成19年度は、金属表面(純鉄)からの水蒸気へのトリチウム移行挙動を測定し、初期に水素として、時間の経過と共に水として移行する挙動を見出した。化学交換塔による水処理技術開発に関しては、ドイツ・カールスルーエ研究所において、大型(55 mm φ x 2 m)化学交換塔を用いたトリチウム分離実験を行いデータを得た。

平成20年度は、原型炉に必要な大量水処理が可能で、ゼオライト系吸着材を用いたシステム開発の基礎研究として、吸着剤のシリカアルミナ比が、同位体分離性能及び脱水性能に与える影響を明らかにした。また「通り抜け段モデル」による化学交換塔の解析により、水-水素流下水のチャンネルングの効果が化学交換塔の分離性能に影響することを明らかにした。さらに、水-水素反応のための白金触媒の性能を測定し、触媒の表面積率および平均滞留時間による反応効率の予測式を導出した。水素同位体透過に影響の

大きい、金属表面酸化膜については、膜形成温度が高くなるに従って滞留量が増加すること、酸化膜として Fe_2O_3 と FeO が形成しており、この化学状態が滞留挙動に大きく影響していることを示した。

平成21年度は、化学交換塔の高分子材につき、2年間にわたり高濃度硫酸に浸漬した結果、伸び率等の機械的特性に大きな変化が生じないことを明らかとした。加えて、1000kGyまでの電子線照射でも、電解膜のイオン伝導度及びOリングシールゴム材の柔軟性に大きな影響がないことを明らかにした。高濃度トリチウム水中(GBq/ccまで)における金属(ステンレス鋼)の腐食挙動の研究に関しては、防食上重要な金属表面の自然不動態化がトリチウム水によって阻害され、トリチウム濃度が高くなるほどその阻害が顕著に現れることを世界で初めて明らかにした。また軽水素とトリチウムによる化学交換塔の分離実験を実施し、高さ1 mの塔で、最大19200という非常に大きなトリチウム分離係数を実現した。有機とトリチウムの相互作用に関しては、ポリプロピレン(以下、PPとする)中のトリチウム水の透過挙動及びPPへのトリチウム水の溶解量を測定し、PP中の透過の活性化エネルギー、PPへのトリチウム水の溶解エンタルピー、拡散の活性化エネルギー等基礎データを得た。

3. 現在までの達成度

①

本研究成果の論文投稿及び学会発表は、平成19年度:0,20、2008年度:17,20、2009年度:17,29と年々増加している。研究が年々加速されて、当初計画以上に進展していることが数字として示されている。

学術的には、研究の進展に伴い、高濃度トリ

トリチウム水の放射化学反応機構の解明等、当初計画にはなかった新たな課題に取り組むことも進めている。

本C01版は、特定領域研究の中間評価により追加資金を得たが、それは、上記研究成果が高く評価されたことに他ならない。当初の計画以上に進展していると自己評価する。

4. 今後の研究の推進方策

平成22年度及び23年度において、T水の機能的閉じ込めを担う化学交換塔による水処理技術開発に関しては、これまでに得られた、電子線・γ線照射実験で構築した固体高分子型電解セルの高分子材料耐放射線性データベースを元に、高分子材料を高濃度トリチウム水に長期間浸漬してデータを取得し、上記データベースと比較することで、トリチウム水の特異性の有無を検証する。化学交換塔の分離性能に関しては、解析モデルによる総合的な評価を行うと共に、核融合水処理システムへの適用を目指して、処理量を増大させるために必要な実験研究を行う。具体的には、疎水性充填物を充填したトリクルベッド型反応塔内の流れを測定し、塔径を増大させた場合にも流れが安定する条件を明らかにする。

Tが物理的閉じこめ障壁に与える影響の解明に関しては、金属材料(ステンレス鋼、低放射化フェライト鋼)、水質(トリチウム水のpH)、トリチウム水濃度等をパラメータに、トリチウム水の腐食データ(アノード分極測定)を実施する。高分子へのトリチウム水蒸気透過研究に関しては、ポリプロピレン膜を隔てた液体の水と水の間での透過挙動の測定を行うと共に、絶縁材料として広く利用されているイミド基を持つカプトンについて水蒸気の透過挙動を測定する。これらにより、高分子とT水蒸気のデータベース構築を目指す。また、金属表面酸化膜のT透過への影響解明に関して、ステンレス及びタングステン材料表面酸化層内部における重水素の捕捉挙動に及ぼす重水素フルエンス依存性を評価し、重水素吸着・脱離挙動との関連を明らかにする。

5. 代表的な研究成果

(研究代表者、研究分担者及び連携研究者には下線)

[雑誌論文] (計5件)

- ① 山西敏彦、林巧、岩井保則、他6名、プロジェクトレビュー 核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開6. トリチウム閉じ込めに関わる高濃度トリチウム水および有機物の化学的現象の解明, プラズマ・核融合学会

誌, 85, 716-725, 2010, 無.

- ② Y. Iwai, A. Hiroki, T. Yamanishi, 他2名, Radiation deterioration of ion-exchange Nafion N117CS membrane, Radiation Physics and Chemistry, 83, 46-51, 2010, 有.
- ③ T. Sugiyama, M. Tanaka, Y. Asakura, 他6名, Performance tests of tritium separation by LPCE column at TLK facility, Fusion Sci. Tech., 56, 861-866, 2009, 有.
- ④ Y. Iwai, T. Yamanishi, Isotopic distribution coefficient of tritiated water adsorbed on faujasite-type zeolite, Fusion Sci. Tech., 56, 153-157, 2009, 有.
- ⑤ K. Isobe, H. Nakamura, T. Hayashi, 他3名, Observation of tritium distribution in iron oxide with tritium micro autoradiography, Fusion Sci. Tech., 54, 454-457, 2008, 有

[学会発表] (計2件)

- ① M. Oyaidzu, K. Isobe, T. Yamanishi, 他2名, Permeation behavior of tritium through F82H stainless steel, 14th international Conference on Fusion Reactor Materials, September 6-11, 2009, Sapporo, Japan.
- ② M. Oyaidzu, T. Yamanishi, Preliminary study of electrochemical corrosion behavior of F82H, Fourth International workshop on Tritium-Materials Interactions, 14-15 September, 2009, Toyama, Japan

[図書] (計0件)

[産業財産権]

- 出願状況 (計0件)
- 取得状況 (計0件)

[その他]

研究種目：特定領域研究

研究期間：平成19年度～平成23年度

課題番号：19055002

研究課題名（和文） トリチウムの透過漏洩と汚染・除染

研究課題名（英文） TRITIUM PERMEATION, CONTAMINATION AND DECONTAMINATION

研究代表者

波多野 雄治 (HATANO Yuji)

富山大学・水素同位体科学研究センター・教授

研究者番号：80218487

研究代表者の専門分野：水素同位体科学

科研費の分科・細目：総合工学・核融合学

キーワード：核融合、トリチウム、水素、放射性同位体、放射線、同位体効果、透過、除染

1. 研究計画の概要

本研究の目的は、核融合炉システムから作業環境および一般環境へのトリチウム漏洩を制御するための学術的基盤を構築し、ITERおよび原型炉における作業者の内部被曝の抑制および原型炉建設に対する社会的受容性の確保に資することである。トリチウムの漏洩経路としては、(1) 運転時における高温配管中の透過、(2) システム開放時や炉外取出し時における材料からの放出・移行、などがある。いずれも材料の表面状態やバルク中の拡散挙動に敏感に依存する現象であり、これまでも研究がなされてきたが、従来の実験の大部分は軽水素や重水素を用いた真空中でのものであり、トリチウムの内部被曝危険性を左右する放出化学形（元素状か水蒸気状か）や、それを支配する因子、 β 線の照射効果については明らかとなっていない。そこで本研究では、トリチウム移行を理解・制御する上で特に重要な、下記の研究を進める。

- (1) 高温材料中のトリチウム透過抑制技術の開発
- (2) 高濃度にトリチウム汚染された材料からのトリチウム放出・移行速度および化学形と、これらに及ぼす雰囲気の影響の定量的評価と放射線効果を含めた機構解明
- (3) 材料の汚染防止技術および除染技術の開発

2. 研究の進捗状況

高温材料中のトリチウムの透過漏洩抑制を目指し、複雑形状への施工に適する湿度法による透過抑制膜形成技術の開発を進めた。比較的緻密な膜が得られやすい金属につい

ては水素同位体の溶解度が低いAuに着目し、メッキ法で厚さ約 $10\mu\text{m}$ の膜を形成すると 300°C 付近でフェライト鋼中の透過速度を $1/1000$ 程度に抑制できることを見出した。また、ゾルゲル法でフェライト鋼上に ZrO_2 膜を形成したのち、膜中の開気孔を金属硝酸塩溶液中での電解処理およびリン酸塩被膜との多層化により封孔処理したところ $300\sim 600^\circ\text{C}$ で水素同位体の透過速度を $1/100\sim 1/3000$ に抑制することに成功した。ただし、 500°C 以上の温度領域での耐久性には改善の余地が見られた。

また、主要なトリチウムシステム構造材であるステンレス鋼について、トリチウムが広範な条件下で拡散律速のもとで水蒸気として放出されることを明らかにした。表面状態およびトリチウム吸着状態の分析により、酸化膜中の Fe 濃度が高い場合に保持される水分量が多く、また酸化膜中のトリチウム濃度も増大することを見出した。これらの結果より、酸化膜中に水分が保持されやすいと同位体交換によりバルクからトリチウムが OT として高濃度に濃縮し、水蒸気として脱離する確率が高まるというモデルを提案した。このような実験室での成果の実機への適用性を核融合科学研究所 LHD にて評価する準備として、トリチウム計測・回収装置の設計・試作を進めた。また、プラズマ対向材料として有望視されているタングステンについて、トリチウム滞留量に及ぼす粒子線照射の影響を調べ、照射により滞留量が増大する可能性を示した。並行して量子力学計算・分子動力学計算等でトリチウム挙動を解析・予測するモデルの構築も進め、材料中の水素同位体の溶解度や拡散係数に対する同位体効果や応力

場の影響等を予測する見通しを得た。

3. 現在までの達成度

② おおむね順調に進展している

透過抑制技術に関しては、条件によっては目標値である 1/1000 の透過抑制を達成できるようになり、耐久性等の検討に移行しつつある。また、鉄鋼材料についてトリチウム放出挙動や表面反応過程を明らかにし、汚染防止技術を提案する段階に入っている。モデリングも同位体効果等を予測できる域に達し、おおむね当初の予定通り進展している。

4. 今後の研究の推進方策

より広い温度領域で目標値である 1/1000 を達成しうる透過抑制膜を得るため、タングステンなどの低溶解度・低拡散係数金属を探索する共に、セラミックス多層膜についてさらなる開気孔密度低減を目指し封孔処理条件の最適化を図る。結晶構造解析や微細組織観察を行い、溶解・拡散機構を含む水素同位体透過機構を考察する。トリチウムを用いた透過実験により、 β 線環境下での耐久性を評価する。汚染材料からのトリチウム放出機構については、プラズマ対向材料として期待されるタングステンや、ステンレス鋼、および純鉄などの参照材料について、マクロなトリチウム脱離実験に加え、水素同位体の吸着状態についての詳細な分析を行い、トリチウムの表面濃度や放出速度・化学形を支配する因子を定量的に明らかにすると共にデータベースを構築する。特に、共存する他の水素同位体や不純物の影響と、 β 線照射効果に注目する。これらの知見をもとに、汚染されにくく、かつ除染が容易な表面状態の設計指針の確立を目指すと共に、除染技術を探索する。また、材料内部汚染の非破壊測定にも取り組む。上述の実験研究の成果とマルチスケールモデリングの結果を比較することにより、モデルの妥当性を評価する。また、界面の影響や核融合炉環境に特有な欠陥-水素同位体相互作用なども取り入れることでモデルを高度化しトリチウム挙動の予測精度をさらに高める。

5. 代表的な研究成果

(研究代表者、研究分担者及び連携研究者には下線)

[雑誌論文] (計 40 件)

- ① K. Zhang, Y. Hatano, Preparation of Mg and Al Phosphate Coatings on Ferritic Steel by Wet-Chemical Method as Tritium Permeation Barrier, Fusion Eng. Design, 査読有, 印刷中.
- ② Y. Asakura, M. Tanaka, T. Uda, H. Ogawa, S. Takami, Y. Oya, K. Okuno, S. Fukada,

Design of Gaseous Tritium Recovery System Applying Commercially Available Membrane Type Dehumidifier, J. Nucl. Sci. Technol., 査読有, 46, 2009, 641-647.

- ③ S. Naoe, Y. Torikai, R.-D. Penzhorn, K. Akaishi, K. Watanabe, M. Matsuyama, Transport of Tritium in SS316 at Moderate Temperatures, Fusion Sci. Technol., 査読有, 54, 2008, 515-518.

[学会発表] (計 125 件)

- ① T. Oda, Y. Oya, S. Tanaka, Effect of Permeation Barrier on Tritium Leakage through Metallic Materials, 9th Int. Symp. Fusion Nucl. Technol., Oct. 11-16, 2009, Dalian, China.
- ② H. Nakamura, M. Nakamichi, H. Tanigawa, T. Yamanishi, Effect of Welding and Coating on Deuterium Permeation through F82H, 14th Int. Conf. Fusion Reactor Mater., Sep. 6-11, 2009, Sapporo, Japan.

[図書] (計 1 件)

[産業財産権]

○出願状況 (計 1 件)

名称:

発明者: 波多野雄治、張 鯤

権利者: 富山大学

種類: 特許

番号: 特願 2009-166165

出願年月日: 平成21年7月14日

国内外の別: 国内

平成 22 年 4 月 12 日現在

研究種目：特定領域研究「核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開」

研究期間：2007～2012

課題番号：19055010

研究課題名（和文）核融合炉におけるトリチウムの安全閉じ込め、漏洩制御のための技術開発 C 調整班

研究課題名（英文）Research and development on safety confinement and permeation control of tritium for fusion reactor

研究代表者

山西敏彦（YAMANISHI TOSHIHIKO）

独立行政法人日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門 研究主席

研究者番号：30354616

研究分野：工学

科研費の分科・細目：総合工学 核融合学

キーワード：トリチウム、化学、材料、同位体、閉込め

1. 研究計画の概要

本研究の目的は、核融合炉に対するトリチウム（以下 T）安全取り扱い及び社会的受容性の確立を旨とした研究を推進するために組織された2つの計画研究班の活動：C01 班「トリチウム閉じ込めに関わる高濃度トリチウム水及び有機物の化学的現象の解明」、C02 班「トリチウムの透過漏洩と汚染・除染」の活動を、C 調整班として、密接・有機的な連携をとりながら遂行することにある。

具体的には、核融合炉燃料循環系及びブランケット系での T 水及び有機 T の挙動把握と環境への T 放出低減技術開発、安全閉じ込め障壁における移動現象の把握と解析を目指して、各研究計画班の活動を有機的に連携して進める。

2. 研究の進捗状況

平成 19 年度においては、初年度にあたることから、当該年度の研究実施計画及び5年間の研究計画の概要、当該年度の研究進捗状況、各グループでの研究役割分担等を協議するために、2回にわたり、C01 班及び C02 班の研究者が一同に介する研究会を開催した。研究会では、テーマ毎の研究計画に対し具体的なコメントが出され、今後の研究展開に重要な議論を行うことができた。特に重要なものは、1)基礎データの構築が、学問的面からも重要であることが強調されたこと、2)C01 及び 02 班では、安全に関わるテーマを扱う他にはない特徴を持ち、注意深い用語の使用と定義、それを元にトリチウム安全取り扱い指針にも役立つデータベース整備を目標とすべきとされたことである。更に日本原子力学会年会公開シンポジウム「核融合炉実現を目指

したトリチウム研究の新展開」において、C01 及び 02 班の研究実施計画と成果、5年間の研究計画の概要を発表し、原子力分野の研究者に、広くその計画及び成果を報告・周知した。

平成 20 年度においては、公募研究で採用された研究者も含め、当該年度の研究進捗状況、研究役割分担等を協議するために、2 回にわたり研究会を開催した。更に、当該年度の原子力学会秋の大会の企画セッション、H21 年 3 月の公開シンポジウム「核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開」において、C01 及び 02 班、採用された公募研究の当該年度の研究進捗状況を発表した。

平成 21 年度においては、特に、特定領域研究が開始されて3年目にあたることから、これまでの成果の総括と今後の展望について、昨年度に増して議論を深めた。その結果、文科省による中間評価の結果、C01 班で追加資金を得る等、大きな成果を挙げることができた。更に、当該年度の原子力学会秋の大会、年会、プラズマ核融合学会専門部会において、研究進捗状況を発表した。

3. 現在までの達成度

①
上記2つの計画研究班、C01 班及び C02 班の研究は、順調に論文発表等成果を挙げている。また、研究の進展により、当初計画にはなかった新たな課題に取り組むことも進めている。さらに、特定領域研究の中間評価により追加資金も得た。これは、本調整班の活動目標「C01 班と C02 班の密接・有機的な連携をとりながら遂行する」が良く昨日していることを示しており、当初の計画以上に進展している成果であると自己評価する。

4. 今後の研究の推進方策

今後、平成22年度及び23年度において、上記C01班及びC02班合同で、また総括班の研究者を招聘し研究会等を開催し、特に高濃度T水と金属及び高分子との相互作用、T透過防止に着目し、議論を進める。

研究会では、今後の研究実施計画、研究進捗状況、役割分担等を再確認、検討するとともに、研究の進捗について、忌憚ない意見の交換及び協議を行う。特に、C-01及びC-02班の各テーマ間の調整、A班(真空容器内T挙動解明)、B班(ブランケットにおけるT挙動解明)との連携に留意し議論を行う。具体的には、以下の研究会を開催する。

・平成22年度及び23年度春に、それぞれの年度の研究計画に関する研究会を行う。22年度においては、5年間の活動を纏めるにあたり、今後2年間の計画がどうあるべきか、C班(C01及びC02班)としての統一的方向性の明確化に向けて議論を進める。23年度においては、最終年度としての最終報告書の纏め方について議論を行う。

・平成22年及び23年度末に研究成果報告会を実施す。22年度においては、当該年度の研究進捗評価、次年度(最終年度)の研究計画の精査と、最終報告書取り纏めを考慮した、次年度研究計画を議論する。23年度においては、最終報告書ドラフトを元に議論を行う。

・原子力学会等で企画セッションを開催し、広く成果を原子力研究者に問う。

5. 代表的な研究成果

(研究代表者、研究分担者及び連携研究者には下線)

[雑誌論文] (計5件)

- ① 波多野雄治、山田正行、林巧、大量トリチウム取り扱い技術開発30年の成果と今後の課題2. 大量トリチウムの取り扱いに関わる研究成果(1)―トリチウムの閉じ込め、安全取り扱い実績の積み重ね―、プラズマ・核融合学会誌, 86, 173-184, 2010 無.
- ② 松山政夫、山西敏彦、大量トリチウム取り扱い技術開発30年の成果と今後の課題1. 大量トリチウム取り扱い研究施設の建設―日本でのトリチウム研究の曙と施設建設に向けて―、プラズマ・核融合学会誌, 86, 97-103, 2010, 無.
- ③ 波多野雄治、鳥養祐二、大矢恭久、他7名、プロジェクトレビュー 核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開7. トリチウムの透過漏洩と汚染・除染、プラズマ・核融合学会誌,

85, 726-735, 2010, 無.

- ④ 山西敏彦、林巧、岩井保則、他6名、プロジェクトレビュー 核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開6. トリチウム閉じ込めに関わる高濃度トリチウム水および有機物の化学的現象の解明、プラズマ・核融合学会誌, 85, 716-725, 2010, 無.

- ⑤ T. Yamanishi, T. Hayashi, W. Shu, 他9名, Recent results of R&D activities on tritium technologies for ITER and fusion reactors at TPL of JAEA, Fusion Eng. and Design, 83, 1559-1563, 2008, 有.

[学会発表] (計0件)

- ① 山西 敏彦, 燃料循環システム成立条件がトリチウム増殖比に与える影響, 日本原子力学会2008秋の大会, 2008年9月4日, 高知工科大学.
- ② 山西 敏彦, トリチウムの閉じこめ・漏洩抑制に関する研究の現状と課題, 原子力学会2008年春の年会公開シンポジウム, 2008年3月28日, 大阪大学

[図書] (計0件)

[産業財産権]

- 出願状況 (計0件)
- 取得状況 (計0件)

[その他]