

領域略称名：核融合トリチウム
領域番号：476

平成24年度科学研究費補助金
「特定領域研究」に係る研究成果等の報告書
「核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開」

(領域設定期間)
平成19年度～平成23年度

平成24年6月

領域代表者 九州大学総合理工学研究院・教授・田辺 哲朗

目 次

	頁
(1) 研究領域の目的及び概要	・・・ 2
(2) 研究領域の設定目的の達成度	・・・ 4
(3) 研究領域の研究推進時の問題点と当時の対応状況	・・・ 5
(4) 主な研究成果（発明及び特許を含む） [研究項目毎に整理する]	・・・ 6
(5) 研究成果の取りまとめの状況	・・・ 19
(6) 研究成果の公表の状況（主な論文等一覧、ホームページ、公開発表等）	・・・ 20
(7) 研究組織と各研究項目の連携状況	・・・ 31
(8) 研究費の使用状況（設備の有効活用、研究費の効率的使用を含む）	・・・ 34
(9) 当該学問分野及び関連学問分野への貢献度	・・・ 35
(10) 研究計画に参画した若手研究者の状況	・・・ 36
(11) 総括班評価者による評価の状況	・・・ 38

(1) 研究領域の目的及び概要

研究領域名	研究期間	領域代表者・所属・氏名
特定領域「核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開」 領域番号476	平成19－23年度	九州大学総合理工学研究院・教授・田辺哲朗

補助金交付額	平成19年度	平成20年度	平成21年度	平成22年度	平成23年度	合計(公募を含む)
単位千円	169,100	192,600	152,700	147,630	92,465	754,490

核融合炉を実現する上で、安全な燃料(トリチウム)サイクルを構築することは、プラズマ閉じこめと並び立つ2本柱のひとつである。核融合炉では放射性同位元素であるトリチウム(T)を大量に取扱う必要があるにもかかわらず、放射能的にクリーンであると強調されすぎているきらいがある。核融合炉燃料として使用されるTは、平均約6 keVのβ電子を放出して³Heになる放射性同位元素であり、またDT反応で発生する中性子が材料を放射化するため、十分な放射線管理のもとで放射性安全性を確保して運転される必要がある。エネルギー発生装置としての実用核融合炉は、経済的に見合うものであると同時に、安全性の観点から社会的にも受容されるものでなければならない。

本領域が目指すのは、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、その放射性安全性を確保しかつ経済的な核融合炉燃料システムを構築すること、即ち(1)炉内へDとT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不純物を除去した上で、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(4)安全・高効率なトリチウムの燃料処理及び閉じ込めシステムの構築並びに制御を可能にするための技術開発をすること、である。またあわせて、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。

このため、次の研究項目について、「計画研究」により重点的に研究を推進すると共に、これらに関連する、一人又は少数の研究者による公募研究により計画研究でカバーできない研究を御願ひした。総括班では、各研究計画の班長に加えて、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も協力を仰ぎ、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た。

下表には計画研究における課題とその達成目標を示した。また図7-1(22頁)に、核融合炉における燃料トリチウムの流れと、A、B、C班それぞれが受け持つ課題とその位置づけ、班相互の関係、さらに公募研究に期待した役割を示した。

計画研究の課題および達成目標

班名	研究代表者	研究課題	達成目標
総括班	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	- トリチウム燃料システムの設計(A,B,C班の結果統合) - 水素同位体の理解、トリチウム学の創成 - 国際的人材育成
A班	A01班 上田 良夫	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	- 蓄積T量の評価と除去法を開発し、ITERの運転シナリオ策定へ
	A02班 大宅 薫	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シコードの開発	- JT-60SAの壁材料選択と運転シナリオ策定 - 周辺プラズマ・材料相互作用統合コードの作成
B班	B01班 深田 智	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	- ブランケットによるTの増殖、回収システムにおける増殖比1.05以上の実現
	B02班 寺井 隆幸	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	- 安全な排ガス回収、不純物除去、トリチウム分離・再利用
C班	C01班 山西 敏彦	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	- ITERのトリチウム処理施設高性能化
	C02班 波多野雄治	トリチウムの透過漏洩と汚染・除染	- 有効な透過抑制法の開発(1/1000を実現)

(1) 研究領域の目的及び概要 続き

南仏カダラッシュで建設が開始された国際熱核融合炉ITERでは、かつて経験したことのない多量のTが使用される。ITERでのT使用に関する最大かつ緊喫の課題は、どれだけのTをITER装置に供給し、どれだけが回収され、残りが装置内部のどこにどれだけ停留あるいは蓄積していくか、を明確にすることである。またその際の収支の不釣り合いは、例え計測の誤差範囲内であれ、T安全性の観点からは看過できない。さらに、実際にシステムからTが透過・漏洩することも避けられない。この透過・漏洩はT収支からみれば誤差範囲内に過ぎない極微量であっても、透過・漏洩してくる側から見れば、T汚染につながり、安全性の観点から重大な問題を引き起こす。

実際に核融合炉で燃料サイクルとして循環使用されるTの総量は、重さにすればわずか数 kg程度であるが、放射能レベルでは 10^{17}Bq (=100PBq; 1秒間に 10^{17} 個の β 電子を発生させる)となっており、安全性の観点から定められている規制値に比べると10桁以上も多い。このためITERのような実験炉でも、わずか100回程度のDT放電でその立地での使用許可量を超えるトリチウムが真空容器内に蓄積されてしまい、頻繁にその除去作業を余儀なくされるとして、安全性・経済性の観点からの核融合炉の実現を危惧する声すらある。

図1-1に、取り扱われるTの量、そのエネルギー状態をそれぞれ横軸と縦軸にプロットし、どのような物理現象を考えなければならないかを示した。プラズマ状態から個体状態のTまで、取り扱うべきTのエネルギーは10桁程度に広がっており、また取り扱われる濃度は15桁にもおよぶ。そこで現われる物理・化学現象は多様で、未解明の物理・化学過程も少なくない。また、高エネルギー、高濃度のTを安全に閉じ込めるためには、少なくとも2段階の閉じ込めが必要であり、かつ透過漏洩を防止しなければならない。

Tの放射性同位元素としての特性、またその安全性についても十分理解されているとは言えない。一般社会や他分野の理・工学研究者はもとより、核融合研究者内においても、核融合の研究と称しながら、Tは怖いからとその使用をためらったり、あるいは核融合炉にかかわるTの放射線安全性についての正確な認識を欠いたまま、いたずらに安全性が喧伝されたりする。

Tの人体への放射線影響は他の放射性物質に比べ極めて弱い。しかし、一般には極微量でも非常に危険であると信じられており、安全性の観点において事実と一般的な認識の間に大きな乖離が見られる。この乖離を放置すると、一般社会と核融合研究者間の相互信頼性を欠くことになり、これからの核融合炉開発に社会的受容性が得られなくなる危険がある。

このような多量のTを取り扱った経験は、日本はおろか世界(軍事研究を除いて)にも全く無く、その安全な取り扱い技術が確立されているとは言えない。多量のトリチウムを使用する燃料サイクルの構築とその安全性確保、さらには社会受容性を得ることは、その挙動の理解と正確な予測なしにはあり得ないのである。かつて経験をしたことのない多量のトリチウムを使用する燃料サイクルの構築とその安全性確保、さらには社会受容性を得ることは、その挙動の理解と正確な予測なしにはあり得ない。Tに関する正確な知識、その取り扱いのための確かな技術を持った人材育成が国際的にも求められている。

学術としての核融合炉におけるトリチウム理工学

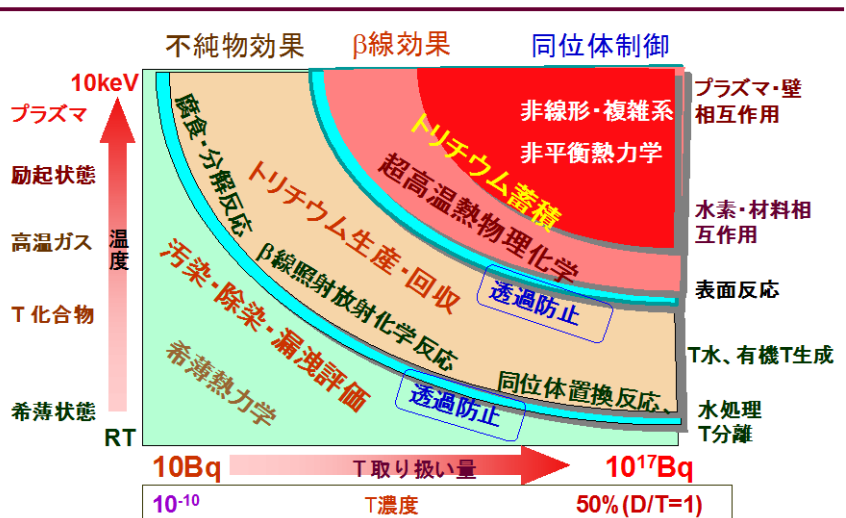


図 1-1. Tの取扱量、およびそのエネルギー状態に応じて出現する理解・解明すべき物理/化学現象、または学術的課題

(2) 研究領域の設定目的の達成度

全体の当初研究目的・達成目標			目的・目標達成に対する自己評価	目標達成度	
A班	容器内トリチウム挙動解明(HとDで実験、Tも利用) - 蓄積T量の評価と除去法の開発し、ITERの運転シナリオ策定へ - JT-60SAの壁材料選択と運転シナリオ策定 - 周辺プラズマ・材料相互作用統合コードの作成		核融合炉容器内複雑環境を考慮したトリチウム挙動について、混合イオン照射実験や、MD シミュレーションより明らかにした。蓄積 T 量の評価については、JT-60U のタイル分析結果を基に、炭素壁の場合について明らかにした。タングステン壁についても、ほぼ見通しはついた。以上の研究成果は、次期トカマク装置の壁材料選択やシナリオ策定に有用である。世界をリードする周辺プラズマ・材料相互作用統合コードの開発に成功し、精度の高い炉内トリチウム蓄積量の評価を可能にした。	95%	
B班	燃料サイクル(トリチウム生産・回収)の確立(Tで実験) - ブランケットによるTの増殖、回収のシステムにおける増殖比1.05以上の実現 - 安全な排ガス回収、不純物除去、トリチウム分離・再利用(JT-60SAで実践)		各種 T 増殖材(固体増殖材、Li, Flibe 等)に中性子を照射し、T 回収を実証した。特に Li_2TiO_3 に DT 中性子を照射し、回収/発生比率を 99.9%以上とする見通しを得た。これに基づけば、トリチウム増殖率が 1.05 以上になるブランケットシステム設計が可能である。配管からの T 漏洩率の定量化と、漏洩率低減のための新規酸化膜形成に成功した。また排ガス T 回収のための吸着法、電気化学法を開発し、実機装置でも実証した。	90%	
C班	トリチウムの安全閉じ込め、透過/漏洩制御(Tで実験) - ITERのトリチウム処理施設高性能化 - 有効な透過抑制法の開発(1/1000を実現)		トリチウム(T)を用いた研究により、T水処理系の高性能化、金属及び高分子材料に対するTの滞留・透過・脱離挙動に関するデータベースを構築すると共に、鉄鋼材料中の水素同位体透過速度を 1/10000 以下に抑制することに成功した。	100%	
総括班	トリチウム燃料システムの設計(A,B,C 班の結果統合) 水素同位体の理解、トリチウム学の創成 国際的人材育成		トリチウム(T)を燃料とする核融合炉のシステムにおける T の全体の流れを明確にし、安全性・経済性の両観点からシステム設計に及ぼす問題点とその解決策を示した。T の科学と技術を取りまとめた教科書を編纂中である。多数の国際会議等で、招待講演・基調講演に招かれ、本領域の成果が世界的に広く認知されるようになった。人材育成に関しても、本領域から 12 名が、同じような分野での研究職として採用されており当初の目標は完全に達成されたといつて過言ではない。	100%	
	代表者	分担金	各計画研究の当初研究目的・達成目標	目的・目標達成に対する自己評価	
A01班	上田良夫	(千円) 117,600 +5,930 =123,530	核燃焼プラズマ対向壁表面における T の蓄積挙動を基礎実験装置、及びトカマク型プラズマ閉じ込め装置を用いて明らかにする。また、シミュレーション研究と協力して、ITERや原型炉における炉内トリチウム蓄積量の予測を可能とし、最終的に、蓄積量の低減化ならびに制御方法の確立を目指す。	照射損傷の T 蓄積への影響、実機における T 蓄積挙動(JT-60U、炭素壁を想定)についてはほぼ当初の予定を達成した。複雑環境下での T 透過・蓄積については、タングステン壁材料の場合において、ヘリウムや炭素の影響が明らかになった。ヘリウムプラズマ照射下でのタングステンダストの発生機構を明らかにした。実機における再堆積層への重水素蓄積については、JT-60U においてグローバルな特性に関する知見を得て、今後の実験(^{13}C メタン注入)につなげることができた。壁材料中のトリチウム除去については、グロー放電法による詳細な結果が得られた。これらの実験成果に基づいたモデリングと核融合炉でのトリチウム蓄積量評価については、炭素壁の場合は目的を達成した。タングステン壁については、現在評価中であり近日中に結果が得られる見通しである。	90%
A02班	大宅 薫	75,500 +1,700 = 77,200	プラズマ状態の T と核融合炉材料の相互作用理論を構築し、それに基づき、核融合炉壁の T 蓄積・排出挙動を高精度で評価する T プラズマ・対向壁相互作用の総合的計算機シミュレーションコードを世界に先駆け開発する。	国内のプラズマ・壁相互作用とプラズマコード開発者の連携によって、世界をリードする総合コードを開発し、実機で想定される複雑現象をモデル化、従来の評価に対してより精度の高い炉内トリチウム蓄積量の評価を可能にした。	100%
B01班	深田 智	90,800 +2,960 = 93,760	固体・液体ブランケット材の照射後トリチウム放出と回収の実験研究と T 移行解析コードの開発により、核融合炉安全性と経済性を両立させた T 増殖ブランケットおよびそれからの T 回収システムを構築する。	中性子照射後の固体・液体ブランケットからの T の総合的な放出過程の定量的把握と He スウィープ法や気液向流抽出プロセス、透過プロセス、電気化学法による T 回収の有効性と核融合炉で必要な回収装置規模を明らかにできた。	90%
B02班	寺井隆幸	112,500 +3,300 =115,800	中性子高温照射実験と計算機シミュレーションにより、固体・液体ブランケット内におけるトリチウム生成、溶解、拡散、対向材料との相互作用を解明し、照射欠陥や化学制御の効果明らかにするとともに、トリチウム透過防止コーティングのメカニズムを研究する。	各種トリチウム増殖材料候補に対するトリチウム移行挙動を研究するとともに、ブランケット環境で使用可能なトリチウム透過防止膜の研究を実施した。これらにより、トリチウム生成、溶解、拡散、透過プロセスの解明を行い、基礎データベースと学術的バックボーンを構築する事で、各種ブランケット概念におけるトリチウムの回収速度、漏洩速度の定量評価を可能とした。	90%
C01班	山西敏彦	101,300 +2,300 =103,600	T 水及び有機 T の生成過程解明、機能的閉じ込め手法の研究、閉じ込め障壁の健全性への影響の解明を通して、ITER及び核融合炉の安全設計に資するデータベースを構築する。	環境との最終インターフェイスとなる化学交換塔における水処理系の高性能化、金属及び高分子材料に対する、T 挙動(透過、腐食等)に関し、基礎データベースを構築することに成功した。	100%
C02班	波多野 雄治	114,700 +3,300 =118,000	高度に汚染された材料からの T 放出速度、化学形ならびに材料の表面状態の変化を明らかにするとともに、それらを支配する機構の解明を通して核融合炉システムから作業環境、さらには一般環境への T 透過漏洩抑制手法を確立する。	T システム主要構成材料であるステンレス鋼からの T 放出を化学形を含めて明らかにすると共に、最も高濃度の T 汚染が懸念されるプラズマ対向材料中の T 滞留・脱離挙動を中性子照射効果を含めて定量的に評価できた。また、鉄鋼材料中の水素同位体透過速度を 1/10000 以下に抑制することに成功した。	90%

(3) 研究領域の研究推進時の問題点と当時の対応状況

(3-1) A01班

JT-60Uのタイル分析による水素同位体挙動研究を担当していた正木様が仕事の関係で研究分担者を辞退されたため、後任として仲野様に研究分担者に加わっていただいた。仲野様はプラズマ分野が専門のため、プラズマ分光やグローバル粒子バランスの観点からトリチウム挙動研究を推進していただいた。タイル分析については、大学院生の協力を仰ぐことで、当初の予定通り研究を進めることができた。また、地震の影響で那珂研でのタイル分析作業ができない時期があったが、期間が短かったため研究を進める上での影響はほとんどなかった。

(3-2) A02班

分子動力学コードによる現実のトリチウム蓄積挙動の予測には多くの問題が生じ、非平衡系の新しい温度制御法を開発などで対応した。また、プラズマに飛散するダスト計測の進展に伴い、そのトリチウム蓄積への懸念に対し、ダスト輸送理論の構築と実形状プラズマ中の輸送解析で対応した。時間的および空間的に広いコアプラズマから炉壁までの輸送を評価する総合コード開発では、継続的に個々のモデルやプログラムが改良されるなど問題が生じ、異なる複数のコードが協調して計算を進めるシステムを開発して対応した。さらに、当初炭素壁を中心としてコード開発を進めたが、タングステン的重要性に対応し、そのトリチウム蓄積評価のためのコードを開発し、ITER炉壁のトリチウム蓄積評価が可能となった。東日本大震災に日本原子力研究開発機構の那珂核融合研究所も被災し、一部、次年度へ計画の遅延を余儀なくされたが、全体的には影響は限定的で、当初計画を拡張しながら研究を遂行できた。

(3-3) B01班

特定領域研究開始1年が経過したとき、研究分担者の宗像健三准教授が秋田大学教授に転任した。ブランケットパージガス中のトリチウム回収に関する実験解析を担当していたが、放射性同位元素を使う実験でもあり、今後特定領域研究を継続する上において、支障を来すと考えたため、核融合科学研究所炉工学研究センター教授相良明男教授に代わって、研究分担者として参加いただき、特に核融合炉全体を見渡せる立場からの研究、特に液体ブランケット溶融塩におけるトリチウム回収に関する研究を遂行し、大きな成果を得た。元の気流中のトリチウム回収に関しては、日本でも最大のトリチウム取扱施設に所属するJAEA河村様が特に新規回収法開発の研究を遂行した。なお、東日本大震災によりJAEAの装置の一部に使用できない期間が生じたが、大局的には、実験結果の分析と成果のまとめには支障をきたさなかった。

(3-4) B02班

東京大学高速中性子源炉「弥生」でトリチウム増殖材料を照射しトリチウムを生成させる事により、より実環境下に近いトリチウム挙動研究を実施できるため、当計画研究は弥生炉をフルに使用して実施する計画であったが、研究開始後、「弥生」の平成23年3月末での永久停止が決まった。このため、5年間の照射計画を4年間に前倒して実施する計画への変更を行った。さらに平成23年3月11日には東日本大震災が発生し、当計画研究で行っていた照射リグを装荷したまま弥生炉が停止し、そのまま永久停止となる事が決まった。このため、一部の試験結果において当初想定した照射時間に達さない試験もあったが、データベースの構築及びメカニズム解明のいずれにも影響しない若干の短縮であったため、当初計画した照射試験研究はすべて遂行する事ができた。なお、照射体系はそれぞれ前年度までに製作する計画であったので予算の移動は行っていない。

東日本大震災の影響については東大東海キャンパスでの建屋被害のため、平成22年度の試験計画のうちデータ取りまとめ作業が年度内に実施できず、平成23年6月までずれ込む事になったが計画通り実施した。また、平成23年度の研究についても、各建屋の被害状況に応じて開始時期が1~2カ月遅くなったものの、当初計画した研究はすべて期間内に実施する事ができた。

当計画研究に当初参加していた若手研究分担者のうち数名について、発展的異動に伴い研究分野が変わり、当計画研究に参画できなくなるケースがあったが、基礎的手法を確立してからの離職であったため、新たな研究分担者を追加することなく、研究代表者、研究分担者の分担により、当初計画した研究のほとんどを遂行する事ができた。

(3-5) C01班

東日本大震災により、主たる研究施設の一つである原子力機構トリチウムプロセス研究棟が被害を受け、実験が長期(約半年間)にわたり実行不能となった。また、福島事故に伴う各種相談室開設への協力により、原子力機構でのマンパワーの低下があった。しかしながら、研究代表者、他施設の研究分担者間の連絡を密にし、互いの役割を補完しあうこと、データを再検討して問題を抽出し、今後の実験研究の効率化を図ること、解析的研究を進める等対策をとり、当初計画どおり、研究開発を遂行することができた。

(3-6) C02班

領域発足初期に、プラズマ対向材料候補であるタングステンに高エネルギー水素イオンやSiイオン等を照射すると水素同位体滞留量が著しく増大するという問題が見出された。照射欠陥(空孔やポイド等)による水素同位体捕捉のためと考えられたが、実際の中性子照射環境下における蓄積量の定量的評価と捕捉機構解明(化学的影響と物理的影響の区別等)のため、中性子照射材およびタングステン自己イオン照射材によるデータの取得が不可欠となった。中性子照射については、研究代表者および分担者の一部が参画する日米科学技術協力事業核融合分野TITAN計画の枠組みで実施できた。また、自己イオン照射についてはA01班との連携およびマックスプランク・プラズマ物理研究所(ドイツ)の協力を得て実施できた。これらの協力により、タングステンの中性子照射欠陥と水素同位体の結合エネルギー等を定量的に評価するに至った。

東日本大震災に伴う一部事業所の稼働停止や、放射線測定サポートに携わるための一時的なマンパワーの低下があったが、研究代表者・分担者間の連絡を密にし、互いの役割を補完しあうことで対応した。

(4) 主な研究成果(発明及び特許を含む)

(4-1) A01班「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」の主な研究成果

(1) イオン同時照射環境(重水素・ヘリウム、重水素・炭素)における水素同位体蓄積・透過挙動

D/He、あるいはD/C混合イオンビーム(エネルギー1keV、フラックス $\sim 10^{20} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$)をタングステン箔(厚さ30 μm)に照射し、裏面に透過した重水素フラックスを温度に対して示したデータを図1-1に示す。D/He混合イオンビームでは、Dのみの場合に比べ透過量は減少し(800 Kで約1桁)、D/C混合イオンビームを照射した場合は、逆に増加した(800 Kで約2桁)。どちらの場合も透過量は温度に強く依存した。透過量の変化は、実効的に壁材料内部に拡散するフラックスの変化に対応しており、これは過去の研究成果を参照すると、ブリストリングの発生(Cイオン添加)や抑制(Heイオン添加)と明確に対応していることがわかった。

透過フラックスが変化するメカニズムについて、He添加の場合は、高密度のHeのバブルが表面近傍に発生し、これらが連結することで表面からの重水素の脱離を促進すること、C添加の場合は、表面近傍に形成されるWC混合層が表面から重水素の脱離を抑制することが原因と考えられる。

これらの結果より、核燃焼プラズマ、あるいはHe混合プラズマで、タングステン壁材料を使用した場合は、内部へのトリチウム拡散が抑制され、ブリストリングの抑制や内部トリチウム蓄積の軽減が見込まれる。一方、表面近傍のヘリウムバブル層は水素同位体の蓄積場所になるため、リサイクリングに与える影響については、注意が必要である。

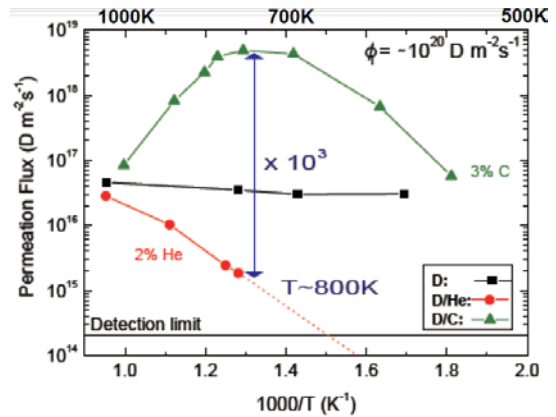


図1-1 DイオンビームにHeイオンあるいはCイオンを添加した場合のタングステン中の重水素透過フラックスの温度依存性

(2) 高エネルギーイオンで損傷を与えたタングステン中の水素同位体蓄積

タングステンに、高エネルギーのHイオン、Heイオン、Wイオンを照射して損傷を与え、その後Dイオンを照射して捕獲サイト密度を評価した結果を図1-2に示す。本研究では照射イオン種やエネルギーが異なっても、捕獲サイト密度は損傷量(dpa)と同様の関係を示し、0.1 dpa以上の損傷量で飽和に近づく傾向があった。この結果より、核融合炉発電炉で想定されるdpa値(15 dpa程度)では、捕獲サイト密度は、 $(0.5-1.0) \times 10^{26} \text{ m}^{-3}$ 程度であり、タングステン原子密度($6 \times 10^{28} \text{ m}^{-3}$)に対して約1%程度であることが分かった。また、この結果は過去の研究成果(300 keV H、12 MeV Si、20 MeV Wによる損傷)とファクター2程度以内で対応することも明らかになった。また、これらの照射欠陥は700 K程度まではアニーリングされないことも分かった。

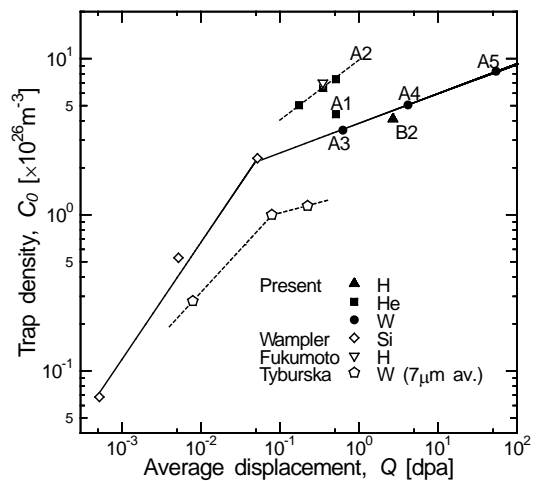


図1-2 タングステンに、0.2 MeV H⁺、0.8 MeV He⁺、及び1.5 MeV W⁺を照射して損傷を与えたタングステン中の、捕獲サイト密度の損傷量(dpa)依存性($\sim 500\text{K}$)

本成果より、ITERで想定されるdpaレベル(最大0.7 dpa)でも、高い密度のトリチウム捕獲サイトが形成されることが分かった。また、700 Kまでアニーリングされないことから、高い熱負荷が加わるダイバータのストライク点近傍以外では、照射欠陥がそのまま残ることが想定され、トリチウム蓄積に与える影響評価が重要である。

(3) 高密度プラズマ照射によるダスト粒子の生成と水素同位体蓄積

タングステンとグラファイトに高フラックスプラズマイオン照射(フラックス: $\sim 10^{23} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$)を行ない、微粒子の発生機構を調べた。Heが照射下で約1000 K以上の温度になるとナノ構造が形成

され、これにELM様熱パルスが照射されると、熔融により μm オーダーのダストが発生することが分かった。またナノ構造は単極アークを誘発しやすく、このプラズマへの影響を今後明らかにする必要がある。

さらに2000 K程度以上でHeプラズマがタングステンに照射されると再結晶化（結晶粒成長）と共に、Heが結晶粒界を拡散して、結晶粒の周りにHeバブルを形成する。これにより結晶粒の密着性が低下し、結晶粒放出が起こりやすくなるという可能性が示された。この現象により、ダスト粒子の発生とWの損耗促進が起こる可能性があり、ITER及びDEMO炉環境での現象解明が必要である。

また、タングステンをD/He混合プラズマにさらしながら、熱負荷を与えて熔融・飛散させてタングステン熔融ダストを作り、このダストが凝固する際の重水素蓄積量を調べた。その結果、ダスト中にはHeのみ存在し、Dはほとんど存在しないことが明らかとなり、タングステンの熔融に伴って発生するダストについては、トリチウム蓄積の問題はほとんどないことが明らかになった。

(4) JT-60Uトカマク装置における炭素壁の損耗・輸送・再堆積の研究と水素同位体蓄積に与える影響

ダイバータから第一壁まで、ほぼポロイダル方向すべての位置から分析用タイルを採取し、TDSやSIMSを用いて水素同位体の蓄積量や深さ分布を測定した。これより、トロイダル方向の一様性を仮定して、炉内の水素同位体蓄積モデルを構築し、T蓄積量を評価した。再堆積層は、時間に比例して蓄積量が増加し、損耗部は短い時間で増加したのち、緩やかに増加する。タイル内部は、初期に飽和する。これらの結果より、T蓄積量（炭素壁の場合）を推定すると図1-3のようになる。長い時間では再堆積層中の蓄積雅趣となり、ほぼ放電時間に比例して蓄積量は増加する。ただし、この図では、タイルギャップやダイバータ底部への蓄積は考慮されていない。この寄与も考慮して、ITERでのトリチウム蓄積量を求めると（壁温度600 Kと仮定）、約 3×10^5 秒でITERの炉内限界である700 gに達することが分かった。これは、Rothらの計算で、C+Be+Wの場合のトリチウム蓄積に近く、Rothらの総炭素壁の場合の見積もりより、本研究から見積もった蓄積速度の方が遅い。

接触ダイバータプラズマと非接触ダイバータプラズマについて、粒子バランス法を用いて炉壁へのガスの蓄積量を比較すると、非接触時に多く吸蔵されることが分かった。さらに外側ダイバータ板の損耗量を分光測定により調べると非接触時に炭素の損耗量が多いことが分かった。また、内側ダイバータ上に水素を含む炭素堆積層が多く形成される。これらから、非接触ダイバータプラズマ時に外側ダイバータで発生した炭化水素がガス領域を輸送され内側ダイバータ板上に水素とともに堆積するという現象が起きている可能性が示唆される。

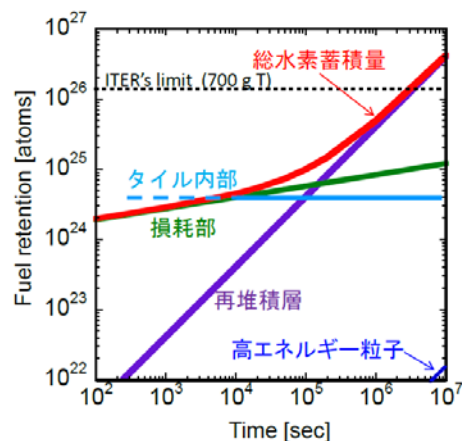


図1-3 プラズマ対向壁・内部での水素蓄積モデルによるITER(総炭素壁を仮定)蓄積予測

(5) グロー放電法による壁材料中の水素同位体除去

タングステン、炭素、及びステンレス鋼（SS）中の重水素蓄積量は、炭素が最も大きく、タングステンはその1/5程度、SSはWの1/3程度であった。He、Ne、Arのグロー放電によりこれらの材料中のDの除去を試みたところ、He放電が最も効率が良いことが分かったが、Wについてはほとんど除去できなかった。同位体交換により、60%程度の蓄積HがD放電により除去され、同位体交換の有効性が明らかになった。同位体交換の有効性は、JT-60Uのタイル分析においても示されている。

A01班研究の総括：ヘリウムや壁材料が同時照射された場合の表面改質層の影響や、中性子照射損傷を考慮に入れたトリチウム蓄積量の評価については、本計画研究の成果を用いて、従来より精度良く行う見通しがついた。また、JT-60U実機の水素同位体蓄積について、多くの実験成果を基にした総合的な理解が進み、この成果を基にITER（総炭素壁の場合）のトリチウム蓄積量を評価した。また、タングステン壁の場合も評価に必要な成果を得た。これらの研究成果は、次期トカマク装置の壁材料選択やシナリオ策定に使われる見通しである。

(4-2) A02班「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」の主な研究成果

ダイバータ・境界層プラズマとプラズマ・壁相互作用の国内および海外シミュレーションコード開発者の連携研究によって、コード間ベンチマークによる各素過程モデルの評価、基礎実験データに基づくモデルの精密化、素過程コードの統合と実機実験データ解析によるコードの評価・性能向上を図りつつ、核融合炉実環境下での燃料トリチウムの炉内蓄積量を定量予測できる総合シミュレーションコードを開発した。これにより炉内トリチウム蓄積量を評価し、その低減、除去に関わる基礎物理を明らかにした。

(1) 炉材料のトリチウム蓄積・排出挙動の解明とそれに基づく理論モデルの構築

炭素と水素同位体の相互作用を扱う分子動力学コードを開発し、炭素同素体（グラフェン、グラファイト、ダイヤモンド、アモルファスカーボン）からの炭化水素放出は、アモルファス化したバルクからの長時間熱脱離過程と、表面の局所的な化学脱離反応による短時間過程に因ることを明らかにした。また、任意構造を扱える二体衝突近似コードを拡張して高エネルギー粒子を追跡し、低エネルギー粒子を分子動力学コードで取り扱うハイブリッドコードを開発し、サブミクロン領域での水素同位体と炭素材の相互作用の評価を可能にした。

タングステン格子間の炭素不純物原子と水素原子の相互作用エネルギーの第一原理計算によって、タングステン中の高濃度水素同位体が、不純物炭素原子の拡散を促進することを理論的に明らかにした。一方、低エネルギー不純物イオン（Li, Be, C, W）と水素同位体原子との荷電交換過程における回転結合効果（コリオリ効果）の理論計算によって、10-100 eV/amu程度の低い衝突エネルギーで水素同位体効果が顕著に現れることを示した。

炉材料中の水素同位体の減速過程と熱的過程を同時に扱うACAT-DIFFUSEコードをタングステンのTDS実験に適用して、拡散係数、捕獲サイトの深さと密度、表面再結合係数などを評価し、水素同位体蓄積量の温度依存性や入射粒子束依存性を評価した。また、拡散ルーチンの三次元化や拡散係数評価に分子動力学法を適用するなど、コードの性能向上と材料定数の精度を高めた。再堆積層へのトリチウム蓄積評価に関して、炉材料からのスパッタ不純物量の理論公式を構築し、100eV~10keVの広範囲エネルギーで15種の炉関連材料に対して約10%の相対誤差で評価できることを確認した。

(2) 時間・空間発展および自己無撞着な評価のための総合シミュレーションコード開発

プラズマ・壁相互作用を含む統合ダイバータコードSONIC (SOLDOR/NEUT2D/IMPIC/EDDY)を開発し、炭素と炭化水素のダイバータ内の輸送特性を明らかにした。炉心プラズマとの統合化にも成功し、トリチウムと不純物の輸送に関する真の総合シミュレーションコードを開発した。これによりJT-60SAのL-H遷移時のダイバータ特性のダイナミックな変化やデモ炉slimCSの不純物入射によるダイバータ冷却と粒子制御特性を明らかにした。タングステンがダイバータ板の場合、トロイダル回転と径方向電場によりタングステン不純物が炉心に蓄積、排出される物理機構を見出した。そのモデル化にも成功し、モンテカルロ不純物輸送コード(IMPGYRO)を用いてその妥当性を確認した。第一原理粒子コードPARASOLの開発も行い、境界層プラズマ流の発生機構の解明、イオン軌道誘起流モデルを開発など、重水素・トリチウム混合プラズマのダイバータ板へのリサイクリング特性を示した。

ダイバータ・境界層プラズマ中での高Z不純物輸送コード(IMPGYRO)の開発、IMPGYROと損耗・再堆積コード(EDDY)との結合、さらには背景プラズマ輸送コード(SOLPS)との結合による統合化を行い(図2-1)、信頼性の高い高Z不純物シミュレーションモデルを構築した。クーロン衝突、熱力、多価電離・再結合過程、反射、セルフスパッタリングなどの複雑過程を考慮して、トカマク実磁場配位および第一壁、ダイバータ板、ドームなどの構造物の幾何学形状を忠実に模擬することによって、実機実験との定量的な比較が可能となった。

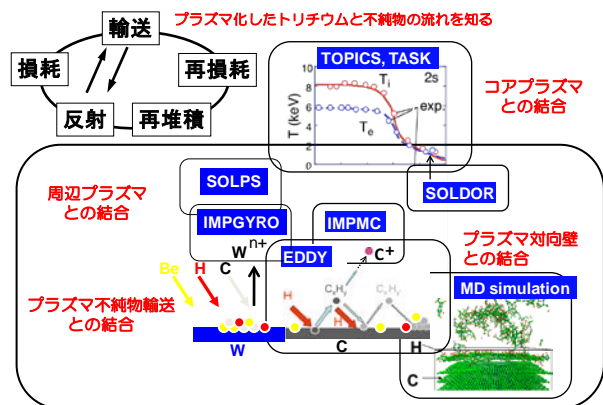


図 2-1 各物理コードの統合化

JT-60Uタングステン実験を解析し、外側ドームウイングと内側ドームウイングで顕著なタングステン堆積を再現し、外側ドームウイングの堆積はプライベート領域のタングステンタイルから中性粒子のまま直接付着したものであること、内側ダイバータへの堆積はプライベート領域を抜け、内側セパトリティクス周辺でイオン化され、その後、磁力線に沿って到達したものに因ることなど、タングステンのダイバータ内の輸送特性を明らかにした。また、プラズマ中の不純物輸送に重要な熱力について新しい数値計算モデルを開発し、磁力線を横切る方向の熱力を考慮することを可能にした。

(3) 実機複雑環境下の炉内トリチウム蓄積評価とその低減、除去

プラズマ中のダスト粒子挙動のモデル化によって、核融合プラズマ中でのダスト電荷のダスト半径、プラズマ電子温度依存性を示した。また、ITERダイバータ・境界層プラズマ中でダストに働く主たる力がプラズマイオン吸収による力とイオンのクーロン散乱による力であること、大きなダストへの重力の効果やダストの平衡温度なども含め、炉内のダスト粒子の輸送特性を明らかにした。ITERの内側ダイバータから放出されたダスト粒子(炭素、タングステン)の約30%が、外側ダイバータからの放出では低速で小さな($<1\text{ m/s}$, $<1\mu\text{m}$)ダスト粒子のほとんどが昇華、熔融することが明らかになった。

炭素堆積層へのトリチウム蓄積評価のため、炭素と炭化水素不純物のITER実形状プラズマ中での輸送過程を二体衝突近似コード (EDDY) に導入し、ダイバータと境界層プラズマ中の不純物の輸送を解析した。また、炭素壁の化学スパッタリングと炭化水素分子の壁反射に分子動力学(MD)コード、タイルギャップのプラズマ・シース解析にプラズマ粒子コード (PIC) など素過程コードを連携して使用して、通常の評価コードに含まれる仮定やフィッティングパラメータを排除することに努めた(図2-2 参照)。第一壁で損耗されるベリリウムも境界層プラズマを輸送され、炉内広範囲に再堆積しトリチウムを蓄積する。これら炉内の炭素とベリリウムの再堆積層分布から炭素材をダイバータ板とするITERの炉内トリチウム蓄積量を評価した。炭素堆積層へのトリチウム蓄積は約 4 mg/s で、ベリリウムへの蓄積はその $1/7\sim 1/3$ であった。炭素表面へのベリリウムの堆積で化学スパッタリングが抑制する実験報告から、ベリリウム-炭素混合層からの化学スパッタリングをMDコードで評価し、トリチウム蓄積量評価に導入した。しかし、同時に再損耗も減少するためその効果は小さかった。タイルギャップへの堆積について、ITERの塔状構造タイルを想定して 1 mg/s 程度と評価した。

タングステンへのトリチウムの蓄積は、注入されたプラズマイオンの材料内部での熱的挙動(拡散、捕獲、表面再結合)に因る。ACAT-DIFFUSEコードにこの過程を導入し、蓄積される水素同位体量の材料温度依存性やイオン照射中の再放出(再結合)束の入射束依存性などの評価を可能にした。EDDYコードにも熱的過程 (DIFFUSE) を導入し、ITERの実機プラズマ条件で、プラズマ照射中 (400s) と照射後のタングステンドイバータ板におけるトリチウム蓄積量のダイナミックな時間変化を示した。これにより、ITERの実機条件でタングステンへのトリチウムの蓄積は炭素材に比べて $1/100$ 程度となることがわかり、ダイバータ板としてのタングステンの優位性が示された。

炭素堆積に因るトリチウムの蓄積量が炉内のタイル温度の500度程度の昇温によって $1/5$ に減少することが分かり、ダイバータ板が炭素の場合、炉壁の温度上昇がトリチウム除去の有効性を示した。しかし、タングステンの場合、材料温度の上昇によって材料内部奥深くへの拡散が顕著になり、それらが捕捉サイトに蓄積することでトリチウム蓄積量が増加することが分かり、トリチウムの捕捉メカニズムの詳細化と捕捉サイトの減少など、新たな材料の開発の必要性を示した。

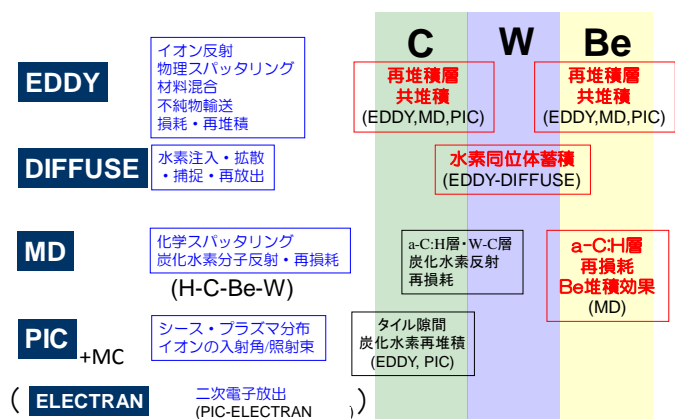


図 2-2 プラズマ・壁相互作用素過程コードとコード結合、連携

(4-3) B01班「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」の主な研究成果

核融合炉の固体セラミック材 Li_2TiO_3 や Li_4SiO_4 と液体 Li , $\text{Li}_{15.8}\text{Pb}_{84.2}$ 共融合金, Flibe (Li_2BeF_4) 溶解塩の各ブランケット材中の生成トリチウムを回収し、核融合炉全体のトリチウム増殖比を1以上にするとともに、配管全体からのトリチウムの透過漏洩を作業環境の安全基準以下に抑えることが核融合炉の定常運転と安全性のために必要である。トリチウム自給条件を満足させるにはトリチウム増殖比を1.05以上にすることが要求されており、その達成のため、核融合炉ブランケットのトリチウム必要回収率達成と透過漏洩率を安全基準以下にする核融合炉達成の基礎研究を特に実証のための実験に基づいておこなった。

固体セラミックブランケットでは過去に各材料TBRやトリチウム保持量が中性子照射実験等によって求められてきた。液体ブランケットにおいても吸収量や拡散に関するデータは、トリチウムまでは求められていなくても他の安定水素同位体からある程度の近似で予測できる状況にある。問題はブランケットシステムとして発生から最終的に回収まで含めて要求するとき、TBRが設計通り機能発揮するか、またブランケット外へのトリチウム透過率を押さえつつ、必要な回収率が維持できる様に新規回収システムを構築できるかである。

JAEA榎枝・関らは、 Li_2TiO_3 固体ブランケット内のトリチウム移行を含むパージガス流動特性の評価に向け、高精度のマイクロTBR予測を実現するために、 Li_2TiO_3 充填層模擬試験体の流動可視化手法を新規に開発した。図3-1はその一例であり、固体ブランケット材を水と同じ屈折率を持つメックスフロンを用いて製作し、内部流動を調べ、マイクロTBR予測と試験体内の数値解析をおこない、圧力損失、パージガス速度場からのトリチウム輸送予測をおこなうことができた。本研究の成果はITER-TBMにも生かされ、国際的な成果として認知されている。

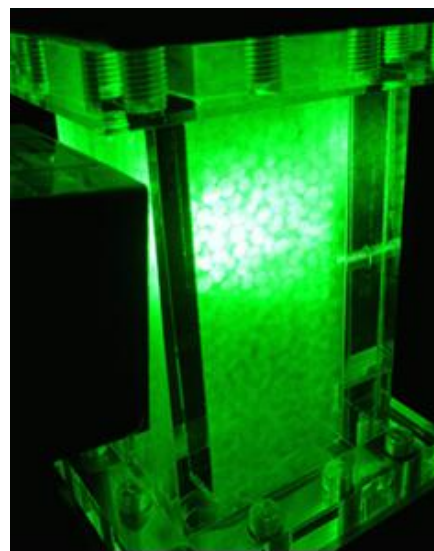


図3-1 固体ブランケット流動可視装置(JAEA榎枝・関)

JAEA河村らは、固体ブランケットHeスウィープガスからの新規回収システムの研究をおこなった。従来の低温吸着法よりトリチウムインベントリが少なく、小型化が可能である特徴を有する。プロトン導電性セラミック材を使ったシステムは、連続的に小型化装置でトリチウムの回収分離が可能である。図3-2はその成果の一例であり、 H_2 +HT混合ガスを供給した時のトリチウム分離係数であり、Heから回収するとともに、T分離も同時に達成することができ、約14段直列に繋ぐことにより、99.9%のトリチウムを分離回収する性能が予測された。

九州大学の片山・西川らは、 Li_4SiO_4 や Li_2TiO_3 のセラミック材からのトリチウム放出実験を行い、放出率の数値計算による予測に成功した。計算モデルには、セラミック微粒子固体内のトリチウム拡散、微粒子間隙の拡散、表面抵抗、水素-水素同位体間の巷間反応、水素-水蒸気同位体間の交換反応、粒子ペレット間隙空間の拡散の寄与が含まれ、当研究者で得たトリチウム放出結果だけではなく、過去に日米欧の中性子照射実験で得られたトリチウム放出結果もよく定量的に表せることが確認された。またセラミックブランケット配管からのトリチウム漏洩についてもヘリウムパージガスからのトリチウム透過率の予測実験を行い、酸化膜形成のトリチウム漏洩効果を明確にすることができた。

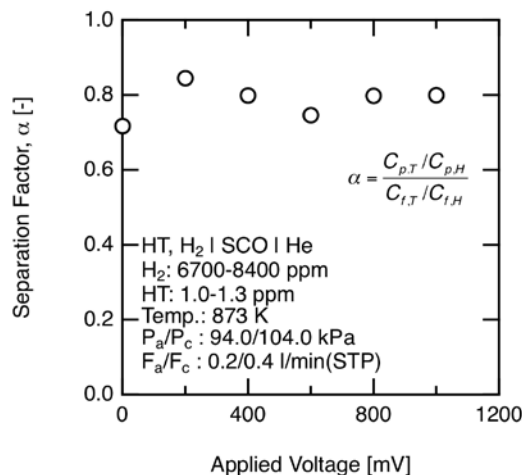


図3-2 プロトン導電性電池システムのトリチウム分離係数 (JAEA河村)

液体増殖材では、三つのタイプの増殖材が提案されており、本研究班でもそれぞれの増殖材のトリチウム回収に関する研究課題について検討した。

九州大学グループとNIFS相良は、FFHRヘリカル型核融合炉のブランケット材としてFlibeを考え、そのトリチウム回収実験をおこなった。図3-3は、Flibeの中性子照射後にHeガス接触により放出したトリチウム濃度とFlibe内の拡散、表面同位体交換、再結合等の効果を考慮した数値計算結果の比較であり、ほぼ全域にわたりトリチウム放出率を予測することができた。従ってFlibeブランケットでは、TFのT₂への還元処理、それに伴うトリチウム透過率の低減をおこなうことにより、99.9%以上の回収率を達成することができる。必要な装置は、He-Flibe向流抽出装置であり、この装置設計に必要な解析式を求め、数値計算して成果を報告している。この他、Flibe溶融塩の水素の存在状態を調べるため、過去報告されている不活性ガス溶解度と分子径の効果と表面張力の効果を調べ、溶融塩中に分子形で溶解するガスの基礎化学分野にも重要な寄与をなした。

Li-Pb共融合金もITER-TBM等で注目されている有力な増殖材料であり、透過法や定容法によりブランケットトリチウム移行予測に必要な、T溶解度、拡散係数、透過係数を求め、H-D同位体効果、多成分系における同位体移行挙動の把握、熱対流下や強制対流下における水素同位体移行挙動を実験的に調べ、多くの研究成果として報告した。特にLiPbでは過去の溶解度の結果に最大5桁の違いがあり、その原因が不明であったが、H+Dの同時吸収テクニックの導入により、同位体効果を初めて明らかにした。その他、Li-Pbの組成の違いに基づき、Liの活量の決定、Li-Pb中のH原子の存在状態を第一原理に基づく数値計算と先に求めた拡散係数や溶解度のデータとの比較に基づき明らかにし、溶融合金全般の基礎研究にも重要な寄与をなした。

Liは最もTBRが大きく克つトリチウム平衡圧がきわめて小さいので、トリチウム透過が最も小さいブランケットが構成できる材料である。しかし問題は、溶解度が極めて高いので、トリチウム回収が難しく、インベントリが非常に高くなる可能性がある。研究代表者らはYの表面をHFで処理した材料を使い、Yの表面酸化膜を除去した上で、Li中の極低レベルトリチウムをYで回収するシステムを実現した。図3-4に示すようにLi中に溶解した1ppm以下Tを50%以上回収することに成功した。さらにLi流動状態における溶解水素同位体のY粒子による回収実験に成功し、回収率を物質移動係数により整理することにより水素濃度と流動速度に依存しない係数を実験的に求めることができた。この結果を利用してLiからのトリチウム回収装置を設計し、実際上もIFMIF-EVEDAの装置設計に反映させることができた。

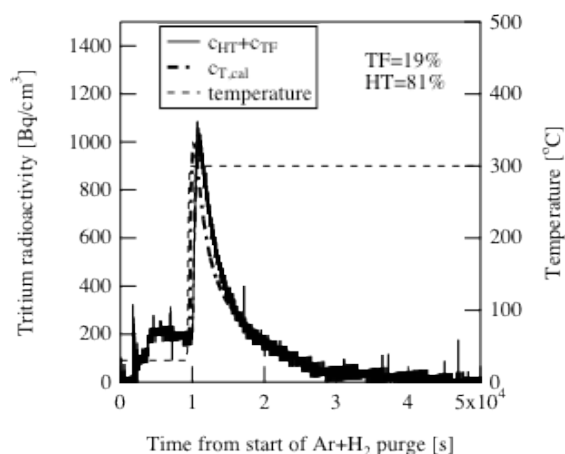


図3-3 Flibeからのトリチウム放出実験と解析結果の比較(九大深田+NIFS相良)

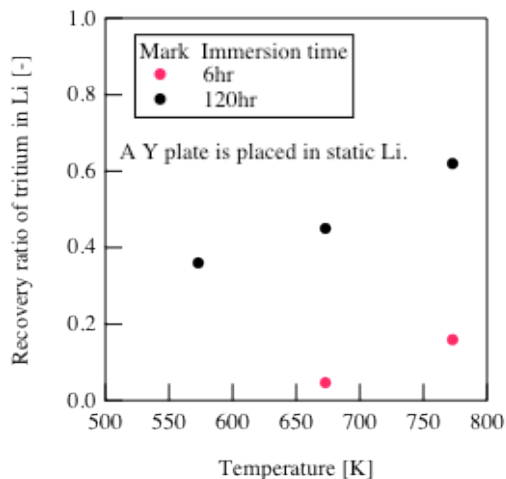


図3-4 静止LiからのY板によるT回収率の変化(九大深田)

(4-4) 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」の主な研究成果

核融合炉ブランケットにおいては、燃料として使用されるトリチウムを安定に生産・回収するとともに、燃料サイクルの自立性や安全性だけでなく経済性の観点からも、その漏洩量を抑制する必要がある。本計画研究の目的は、それらのシステムを構築するために必要なブランケット材料中の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、原子炉やトリチウムを用いた試験等によって、各種トリチウム増殖材中でのトリチウムの生成・溶解・拡散・放出・構造材との相互作用についての研究を5つのサブテーマで実施した。以下にそれぞれのサブテーマにおける成果を示す。

(1) 熔融金属リチウム(Li)中のトリチウム挙動の解明

液体金属リチウムへのトリチウムの溶解度は大きいいため、液体リチウム配管を通してのトリチウム漏洩はあまり心配する必要はない一方、トリチウムの回収が課題とされイットリウムによるホットトラップ法などが提案されている。本計画研究においては、トリチウム漏洩速度評価、トリチウム濃度センサー開発、配管透過によるトリチウム回収量評価のための基礎となるトリチウムの液体リチウム配管壁からの透過漏洩挙動を研究した。

試験体系は図4-1に示すように、約25gのリチウムを厚さ1mmの透過壁を有する純鉄容器に納め、内部より加熱する(～873 K)。このとき、水素もしくは重水素ガスをリチウム表面から吸収させる方法、もしくは、試験装置全体を東大弥生炉の照射孔であるファストコラムに設置し中性子照射によってトリチウムを生成させる方法により、リチウム中に水素同位体を導入する。リチウムから純鉄壁を透過した水素同位体を、ヘリウムスイープガスにより四重極質量分析計もしくは電離箱に導き、水素同位体の透過速度の測定を行った。

リチウム中水素同位体濃度と透過した水素同位体はいずれもほぼ直線状に比例し、透過速度係数は、純鉄内部の拡散係数とほぼ同程度であり、純鉄を用いたセンサーの応答時間は10分以下である事がわかるとともに、トリチウム漏洩速度及び純鉄壁による回収速度係数を見積もる事ができた。また、イットリウムによるホットトラップ法に関し、リチウム中にイットリウムを入れた状態で水素同位体濃度の測定を行い、液体リチウムからイットリウムへのトリチウム吸収速度は拡散律速である事、またイットリウム表面が窒化物に覆われると吸収速度係数が減少する事がわかった。

(2) 熔融リチウム鉛(Li17-Pb83)合金中のトリチウム挙動の解明

液体金属増殖材料候補である熔融リチウム鉛合金については、照射下高温下かつ流動下におけるトリチウム放出の連続測定を世界に先がけて実施した。小型熱対流ループは、加熱及び冷却部となる水平配管約50cm、高温部及び低温部となる垂直配管約50cmのほぼ正方形の形状とし、高温部及び低温部の一部を純鉄製とし、外側をそれぞれジャケットで被った。ジャケット内にはHe+1% H_2 あるいはHe+100ppm H_2 スイープガスを連続して流し、それぞれ電離箱につなげた。中性子照射によりLi-Pb内に生成したトリチウムは、純鉄チューブを透過漏洩してジャケット内へ移動し、スイープガスによって電離箱に導かれて、放出量の時間変化を連続的に測定できるようになっている。なお、高温部及び低温部の温度差はヒーター出力に応じて約40℃、流速は約4cm/sとなった。トリチウム放出量は原子炉出力変化に対し一次時間遅れをもって追従して変動した。Li-Pbからのトリチウム透過漏洩の時間遅れは、He+1% H_2 スイープガス下ではトリチウム時間遅れは約20分程度、He+100ppm H_2 スイープガス下では約40分程度となり依存性が見られた。これらの値は、非流動下で観測されたトリチウム放出の遅れ時間と同程度のレベルであり、流動条件下におけるトリチウム放出速度は、非流動条件下でのトリチウム放出挙動結果が流動下に応用可能である事が示唆された。

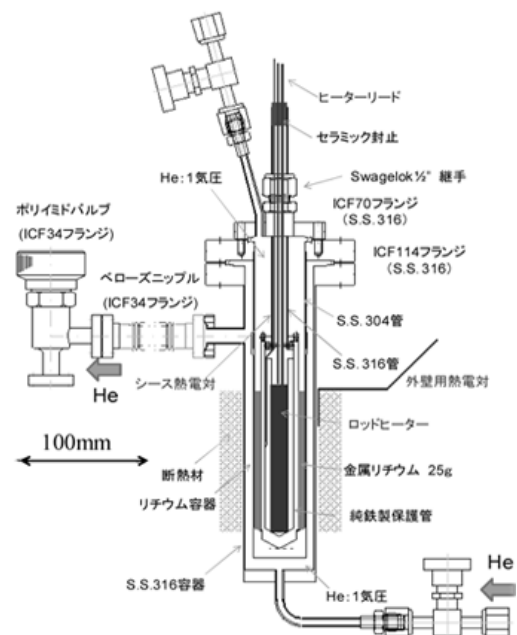


図4-1 液体リチウムからのT透過試験装置

(3) 2LiF-BeF₂(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

液体熔融塩増殖材候補であるFlibeにおけるトリチウム挙動は、トリチウムの化学状態が、水素形(T₂あるいはHT)で存在するのか、フッ酸形(TF)で存在するのかに応じて、その物理化学的挙動が大きく変化すると考えられ、Flibeの酸化還元制御が重要となる。

本研究ではまず弥生炉のファストコラムにおいて200g程度のFlibeをるつぼ中で溶解し照射試験を行った。パージガス中の水素分圧を変える事で体系中の酸化還元状態を変化させた所、トリチウムの化学形(TF/HT)の割合は、水素分圧に依存して変化した。また、Flibeに金属ベリリウムを浸漬して還元状態にしたところ、トリチウム放出の化学形はほぼ全量HTとなる事がわかった。なお、HT放出は早くTF放出は遅い過程である事も確認された。

次に、電気化学手法によるFlibeの酸化還元状態制御試験を実施した。作用極にはNi、擬似参照極にはPt、対極はH₂(5%)/He(95%)混合ガスバブルを用い、サイクリックボルタンメトリ測定を実施し、さまざまな酸化還元状態のFlibeにおける非金属不純物挙動を測定するとともに、電気分解による不純物フッ化水素からの水素脱離の電位を明らかにした。

(4) 固体トリチウム増殖材中の酸素欠陥とトリチウムの相互作用の解明

固体トリチウム増殖材であるLi₂TiO₃は、高温の還元雰囲気中で酸素欠損を生じる一方、燃焼によってLi原子が減少してしまうため、予めLi原子を多く導入したLi過剰組成のLi_{2+x}TiO_{3+y}が提案されている。トリチウム挙動は酸素欠陥及びLi原子比によって変化すると考えられるため、本研究では、Li_{2+x}TiO_{3+y}の高温蒸発挙動についての研究を実施した。

Li_{2+x}TiO_{3+y}は中和法によって作成し、Li/Ti比2.1の試料を用いて研究を進めた。900℃まで昇降温試験によって、Ar中でも、Li_{2+x}TiO_{3+y}の重量減少速度がLi₂TiO₃よりも顕著であることが確認され、不安定なサイトに存在する過剰Li原子の揮発に起因する可能性が示された。さらに、水素雰囲気下、二酸化炭素雰囲気下での測定を進め、水素分圧に応じて重量減少が抑えられる事、昇温過程での吸着水脱離に伴う重量減少が発生する事、CO₂雰囲気中で重量増加が発生する事などから、Li過剰組成では、通常のLi₂TiO₃よりも、酸素欠損が発生しにくい事、水素や二酸化炭素との相互作用が大きい事を見出した。

(5) ブランケット構造材料壁におけるトリチウム透過と透過防止コーティングの研究

液体増殖材と接する配管におけるトリチウム透過防止膜として、液体リチウムとの共存性が示されている酸化エルビウム(Er₂O₃)に着目し研究を実施した。コーティングの作成方法は、主に、真空アーク蒸着法及びMOD法(有機化学分解法)によって作成した。

各種基板に基板非加熱で作製したEr₂O₃薄膜試料の500℃における水素透過フラックスと重水素圧力の関係から、基板では透過フラックスが1桁程度異なっていたが、薄膜試料ではその差が小さく、また基板との相関はなかった。さらに、グラフの傾きから圧力依存指数 n を算出すると0.47~0.62となり0.5に近かった。これらから、重水素は薄膜のみに透過を制御され、また膜中では解離して拡散律速で移動していることが示唆された。

次に、蒸着時間の制御で膜厚を変化させたEr₂O₃試料の重水素透過試験を実施したところ、膜厚と透過フラックスは反比例の関係になった。透過試験中に透過防止性能が大きく劣化する場合があります、これは透過試験中に試料にクラック等が発生したためであると考えられた。クラック発生のない試料について、500℃以上の試験中に透過フラックスが徐々に減少し、定常値に収束する挙動が見られた。試験前後の試料のTEM観察を行ったところ結晶粒の成長が見られ、水素透過防止性能の向上が薄膜の結晶粒径の成長によること、水素が薄膜中の粒界に沿って移動(粒界拡散)したことが示唆された。

図4-2に基板片面と両面に真空アーク蒸着法で成膜したEr₂O₃薄膜試料の水素透過試験結果を示す。片面成膜試料と比較して、両面に成膜した試料は透過係数が1桁以上低く、また600℃において基板の1/10⁵というきわめて高い透過防止性能を示した。

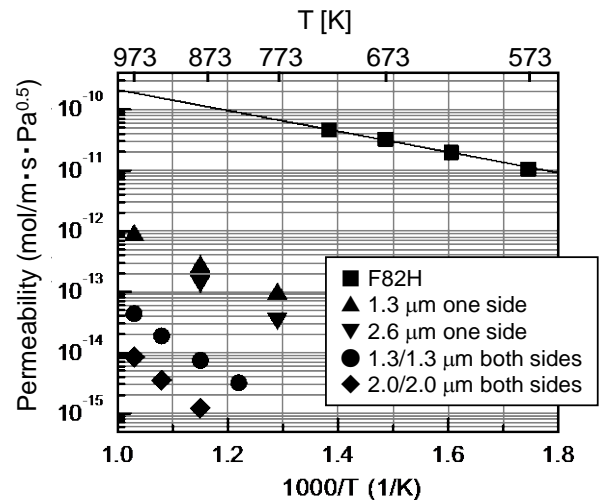


図4-2 真空アーク蒸着法によってF82H鋼上に成膜した酸化エルビウム薄膜の重水素透過防止性能を示した。

(4-5) C01班「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の主な研究成果

本研究の目的である「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」に向けて、原子力機構及び大学（富山大、名古屋大、静岡大）で研究計画班を構成した。

原子力機構においては、高濃度トリチウム水を用いて、物理的閉じ込め障壁となる金属材料に対するトリチウムの腐食影響、トリチウム水の浸透・透過に関する研究を行った。また、トリチウムの機能的閉じ込め障壁となる（つまりトリチウムのシステムによる積極的除去）水処理システムに関し、重要機器である高分子電解セルのトリチウムに対する耐久性に関する研究開発を行った。加えて、有機トリチウムの分解・回収に関する研究を行った。

名古屋大学においては、水処理システムの中心となる化学交換塔に関し、実際にトリチウムを用いて、分離性能を測定した。これら実験と平行して、解析モデルを開発した。

富山大においては、核融合炉で使用が考えられる高分子材に対するトリチウム水蒸気の透過データを実際にトリチウムを用いて測定した。

静岡大学においては、金属中のトリチウム透過で鍵となる、金属表面酸化膜に関するデータを測定した。

トリチウムの金属透過挙動に関しては、573Kの高温重水を用い、金属界面（ステンレス鋼、純ニッケル、10 ミクロン金メッキ純鉄）の違いによる現象の差異に注目した。その結果、金属界面の水による腐食により水素が発生し、その水素が金属内へ侵入透過することを明らかとした。高濃度トリチウム水による金属（ステンレス鋼）の腐食挙動の研究に関しては、0.25 GBq までのトリチウム水を用い、トリチウム濃度、溶存酸素濃度、水の pH をパラメータに、その挙動を追跡した。その結果、酸性溶液中では、T 濃度上昇と共に、防食上重要な不動態被膜形成に必要な溶存酸素濃度が増加すること、また腐食速度も増加することを世界で初めて明らかにした（図 5-1 参照）。中性条件では、必要な溶存酸素濃度がトリチウム濃度と共に増加する傾向は明らかではなかったが、腐食速度の増加は認められた。

化学交換塔の重要機器である高分子電解セルの放射線に対する耐久性データに関しては、1000kGy までの電子線照射でも、高分子膜の強度及びイオン伝導度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浸漬による高分子膜の劣化については、トリチウムのβ線による劣化と、水の放射線分解により生じるラジカルに起因する間接的劣化が考えられる。ラジカルを強制的に発生させるフェントン反応を用いた耐久性試

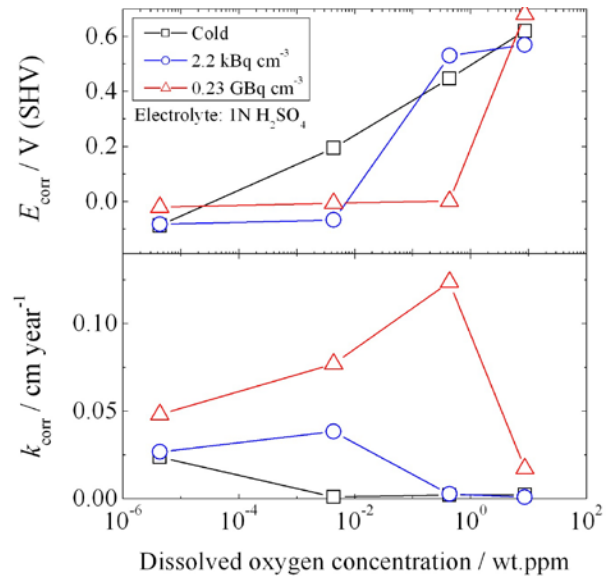


図5-1 硫酸水溶液中における(a)腐食電位(E_{corr}) と (b)腐食速度(k_{corr})(b)に及ぼすトリチウムの影響

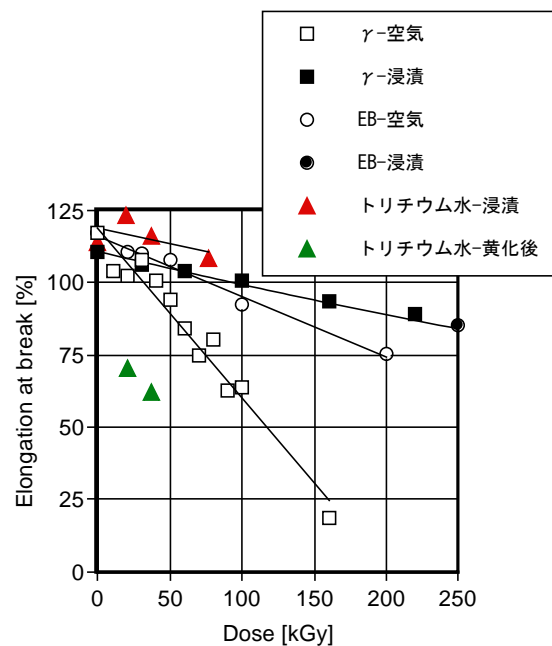


図5-2 高分子電解膜のγ・β線照射及びT水浸漬による機械的強度の劣化

験結果から、ラジカルに起因する劣化は寄与せず、 β による膜の高分子の直接切断による劣化であることを明らかとした。図 5-2 に、 γ 及び β 線照射、T 水浸漬による高分子の強度劣化を示す。トリチウム水浸漬の高分子膜は、空气中にさらすと黄化が見られ、機械的強度が異なるが、酸処理すると通常の性能に戻ることも確認された。無機担体をベースとした疎水性白金触媒を用いた有機トリチウムの酸化反応のデータ整備を進め、室温近傍では反応律速であり、100°C 超では細孔拡散律速に律速段階が移行することを明らかにした。また、疎水性であるため、触媒表面への水分子吸着を阻害し、高いトリチウム酸化効率を示すことを明らかにした。

水処理技術開発としては、化学交換塔の基礎データ取得、高性能化に向けた研究を行った。化学交換塔内の水-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。化学交換塔の分離性能試験としては、独カールスルーエ研究所との協力において、大型(55 mmφ x 2 m)化学交換塔を用いた T 分離データを得た。さらに、化学交換塔内の触媒充填の最適化を行い、H-T 分離実験により、図5-3 に示すように、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することに成功した。「通り抜け段モデル」による化学交換塔の解析コードを開発し、実験データとよく一致することを実証した。また、水-水素流下水のチャンネリングの効果が化学交換塔の分離性能に影響することを、解析研究により明らかにした。

高分子膜の水蒸気との相互作用に関しては、核融合炉で使用が予想される、ポリプロピレン、ポリアイミド、セルロースを対照とし、室温での T 水蒸気透過速度及び溶解量を測定した。図5-4 に、各高分子の T 水蒸気等加速度を示す。ポリアイミド、セルロース、ポリプロピレンの T 水透過率の活性化エネルギーは、それぞれ-5.0 kJ/mol、5.2 kJ/mol、10 kJ/mol、トリチウム水の溶解エンタルピーは-34 kJ/mol、-36 kJ/mol、-30 kJ/mol、拡散の活性化エネルギーは29 kJ/mol、41 kJ/mol、40 kJ/molであることを明らかにした。また、ポリアイミドを介した液体の水の移動（活性化エネルギー：42 kJ/mol）を測定することにも成功した。

金属中の水素同位体透過に大きな影響を持つ金属酸化膜に関しては、ステンレスを対照に、酸化膜形成温度及び成分の影響について、重水素によりデータを取得した。膜形成温度が高くなるに従って水素滞留量は増加し、酸化膜としては Fe_2O_3 と FeO が形成していることを明らかにした。水素は、この酸化膜と内部バルクに補足されており、水素の放出は、酸化膜の分解に伴い変化する。水素放出には2つのピークがあり、最初のピークは、酸化膜に Fe-OH として捕捉された水素の拡散による脱離であり、次のピークは、バルクに捕捉された水素のクロム酸化物表面再結合過程による脱離と考えられる。

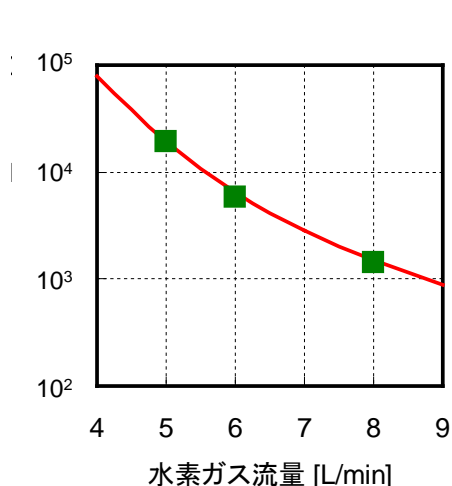


図5-3 化学交換塔のH-T分離係数に対する水素ガス流量の影響(内径:2.5 cm、高さ:100 cm、温度:70°C、圧力:101.3 kPa)

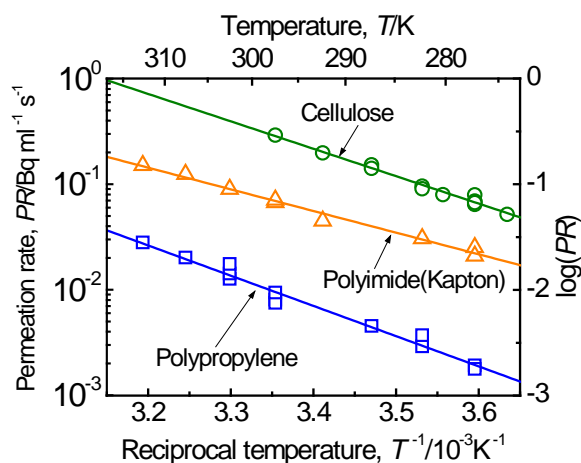


図5-4 高分子材料(ポリプロピレン、ポリアイミド、セルロース)のT水蒸気透過速度

(4-6) C02班の主な研究成果

(1) 材料からのT放出・移行速度および化学形と、これらを支配する因子の解明

Tシステムの主要構成材料であるSUS316ステンレス鋼を高濃度DTガスに曝露し、その後のT放出挙動を室温～300℃において大気中、真空中、不活性ガス気流中等の広範な雰囲気下で調べたところ、大部分のTが内部被曝リスクが高いHTOの状態では放出されることがわかった。また、その放出速度はバルク中の拡散過程により支配されていた。図6-1は曝露直後および真空中にて150℃で3時間加熱したのちのT深さ方向分布である。加熱後はバルク中に明確な濃度勾配が形成されており、このことから、放出速度が拡散過程に支配されていることが確認できる。一方、表面近傍には高濃度にTが集積している。より広範な温度範囲でD透過実験を行った結果を図6-2に示す。300℃以下の領域ではT放出実験同様に水蒸気状での脱離が支配的であり、温度の上昇に伴い元素状へと移行した。X線光電子分光法や赤外吸収法による表面分析の結果、DTガスおよびD₂ガスに曝露した試料の表面にはFe水酸化物が形成されており、透過化学形が大きく変化した300℃付近でFe水酸化物の分解が起こることがわかった。すなわち、図6-1に見られる表面T濃縮は主にはFe水酸化物としての捕獲によるものであり、Fe水酸化物の分解および表面O-Tと気相中の水蒸気H₂Oの同位体交換によりHTOが放出されたことが明らかとなった。以上のことから、Fe水酸化物が形成されない表面組成・温度・気相中水蒸気分圧であればTによる表面汚染およびHTOとしての放出を低減できると結論した。

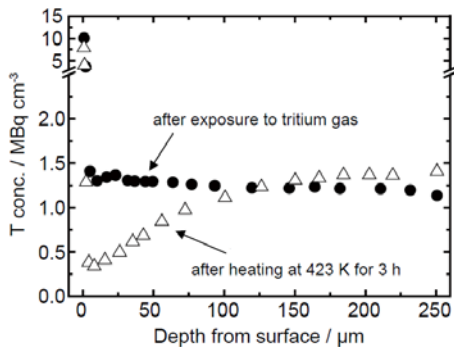


図6-1 DTガスへの曝露直後および真空中で150℃に3時間加熱した後のSUS316鋼中のT濃度分布。

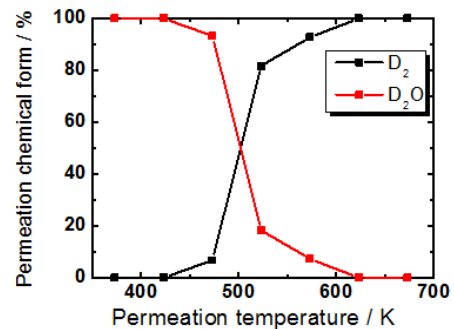


図6-2 SUS316ステンレス鋼を透過するDの放出化学形の温度依存性。

(2) 高温材料中のT透過抑制技術の開発

大型・複雑構造物へ施工可能な湿式法による酸化物系透過抑制膜形成技術の開発研究を進めた。被膜材として、比較的鉄鋼材料と熱膨張率が近く、低放射化材料であるZrO₂を選択した。まず、ディップ法による成膜を試みた。本法はコロイド溶液（ゾル）中への試料の浸漬と乾燥を所定の回数繰り返したのち、大気中で焼成するという比較的単純な方法であるが、比較的均一性の高い膜が得られた。焼成温度は基板であるフェライト鋼の組織に影響を与えないよう550℃とした。ラマン分光法やX線回折法で結晶構造を調べたところ、準安定な正方晶ZrO₂が形成されていることがわかった。

図6-3にH₂透過実験の結果を示す。浸漬-乾燥処理の回数に依存して膜厚が変化するが、透過抑制能は膜厚と共に増大し、膜厚120 nmの場合にはフェライト鋼の想定使用温度全範囲（300～550℃）にわたり透過速度を約1/10⁴に低減することができた。透過実験は数週間～数カ月に及ぶが、その間に試料温度を変化させても顕著な劣化は見られなかった。ただし、1回の浸漬-乾燥工程には約2時間を要するので、Tシステムを構成する全ての材料に50回程度の浸漬-乾燥処理を施すことは容易ではない。そこで、より迅速にZrO₂膜を形成する手法として電気化学法にも取り組んだ。まずディップ法で比較的薄い膜を形成したのち、硝酸Zrエタノール溶液中でカソード側へ分極することで水酸化Zr層を堆積させた。その後、同様に550℃で焼成した。このように作製したZrO₂膜でも300～550℃において透過速度を約1/10³に低減でき、また透過実験中に劣化も見られず、電気化学法も透過抑制膜形成法として有望であると結論した。この電気化学法については、特許を出願し

た（特願2009-166165号）。

図6-4 はディップ法でZrO₂層を成膜した試料を300°CでDTガスに曝露したのち、IP法でT濃度分布を測定した結果である。T濃度の多きな偏りは見られず、被膜の均一性が高いことがわかる。比較のため、緻密な焼結体(イットリア安定化ジルコニア、YSZ)を同等条件でDTガスに曝露した結果も示している。ディップ法で成膜したZrO₂層中のT濃度(数百 ppm)は、緻密焼結体中の値(ppb)と比較して桁違いに高く、優れた水素同位体透過抑制能を有する被膜においても結晶粒界や微細な気孔等の欠陥が存在し、これら欠陥にTが捕獲されていることを示している。膜厚と共に透過抑制能が増大したのは、被膜表面から基板との界面まで貫通している欠陥の密度が減少したためと考えられる。なお、本法で形成したZrO₂被膜は100~200 nmと比較的小さな膜厚で十分高い透過抑制能を発揮するため、高濃度にTが蓄積してもシステム全体のT滞留量に与える影響は小さい。モンテカルロ法で被膜破損の影響を評価したところ、十分な透過抑制のためには99.99%以上の被覆率を保つ必要があることがわかった。

(3) 材料の汚染防止技術および除染技術の開発

最も高濃度のT汚染が懸念されるプラズマ対向材料中のT蓄積機構と除染技術について研究を進めた。図6-5 は、現在最有力候補と考えられているWを、300°Cで高濃度DTガスに曝露した上でT濃度分布をIP法で測定した結果である。20 MeVのW自己イオンで0.5 dpaまで照射し深さ約2μmの領域に欠陥を導入した場合と、非照射の場合を比較している。照射領域で明らかにT濃度が増大しており、照射欠陥による捕獲がW中の水素同位体滞留量を支配することがわかる。既知濃度のTで標識された標準サンプルとの比較から、照射領域中の水素同位体濃度は1 at%に達することが明らかとなった。仮の話であるが、ITER程度の大きさの装置のプラズマ対向面全面を厚さ1 mmのWで覆い、そこに1 at%程度のTが滞留すると、その総量は数百PBq程度に達することになる。従って、T除染技術を確立することは重要な課題である。まず、通常用いられる真空中での熱処理による除染を検討したが、照射欠陥の捕獲効果により実効的拡散係数が著しく減少しているため、400~500°C程度での加熱ではT除去が困難であることがわかった。そこで、捕獲サイトを他の水素同位体で埋めることで、除去したい水素同位体すなわちTの実効的拡散係数を増大させることを考えた。実際に、Dを吸蔵させた照射W試料を真空中あるいは0.1 MPaのH₂ガス中で400°Cに10時間加熱したのちD深さ方向分布を測定し、H₂ガス中では明らかにDの脱離が促進されることを確認した。同様に、Tの除去効率もH、Dを共存させることで著しく増大するはずであり、T除染法として有望であると結論した。

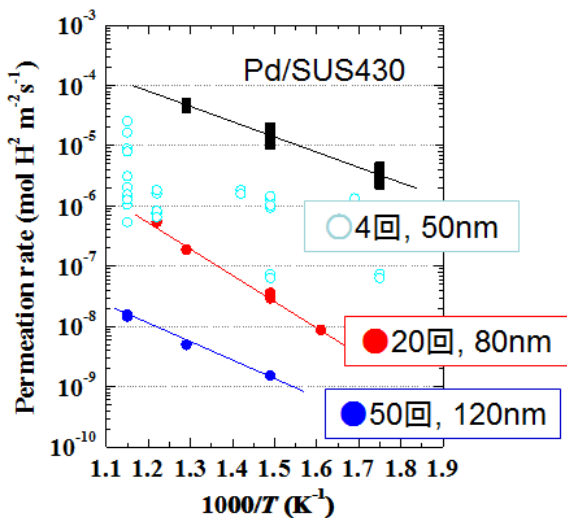


図6-3 ディップ法でZrO₂被膜を形成したSUS430フェライト鋼中の水素透過速度。上流側水素圧力は0.1 MPa。

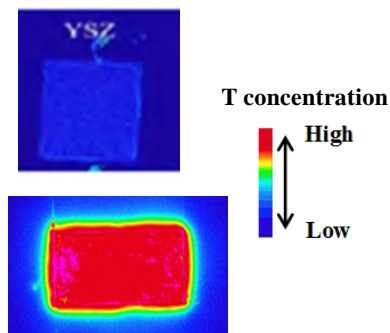


図6-4 DTガスに曝露した緻密YSZ(上)およびディップ法によるZrO₂被膜(下)のIP像。

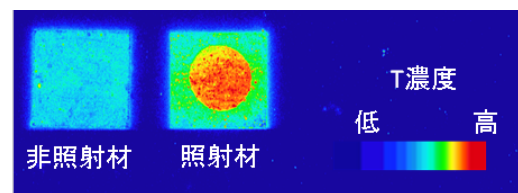


図6-5 300°CでDTガスに曝露したW試料のIP像。右：20 MeV Wイオン照射材 (0.5 dpa)，左：非照射材。

(4-7) 総括班の主な研究成果

総括班では、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、また総合化をはかった。この際、各研究班の成果についての評価も行った。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った。

図7-1は、核融合炉全体における燃料の流れを示したものである。供給された燃料がプラズマ化するあるいはプラズマ化した個々の粒子が閉じ込められている時間が短い。炉全体としてみれば、供給された燃料がプラズマ化する燃料供給率が低いため、DT反応に至る燃焼率があまり高くない。高く見積もっても3%程度と考えられており、燃焼される燃料に比べて、1/0.03すなわち30倍以上もの燃料を供給(スループット)しなければならないと同時に、そのほとんどを排気し、再循環させることになる。図2には核融合炉における燃料の流れを示した。ここでは、燃料供給率を10%、燃焼率を3%、Tの増殖率を1.2としてある。この条件では図に示されているように、50/50のD/Tを供給し時、3/3が燃焼して、3個の中性子とHeが発生する。中性子3個から3.6個のTが発生する。供給された燃料の一部は、炉内に蓄積されるものを除くと、排気され、精製、同位体分離過程を経て、再び燃料として供給される。現状のトカマク装置では、蓄積率は5-20%程度ときわめて高いが、仮にこれを図のように1%に抑えることが出来たととしても、燃料のバランスは最初の供給50に対して、49.6が再び循環させることができるだけであり、燃料自己供給性に欠ける。燃料供給率、燃焼率、増殖率を上昇させるとともに、炉内蓄積を下げるための努力が求められることを、広く核融合コミュニティに訴えることとなった。

総括班としては、核融合炉の社会受容性を高めるための啓蒙活動も重要な役割であつた。具体的には、各計画研究班の研究成果を総括すると共に、以下の会合等を開催し、成果の取りまとめ、また総合化をはかると同時に成果についての評価も行い、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った。以下その活動を簡単にまとめた。

- (1) 日本原子力学会、プラズマ核融合学会、核融合エネルギー連合講演会等において、成果の公表を行うとともに、シンポジウム等を積極的に実施した。
- (2) 期間中5回のトリチウム関連合同研究会を共催し、本領域の研究者だけでなく、トリチウム生物影響など、日本のトリチウム関連の研究者との連携を深めた。
- (3) 第9回トリチウム科学技術国際会議(10月24-29日(於:奈良新公会堂))を核融合研と共催した。
- (4) トリチウム科学技術国際会議やプラズマ壁相互作用国際会議等、本領域に深く関わる国際会議等で招待講演をうけるなど、領域の成果の広報を行った。
- (5) 若手育成のため、若手研究発表・交流会を開催した。
- (6) 各班の成果、研究会での議論の状況など、随時ニューズレターとして領域の構成員に配布した。発行数は5年間で28号にのぼり、核融合学会会員に発行を周知すると共に、webに掲載し、広く閲覧できるようにした。

その他、成果報告会を含め7回の公開シンポジウムを開催し、研究班の実験計画および成果発表、知識の共有化、情報の公開をはかった。

特に核融合研と共催したトリチウム科学技術国際会議は、世界各国の参加者から賞賛されただけでなく、本領域から2件招待講演および多数の発表をおこない、領域の活動に高い評価を得た。これらの情報はすべて本領域のホームページ <http://tritium.nifs.ac.jp/> に掲載、常時アップデートしながら、本領域で得られている情報の発信に努めた。また来年度に全体の成果をとりまとめるだけでなく、トリチウムに関する啓蒙書、および教科書の発行を目指して準備を進めている。

若手の育成にも大いに貢献しており、本領域から、12名が、常勤研究者として核融合科学研究所や、大学、日本原子力研究開発機構にて同じような分野で採用されるに至った。

Fuel balance in a reactor
assuming fuelling efficiency of 10% and burning efficiency = 3%

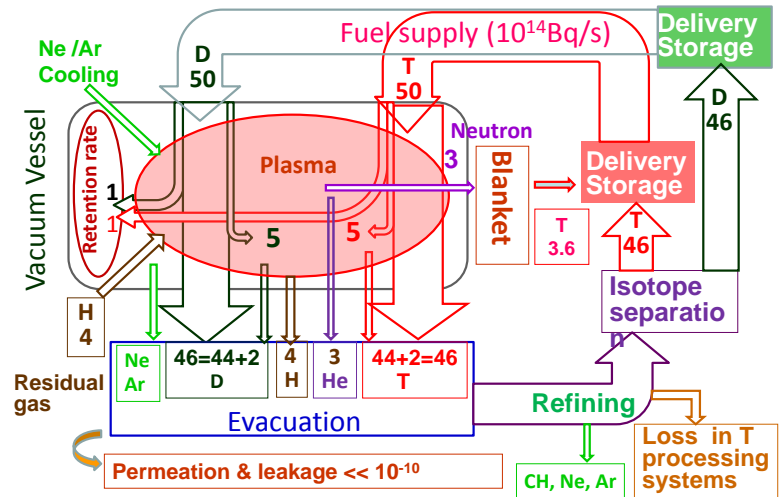


図7-1. 核融合炉における燃料の流れ、燃料供給率10%、燃焼率3%、炉内への蓄積率3%と仮定してある。

(5) 研究成果の取りまとめの状況

年度ごとの研究成果は、年度末の研究成果発表会で詳しく発表し、各班相互の共通理解と共通認識を持てるようにすると共に、それらを取りまとめて、学会のシンポジウムや、各種ワークショップ等で報告してきた。また、報告会で使用した図面等は、すべてホームページに掲載し、データの共有化の徹底をはかるとともに、すべての研究会について、そのとりまとめを、ニューズレターに掲載している。各年度末に領域全体の成果を取りまとめた研究報告書を作成し、関係方面に送付すると共に、ホームページ

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

に掲載し、外部からpdfファイルとして取り込めるようにしてある。

現在、5年間の成果を取りまとめた最終報告書を作成中であり、完成後には関係方面に配布する予定である。また、プラズマ核融合学会誌に、プロジェクトレビューとして、とりまとめたものを発表予定である。すでにその目次、内容の検討が終わり、分担する執筆者が鋭意執筆中で、6月末脱稿、10月号に掲載していただける予定になっている。領域発足当時にも、プロジェクトレビューとして「核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開」(プラズマ核融合学会誌、第85巻No.10(2009) pp.680-739) として、掲載済みであり、今回のレビューはそれを受けたものになる。

欧米では、DOEをはじめ、EUの研究所等からトリチウム安全取り扱いのためのハンドブック、例えば

DOE Hand book, Tritium handling and safety storate, DOE-HDBK-1129-99, March 1999, USDOE や
DOE Handbook, Radiological training for tritium facilities, DOE-HDBK-1105-96, Dec. 1996, USDOE

が刊行されており、容易に入手できる。ただしそれらは、微量のトリチウム取り扱い、特にトレーサーとしての医学や農学分野での利用を念頭においたもので、核融合炉で取り扱う高濃度のトリチウムの取り扱いを念頭においたものではない。本領域では、まさに高濃度トリチウムを研究ターゲットとしており、その安全取り扱いには、従来のハンドブックでは対応しきれない場合が多々ある。本領域を遂行しているなかで、高濃度トリチウム取り扱いを念頭においたトリチウムハンドブックが、将来必ず必要になるとの共通認識ができ、これを作成することになった。C班を中心にその内容が検討され、今年度中に、研究成果とりまとめの一環として、出版する予定である。

水素同位体としてのトリチウムに関しては、いくつかの教科書が出版されている。(たとえば、P. Clark Souers,著 “Hydrogen Proerties for Fusion Energy”, University of California Press, 1986.など)しかし、これらはいずれも、基本的な水素の性質を述べたもので、実際にD-T核融合炉でトリチウムを燃焼させる一方で、トリチウムを増殖(生産)させる燃料トリチウムシステムのためのものではない。

そこで、本研究のとりまとめの一環として、教科書「核融合炉燃料としてのトリチウム」を作成することとした。これによって、領域発足当時の目標である「トリチウム学」の体系化が行えると期待している。現在目次案が作成され、それに従って、執筆者を決め、執筆中である。

研究成果のところでも述べたが、本領域の研究成果は、世界的に見ても高く評価される様になっており、関連する分野の国際会議(たとえばトリチウム科学国際会議、核融合炉材料国際会議、核融合炉工学国際会議、プラズマ壁相互作用国際会議等)において、総計22件の招待講演、レビュー講演等として招待されており、各班でとりまとめられた成果が報告されている。

(6) 研究成果公表の状況(要改訂)

(6-1) 主な論文等の一覧

成果発表は国内学会発表747件、国際会議発表658件、査読つき発表論文448編 総説/解説41編、特許3件に上る。年度毎の各研究班の発表数を下記の表にまとめ、主要論文に限りそのリストを添付した。

学会発表、論文発表、取得特許等の状況

班名	年度	学会発表 (国内)		学会発表 (海外)		発表論文 (査読有) (一部のみ下記 リストに記載)	発表論文 (査読無)	総説/解説 書籍等	特許等
			招待講演		招待講演				
A01	19年	51	1	30	1	42	0		
	20年	77	2	53	4	29	4	2	
	21年	51	1	23	3	40	0	1	
	22年	84	2	57	2	28	2	2(書籍1)	
	23年	54	2	38	4	48		1	
A02	19年	28		13		34	2	2(書籍2)	
	20年	54		48		18	5	3	
	21年	39		55	4	47	5	2(書籍1)	
	22年	43	1	61	2	37	2	6(書籍3)	
	23年	31		45	4	41	0	2(書籍2)	
B01	19年	23		21		10	4		
	20年	40		34	1	21	10	3	
	21年	43		29		20	2	4	
	22年	24		23		14	3	2(書籍1)	
	23年	34		21		22	3		
B02	19年	6		2		3	0		
	20年	11		5		8	0		
	21年	9		13		6	0	1	1(プレス)
	22年	4		9		2	0		
	23年	6		1		5			
C01	19年	11		19	1	1	0		
	20年	16		7		20	1	1	
	21年	13		18		13	0	3	
	22年	12		18		9	0	1	
	23年	13		6	1	18			
C02	19年	10		7		0	0		
	20年	27		15		10	10	3	1(特許)
	21年	31		35		14	0	3(書籍1)	1(特許)
	22年	25		32		8	0		
	23年	32		26	1	34	0	0	0
総括 班	19年	0		0		0	0		
	20年	3		5	1	1	2	1	
	21年	3		3	2	2	0	1	
	22年	2		1	1	3	0	0	
	23年		2		3	6			
小計		740	7	636	22	448	52	41(総説31)	3(特許2)

公表論文(査読付き論文のみに限る)および解説・総説等・特許一覧

ここでは査読付きの主要論文に限り、計画研究の班毎に、まとめて記入した。

6-1-1 A01班

1. K. Masaki*, T. Tanabe, (他8名), Hydrogen Retention and Carbon Deposition in Plasma Facing Wall and Shadowed Area of JT-60U, Nuclear Fusion **47** (2007) 1577-1582 (被引用回数10)
2. S. Kajita* S. Takamura, N. Ohno, (他3名), Sub-ms Laser Pulse Irradiation on Tungsten Target Damaged by Exposure to Helium Plasma, Nuclear Fusion **47** (2007) 1358-1366 (被引用回数30)
3. T. Nakano*, (他7名), Volume recombination of C⁴⁺ in detached divertor plasmas of JT-60U, Nucl. Fusion **47** (2007) 1458-1467 (被引用回数8)
4. S. Nagata, (他6名), Hydrogen incorporation and gasochromic coloration of tungsten oxide films, Journal of Alloys and Compounds **446** (2007) 558-561 (被引用回数9)
5. N. Enomoto*, S. Muto, T. Tanabe, (他2名), Grazing-incidence electron microscopy of surface blisters in single- and polycrystalline tungsten formed by H⁺, D⁺ and He⁺ irradiation, J. Nucl.Mater. **385** (2008) 606-614 (被引用回数9)
6. T. Nakano*, H. Kubo, N. Asakura, K. Shimizu, H. Kawashima, S. Higashijima, Radiation process of carbon ions in JT-60U detached divertor plasmas, J. Nucl. Mater. **390-391**, 255-258 (2009) (被引用回数4)
7. S. Kajita*, S. Takamura, N. Ohno, Prompt ignition of a unipolar arc on helium irradiated tungsten, Nuclear Fusion **49** (2009) 032002(4pp) (被引用回数14)
8. M. Fukumoto*, H. Kashiwagi, Y. Ohtsuka, Y. Ueda, I. Takagi, (他6名), Deuterium trapping in tungsten damaged by high-energy hydrogen ion irradiation, Journal of Nuclear Materials **390-391** (2009) 572-575 (被引用回数14)
9. Y. Ueda*, (他6名), Simultaneous irradiation effects of hydrogen and helium ions on tungsten, Journal of Nuclear Material **386-388** (2009) 725-728 (被引用回数17)
10. M. Yoshida*, T. Tanabe, Y. Nobuta, T. Hayashi, K. Masaki and M. Sato, Hydrogen isotope retention in the outboard first wall tiles of JT-60U, Journal of Nuclear Materials **390-391** (2009) 635-638 (被引用回数7)
11. T. Nakano*, N. Asakura, H. Kubo, J. Yanagibayashi, Y. Ueda, Tungsten Accumulation in H-Mode Plasmas of JT-60U, Nuclear Fusion **49** (2009) 115024 (被引用回数10)
12. T. Nakano*, (他5名), Radiation process of carbon ions in JT-60U detached divertor plasmas, Journal of Nuclear Materials **390-391** (2009) 255-258 (被引用回数4)
13. Shin Kajita*, Wataru Sakaguchi, Noriyasu Ohno, (他2名), Formation process of tungsten nanostructure by the exposure to helium plasma under fusion relevant plasma conditions, Nucl. Fusion **49** (2009) 095005 (6pp) (被引用回数27)
14. Y. Ueda*, T. Nakano, T. Tanabe, (他10名), Localized tungsten deposition in divertor region in JT-60U, Nuclear Fusion **49** (2009) 65027 (被引用回数8)
15. S. Nagata*, (他5名), Ion irradiation effects on the optical properties of tungsten oxide films, Nuclear Instruments & Methods **B268** (19) (2010) 3151-3154 (被引用回数0)
16. S. Kajita*, N. Ohno, (他3名), Self-Affine Fractality of Bifurcating Arc Trail in Magnetized Plasma, Journal of the Physical Society of Japan **79**(5) (2010) 054501 (7pp) (被引用回数3)
17. K. Sugiyama*, Y. Sakawa, T. Tanabe, D. Watanabe, T. Shibahara, K. Masaki, Removal of the deposition on JT-60 tile by nano-sec pulsed-laser irradiation, J. Nucl.Mater **405** (2010) 70-73 (被引用回数0)
18. I. Takagi*, (他6名), Deuterium recombination coefficients on tungsten exposed to RF plasma, Journal of Nuclear Materials **417** (2011) 564-567 (被引用回数1)
19. M. Yoshida*, T. Tanabe, T. Hayashi, H. Nakano, K. Masaki and K. Itami, Construction of fuel retention model for full carbon devices, Physica Scripta **T145** (2011) 014023 (5pp) (被引用回数0)
20. Y. Yamauchi, Y. Kimura, Y. Kosaka, Y. Nobuta, T. Hino, K. Nishimura and Y. Ueda, Hydrogen isotope retention and desorption for tungsten during glow discharges, Fusion Science and Technology **60** (2011) 1475-1478 (被引用回数0)
21. M. Fukumoto*, T. Nakano, K. Itami, T. Wada, Y. Ueda, T. Tanabe, Effects of carbon impurity on deuterium retention in VPS-tungsten coatings exposed to JT-60U divertor plasmas, Journal of Nuclear Materials **415**, (2011) S705-S708 (被引用回数0)
22. H Y Peng, H T Lee, Y Ohtsuka and Y Ueda*, Ion-driven permeation of deuterium in tungsten by deuterium and carbon-mixed ion irradiation, Physica Scripta **T145** (2011) 014046 (4pp) (被引用回数0)
23. H.T. Lee*, H. Tanaka, Y. Ohtsuka, Y. Ueda, Ion-driven permeation of deuterium through tungsten under simultaneous helium and deuterium irradiation, Journal of Nuclear Materials **415** (2011) S696-S700 (被引用回数4)

6-1-2 A02班

1. K. Ohya*, 他3名, Modeling of asymmetric redeposition distribution between inner and outer regions of the W-shaped divertor in JT-60U, J. Nucl. Mater. **363-365** (2007) 78-85. (被引用回数 8)
2. H. Nakamura*, 他1名, Molecular dynamics simulation of sputtering process of hydrogen and graphene sheets, Mol. Simulation **33** (2007) 121-126. (被引用回数 5)
3. K. Shimizu*, H. Kawashima, 他2名, A new fast velocity-diffusion modeling for impurity transport in integrated edge plasma simulation, J. Nucl. Mater. **363-365** (2007) 426. (被引用回数 7)
4. K. Hoshino*, A. Hatayama, H. Kawashima, 他3名, Numerical analysis of the SOL/divertor plasma flow with the effects of drifts, J. Nucl. Mater. **363-365** (2007) 539-543. (被引用回数 5)
5. K. Ohya*, 他3名, Dynamic simulation of secondary electron emission and charging up of an insulating material, Surf. Coat. Technol. **202** (2008) 5310-5313. (被引用回数 9)
6. D. Tskhakaya*, Y. Tomita, 他3名, Self-Consistent Simulations of the Plasma-Wall Transition Layer, Contrib. Plasma Phys. **48** (2008) 121-125. (被引用回数 9)
7. Ito*, H. Nakamura, Molecular Dynamics Simulation of Bombardment of Hydrogen Atoms on Graphite Surface, Commun. Comput. Phys. **4** (2008) 592-610. (被引用回数 19)
8. K. Shimizu*, 他2名, Extension of IMPMC Code Toward Time Evolution Simulation, Contrib. Plasma Phys. **48** (2008) 270-274. (被引用回数 5)
9. Hatayama*, Progress in modeling and numerical simulation of negative hydrogen ion source (invited), Rev. Sci. Instr. **79** (2008) 02B901 (7pp). (被引用回数 18)
10. K. Ohya*, H. Nakamura, 他3名, Simulation of hydrocarbon reflection from carbon and tungsten surfaces and its impact on codeposition patterns on plasma facing components, J. Nucl. Mater. **390-391** (2009) 72-75. (被引用回数 12)
11. K. Ohya*, A. Kirschner, Modelling of erosion and deposition by the Monte Carlo codes EDDY and ERO, Phys. Scr. T138 (2009) 014011 (7pp). (被引用回数 6)
12. T. Ono*, T. Kenmotsu, 他2名, Calculation of deuterium retention, re-emission and reflection from a tungsten material under D^+ ions irradiation with ACAT-DIFFUSE code, J. Nucl. Mater. **390-391** (2009) 713-716. (被引用回数 3)
13. Ito*, H. Nakamura, 他3名, Molecular dynamics simulation of hydrogen atom sputtering on the surface of graphite with defect and edge, J. Nucl. Mater. **390-391** (2009) 183-187. (被引用回数 11)
14. K. Shimizu*, K. Ohya, 他5名, Kinetic modeling of impurity transport in detached plasma for integrated divertor simulation with SONIC (SOLDOR/NEUT2D/IMPMC/EDDY), Nucl. Fusion **49**(2009)065028 (9pp). (被引用回数 10)
15. M. Toma*, A. Hatayama, K. Ohya, 他3名, Coupled IMPGYRO-EDDY simulation of tungsten impurity transport in tokamak geometry, J. Nucl. Mater. **390-391** (2009) 207-210. (被引用回数 3)
16. K. Ohya, H. Nakamura, 他6名, Molecular dynamics and dynamic Monte Carlo studies of mixed materials and their impact on plasma wall interactions, Fusion Eng. Des. **85** (2010) 1167-1172. (被引用回数 1)
17. Y. Tomita*, 他3名, Acceleration and Redeposition of a Dust Particle in SOL/Divertor Plasma of HL-2A Tokamak, Contrib. Plasma Phys. **50** (2010) 426-431. (被引用回数 1)
18. Yu. Tolstikhina*, D. Kato, Resonance charge exchange between excited states in slow proton-hydrogen collisions, Phys. Rev. A **82** (2010) 032707 (6pp). (被引用回数 0)
19. V.P. Shevelko*, D. Kato, 他2名, The energy-deposition model: electron loss of heavy ions in collisions with neutral atoms at low and intermediate energies, J. Phys. B **43** (2010) 215202 (9pp). (被引用回数 6)
20. T. Takizuka*, K. Shimizu, 他2名, Modelling of Ion Kinetic Effects for SOL Flow Formation, Contrib. Plasma Phys **50** (2010) 267-272. (被引用回数 3)
21. K. Ohya*, Progress in modeling erosion and redeposition on plasma facing materials (review), J. Nucl. Mater. **415** (2011) S10-S18. 被引用回数 0)
22. S. Saito*, T. Kenmotsu, H. Nakamura, 他2名, Hybrid simulation between molecular dynamics and binary collision approximation codes for hydrogen injection into carbon materials, J. Nucl. Mater. **415** (2011) S208-211. (被引用回数 1)
23. D. Kato*, 他2名, Formation of vacancy clusters in tungsten crystals under hydrogen-rich condition, J. Nucl. Mater. **417** (2011) 1115-1118. (被引用回数 1)
24. K. Hoshino*, K. Shimizu, A. Hatayama, 他3名, Inward pinch of high-Z impurity in a rotating tokamak plasma: effects of atomic processes, radial electric field and Coulomb collisions, Nucl. Fusion **51** (2011) 083027 (6pp). (被引用回数 2)

6-1-3 B01班

1. S. Fukada*, M. Kinoshita, Y. Maeda, T. Muroga, Verification to recover tritium in neutron-irradiated Li by Y plate, *Fusion Engineering and Design*, **82** (2007) 2152-2157. (被引用回数10)
2. S. Fukada*, M. F. Simpson, R. A. Anderl, et al., Reaction rate of beryllium with fluorine ion for Flibe redox control, *Journal of Nuclear Materials*, **367-370** (2007) 1190-1196. (被引用回数5)
3. T. Kinjyo, M. Nishikawa, M. Enoeda, Chemical form of released tritium from solid breeder materials under the various purge gas conditions, *Journal of Nuclear Materials*, **367-370** (2007) 1361-1365. (被引用回数11)
4. S. Fukada*, K. Katayama, T. Terai, A. Sagara, Recovery of tritium from Flibe blanket in fusion reactor, *Fusion Science and Technology*, **52** (2007) 677-681. (被引用回数5)
5. K. Suematsu, M. Nishikawa*, S. Fukada, Estimation of tritium release behavior from solid breeder materials under the condition of ITER test blanket module, *Fusion Science and Technology*, **54** (2007) 561-564. (被引用回数4)
6. 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** (2008) 580-587. (被引用回数12)
7. S. Fukada*, Y. Maeda, Y. Edao, Experiment of recovery of tritium from Li by Y and design of tritium trap, *Fusion Science and Technology*, **54** (2008) 117-121. (被引用回数 4)
8. S. Fukada*, Y. Edao, Y. Maeda, T. Norimatsu, Tritium recovery system for Li-Pb of Inertial Fusion Reactor, *Fusion Engineering Design*, **83** (2008) 747-751. (被引用回数8)
9. Y. Kawamura*, T. Arita, K. Isobe, T. Yamanishi, Enhancement of pumping performance of electrochemical hydrogen pump by modified electrode, *Fusion Engineering Design*, **83** (2008) 625-633. (被引用回数2)
10. Y. Edao, S. Fukada*, H. Noguchi, Tritium release from neutron-irradiated Flibe purged out by Ar-H₂ or Ar at elevated temperature, **55** (2009) 145-151. (被引用回数2)
11. 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** (2010) 53-57. (被引用回数2)
12. D. Masuyama, T. Oda, S. Fukada*, S. Tanaka, Chemical state and diffusion behavior of hydrogen isotopes in liquid lithium-lead, *Chemical Physics Letters*, **483** (2009) 214-218. (被引用回数2)
13. Y. Edao, S. Fukada*, H. Noguchi, Y. Maeda, K. Katayama, Isotope effects of hydrogen isotope absorption and diffusion in $\text{Li}_{0.17}\text{Pb}_{0.83}$ eutectic alloy, *Fusion Science and Technology*, **56** (2009) 831-835. (被引用回数5)
14. S. Fukada*, M. Terashita, Behavior of desorption of hydrogen, helium and impurities from cryosorption pump, *Fusion Science and Technology*, **57** (2010) 112-119. (被引用回数1)
15. Y. Kawamura*, Y. Iwai, T. Hayashi, T. Yamanishi, K. Munakata, Adsorption capacity of tritium on mordenite at low temperature, *Fusion Science and Technology*, **56** (2009) 168-172. (被引用回数2)
16. S. Fukada*, M. Terashita, Behavior of separative desorption of hydrogen, helium and methane from cryosorption pump, *Fusion Science and Technology*, **57** (2010) 112-119. (被引用回数3)
17. T. Hanada, S. Fukada*, M. Nishikawa, K. Suematsu, N. Yamashita, T. Kanazawa, Effect of surface water on tritium release behavior from Li_4SiO_4 , *Fusion Engineering and Design*, **85** (2010) 998-1001. (被引用回数3)
18. S. Fukada*, Y. Edao, A. Sagara, Effects of simultaneous transfer of heat and tritium through Li-Pb or Flibe blanket, *Fusion Engineering and Design*, **85** (2010) 1314-1319. (被引用回数0)
19. Y. Edao, H. Noguchi, S. Fukada*, Isotopic exchange between hydrogen and deuterium in the process of permeating through $\text{Li}_{0.17}\text{Pb}_{0.83}$, *Fusion Engineering and Design*, **85** (2010) 1225-1228. (被引用回数0)
20. Y. Kawamura, K. Isobe, T. Yamanishi, Exchange reaction of hydrogen isotopes on proton conductor ceramic of hydrogen pump for blanket tritium recovery, *Journal of Plasma and Fusion Research Series*, **9** (2010) 358-362. (被引用回数1)
21. S. Fukada, Y. Edao, Unresolved issues on tritium mass transfer in Li-Pb liquid blankets, *Journal of Nuclear Materials*, **417** (2011) 727-730. (被引用回数0)
22. K. Katayama*, S. Fukada, M. Nishikawa, Demonstration of tritium extraction from tritiated methane in helium by utilizing plasma decomposition, *Fusion Science and Technology*, **60** (2011) 1379-1382. (被引用回数1)
23. Y. Kawamura*, T. Yamanishi, Tritium recovery from blanket sweep gas via ceramic proton conductor membrane, *Fusion Engineering and Design*, **86** (2011) 2160-2163. (被引用回数0)

6-1-4 B02班

1. T.Chikada*, A. Suzuki, T. Terai, 他 3 名, Basic study on self-healing of Er_2O_3 coating for vanadium-lithium blanket system, Fusion Engineering and Design, **82**(2007)2572-2577 (被引用回数 9)
2. T. Tanaka*, A. Suzuki, 他 6 名, Electrical insulating property of ceramic coating materials in radiation and high-temperature environment, Journal of Nuclear Materials, **367-370**(2007)1155-1159 (被引用回数 5)
3. T. Hoshino*, A. Suzuki, T. Terai, 他 4 名, Non-stoichiometry and vaporization characteristic of $\text{Li}_{2.1}\text{TiO}_{3.05}$ in hydrogen atmosphere, Fusion Engineering and Design, **82**(2007)2269-2273 (被引用回数 6)
4. T. Chikada*, A. Suzuki, T. Terai, 他 5 名, Thermal Influence on Erbium Oxide Coating for Tritium Permeation Barrier, Fusion Science and Technology, **56**(2009)314-317 (被引用回数 7)
5. M. Nagura*, A. Suzuki, T. Terai, 他 1 名, Effect of Oxygen on Corrosion of Erbium Oxide in Lithium, Fusion Science and Technology, **56**(2009)841-845 (被引用回数 2)
6. M. Nagura*, A. Suzuki, T. Terai, 他 1 名, LiErO_2 formation on Er_2O_3 in static and natural convection lithium, Fusion Engineering and Design, **84**(2009)1384-1387 (被引用回数 4)
7. J. Yagi*, A. Suzuki, T. Terai, 他 2 名, In-situ observation of hydrogen hot trapping from molten lithium with yttrium, Fusion Science and Technology, **84**(2009)1993-1996 (被引用回数 4)
8. T. Chikada*, A. Suzuki, T. Terai, 他 4 名, Deuterium Permeation Behavior of Erbium Oxide Coating on Austenitic, Ferritic, and Ferritic/Martensitic Steels, Fusion Engineering and Design, **84**(2009) 590-592 (被引用回数 10)
9. Z. Yao*, A. Suzuki, T. Tanaka, T. Terai, 他 3 名, Hydrogen Permeation through Steel Coated with Erbium Oxide by Sol-gel Method, Journal of Nuclear Materials, **386-388**(2009)700-702 (被引用回数 9)
10. T. Hoshino*, A. Suzuki, T. Terai, 他 4 名, Crystal Structure of Advanced Lithium Titanate with Lithium Oxide Additives, Journal of Nuclear Materials, **386-388**(2009)1098-1101 (被引用回数 3)
11. T. Hoshino*, T. Terai, 他 6 名, New synthesis method of advanced lithium titanate with Li_4TiO_4 additives for ITER-TBM, Fusion Engineering and Design, **84**(2009)956-959 (被引用回数 4)
12. J. Yagi*, A. Suzuki, T. Terai, 他 2 名, In-situ observation of hydrogen hot trapping from molten lithium with yttrium, Fusion Engineering and Design, **84**(2009)1993-1996 (被引用回数 4)
13. T. Chikada*, A. Suzuki, T. Terai, 他 4 名, Deuterium Permeation Behavior of Erbium Oxide Coating on Austenitic, Ferritic, and Ferritic/Martensitic Steels, Fusion Engineering and Design, **84**(2009) 590-592 (被引用回数 10)
14. T. Chikada*, A. Suzuki, T. Terai, 他 5 名, Thermal Influence on Erbium Oxide Coating for Tritium Permeation Barrier, Fusion Science and Technology, **56**(2009)309-313 (被引用回数 7)
15. M. Nagura*, A. Suzuki, T. Terai, 他 1 名, LiErO_2 formation on Er_2O_3 in static and natural convection lithium, Fusion Engineering and Design, **84**(2009)1384-1387 (被引用回数 4)
16. M. Nagura*, A. Suzuki, T. Terai, 他 1 名, Effect of Oxygen on Corrosion of Erbium Oxide in Lithium, Fusion Science and Technology, **56**(2009)841-845 (被引用回数 2)
17. T. Chikada*, A. Suzuki, T. Tanaka, T. Terai, 他 1 名, Microstructure control and deuterium permeability of erbium oxide coating on ferritic/martensitic steels by metal-organic decomposition method, Fusion Engineering and Design, **85**(2010)1537-1541 (被引用回数 4)
18. T. Chikada*, A. Suzuki, T. Terai, 他 3 名, Microstructure Change and Deuterium Permeation Behavior of Erbium Oxide Coating, Journal of Nuclear Materials, **417**(2011)1241-1244 (被引用回数 3)
19. T. Chikada*, A. Suzuki, T. Terai, 他 2 名, Surface behaviour in deuterium permeation through erbium oxide coatings, Nuclear Fusion, **51**(2011) (被引用回数 1)

6-1-5 C01班

1. K. Isobe*, H. Nakamura, T. Hayashi, 他3名, Observation of tritium distribution in iron oxide with tritium micro autoradiography, *Fusion Sci. Tech.*, **54**(2008) 533-536, (被引用回数2).
2. T. Sugiyama*, M. Tanaka, K. Munakata, 他5名, Development of an improved LPCE column for the TLK facility with the help of the channeling stage model, *Fusion Eng. and Design*, **83**(2008) 1442-1446 (被引用回数3).
3. Y. Iwai*, T. Yamanishi, Influence of framework silica-to-alumina ratio on the tritiated water adsorption and desorption characteristics of NaX and NaY Zeolites, *J. Nucl. Sci. and Technol.*, **45**(2008) 532-540 (被引用回数4).
4. T. Yamanishi*, Y. Iwai, Dynamic behavior of chemical exchange column in a water detritiation system for a fusion reactor, *Fusion Sci. and Technol.*, **54**(2008) 454-457, (被引用回数1).
5. Y. Iwai*, A. Hiroki, T. Yagi, 他2名, Experimental durability studies of electrolysis cell materials for a water detritiation system, *Fusion Eng. And Design*, **83**(2008) 1410-1413 (被引用回数2).
6. Y. Iwai*, T. Yamanishi, Isotopic distribution coefficient of tritiated water adsorbed on faujasite-type zeolite, *Fusion Sci. Tech.*, **56**(2009) 158-162, (被引用回数0) .
7. T. Sugiyama*, M. Tanaka, Y. Asakura,他6名, Performance tests of tritium separation by LPCE column at TLK facility, *Fusion Sci. Tech.*, **56**(2009) 861-866 (被引用回数1) .
8. Y. Iwai*, T. Yamanishi, Thermal stability of ion-exchange Nafion N117CS membranes, *Polymer Degradation and stability*, **94**(2009) 679-687 (被引用回数11).
9. Y. Iwai*, N. Oka, T. Yamanishi, Influence of framework silica-to-alumina ratio on the water adsorption and desorption characteristics of MHI-CaX/CaY zeolite, *J. Physic and Chemistry of Solids*, **70**(2009) 881-888, (被引用回数2).
10. Y. Iwai*, A. Hiroki, T. Yamanishi, 他2名, Radiation deterioration of ion-exchange Nafion N117CS membrane, *Radiation Physics and Chemistry*, **83**(2010) 46-51, (被引用回数2).
11. Y. Iwai*, K. Sato, A. Hiroki, 他3名, Recent R&D results on polymeric materials for a SPE-type high-level tritiated water electrolyzer system, *Fusion Eng. And Design*, **85**(2010)1421-1425, (被引用回数1)
12. M. Hara*, Y. Togashi, Permeation of tritiated water through polypropylene, *Annual Rep. Hydrogen Isotope Research Center, Toyama University*, **29, 30**(2010) 61-64 (被引用回数0).
13. T. Sugiyama*, N. Miyahara, M. Tanaka, 他2名, A simulation model for transient response of a gas separation module using a hollow fiber membrane, *Fusion Eng. And Design*, **86**(2011) 2743-2746, (被引用回数0).
14. T. Yamanishi*, T. Hayashi, Y. Iwai, 他4名, Recent activities of R&D on effects of tritium water on confinement materials and tritiated water processing, *Fusion Eng. And Design*, **86**(2011) 2164-2167, (被引用回数0).
15. M. Oyaidzu*, K. Isobe, T. Hayashi, T. Yamanishi, Effect of Tritiated Water on Corrosion Behavior of SUS304, *Fusion Science and Technology*, **60**(2011) 1515-1518 (被引用回数1)
16. Y. Togashi, M. Hara, Water vapor permeability of polypropylene, *Fusion Science and Technology*, **60**(2011) 1471-1474 (被引用回数0) .
17. K. Isobe*, T. Yamanishi, Development of High Efficiency Electrode for Highly Tritiated Water Processing, *Fusion Science and Technology*, **60**(2011) 1387-1390 (被引用回数0) .
18. T. Sugiyama*, E. Suzuki, M. Tanaka, I. Yamamoto, Hydrogen-Tritium Isotope Separation by CECE Process with a Randomly Packed LPCE Column, *Fusion Science and Technology*, **60**(2011)1323-1326, (被引用回数0) .
19. T. Hayashi*, H. Nakamura, K. Isobe, 他5名, Hydrogenisotope behavior transferred through water metal boundary, *Fusion Science and Technology*, **60**(2011) 369-372, (被引用回数0).
20. Y. Iwai*, K. Sato, T. Yamanishi, Development of Pt/ASDBC catalyst for room temperature recombiner of atmosphere detritiation system, *Fusion Engineering and Design*, **86**(2011) 2164-2167, (被引用回数0) .
21. Y. Iwai*, K. Sato, J. Taniuchi, 他6名, Room-temperature reactor packed with hydrophobic catalysts for the oxidation of hydrogen isotopes released in a nuclear facility, *J. Nuclear Sci. and Technol.*, **48**(2011)1184-1192 (被引用回数1).

6-1-6 C02班

1. Y. Hatano*, A. Busnyuk, V. Alimov 他 3 名, Influence of oxygen on permeation of hydrogen isotopes through group 5 metals, Fusion Sci. & Technol. **54**(2008)pp. 526-529, (被引用回数 2)
2. S. Naoe*, Y. Torikai, 他 4 名, Transport of tritium in SS316 at moderate temperatures, Fusion Sci. & Technol. **54**(2008)pp. 515-518, (被引用回数 6)
3. Y. Asakura*, M. Tanaka, Y. Oya 他 4 名, Application of membrane dehumidifier for gaseous tritium recovery in LHD, Fusion Sci. & Technol. **54**(2008)pp. 75-78, (被引用回数 1)
4. T. Luo*, T. Oda, Y. Oya, S. Tanaka, Existence states of deuterium irradiated into LiAlO₂, J. Nucl. Mater. **372**(2008)pp. 53- 58, (被引用回数 5)
5. T. Oda*, S. Tanaka Modeling of Li diffusivity in Li₂O by molecular dynamics simulation, J. Nucl. Mater. **386-388**(2009)pp. 1087-1090, (被引用回数 5)
6. Y. Oya*, Y. Inagaki, S. Suzuki 他 8 名, Behavior of hydrogen isotope retention in carbon implanted tungsten, J. Nucl. Mater. **390-391**(2009)pp. 622-625, (被引用回数 7)
7. 波多野雄治*, 鳥養祐二, 大矢恭久, 小田卓司, 田中 知, 中村博文, 朝倉大和, 大内浩子, 大塚哲平, 小林和容, 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」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**(2009)pp.726-735, (被引用回数 0)
8. Y. Asakura*, M. Tanaka, Y. Oya 他 5 名, Design of gaseous tritium recovery system applying commercially available membrane type dehumidifier, J. Nucl. Sci. Technol. **46**(2009)pp.641-647, (被引用回数 2)
9. D. Masuyama*, T. Oda, S. Fukada, S. Tanaka, Chemical state and diffusion behavior of hydrogen isotopes in liquid lithium-lead, Chemical Physics Letters, **483**(2009)pp. 214-218, (被引用回数 2)
10. H. Tsuchihira*, T. Oda, S. Tanaka, Derivation of potential model for LiAlO₂ by simple and effective optimization of model parameters, J. Nucl. Mater. **395**(2009),pp. 112-119, (被引用回数 3)
11. Y. Oya*, S. Suzuki, W. Wang 他 6 名, Correlation between deuterium retention and microstructure change for tungsten under triple ion implantation, Phys. Scr. **T138**(2009)14051, (被引用回数 2)
12. 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, **85**(2010) pp. 1090-1093, (被引用回数 1)
13. M. Shimada*, Y. Hatano, T. Oda, Y. Oya 他 6 名, First result of deuterium retention in neutron-irradiated tungsten exposed to high flux plasma in TPE, J. Nucl. Mater. **415**(2011),pp. S667-S671, (被引用回数 3)
14. K. Zhang*, Y. Hatano, Sealing of pores in sol-gel-derived tritium permeation barrier coating by electrochemical technique, J. Nucl. Mater. **417**(2011),pp. 1229-1232, (被引用回数 1)
15. H. Nakamura*, M. Nakamichi, H. Tanigawa, T. Yamanishi, Effect of welding and coating on deuterium permeation through F82H, J. Nucl. Mater. **417**(2011)pp. 1150-1153, (被引用回数 0)
16. Y. Hatano*, K. Zhang, K. Hashizume, Fabrication of ZrO₂ coatings on ferritic steel by wet-chemical methods as a tritium permeation barrier, Phys. Scr. **T145**(2011)014044, (被引用回数 0)
17. Y. Oya*, M. Shimada, T. Oda, Y. Hatano 他 3 名, Comparison of deuterium retention for ion-irradiated and neutron-irradiated tungsten, Phys. Scr. **T145**(2011)014050, (被引用回数 1)
18. M. Shimada*, G. Cao, Y. Hatano, T. Oda, Y. Oya 他 2 名, The deuterium depth profile in neutron-irradiated tungsten exposed to plasma, Phys. Scr. **T145**(2011)014051, (被引用回数 1)
19. H. Nakamura*, T. Yamanishi, Possibility of metal coatings on F82H as the tritium permeation reduction barrier, Fusion Sci. & Technol. **60**(2011)pp. 1527-1530, (被引用回数 0)
20. T. Oda*, M. Shimada, Y. Oya, Y. Hatano 他 5 名, Development of monte carlo simulation code to model behavior of hydrogen isotopes loaded into tungsten containing vacancies, **60**(2011)pp. 1455-1458, (被引用回数 2)
21. Y. Ozeki, Y. Hatano*, H. Taniguchi, M. Matsuyama, Influence of Chromium oxide layer on surface tritium contamination of type 316 stainless steel, Fusion Sci. & Technol. **60**(2011)pp.1499-1502, (被引用回数 2)

6-1-7 総括班

1. C.H. Skinner*, V. Kh. Alimov, T. Tanabe 他 10 名, Recent advances on hydrogen retention in ITER's Plasma-facing materials: Beryllium, Carbon and Tungsten, Fusion Sci. & Technol. **54**(2008)pp. 891- 945, (被引用回数 29)
2. T. Tanabe*, Tritium management in a fusion reactor - safety, handling and economical issues -, Proc.2nd ITER International Summer School: Confinement, Ed. S. -I. Itoh, Amer. Inst. Phys. (2009)pp. 112- 126, (被引用回数 2)
3. T. Tanabe*, K. Masaki, K. Sugiyama, Overview of recent erosion-deposition and hydrogen retention studies in JT-60U, Physica Scripta, **T138**(2009)14006, (被引用回数 1)
4. M. Nishikawa*, Study on Tritium Balance in a D-T Fusion Reactor, Fusion Sci. & Technol. **57**(2009)pp.120-128, (被引用回数 4)
5. 田辺哲朗*, 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」領域設置の目的と進め方, プラズマ核融合学会誌, **85**(2009)pp.680-683, (被引用回数 0)
6. M. Nishikawa*, T. Tanabe, Study on the fuel balance of a DT reactor, Fusion Eng.& Design, **57**(2010)pp.120-128, (被引用回数 1)
7. T. Tanabe*, Tritium issues in plasma wall interactions, Plasma Interactions in Controlled Fusion Devices, Proc. 3rd ITER International Summer School, **85**(2010)987-991, (被引用回数 0)
8. M. Nishikawa*, Tritium balance in a D-T fusion reactor, Fusion Sci. & Technol. **59**(2010), pp350-362, (被引用回数 0)
9. T. Tanabe*, Tritium Handling Issues in Fusion Reactor Materials, J. Nucl. Mater. **417**(2011)545-550, (被引用回数 0)
10. M. Nishikawa*, Tritium Breeding Ratio Required to Keep Tritium Balance in a D-T Fusion Reactor, Fusion Sci. & Technol. **60**(2011)1071-1076, (被引用回数 0 回)
11. T. Tanabe*, 他 9 名, Review of retention of hydrogen isotopes (H, D, T) and carbon erosion/deposition in JT-60U, Atomic and Plasma-Material Interaction Data for Fusion, **15**(2011) 101-123, (被引用回数 0)
12. H. Matsuura*, M. Nishikawa, 他 6 名, Performance of high-temperature gas-cooled reactor as a tritium production device for fusion reactors, Nucl. Eng. & Design, **243**(2012)pp.95-101, (被引用回数 0)

(6-2) ホームページについて

総括班事業として、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、最新の研究成果報告資料については「プロジェクト資料」として、議事録と共に、公開可能な報告資料はすべて公開している。年度毎に、全領域の成果をとりまとめ報告書を作成し、関係者に配布しているが、これもホームページに掲載し、pdfファイルで取り出せるようにしてある。また次節で報告するニュースレターは、すべてホームページ上でも公開している。

ニュースレターの発行

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してのコメント、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。またホームページ上で1号から現在号まですべて公開している。

No	発行日	主な内容
1	2019/09/12	1. 新領域発足に当たって(田辺哲朗)、2. 新領域発足を祝って(西川正史)、3. 新領域の名称等、4. 計画研究班紹介、5. 公募研究募集案内、6. カレンダー
2	2019/12/01	1. 巻頭言(田辺哲朗)、2.“トリチウム研究”の意義(田中 知)、3. 計画研究の進め方、4. 今後の活動予定
3	2020/04/24	1. はじめに(田辺哲朗)、2. ワークショップ開催報告(田辺哲朗)、3. 第1回公開シンポ「19年度成果報告会」、4. 第2回公開シンポ「トリチウム研究の新展開」、5. 公募研究採択結果
4	2020/05/14	1. はじめに(田辺哲朗)、2. A01班の研究報告(上田良夫)、3. A02班の研究報告(大宅 薫)、4. B01班の研究報告(深田 智)、5. B02版の研究報告(寺井隆幸)、6. C01班の研究報告(山西敏彦)、7. C02班の研究報告(波多野雄治)、8. シンポ、研究会等の開催実績・各計画研究の成果(各班長)

5	2020/07/31	1. はじめに(上田良夫)、2. 米国トリチウム専門家会議報告(西川正史)、3. 18th PSI国際会議報告(A1&A2班)、4. 9th 国際WS of PSI報告(A1&A2班)、5. A班の今年度の活動研究募集案内
6	2020/06/20	1. ご挨拶とお願い(田辺哲朗)、2. 最近の活動報告、2-1) ITER Summer School、2-2) 原子力学会企画セッション、2-3) 16th ITPA(SOL/DIVERTOR)、3. 今後の予定研究の進め方(各班長)
7	2021/01/06	1. ご挨拶(田辺哲朗)、2. はじめに(深田智)、3. 2008年度B班活動報告会、4. B班研究成果の紹介、5. ブランケット研究の今後の方向性
8	2021/05/15	1. はじめに(田辺哲朗)、2. 評価委員の評価(各評価委員)、3. 各班の成果の概要(各研究班長)、4. 中間評価に向けて(田辺哲朗)、5. 20年度の主要な活動実績、6. 今後の主要な活用予定
9	2021/11/01	1. はじめに(田辺哲朗)、2. 中間評価報告会の感想(西川正史)、3. 中間評価(文科省)結果報告(田辺哲朗)、4. 研究の継続に向けて、5. トリチウム国際会議の案内、他、
10	2021/11/24	1. はじめに(田辺哲朗)2. C班の研究活動の目標と概要(山西敏彦)、3. 2009年度のC班の活動、4. C班の研究紹介、5. C班の今年度の活動
11	2022/04/23	1. 若手交流研究発表会成功裏に開催さる、2. 若手交流研究発表会に参加して(西川正史) 3. 何のための研究か、何を研究して何を見いだそうとしているのか?(田辺哲朗)、4. 若手交流研究会プログラム、5. 発表要旨および質疑、6. 今年度の活動予定
12	2022/05/21	第9回核融合工学国際シンポジウム(ISFNT-9)の報告
13	2022/06/14	1. はじめに(田辺哲朗)、2. 昨年度の研究状況評価(各評価委員)、3. 領域への期待と評価(Dr. M. Glugra)、4. 今後の研究に向けてのお願い(田辺哲朗)、5. 炉内・注入トリチウム総量規制への懸念
14	2022/11/08	1. 「TRITIUM2010」開催報告、2. サテライト会議報告(田辺哲朗)
15	2022/12/08	1. 「TRITIUM2010」開催報告-II
16	2022/12/20	1. プラ核学会 領域シンポジウム開催報告
17	2023/01/20	1年頭言(田中知)、2. ごあいさつ(田辺哲朗)、3. 研究交流発表会
18	2023/02/24	1. はじめに(西川正史)、2. 国際会議「19th PSI」の報告(上田良夫、大宅 薫)
19	2023/04/01	1. はじめに(田辺哲朗)、2. 研究発表・交流会に思うこと(滝塚知典)3. 研究発表・交流会プログラム、4. 発表要旨および質疑
20	2023/05/18	1. はじめに(田辺哲朗)、2. 計画研究のH22年度成果のまとめ、3. 公募研究のH22年度成果のまとめ
21	2023/07/25	1. 巻頭言(西川正史)、2. はじめに(山西敏彦)、3. C班合同研究会(H23年6月)報告概要
22	2023/08/29	1. はじめに(朝倉大和)、2. A02班研究会の目的と成果(大宅 薫)、3. 研究会プログラム
23	2023/12/20	1. ISFNT-10報告(波多野雄治)、2. 添付資料(発表図面)
24	2024/01/20	1. ごあいさつ(田辺哲朗)、2. 若手交流研究会 発表順序、3. 若手交流研究会 講評、4. 発表要旨
25	2024/03/09	1. はじめに(田辺哲朗)、2. 研究会プログラム、3. 発表要旨
26	2024/03/29	1. B班合同研究会報告 はじめに(深田 智)、2. 報告会の概要
27	2024/04/13	1. はじめに(山西 敏彦)、2. 報告会の内容、3. 2011年度の成果の概要
28	2024/04/18	1. 領域終了にあたって(田辺哲朗)、2. 評価委員からのコメント(嶋田道也) 3. 最終年度報告会に参加して(菊池 満)、4. 公開シンポ「23年度成果報告会」開催報告
29	2024/06/18	1. ご報告 領域代表(田辺哲朗)、2. 総括班委員からのコメント(田中知)、3. 総括班委員からのコメント(山本一良)、4. プリンストン大学プラズマ物理研究所訪問(西川正史)、5. Hydrogen Workshop 報告(波多野雄治)、6. 投稿依頼その他

(6-3) 公開発表について

6-3-1 公開シンポジウム等の開催・公開発表状況

下記のように公開シンポジウムや、ワークショップを企画・開催した。公開シンポジウムは成果報告会をかねて開催した。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特別シンポジウムをたびたび開催した。各シンポジウムのまとめ(総括)と概要はニュースレターで、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。

日時	場所	会合タイトル	主な内容、招聘研究者
平成19年 9月7-8日	核融合科学研究所	キックオフミーティング	トリチウム生物影響 各班の研究計画・議論
平成20年 3月14日	九州大学箱崎キャンパス旧工学部6号館	公開ワークショップ「固体中の水素の溶解・拡散・透過および捕獲、放出」	金属中の水素挙動に関する徹底討論
平成20年 3月21-22日	名古屋ルーセントタワー16階会議室	第1回「核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開」	19年度計画研究成果報告会
平成20年 3月28日	大阪大学吹田キャンパス銀杏会館	第2回「核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開」	Dr. M. Glugla ITERトリチウム責任者 柿内秀樹 環境科学技術研
平成20年 4月30日	自然科学研究機構・事務局(東京)会議室	特定領域「核融合トリチウム」研究打合せ	公募研究の研究計画紹介と議論
平成20年 9月2-3日	徳島大学工業会館2階 メモリアルホール	公開ワークショップ「核融合炉におけるトリチウム蓄積・放出挙動のシミュレーションと実験の連携」	本領域、あるいは核融合炉におけるトリチウム研究でのシミュレーション研究にありかたについての討論、Dr. A. Kirshner 招聘
平成20年 9月4日	高知工科大学	原子力学会特別セッション「トリチウムの増殖比から見た核融合炉の経済性」	稀少資源であるトリチウムの増殖についての学会における公開討論

平成20年 12月5日	栃木県総合文化センター	ブラズマ・核融合学会・シンポジウム「核融合炉におけるトリチウムの計量管理」	トリチウムの計量管理についての現状とこれからの研究について
平成21年 3月5-6日	自然科学研究機構・事務局(東京)会議室	第3回公開シンポジウム「核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開」	平成21年度計画研究及び公募研究成果報告会
平成21年 5月30日	東京大学工学部 12号館 会議室	公開ワークショップ「トリチウム透過漏洩量評価と透過防止技術」	トリチウム透過漏洩上防止に関する徹底討論、 Dr. Alimov 招聘
平成21年 8月29-30日	かんぼの宿・浜名湖三ヶ日	第4回公開シンポジウム「核融合炉実現を目指したトリチウム研究の新展開」	中間評価報告会
平成21年 9月1日	核融合科学研究所 研究1棟大会議室	トリチウム合同研究会	LHDにおけるトリチウム安全研究の展望
平成22年 3月5-6日	ホテル時之栖(御殿場)	科研特定領域「核融合トリチウム」若手交流研究発表会	若手研究者の育成を目指した交流、研究発表会
平成22年 5月12-13日	核融合科学研究所 研究1棟大会議室	第5回 公開シンポジウム 科研特定領域「核融合トリチウム」研究成果/計画報告会	計画研究および公募研究の成果発表および今後の研究計画について議論
平成22年 5月24-29日	米国 サンディエゴ	第19回ブラズマ壁相互作用国際会議(PSI 2010)	国際プログラム委員として、プログラム立案、招待講演2件を含め領域から多数参加成果報告
平成22年 5月31日-6月1日	米国 リバモア	10th International Workshop on Hydrogen Isotopes in Fusion Reactor Materials	国際組織委員として、企画立案 領域から多数参加成果報告
平成22年 6月10日-11日	高山市民文化会館	第8回核融合エネルギー連合講演会 シンポジウム 5、「トリチウム燃料サイクルの安全性と経済性」	連合講演会にて左記シンポジウムを開催、本領記の成果に基づいて、広く意見を伺い議論を加速
平成22年 8月31日	核融合科学研究所 研究1棟大会議室	トリチウム関連合同研究会	国内のトリチウム研究者が一堂に会して最近の研究動向を報告すると共に今後を議論
平成22年 10月24-29日	奈良 新公会堂	第9回トリチウム科学技術国際会議 (Tritium2010)	核融合科学研究所との共催、 プログラム委員長として、プログラムの作成、 領域から多数参加成果報告
平成22年 10月24-29日	奈良 新公会堂	Tutorial Lectures for Young Scientists and Students	トリチウム国際会議のサテライトプログラムとして海外および国内若手研究者に受けた公開講座、内外から54名が出席
平成22年 11月30- 12月3日	北海道大学	第27回 ブラズマ・核融合学会 シンポジウムタイトルII 「核融合炉におけるトリチウム燃焼の経済性」	原子力学会にて左記シンポジウムを開催、本領記の成果に基づいて、広く意見を伺い今後の研究方向について議論
平成23年 3月4-5日	ニューウエルシテー湯 河原	科研特定領域「核融合トリチウム」若手交流研究発表会	若手研究者の育成を目指した交流、研究発表会
平成23年 4月28-29日	ウインク愛知	第6回公開シンポジウム 科研特定領域「核融合トリチウム」研究成果/計画報告会	計画研究および公募研究の成果発表および今後の研究計画について議論
平成23年 9月11日～16日	米国 ポートランド	第10回 核融合技術国際会議	国際組織委員として、企画立案、招待講演1件を含め領域から多数参加成果報告
平成23年 11月22日～25日	金沢	第28回 ブラズマ・核融合学会&Plasma Conference 2011	組織委員として、企画立案に参加、 2件のシンポジウムに協力
平成23年11月 28日～12月1日	セラトピア土岐	第21回国際土岐コンファレンス(ITC21)	組織委員として、企画立案に参加、招待講演1件を含め領域から多数参加成果報告
平成23年 12月7日	核融合科学研究所 研究1棟大会議室	トリチウム関連合同研究会	国内のトリチウム研究者が一堂に会して最近の研究動向を報告すると共に今後を議論
平成23年 12月9日～10日	九州大学 筑紫キャンパス	科研特定領域「核融合トリチウム」若手交流研究発表会	若手研究者の育成を目指した交流、研究発表会
平成24年 2月25日	九州大学 箱崎キャンパス	W(タングステン)－H(水素)相互作用研究会	核融合炉プラズマ対向壁として重要なWと水素との相互作用について徹底議論
平成24年 3月17-18日	ウインク愛知	第7回公開シンポジウム 科研特定領域「核融合トリチウム」研究成果/計画報告会	計画研究および公募研究の成果発表および今後の研究計画について議論
平成24年 8月10-11日	ウインク愛知	第8回公開シンポジウム 科研特定領域「核融合トリチウム」最終成果報告会	領域の成果を、公開シンポジウムとして世に問う

6-3-2 国際的に広く認知された国際研究集会等での発表・主催・共催・協力

開催年月	場所(国)	会議名	役割	特記事項
19年9月	Lochster (米国)	8th Intern. Conf. Tritium Science and Technology	国際組織員長 国際プログラム委員	発表 18件
19年9月	長崎	ITER ITPA Divertor SOL meeting	主催(ホスト)	発表 8件
20年7月	九大	第2回 ITER 夏の国際学校	共催、プログラム委員	講師2名派遣
20年5月	仙台	2nd Japan-China Workshop on Blanket and Tritium Technology	共催、組織委員長	発表 14 件
20年5月	Toled (スペイン)	15th Inter. Conf. on Plasma Surface Interactions in Controlled Nuclear Fusion	国際プログラム委員	招待講演1 発表 31件
20年6月	Salamanca (スペイン)	9th Intern. Workshop on Hydrogen Isotopes in Fusion Reactor Materials	国際組織委員	発表 6件
21年7月	Aix-en-Provence (仏国)	第3回 ITER 夏の国際学校	協力、プログラム委員	講師4名派遣

21年7月	San Diago (米国)	US-J Workshop on Heat Removal and Plasma Material Interaction in Fusion	共同議長	
21年9月	札幌	14th Inter Conf. Fusion Reactor Materials	プログラム委員	招待講演1件
21年9月	富山	4th International Workshop on Tritium-Material Interactions	共催	
21年10月	大連 (中国)	9th Intern. Symposium on Fusion Nuclear Technology.	国際組織委員	領域から多数発表
21年12月	日本	The 19 th International Toki Conference	実行委員	
22年5月	SanDiago (米国)	15th Inter, Conf. on Plasma Surface Interactions in Controlled Nuclear Fusion	国際組織委員 国際プログラム委員	招待講演1件
22年 6月20-23日	昆明, 中国	3rd China-Japan Workshop on the tritium and blanket technology	国際組織委員長	領域から多数発表
22年6月	Livermore (米国)	10th Intern. Workshop on Hydrogen Isotopes in Fusion reactor Materials	国際組織委員	
22年 10月24-29日	奈良 新公会堂	9th Intern. Conf. Tritium Science and Technology	共催、国際組織委員 プログラム委員長	招待講演2件
22年 10月24-29日	奈良 新公会堂	Tutorial Lectures for Young Scientists and Students	主催	講師3名(全5名 2名は外国人) 出席54名
23年 5月9-13日	Rosenheim (独国)	13th International Workshop on Plasma-Facing Materials and Components for Fusion Applications and 1st International Conference on Fusion Energy Materials Science	プログラム委員	招待講演2件 領域から多数 参加成果報告
23年 9月11-16日	Portland (米国)	10th Intern. Symposium on Fusion Nuclear Technology.	国際組織委員	招待講演1件、 領域から多数 参加成果報告
23年 10月16-22日	Charleston (米国)	15th Inter Conf. Fusion Reactor Materials	プログラム委員	領域から多数 参加成果報告
23年 11月28日 -12月1日	セラトピア土岐 (日本)	The 21 th International Toki Conference (ITC21)	組織委員 実行委員 プログラム委員	招待講演1件、 領域から多数 参加成果報告
24年5月9 日-11日	富山	4th Japan-China Workshop on Fusion-Related Tritium Science and Technology	組織委員	発表 6 件
24年 5月20-25日	Aachen (独国)	15th Inter, Conf. on Plasma Surface Interactions in Controlled Nuclear Fusion	国際組織委員 国際プログラム委員	招待講演1件 発表多数
24年 5月29-31日	Tergesee (独国)	10th Intern. Workshop on Hydrogen Isotopes in Fusion Reactor Materials	国際組織委員	発表4件

(6-4) 「国民との科学・技術対話」について

公開シンポジウムでは、発表や議論内容がきわめて専門的であり、一般人としての国民との科学技術対話ができているとは言えない。このため、大学に所属する研究代表者、分担者等により、積極的に、高等学校への出前授業を行ったほか、大学のオープンスクール、開放講座での講義、展示等を通じて、核融合炉についての広報、あるいは対話を心がけた。(アンケートは実施できていない)。特に福島事故以降、放射線に関する問い合わせは多く、個別の対応はもとより、ホームページに

「核融合入門」 <http://www.qpn.kyushu-u.ac.jp/lab8/tanabe/index-j.html>

「放射線についてQ&A」 http://www.qpn.kyushu-u.ac.jp/lab8/tanabe/activity_qanda.html、

「放射線について」 <http://www.qpn.kyushu-u.ac.jp/lab8/tanabe/activity.html>

を開設し、広く核融合も含めて、放射線についての広報に努めた。

(7) 研究組織と各研究項目の連携状況

(7-1) 研究組織

研究概要の所で述べたように、研究計画を遂行するため、総括班のもと3研究班、6計画研究組織体制を構築した。この際、協力研究者として、単に従来からトリチウムを取り扱ってきた研究者にとどまらず、軽水素、重水素をもちいて核融合研究を行ってきた研究者、水素-固体相互作用の研究者等を加え新たな組織化をはかった。以下に研究組織、代表者、分担者およびその役割分担を研究班ごとにまとめた。

A01班	氏名	所属	職名	役割分担
代表者	上田 良夫	大阪大学・大学院工学研究科	教授	研究総括・複合イオン照射実験
分担者	日野 友明	北海道大学・大学院工学研究科	教授	イオンビーム・プラズマ照射実験
分担者	大野 哲靖	名古屋大学・大学院工学研究科	教授	ダスト粒子・再堆積層実験
分担者	高木 郁二	京都大学・大学院工学研究科	准教授	高エネルギーイオンビーム照射実験
分担者	永田 晋二	東北大学・金属材料研究所	准教授	高エネルギーイオンビーム照射実験
分担者	仲野 友英	日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門	研究職	炉内不純物輸送実験と再堆積層評価
分担者	田辺 哲朗	九州大学・大学院総合理工学研究院	教授	炉内トリチウムの蓄積評価と除去実験

A02班	氏名	所属	職名	役割分担
代表者	大宅 薫	徳島大学・大学院ソシオテクノサイエンス研究部	教授	研究統括, 炭化トリチウムの輸送と再付着, コードベンチマーク, トリチウム蓄積評価シミュレーション
分担者	小野 忠良	岡山理科大学・総合情報学部	教授	材料中でのトリチウム拡散係数評価のための分子動力学の応用
分担者	剣持 貴弘	同志社大学・生命医科学部	准教授	材料中でのトリチウム輸送係数の評価シミュレーション
分担者	富田 幸博	核融合科学研究所・シミュレーション科学研究部	准教授	ダスト粒子の周辺プラズマ中での挙動とトリチウム蓄積
分担者	中村 浩章	核融合科学研究所・シミュレーション科学研究部	准教授	トリチウム/炭化トリチウム・材料相互作用の分子動力学シミュレーション
分担者	加藤 太治	核融合科学研究所・連携研究推進センター	助教	トリチウムと炉材料相互作用の原子過程
分担者	清水 勝宏	日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門	研究主幹	トリチウムプラズマの熱・粒子輸送モデルと総合ダイバータコード
分担者	畑山 明聖	慶應義塾大学・理工学部	教授	SOL/ダイバータにおけるトリチウムプラズマの総合モデル

B01班	氏名	所属	職名	役割分担
代表者	深田 智	九州大学・総合理工学研究院	教授	総括的研究遂行と液体ブランケットトリチウム回収実験
分担者	片山 一成	九州大学・総合理工学研究院	助教	トリチウム回収実験と中性子照射実験の解析
分担者	西川 正史	九州大学・総合理工学研究院	名誉教授	トリチウム回収とブランケット設計計算
分担者	榎枝 幹男	日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門	主任研究員	ブランケット流動実験と解析
分担者	河村 繕範	日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門	主任研究員	トリチウム回収と中性子照射実験
分担者	相良 明男	核融合科学研究所	センター長	トリチウムと熱の移送シミュレーション

B02班	氏名	所属	職名	役割分担
代表者	寺井 隆幸	東京大学・大学院工学系研究科	教授	研究の統括
分担者	鈴木 晶大	東京大学・大学院工学系研究科	准教授	液体増殖材中中性子照射とトリチウム挙動
分担者	田中 照也	核融合科学研究所・炉工学研究センター	助教	水素透過抑制コーティング試験
分担者	星野 毅	日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門	研究員	固体増殖材のトリチウム挙動解明

C01班	氏名	所属	職名	役割分担
代表者	山西 敏彦	日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門	研究主席	研究計画の推進、トリチウム水処理に関する解析
分担者	林 巧	日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門	研究主幹	トリチウム水腐食に関する解析研究
分担者	岩井 保則	日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門	研究副主幹	トリチウム水同位体分離実験研究(吸着及び電解)
分担者	磯部 兼嗣	日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門	研究副主幹	トリチウム水と金属の相互作用実験(腐食に関する実験研究)
分担者	杉山 貴彦	名古屋大学大学院工学研究科	准教授	トリチウム水同位体分離実験及び解析研究
分担者	原 正憲	富山大学水素同位体科学研究センター	准教授	トリチウム水と高分子の相互作用
分担者	奥野 健二	静岡大学理学部放射化学研究施設	教授	トリチウムの金属表面酸化膜での挙動

C02班	氏名	所属	職名	役割分担
代表者	波多野雄治	富山大学・水素同位体科学研究センター	教授	研究の総括, トリチウム汚染材料分析, 透過防止障壁膜材料の探索
分担者	鳥養 祐二	富山大学・水素同位体科学研究センター	准教授	汚染材料からのトリチウム脱離挙動
分担者	大矢 恭久	静岡大学・理学部	准教授	化学的表面状態がトリチウム脱離速度へ及ぼす影響
分担者	田中 知	東京大学・大学院工学系研究科	教授	トリチウムの表面化学反応のモデリング
分担者	小田 卓司	東京大学・大学院工学系研究科	助教	汚染材料からのトリチウム脱離および配管材料中のトリチウム透過のモデリング
分担者	中村 博文	日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門	研究副主幹	トリチウム透過速度低減化技術の探索
分担者	朝倉 大和	核融合科学研究所安全管理センター	教授	真空容器壁からのトリチウム脱離評価

総括班	氏名	所属	職名	役割分担
代表者	田辺 哲朗	九州大学・大学院総合理工学研究院	教授	領域代表 研究の取りまとめ、炉内トリチウム蓄積の制御と除去
分担者	上田 良夫	大阪大学・大学院・工学研究科	教授	調整班Aの研究方針策定と研究計画の取りまとめ
分担者	深田 智	九州大学・総合理工学研究院	教授	調整班Bの研究方針策定と研究計画の取りまとめ
分担者	山西 敏彦	日本原子力開発機構・核融合研究開発部門・トリチウム工学研究グループ	研究主席	調整班Cの研究方針策定と研究計画の取りまとめ
分担者	西川 正史	九州大学・大学院	名誉教授	トリチウム安全性確立のための戦略設定
分担者	山本 一良	名古屋大学・大学院・工学研究科	教授	経済的なトリチウムサイクルの確立への方策
分担者	田中 知	東京大学・大学院・工学研究科	教授	水素同位体としてのトリチウムの物理と化学の整理・体系化
分担者	朝倉 大和	核融合科学研究所・安全管理センター	教授	システム安全性の評価、広報および事務担当

評価委員

総括班に評価委員として、核融合研究を代表する3機関、即ち、核融合科学研究所、日本原子力研究開発機構、およびITERからそれぞれの指導的立場の先生方から、研究結果、研究の進め方等への、鋭い辛口の批評および評価をいただき、研究の質をより良くするとともに、研究の効率を上げてきた。

評価委員	本島 修	ITER機構（元核融合科学研究所長）	機構長
評価委員	高津 英幸	日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門	特別研究員
評価委員	嶋田 道也	ITER機構、協力調整グループ	研究主幹

以下の公募で採択された研究代表者は、項目に示された計画研究代表者と緊密な連携をとり、研究会、成果報告会には必ず出席をもとめ、計画研究がカバー仕切れない領域での研究を御願いました。

公募研究(平成20-21年度)

項目	研究課題名	氏名	所属機関	職名
A01	壁排気特性における臨界入射束の役割と同位体効果の解明	岡子 秀樹	九州大学応用力学研究所	教授
A01	高分解能質量分析装置を用いたJT-60Uの排気ガス分析	林 孝夫	日本原子力研究開発機構	研究職
A01	DT=インシデンス核反応分析法による固体表面トリチウム保持量の高精度測定	落合謙太郎	日本原子力研究開発機構	研究職
A01	核融合プラズマ中を運動するガスのその場測定と運動モデルの開発	朝倉 伸幸	日本原子力研究開発機構	研究主幹
A02	プラズマ対向壁近傍の不純物発光分布解析によるトリチウム・プラズマ壁相互作用の研究	河田 純	詫間電波工業高等専門学校	准教授
A02	トリチウム燃料注入と壁不純物挙動のシミュレーション解析	山崎 耕造	名古屋大学大学院工学研究科	教授
B01	低温吸着法水素同位体分離における減圧脱着挙動	古藤 健司	九州大学大学院工学系研究科	准教授
B02	液体ブランケット用水素(同位体)センサー・ポンプの電極高度化研究	近藤 正聡	核融合科学研究所	助教
C01	近赤外分光法による新規トリチウム水蒸気検出法	小林かおり	富山大学理学部	准教授
C02	イメージングプレートを用いた制動放射線によるトリチウムの非破壊定量評価法の開発	大内 浩子	東北大学大学院薬学研究科	助教
C02	金属中のトリチウム吸放出挙動に及ぼす金属表面に偏析(吸着)したトリチウムの影響	大塚 哲平	九州大学大学院総合理工学研究院	助教
C02	材料表面におけるトリチウムの挙動及び効率的な除染方法に関する研究	小林 和容	日本原子力研究開発機構	研究副主幹

公募研究(平成22-23年度)

項目	研究課題名	氏名	所属機関	職名
A01	カーボンダストおよび中性子照射した炭素材中の水素蓄積とその低減化に関する研究	渥美 寿雄	近畿大学・理工学部	教授
A01	ミリ波を用いた核燃焼プラズマ中のD/T燃料比計測法の開発	徳沢 季彦	核融合科学研究所	助教
A01	核融合プラズマ閉じ込め装置における堆積ダストの分析と水素同位体吸蔵の評価	朝倉 伸幸	日本原子力研究開発機構	研究主幹
A02	トリチウム燃料消費の最適化と燃料システムの経済性評価	山崎 耕造	名古屋大学大学院工学研究科	教授
B01	DT中性子照射による増殖材中に生成したトリチウムの回収に関する研究	落合 謙太郎	日本原子力研究開発機構	研究職
C01	核の量子性を考慮したトリチウム化学反応過程の理論的研究	高柳 敏幸	埼玉大学・理工学研究科	教授
C02	イメージングプレートを用いた汚染材料中のトリチウム非破壊分布評価法の開発	大内 浩子	東北大学大学院薬学研究科	准教授
C02	トリチウムの環境挙動と生体影響の知見に基づく漏洩制御	登尾 一幸	京都大学・エネルギー理工学研究所	助教
C02	金属材料の表面および内部のトリチウム汚染・除染過程の解明	大塚 哲平	九州大学大学院総合理工学研究院	助教
C02	材料中へのトリチウム移行挙動及び効率的な除染方法に関する研究	小林 和容	日本原子力研究開発機構	研究副主幹

(8) 研究費の使用状況(設備の有効活用、研究費の効果的使用を含む)

備品の整備の際には、あらかじめ各研究計画班で打ち合わせを行い、大型の装置で重複する物はない。下記に整備した150万円程度以上の備品とその用途を示した。すべて順調に稼働し、研究の進展に寄与した。質量分析計、排気系等で重複整備されたものがあるが、水素を検出するための基本的計測器でやむを得ないか、またはT取り扱いのため管理区域に設置され共用できないものである。また、各班がどのような装置を所有しているかはすべてホームページで公開し、装置の貸し借り、あるいは相互利用を可能にした。備品以外には、消耗品、人件費(謝金等)および会議(招聘、出席)、発表(印刷)等に使用した。

班	備品名	製造会社・仕様	数量	価格(円)	設置場所と使用者	用途
A01班	ファンボリクロメータ	分光計器株式会社 MK-300他	1台	2,263,380	原子力研究開発機構 仲野友英	JT-60Uのエッジプラズマ中の炭化水素から発生する線スペクトルの測定に使用
	高分解能四重極質量分析器	日本エム・ケー・エス(株) 「Micro Vision Plus」 639-720-030	1台	2,226,000	上田良夫(阪大)	複数イオン照射環境下における水素同位体透過測定装置における透過ガス分析
	赤外線導入加熱装置	(株)サーモ理工 GVH198	1台	1,705,725	高木郁二(京大)	イオン照射損傷を与えた試料中の水素同位体測定時の試料加熱
	赤外線「ゴルトイメージ」炉	三弘アルバック(株)	1式	1,522,500	大野哲靖(名大)	ダスト中の重水素吸蔵量測定用ダストの加熱に使用
	紫外可視分光光度計	日本分光	1式	1,396,500	田辺哲朗(九大)	堆積層のレーザーアブレーション実験において放出される励起原子からの発光を観察
	電子冷却CCD検出器	プリントンインストルメンツ	1式	3,818,310	田辺哲朗(九大)	レーザー脱離により発生した粒子からの微弱発光を検出
	四重極質量分析器	キャノンシエルバ	1式	1,160,250	日野友明(北大)	イオン注入試料から昇温脱離したガスの質量分析
A02班	ハイパフォーマンス・コンピュータ	HPCシステムズ(株) BoxClusterML-SIP	1式	1,498,953	大宅薫(徳島大)	核融合炉内の炭化水素輸送と炉壁への再付着のシミュレーション解析
	ハイパフォーマンス・コンピュータ	HPCシステムズ(株) VASP用ノードクラ	1式	9,948,750	加藤太治(核融合研)	材料中水素同位体挙動の第一原理分子動力学計算、および表面相互作用の量子力学計算
	DELL PCハードウェアおよび5ノードクラスター	HPCシステムズ(株) DEL PE1950 x5等	1式	5,059,425	慶応義塾大学 畑山明聖(慶応大)	不純物コードIMPYGYRO、プラズマ・壁相互作用コードEDDY、背景周辺プラズマコードSOLPSの結合による総合シミュレーション
	ハイパフォーマンスコンピュータ	HPCシステムズ(株) BoxCluster Nxi-SP	1式	1,699,289	大宅薫(徳島大)	炉壁材料への水素同位体の注入、拡散および再放出挙動のシミュレーション解析
B01班	VAC社製グローブボックス	VAC101965-OMNI-LAB(山八物産)	1台	6,825,000	深田智(九大)	反応性リチウム増殖材の取扱のため
	固体増殖ブランケット微小球充填体流動試験装置	アート科学	1台	2,610,993	原子力研究開発機構 榎枝幹男	固体ブランケット流動試験用
	マイクロメトリック自動比表面積計/細孔分布測定装置	島津製作所・ガス分析システム	1台	5,952,450	深田智(九大)	固体ブランケット材表面分析用
	流体可視化装置微小駆動ユニット	株式会社カッタエンジニアリング	1台	1,995,000	原子力研究開発機構 榎枝幹男	固体ブランケット流動可視化試験用
	ガス分析システム	アルバック	1台	4,092,900	深田智(九大)	液体ブランケット残留ガス分析用
	リチウム電磁ポンプ	助川電機	1台	3,675,000	深田智(九大)	液体ブランケット循環用ポンプ
	リチウム鉛電磁ポンプ	助川電機	1台	7,140,000	深田智(九大)	液体ブランケット循環用ポンプ
水晶発信式水分計	ミッシェルジャパン	1台	2,940,000	深田智(九大)	固体ブランケットパージガス水分計測用	
ターボ分子ポンプ排気ユニット	アルバック	1台	2,279,550	深田智(九大)	固体ブランケットパージガス残留ガス分析用	
B02班	高速昇温電気炉	(株)モトヤマ NL-2025D	1式	1,995,000	寺井隆幸(東大)	固体増殖材試料焼結用電気炉
	四重極質量分析計	コスモ・テック(株) M-101QA-TDM(W)	1式	1,520,977	寺井隆幸(東大)	増殖材からの水素同位体放出の高精度測定装置
	クラスター計算機システム	(株)アート科学	1式	2,520,000	寺井隆幸(東大)	増殖材中のT挙動についてのモンテカルロ計算の実施とMD計算用ファイルを作成するための計算機システム
	増殖材用水素透過抑制試験装置	中山商事(株)	1式	5,670,000	寺井隆幸(東大)	増殖材と接する被覆材を通してのH,D,T透過を高精度に測定しトリチウム透過抑制能を試験する装置
	トリチウム化学形分離測定装置	(株)アート科学	1式	9,450,000	寺井隆幸(東大)	弥生炉照射下のT増殖材料から放出されるT放出速度について化学形を分離しながら連続測定する装置
	熱機械分析装置	(株)リガク TMA8310S	1式	2,919,000	寺井隆幸(東大)	水素同位体蒸発によるリチウムタイタネートの物性変化測定装置
	高温液体金属循環下水素透過測定装置	(株)アート科学	1式	4,499,250	鈴木晶大(東大)	照射下流動液体金属からのトリチウム放出を試験するための弥生炉で照射可能な小型液体金属流動装置
トリチウム回収実験用新型キャプセル	(株)化研	1式	2,446,500	原子力研究開発機構 星野毅	FNSでの照射実験でトリチウムを生成するための照射用キャプセル	
C01班	腐食・浸透測定装置	東陽テクニカ(株)製 腐食測定装置	1式	6,999,300	原子力研究開発機構 山西敏彦	高濃度トリチウム水腐食電位測定
	高性能EDX装置	キーエンス(株):G-XM2	1式	12,390,000	原子力研究開発機構 山西敏彦	既存電子顕微鏡に取り付けて、材料表面分析を行う高性能エネルギー分散型X線分析装置
	EDX解析ソフトウェア	キーエンス(株):EDX元素分析用	1式	4,410,000	原子力研究開発機構 山西敏彦	上記高性能エネルギー分散型X線分析装置駆動及びデータ解析用ソフト
	水素同位体挙動解析装置	アールデック社製	1式	8,295,000	奥野健二(静岡大)	金属酸化膜透過測定装置
	紫外線照射装置	(株)クオークテクノロジー	1式	1,529,850	原子力研究開発機構 山西敏彦	紫外線照射による水中のラジカル発生装置
	バキュームブロワー	ケザー社真空気密式	1式	2,856,000	原子力研究開発機構 山西敏彦	疎水性触媒実験において、ガス供給を行う装置
	高真空排気ポンプ	磁気軸受式ターボ及びユニット	1式	1,570,800	原子力研究開発機構 山西敏彦	実験に使用するトリチウム分取装置の高真空引きを行う装置
C02班	フルオロ・イメージアナライザー	富士フイルム(株) FLA-7000IP	1台	8,223,600	波多野雄治(富山大)	汚染材料中のトリチウム分布を、イメージングプレート法で測定
	X線源パッケージ	アルバックファイ(株) DAR400	1台	7,350,000	波多野雄治(富山大)	X線光電子分光法により、トリチウム汚染材料の化学的表面状態を分析
	可搬・高感度ファイバースコープ型分光装置	堀場製作所、可搬型レーザーマン分光装置	1台	15,991,500	小田卓司(東大)	水素同位体の透過・吸脱着実験時の試料表面状態の同定、透過防止障壁膜の同定
	磁気軸受ターボ分子ポンプ	島津製作所 TMP-803	1台	1,869,000	大矢恭久(静岡大)	水素同位体滞留・脱離挙動解析装置の高真空排気
	水素同位体挙動解析装置用in-situ表面分析装置	アールデック社製・特注品	1式	13,954,500	大矢恭久(静岡大)	金属材料表面に吸着した水素同位体の振動状態分析
加熱機構付き表面分析装置用準備室	アドキャップバキュームテクノロジー社製・特注品	1式	2,993,986	波多野雄治(富山大)	高濃度トリチウムに曝露したのち、そのまま大気に曝露せず試料を表面分析装置に導入	
表面分析装置用超高真空排気装置	アドキャップバキュームテクノロジー社製・特注品	1式	2,392,246	波多野雄治(富山大)	表面分析システムにトリチウムガスを導入するための溜め込み式超高真空排気装置	

(9) 当該学問分野及び関連学問分野への貢献度

(9-1) A01班

本計画研究では、複数イオン照射、高粒子束プラズマ照射、中性子照射、及び炉壁の損耗・輸送・再堆積といった様々な現象が起こる炉内複雑環境を念頭に置き、基礎研究や実機研究を推進した。このような複雑環境下での現象を系統的に取上げた研究は少なく、本計画研究の成果は、当該学問分野に大きな影響を与えた。また、世界での同様の研究の先駆けとなった研究も多い。例えば、He照射が水素同位体蓄積に与える影響、高エネルギーイオン損傷への水素同位体蓄積、タングステン中のHe照射効果、炉壁タイル中の水素同位体分析、等が上げられる。これらの研究成果は世界的に高く評価され、研究課題に密接に関係する国際学会 (International conference on Plasma Surface Interaction (2件)、International Conference on Fusion Reactor Materials(1件)、International Symposium on Fusion Nuclear Technology(1件)、International Workshop on Plasma-Facing Materials and Components for Fusion Applications (2件)等)にて、多くの招待講演(全14件)を行っている。また、本研究の成果は、国際トカマク物理専門家会合(ITPA)においても多く紹介され、国際核融合実験炉ITERの設計や運転計画の策定に貢献している。

(9-2) A02班

本研究で得られた成果は、本領域の研究課題に密接に関係する国際会議、International Conference on Plasma Surface Interactions in Controlled Fusion Devices (第18回2008年5月、スペインToledo; 第19回2010年5月、米国San Diego)であわせて27件、IAEA核融合エネルギー会議 (第22回2008年10月、スイスGeneva; 第23回2010年10月、韓国Daejeon)であわせて12件等を発表し高い評価を得るとともに、Nuclear Fusion, Journal of Nuclear Materials等の著名な国際学術誌に170編を超える論文を発表した。本研究成果を世界へ発信するとともに、第3回ITERサマースクール(2009, Aix en Provence)および2012 Joint ICTP-IAEA Workshop on Fusion Plasma Modelling Using Atomic and Molecular Data (2012, Trieste)で、ITERで実働する若手研究者や開発途上国を含む関連する分野のエキスパートを目指す若手技術者の育成に貢献した。当初より若手研究者の育成を大きな課題と掲げ、それぞれの研究機関、大学において積極的に取り組み、世界的にシミュレーション研究をリードできる多くの若手研究者が育っており、国内のシミュレーション開発力の強化に繋がった。

(9-3) B01班

Liを含む核融合炉ブランケット材として、広く Li_2TiO_3 や Li_4SiO_4 等の三元系固体セラミック材から、液体金属Li、あるいはLi-Pb共融合金、Flibeのイオン結合性溶融塩等の候補材が考えられる。中性子照射下でトリチウムと熱を同時に安全に回収する必要があり、いずれも対象トリチウム濃度域は低く、これまでの科学や工学からの延長線上では想定できない物性変化や熱とトリチウムの移動現象が出現する。このような領域の科学をあらたに追求し、成果を関連雑誌に発表することにより、関連する化学工学や材料工学などの進展に寄与すると考えられる。この意味で貢献度は高いと考えられる。

(9-4) B02班

経済性・安全性の高いブランケットシステムとして期待される各種液体増殖材料は、研究データの整備が遅れているが、当計画研究でトリチウム挙動について標準的かつ集中的なデータの取得がなされた。また、トリチウム透過防止コーティングについてもチャンピオンデータの取得のみならず、膜質や移動メカニズムに基づく機能発現メカニズムに裏打ちされた系統的なデータの整備がなされ、将来のブランケット設計に資する部分は大きい。また、ナトリウム以上に活性な液体トリチウムの取扱い、流動下照射技術、溶融塩中不純物移行制御など、高速炉のみならず乾式再処理分野への貢献も大きく、これらの課題を手伝った多くの大学院生を原子力産業界に送り出している事、また、多くの若手研究者が生まれている事など社会的h貢献も大きい。

(9-5) C01班

C01班では、実際にトリチウム水を用いて、分離、透過、腐食等の基礎データを取得し、国際学会における多くの発表及び論文発表に繋げることができた。トリチウム水に関する世界的にも初めての系統的データであることから高く評価され、10th International Symposium Fusion Technologyにおいて、招待講演として発表する機会も与えられた。トリチウム水処理に関する研究開発は、ITERの先、原型炉において重要となる技術であり、今後も息の長い研究活動を進めていかなければならない。さらに、本計画研究を展開していく中で、トリチウム水及び有機トリチウムの生成過程を探求する放射化学分野、放射線による新たな高分子材開発の分野で、新たな展開を望める学術的な成果をあげることができ、関連学問分野への貢献という観点においても、大きな成果といえる。特に後者においては、原子力機構高崎量子応用研究所の専門家との協力による研究を立ち上げることもできている。

(9-6) C02班

C02班で取り組んだタングステン中のトリチウム滞留量に及ぼす照射損傷の影響に関する研究は、ITERおよび原型炉炉心中のトリチウム滞留量評価に直接かかわることから、当該分野で高い関心が示され、20th International Conference on Plasma Surface Interactions 2012で招待講演、24th IAEA Fusion Energy Conferenceにて口頭発表の機会を与えられた。中性子照射による捕獲サイトの形成でトリチウム滞留量が増大すると共に、単純なベーキング処理に代わる新たな除染技術の開発が必要であるという本研究で提示した問題が広く世界的に認識され始め、IAEAにおいて当問題にかかわるCoordinated Research Projectの提案の動きがはじまるなど、本研究は国際的共同研究の大きな流れを構築した。

(9-7) 総括班

ITERで多量のトリチウムを使用することが決定しているにもかかわらず、世界的にみて、放射線取り扱い施設数が大きく減少しつつあり、それ故、放射線取り扱いに、あるいはトリチウム取り扱いに習熟した科学者、技術者が減少しつつある。本領域設定の大きな目標の一つである、人材育成の面で、12名もの院生が新たに、研究職として、採用されたことは、画期的なことであり、日本が、将来のトリチウム技術の先陣を担ええることは、ほぼ確実である。このようなプロジェクトを走らせていることは、世界に広く認知されるようになっており、関連する各種国際会議での多数の、基調講演や招待講演の要請となって現れている。総括班の成果として、図7-1(18頁)に示した図は、世界初めて、核融合炉の燃料の流れを量的に把握して示したもので、核融合コミュニティーへ大きな貢献を果たした。

(10) 研究計画に参画した若手研究者の状況

若手の育成は、本領域にとって最重要課題の一つであり、採択時および中間評価時にも指摘されている点である。平成23年3月末での、博士課程への進学者数(表10-1)、研究職への就職状況(表10-2および表10-3)、研究発表状況(表10-4;国内はあまりに多数なので国際会議に絞った)、表彰状況(表10-5)を下表にまとめた。26名のもの学生が博士課程に進学しており、そのうち12名が、関連する研究分野の研究職として採用されたことは、特筆すべき成果と言える。またその研究への関わり方は、きわめて積極的で、国際会議での報告数が5年間で215件にも上っている。その結果として、内外の機関による36件の表彰となっている。

表10-1. 博士課程への進学者数

	東北大	東大	慶応大	静岡大	名大	富山大	阪大	九大	その他	合計
平成19年度	1							2		3
平成20年度	1					1				2
平成21年度	1	3			1		1	1	1	6
平成22年度	2		2		2		1		1	8
平成23年度			1	1	1					4
平成24年度	1				1		1			3
計	6	3	3	1	5	1	3	3	2	26

表10-2. 関連する研究分野の研究職への就職状況

日本原子力研究開発機構		核融合科学研究所	東京大学	玉川大学	徳島大学	
研究員	任期付き研究員	助教	助教	助教	プロジェクト助教	合計
3	2	4	1	1	1	12

表10-3. 博士研究員への採用状況

日本原子力研究開発機構	富山大学	合計
6	1	7

表10-4. 学生・院生・博士研究員の第一著者としての国際会議での報告数

	学部	修士	博士	博士研究員	計
平成19年度	0	12	15	0	27
平成20年度	2	20	15	0	37
平成21年度	9	14	8	3	34
平成22年度	5	33	11	5	54
平成23年度	7	29	17	1	54
平成24年度	0	2	3	4	9
計	23	110	69	13	215

若手の研究奨励のために、平成21年度から平成23年度にかけて年度毎に若手研究者の育成を目指した若手交流研究発表会を開催し、一人一人の発表に十分な質疑応答時間をとって、自らの力で、研究の進め方や、方向性を見いだせる研究者の育成につとめた。中堅、シニアの研究者を聴衆として開催されたこの若手交流研究発表会は、自費にはなるが、若手から好評を博しただけでなく、中堅、シニアの研究者からもきわめて有用なものであるとの賛辞をいただいている。

A02班の若手研究者による独自の編集により、プラズマ・核融合学会誌に、小特集「周辺プラズマからプラズマ対向壁材料までのシミュレーションコード・モデルの最前線」、プラズマ・核融合学会誌、Vol.86(2010)pp.679-707 が掲載されたことは特筆すべきことである。この小特集は、シミュレーションのグループによるもので、領域発足当時から指摘されていた、この分野でのシミュレーション研究の、世界的に見た際の立ち遅れを回復させたことを証明しただけでなく、今後これを執筆した若手研究者が世界を引っ張っていくことを期待させるものである。

表10-5には若手の受賞一覧を記載した。学生が協力者として入っていないC01班を除き、各班とも、多数の若手が顕彰され、総計36件となっている。

表10-5. 若手受賞一覧

	班	名前	所属	賞名
平成19年度	A01	且井宏和	東北大学院	日本原子力学会フェロー賞
	B02	名倉勝	東大院	日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会 優秀発表賞
		名倉勝、近藤正聡、鈴木晶大、室賀健夫、寺井隆幸	東京大学、他	日本原子力学会 2007年秋の年会・学生ポスターセッション 優秀ポスター賞
	C02	小田卓司 吉河朗	東大院工 静岡大	核融合フォーラム・若手奨励賞 2007日本放射化学学会年会・第51回放射化学討論会若手優秀賞
平成20年度	A01	田中 宏彦	名大院工 (D2)	平成21年度電気関係学会東海支部連合大会電気学会優秀論文発表賞
	A02	伊藤篤史	名大院工	第22回分子シミュレーション討論会学生優秀発表賞
		伊藤篤史	名大院工	プラズマ科学のフロンティア2008研究会学生ポスター賞
	B02	名倉勝、鈴木晶大、室賀健夫、寺井隆幸	東京大学、他	第7回核融合エネルギー連合講演会優秀発表賞
		名倉勝、鈴木晶大、寺井隆幸	東京大学	日本原子力学会 関東・甲越支部 第7回若手研究者発表討論会・研究奨励賞
	B02	名倉勝、鈴木晶大、寺井隆幸	東京大学	日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会・最優秀発表賞
C02	石川寛匡	静岡大	第7回核融合エネルギー連合講演会優秀発表賞	
平成21年度	A01	梶田 信	名大エコトピア研	第15回学術奨励賞 (プラズマ・核融合学会賞)
		梶田 信	名大エコトピア研	平成22年度吉川允二核融合エネルギー奨励賞、
	A02	井内 健介	徳島大院	財団法人三木康楽会康楽賞 (論文賞)
	B02	Masaru Nagura, Akihiro Suzuki, Takayuki Terai	東京大学	ICFRM-14 Excellent poster award
		Daisuke Ohyama, Daisuke Komiyama, Masaru Nagura, Akihiro Suzuki, Takayuki Terai, Masatoshi Kondo, Takuya Nagasaka, Akio Sagara	東京大学	Best Presentation Award in Asian CORE Program, Advanced Energy Science, Seminar on fusion blanket and liquid metal technology
		増山大輔	東大院工	日本原子力学会・学生連絡会ポスターセッション 優秀賞
	C02	生野健一郎	東大院工	日本原子力学会・学生連絡会ポスターセッション 優秀賞
		土平広樹	東大院工	学生連絡会ポスターセッション 優秀賞
		東喜三郎	東大院工	日本原子力学会・学生連絡会ポスターセッション 優秀賞
		増山大輔	東大院工	東京大学・学生表彰 工学系研究科長賞 (最優秀賞)
鈴木祥子		静岡大	Asian CORE Seminar Winter School 2010ポスター賞	
平成22年度	A01	岡崎 克哉	名大院工 (D1)	平成22年度電気関係学会東海支部連合大会電気学会優秀論文発表賞
		浜地志憲	阪大院工	Plasma Conference 2011・若手優秀発表賞
		金沢 由樹	名大院工(D2)	平成23年度電気関係学会東海支部連合大会電気学会優秀論文発表賞B賞
	A02	斎藤誠紀	名大院工	Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications + Monte Carlo 2010 Student Award
		斎藤誠紀	名大院工	日本原子力学会計算科学技術部会学生優秀講演賞
	B02	近田拓未、鈴木晶大、Christoph Adelhelm、小林知洋、田中照也、Hans Maier、寺井隆幸、室賀健夫	東京大学、他	第8回核融合エネルギー連合講演会 優秀発表賞
		近田拓未	東京大学	第7回日本原子力学会核融合工学部会 奨励賞
	C02	小田卓司	東大院工	文部科学省・原子力システム研究開発事業 若手表彰
		大矢恭久	静岡大	日本放射化学会・奨励賞
押尾純也		静岡大	第8回核融合エネルギー連合講演会・若手優秀発表賞	
平成23年度	B02	近田拓未	東京大学	平成23年度吉川允二核融合エネルギー奨励賞「優秀賞」
		石岡里佳	東京大学	Asian CORE International Symposium on Advanced Energy Systems and Materials
	C02	内村大道	静岡大	第43回日本原子力学会中部支部・奨励賞

(11) 総括班評価者による評価の状況

総括班には3名の評価委員に入っただき、年度終了毎にその年度の成果に対する評価をお願いし、評価結果を年度毎の報告書に記載(ホームページにも掲載)すると共に、領域の全員に配布し、次年度以降の研究にフィードバックさせた。以下は5年間の全体の成果に対する評価委員からの総合評価結果である。(ただし、本島修先生の分については最終年度の評価)

本領域では、英文版のホームページで海外にも広く情報発信しており、国際会議等で、多数の評価の声をいただいている。添付記載したのは、これらの代表的なもので、世界を先駆てDT放電を行った、米国プリンストン大学のトリチウム責任者Charles A. Gentile 博士およびITERのトリチウムシステムの責任者Manfred Glugla博士からの評価も添付した。

(11-1) 評価委員 本島 修 先生

ITER機構長 (元核融合科学研究所長)

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」の平成23年度の研究成果報告を検討しその評価をここに述べる。

本年度は特定研究最終5年目としてまとめの年度であるため、A1、B および C 班の実験研究においては前年度までに得られた成果の確認のための実験データの充足と応用性を検討するための解析を行う期間に入っている。一方 A2 班を中心とする解析研究においては計算手法を開発して得られた数値計算値を実験値と対比しようとする動きが前年度に引き続き活発に進められている。ROTH らは多くの大型プラズマ装置の実績を集約して ITER 条件における第一壁やダイバータへのトリチウムの捕捉量推測値を得たが、ITER 実験継続時間を決める重要な指標であるトリチウムインベントリーの推定はこのROTHらの手法に頼らざるを得ないのが現状である。本特定研究 A2班ではプラズマ挙動計算コードとプラズマ-壁相互作用解析コードを接続して数値計算でトリチウムインベントリーの推定を目指している。前年度にはグラファイト第一壁へのトリチウム捕捉値が求められていたが、本年度にはPWI 挙動解析コードの進展によりタングステンダイバータについてのインベントリー推定ができる段階にまで進んできている。第一壁材料へのトリチウム捕捉量をプラズマの状況に対応して数値計算法によって推測できる可能性が具体化してきたことはうれしい限りである。早い機会に汎用的まとめに進むことを期待する。

分子動力学的手法によるトリチウム挙動の解析が若手研究者を中心に行われているようであるが数値計算で得られたマイクロ挙動の特性解析とマクロ挙動から得られる実測値とのつき合わせも行われつつあるようであるがこれも将来の発展を期待する。

また総括班では A、B および C 班の研究を総括して核融合実用炉におけるトリチウムバランスの議論を始めており、ブランケットで得られるトリチウム増殖率の向上対策からみたプラズマ研究や材料研究への要望も検討が始まっている。炉のトリチウム収支を議論するためにはプラズマの燃焼率やプラズマ-壁相互作用等の理解も含めて核融合炉全体を見た総合的解明が必要であるとの本特定研究からの提言は ITER およびそれ以降に向けてプラズマ研究と炉工学研究の相互理解の重要性を強く認識させるものである。

またC班で行われている炉内外におけるトリチウムやトリチウム水の振る舞いの学術的把握を目的とした実験的研究は核融合炉の放射線安全性確保の視点から見て必要なことである。核融合炉の開発研究においても3月11日の福島県における軽水炉の不幸な出来事の教訓を大切なものになければならない。

前年度にも指摘したが、本特定領域研究では若手交流研究発表会が企画され若手トリチウム研究者の育成にも意が払われていることは心強い。班構成を越えて若手研究者相互の自発的研究交流が活発化していると聞いているが、10人に近い若手研究者がこの特定研究を足掛かりにして核融合関連の研究機関や大学に研究者として巣立ったということも核融合研究の将来にとって心強い成果である。

以上を総括すると、平成19年度に始まった本特定研究は基礎と応用両方の観点から見ても順調に成果をあげてきており ITER や実用炉に向けての学術研究の進展に寄与するところ大と判断される。また本特定研究を踏み台にしたトリチウム研究の今後の発展を期待する。また ITER では最近の研究成果を勘案して初期オペレーションからタングステンダイバータを使用することを決断した。この点についても本特定研究関連研究者のトリチウムの視点からの今後の研究支援を期待する。

(11-2) 評価委員 高津 英幸 先生

日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門 特別研究員

世界の核融合プログラムを見ると、ITER計画が、日本を含む世界7極の国際協力活動として、平成19年にその建設段階が開始され、ここ20～30年の間、その建設・利用計画が世界の中心的活動となる。計画では、本格的な核燃焼反応に基づき、核融合装置が科学的・工学技術的に、エネルギー源になり得ることを示すことが計画目標であり、そこでは、燃料となるトリチウムを安定・安全に制御し、次の段階である原型炉に必要な物理的・工学的な基盤を構築するための活動が展開される。従って、核融合研究は、大型トカマクを用いたプラズマ実験の段階から、核工学施設 (Nuclear facility) の時代に入ったと言えるであろう。

ITER計画はもとより、将来の核融合炉を実現する上で、安全な燃料(トリチウム)サイクルを構築することは、最も重要な課題の一つである。核融合炉において使用される多量のトリチウムの挙動やその特性を予測し、トリチウムを安全に取り扱えるシステムの構築の確立を図ることが、本特定領域研究の目的であり、それは、核融合研究開発の長期ロードマップの横軸に照らしても、まさしく時宜を得た研究活動であった。また、トリチウム取り扱い技術を工学的立場で見た場合、非常に広範囲な濃度、温度、化学種を対象とする特異な領域であり、本特定領域研究の目指すところである「トリチウム理工学として学術の体系化、水素同位体の理解を極めること」の重要性がますます認識されてきているところである。

さて、この3月にて、本特定領域研究が、予定した5年間の活動を終了した。これまでの活動を振り返ると、各計画研究班における計画的かつ広範な研究活動の成果として、また採択された公募研究の成果として、多くの論文発表や学会発表等が行われており、質的にも量的にも想定以上の成果が挙げられていることが認められ、先ずこれを高く評価したい。その上で、以下に、評価者が特筆すべき事項と考える3点に関して言及したい。

世界の核融合計画への貢献：世界の核融合研究計画では、ITER計画が順調に進展し、並行して日欧の国際協力が進められている幅広いアプローチ活動も展開される中、ITER以降、原型炉やその先を見通したロードマップの議論が盛んになってきている。しかしその一方、原型炉に向けて核融合炉工学の最も重要な課題の一つであるトリチウム工学や関連技術の研究開発の状況を見ると、欧米を中心に活動が低下してきており、大いに懸念される状況にある。その様な中、本特定領域研究が立ち上げられ5年間の活動が行われたことにより、新たな研究成果を世界に発信し、世界の当該分野の研究開発を主導してきたことは、我が国にとっても世界の核融合計画にとっても、極めて価値の高いことである。

学際的な研究の深化と拡がりへの貢献：本特定研究の開始に際しては、プラズマ対向材のトリチウム挙動を研究するA班、ブランケットのトリチウム挙動を研究するB班、燃料システムのトリチウム挙動を研究するC班と、対象とする機器・システムに応じて3つの研究活動を開始したが、当然のことながら専門性に関しては重なる分野も多く、結果的に、各研究班の枠を超えて融合した課題やより学際的な課題に関しては、3つの班が横断的に連携し、有機的かつ効率的な研究が展開できたことは、本特定研究の成果の価値を高めるためにも、また広く我が国の当該分野の研究ポテンシャルを高めかつ裾野を広げる観点からも、価値あることであったと評価する。

若手人材の育成への貢献：本特定領域研究の活動では、多くの学生や若手研究者が新しい目で研究を展開し、魅力ある研究者に育っている事例が多数見受けられる。報告されているように、参加した若手の中から、12名の研究者・教育者が生まれ、博士研究員のポジションを得た方も複数おられるということは、まさしく本特定領域研究の質の高さを物語るものであり、またその価値を高める成果でもあろう。このような事実を高く評価すると共に、これら若手研究者を核に、今後も世界をリードする研究活動が継続することを強く期待したい。

今後、総括班の指導の下、5年間の活動の成果の総括が、学会でのシンポジウム開催、トリチウム教科書、ハンドブックの作成等の形で積極的に行おうとしていると伺う。これらの成果物は、我が国におけるトリチウム関連研究の大いなる進展を示すものであると共に、世界の核融合計画に大きな貢献を行うものでもあり、大いに期待したい。

(11-3) 評価委員 嶋田道也 先生 ITER機構

核融合炉実現のために不可欠であるトリチウムに関する総合的な研究が、国内の大学及び研究所を統合して5年間に亘って進められ、顕著な成果を挙げ、若い研究者がこの特定領域研究のもとで多数育ったことは、わが国のITER建設への貢献、ITER運転への準備、Demo炉実現のために意義深いことです。A1班とA2班の成果について評価します。

A1班

水素同位体・ヘリウム・壁材料イオン同時照射環境における水素同位体蓄積・透過挙動の研究においては、入射イオンに含まれる微量な成分が水素同位体の透過に多大な影響を与えることを発見しました。これは核融合炉における壁へのトリチウム拡散を抑制する可能性につながる重要な成果です。照射損傷が水素同位体挙動に与える影響については、トリチウム捕獲サイトの温度特性が明らかになりました。これは、タングステン材料中のトリチウム保有量の予測の精度改善につながる成果です。ダストの発生と水素同位体蓄積への影響のテーマでは、ダスト発生の機構の研究が進展しました。プリスタリングの剥離、ナノ構造の熔融、ヘリウムバブルによる結晶粒放出の促進などの機構を解明し、また、タングステン熔融に伴って発生するダストにはトリチウムが蓄積されていないことを確認しました。ナノ構造による単極アークの誘発は、これまで着目されなかった現象。単極アークによってもダストが発生するので、この知見は重要です。今後、定量的なダスト発生量の予測を可能にするためのモデリングと実験とを統括する組織的な研究が必要です。JT-60Uのタイル分析結果から、ITERの水素蓄積計算を予測したところ、蓄積量は、供給量の0.1%程度であり、従来の計算よりもほぼ二桁も蓄積速度が遅くなっています。これはJT-60Uが300°Cの高温で運転しているため、トリチウム蓄積の予測の精度向上のために重要な知見です。

A2班

炉材料のトリチウム蓄積・排出挙動の解明とそれに基づく理論モデルの構築においては、第一原理に基づく分子動力学コードの開発が完了しました。これは、素過程の理解、実験結果の解釈、ITERやDemoの予測にきわめて有用です。実験結果との比較が急務です。時間・空間発展および自己無撞着な評価のための総合シミュレーションコード開発においては、総合シミュレーションコードが開発されました。このコードは、周辺プラズマ、プラズマ・壁相互作用、材料中の素過程が絡み合う複雑系の現象を解明、予測するために不可欠であり、このたび統合化が完了したことは顕著な成果です。理論の上でも大きな進展がありました。実験の定量的解析を進めて予測の信頼性をさらに向上させることを期待します。実機の複雑環境下の炉内トリチウム蓄積評価とその低減、除去のテーマにおいては、ダスト・トリチウムの挙動のモデル化において顕著な進展がありました。実験結果と定量的に比較することにより、モデルの信頼性を確立させることが急務です。

(11-4) 海外からの評価

11-4-1. Charles A. Gentile 博士(米国プリンストン大学のトリチウム責任者)

Princeton Plasma Physics Laboratory

June 12, 2012

Professor Tetsuo Tanabe
Kyushu University
Japan

Dear Professor Tanabe-san,


I have reviewed the impressive body of work performed under your leadership through the Grant-in-Aid for Scientific Research, Ministry of Education, Culture, and Sports, Priority Area, "Tritium for Fusion".

As the world moves to a tritium based (energy) economy the scientific research on tritium performed in this Grant-in-Aid is of considerable value. You have pioneered new observations and have obtained valuable data germane to tritium behavior as it applies to first wall interactions, tritium release(s), and tritium properties applicable to tritium safety, confinement, and waste treatment.

Your work is highly useful for quantitative analysis of ITER (tritium systems), as well as for the design of tritium systems for future fusion power reactors. Your work on tritium balance in fusion reactors is apropos, and will aid in the development of DEMO.

It is good to know that twelve students who participated in this Grant-in-Aid program have obtained professional positions at universities and research institutes.

I applaud your efforts and look forward to your continued success in the area of Tritium Technology development as it relates to fusion energy.

With Best Regards,

Charles A. Gentile
Head, Tritium Systems
Princeton Plasma Physics Laboratory

11-4-2. Manfred Glugla 博士(ITERのトリチウムシステムの責任者)

CS 90 046 • 13667 Saint Paul, Lez Durance Cedex France
+ 33 (0) 4 42 25 73 15 • www.iter.org

iter

Department for Central Engineering and Plant Support

Manfred Glugla
Tel : +33 4 42 17 63 22
Manfred.Glugla@iter.org
Fax: +33 4 42 17 60 34

Professor Tetsuo Tanabe
Interdisciplinary Graduate School of Eng. Sciences
Kyushu University
6-10-1 Hakozaki Higashiku
Fukuoka 812-8581
Japan

18 June 2012

Objective: Tritium Research
Reference: FCED/2012/OUT/0021 (ABZMDE), Internal reference: IO/CEP/FCED/2012/105

Dear Tetsuo,

I am writing this note as previous Head of Research of the Tritium Laboratory Karlsruhe and in my current position as ITER Fuel Cycle Engineering Division Head. As you know I am on leave from Karlsruhe right now to directly work for ITER in St.-Paul-Lez-Durance, France.

The fuel cycle of fusion reactors in general and of ITER in particular involves many challenges. Tritium need to be processed at throughputs orders of magnitudes higher than ever done in existing tritium facilities, and tritium has to be bred at unprecedented rates for quick removal from the breeding blankets, followed by tritium recovery and fueling into the plasma.

Each and every subsystem and of course the fuel cycle as a whole has to be well understood. Therefore, expertise and know-how needs to be further developed and maintained to assure safety in all phases of the development of fusion technology, from design to fabrication, installation, testing, operation, and eventually decommissioning. Unfortunately worldwide only very few institutions and organizations are currently involved in tritium research and investigating safe handling of tritium. I am therefore very happy about the research results obtained under the Grant-in-Aid for Scientific Research, Ministry of Education, Culture, and Sports in the Priority Area, "Tritium for Fusion".


Under the grant essential topics such as

- effective tritium breeding and removal from blankets for recovery,
- tritium inventory in the plasma chamber and retention from interactions of tritium with first wall materials,
- tritium monitoring and accountability,
- tritium balance in fusion reactors

have been addressed. Among others the dependencies between tritium breeding ratios, in-vessel tritium retention and tritium recycling rates in the fuel cycle became clearer. It is of great importance for fusion that theoretical studies and practical work using tritium are carried out.

I am also happy to know that 11 students who participated in this Grant-in-Aid obtained jobs in the universities or research institutes related to the fusion research. Development of Fusion Technology is only sustainable through getting young researchers interested and involved in this very important field.

I hope that fuel cycle R&D will continue in Japan; all the best and continuous success in your work.

Best wishes,


Dr. Manfred Glugla
Fuel Cycle Engineering Division Head