

News Letter No.8,
May 15, 2009

ニュースレター第8号をお届けします。
20年度の総括班事業および各計画研究班
の成果、それに対して評価委員の先生方
からいただきました評価の報告です。



目次

1. はじめに	領域代表 田辺 哲朗	p.1
2. 評価委員の評価		p.2
	元核融合科学研究所長 本島 修 原子力研究開発機構・ユニット長 高津 英幸 ITER 開発機構核・融合科学技術部門主任研究官 嶋田 道也	
3. 各班の成果の概要		p.5
	総括班、A01 班、A02 班、B01 班、B02 班、C01 班、C02 班	
4. 中間評価に向けて	領域代表 田辺 哲朗	p.9
5. 20年度の主要な活動実績		p.11
6. 今後の主要な活動予定		p.12

1. はじめに

領域代表 田辺 哲朗

本特定領域も発足以来、3年度目にはいりました。各研究班の研究はいよいよ佳境にはいり、多くの成果がでつつあります。特に A2 班の徳島大学、慶応大学で開発されたエッジのシミュレーションコード等の JAEA のダイバータ総合コード SONIC への統合化、C01 班の九大で開発されたトリチウム回収に関わるコードの JAEA の ITER 等のトリチウムシステム設計コードへ取り込み等、特筆すべき成果もでています。また公募研究も2年目にはいり、目に見える形で成果を出していただいているものもあります。関係各位に厚く御礼申し上げます。

今年度は中間評価を受けることになっており、まさに成果が問われます。計画研究、公募研究が手を携え合い、効率のよい研究、より一層の研究の進展を期待したいと存じます。

このニュースレター8号では、昨年度得られた成果に対していただいた評価委員の先生方のご意見をご報告させていただくとともに、各班の研究成果まとめ、さらに中間評価に向けての願いを掲載しております。

2. 評価委員の評価

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」への評価意見

核融合科学研究所 本島 修

本特定領域研究の平成20年度の研究成果報告を検討しその評価をここに述べる。核融合炉研究はプラズマ装置としての研究がまず出発し先行して来たが、最終目標である実用炉はプラズマ容器を中心としたトリチウム反応装置の集合体としての性格を持っている。本特定領域研究でも核融合炉をプラズマ容器、トリチウム増殖ブランケットおよび炉室環境の三つに分けトリチウムの挙動を局所的に且つ総括的に把握することが目的として設定されている。A班はプラズマ-壁相互作用におけるトリチウムの挙動解明を目的としている。本年度からはA班にはプラズマ-壁相互作用やダストの生成機構に関する多くのプラズマ研究者が公募研究として参加し、よい研究成果を挙げつつある。このようなプラズマ研究者のトリチウム研究への参加はなかったことで、これまで永年にわたって蓄積されてきたプラズマ科学の視点からの研究成果と材料科学的視点および工学的移動現象論的視点からの研究成果が本特定研究で相互に議論され、その相乗効果が核融合炉燃焼プラズマの安定制御の確保に一層の貢献を期待させるものである。

プラズマから離れたトリチウム増殖ブランケットにおけるトリチウム挙動の解明を対象にするB班では固体ブランケットならびに液体ブランケットにおけるトリチウムの挙動解明が進んでいる。さらにその外側のトリチウム安全対策を対象とするC班の研究でもトリチウムの透過挙動の解析と透過トリチウムの低減化対策や新しい測定方法の開発等に多くの興味ある成果が提出され学問的理解も深化していることが見て取れる。プラズマ装置を研究対象にしてきた研究者としては、これらの個々の貴重な成果がどのように統合されA班の研究とも結びつけられていくのか期待が持たれるところである。

以上を総括すると、平成19年度に始まった本特定研究には平成20年度からは公募研究も加わり満足するに足る研究成果を順調にあげており、平成21年度以降には一段の進展を期待させる研究態勢が整ったと判断される。

日本原子力研究開発機構

高津英幸

本特定領域研究が活動を開始して約1年半が経過し、各計画研究班から、また採択された公募研究から、論文、学会発表等数多くの成果が公表されている。報告会には都合で参加できなかったが、成果を取り纏めたCDを見せて頂くと、初年度において実験装置が整備され、データ取得が本格化してきたこと、公募研究も順調に滑り出したことが分かり、また、当初想定以上の成果が挙げられているものと高く評価できる。諸外国からも評価の高い日本のトリ

チウム関連研究者を結集し、燃料システム、ブランケット、プラズマ対向機器という、核融合炉のまさに本体を対象にしてトリチウム理工学に関する総合的な研究開発を展開し、工学的には核融合炉燃料システムの技術基盤を構築すること、学術的にはトリチウム科学の学術分野を確立することという高い目標に向けて、着実な進展が見られていると評価できる。

巨大なトリチウム取り扱い設備でもある核融合炉の建設には、現状と比較し、遙かに多くのトリチウム研究者、技術者が必要なことは明らかである。この特定領域の計画研究には、上記のように、日本の大学のトリチウム関連研究者が網羅されているが、その大学では多くの学生が実験に参加しているものと推測される。この経験と、研究活動を通じて得られた知識・経験を生かし、将来を担うトリチウム若手研究者及び技術者が多く輩出されることを期待する。また公募研究では、これまでトリチウム研究には加わっていなかった、女性研究者、薬学関係研究者からの応募も採用されているようであり、人材面での裾野が着実に広がっていることが伺える。

ITER 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、最も重要な工学課題の一つである。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（多量のトリチウムを使用したプラズマと、作業環境での極低濃度のトリチウムまで）、温度（プラズマ状態から液体水素状態まで）、化学種（水素、水、有機）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」の重要性が改めて認識される場所である。今後長期にわたって進める ITER での研究及びその先の原型炉開発の道を開くために、本特定領域研究において、想定を上回る基礎研究の成果を挙げつつあることを高く評価する。

本特定領域研究に対し、日本におけるトリチウム関連研究者の老齢化、企業における活動の低下等、現在の閉塞感を打破することが、大いに期待されていたことは間違いない。特定領域研究は後3年続くが、現在の活動基盤の整備状況から判断して、今後も活発な活動が続けられることは確信できる。上記期待が事実が変わっていくことも近いのではないかと期待する。

ITER 機構 嶋田道也

「核融合トリチウム」特定領域は、ITER への貢献および核融合炉実現に向けて不可欠な研究課題である、トリチウムのプラズマ中の輸送、材料中の拡散、保持、回収、処理など、トリチウムに関する研究開発への総合的な取り組みであり、顕著な成果が上がっているのは、田辺先生をはじめとする諸先生方の先見の明およびご努力と協力の賜物であります。

全体をながめると、トリチウムおよびダストを除去するための方式の開発、および放電洗浄プラズマ(ICRF グロー、DC グローなど)のモデル解析、効率の評価、最適化に関する発表が少ない、ないしは少ない、という印象があります。これは他の国でも同じような傾向が見られます。しかしながら、ITER の運転を成功に導くためには、この分野の研究開発も重要です。先生方のご健闘をお願いしたいところです。

細かいことですが、A01 と A02 の分野で気づいたことを以下に申し上げますので参考にしてください。ほかの分野は、ほかの委員の方々が評価して下さると思います。

- 1) A01 上田先生のスライド5 : できましたら、第一壁条件 : 数 100eV, $\sim 10^{23} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ は、数 eV-20 eV, $\sim 10^{22} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ に、ダイバータ条件 : 数 10eV, $10^{22}-10^{23} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ は、1eV-20eV, $10^{19}-10^{23} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ にご変更願います。(ITER で予測しているパラメータです)
- 2) A01 林さんのスライド9;7 時間の He-GDC により除去された重水素量を評価できたことは非常に重要な成果です。しかしながら、除去できた重水素の面密度は、 $8.4 \times 10^{18} \text{ atoms/m}^2$ 、つまり約単原子層に留まっています。重水素量の 4.4 Pam^3 (8m g) は、ガスバランスから求めた壁中の吸蔵量の何パーセントに相当するのでしょうか? 除去量が装置の主半径に比例して増加すると仮定すると、ITER で除去できる T は、10mg 程度となります。ITER の燃焼時間 400 秒の放電では、1 ショットあたり約 1-3g のトリチウムが壁に蓄積するという予測があります。このように考えますと、二桁以上効率の良いトリチウム除去法の開発が必要ということになります。まさに田辺先生が A01 のスライド 14 で指摘していらっしゃるように、「炭素の堆積を減らす」ことが重要と考えられます。このようなことを参考に研究成果を評価し、研究計画を練られるようおすすめいたします。
- 3) A02 山崎先生のスライド5 によりますと、タングステンの許容量は 3×10^{-5} です。ITER における検討ですと、加熱パワーから放射損失を除いたパワーが LH 遷移パワーよりも大きくなり、H モードが維持できる、という条件はこれよりさらに厳しく、 1×10^{-5} 程度のようなようです。

3. 各班の成果の概要

3-1. 総括班

総括班では

- (1) 特定領域「核融合トリチウム」研究打合せ会 4月30日 (於 名古屋)
- (2) 第7回核融合エネルギー連合講演会にて情報発信の為の発表 6月19~21日 (於 青森)
- (3) 2nd ITER International Summer School にて核融合トリチウムに関する講義 7月22~25日 (於 九大)
- (4) トリチウム研究会 8月22日 (於 核融合科学研究所)
- (5) 「シミュレーションと実験の連携に関するWS」9月2~3日 (於 徳島大)
- (6) 学会企画セッション「トリチウムの増殖比から見た核融合炉の経済性」9月4~6日
日本原子力学会 秋の大会(於 高知工科大学)
- (7) プラズマ・核融合学会年会シンポジウム「核融合炉におけるトリチウムの計量管理」
12月2~5日 (於 宇都宮)
- (8) 公開シンポジウム「核融合炉実現のためのトリチウム研究の新展開・20年度成果報告会」
(於 東京)

を主催し、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うことにより、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てきました。

今年度は、ITER サマースクールへの3名もの講師派遣、核融合炉材料国際会議および核融合炉工学国際会議等での成果発表、米国 Tritium Focus Group meeting への派遣、ITPA 会議への協力等に加えて、夏期および冬期にそれぞれ中間報告会、年度成果報告会を公開シンポジウムとして開催する予定です。班相互の交わりを深め、より一層の成果と発展ははかって行きたいと思っております。どうかより一層のご協力をお願いいたします。

3-2. A01 班

核融合炉内のトリチウム蓄積量を精度良く評価し、許容量以下に制御することは、核融合炉において最も重要な課題の一つである。しかしながら、核融合炉壁環境は、複数のイオンや中性子が入射したり、壁材料がイオンやダストの状態では損耗堆積するなど、多くの複合的な影響が同時に起こる複雑環境であるため、このような環境における基礎データの蓄積と現象の理解、適切なモデリングが必要である。本計画研究ではこのような複雑環境におけるトリチウムの蓄積現象を解明するため、以下の5つのテーマについて研究を進めている。

- (1) 複数イオン照射環境下でのプラズマ材料相互作用の解明。炭素の堆積条件(温度依存性)と重水素蓄積量が明らかになった。重水素・ヘリウム同時照射により、タングステン中の水素吸蔵量が低減されることを明らかにした。
- (2) 照射損傷がトリチウム蓄積挙動に与える影響。高エネルギー水素イオンによる照射損傷により、1.4%/dpaの重水素蓄積場所の生成率が求められた。この結果から ITER のトリチウム蓄積量を見積もると10年で約1桁大きくなった。

- (3) ダストがトリチウム蓄積に与える影響。プラズマ中のダストの運動を調べる実験を行い、シミュレーションによる結果との対応を調べた。また、タングステンや炭素の新たなダスト形成メカニズムを示した。
- (4) 実機における壁材料の損耗・輸送・堆積現象の解明とそのトリチウム蓄積に与える影響。JT-60U 装置において、タイルギャップやリモートエリアにおける炭素の堆積と重水素蓄積量を明らかにした。
- (5) 壁材料中のトリチウム除去に関する研究。希ガスによるグロー放電で、SUS 中の水素同位体が効率的に除去できることを明らかにした。また、水素同位体交換による、トリチウム除去の可能性も示した。

3-3. A02 班

核融合炉内のトリチウム蓄積量の評価とその低減を目指して、EDDY コードによる炭化トリチウムのタイルギャップへの再堆積過程とその低減に関する研究、EDDY コードと ERO コードとのベンチマークを行った。また、分子動力学シミュレーションによる化学スパッタリングの表面構造依存性など、炉内炭素壁での炭化トリチウムの発生機構の研究が進展した。特にタングステンについては、水素同位体の原子拡散過程を明らかにするため分子動力学シミュレーション研究を行い、また、水素同位体のリテンション量の照射量依存性と温度依存性の観測データを ACAT-DIFFUSE コードによる計算と比較した。

さらに、水素リサイクリング素過程の表面電子移行計算への ACAT コードによる粒子反射過程の導入や、欠陥形成エネルギーの第一原理計算と統計力学モデルによる原子空孔による水素原子の多重捕獲の研究も進んでいる。核燃焼プラズマ中での微粒子の振る舞いやそのトリチウム蓄積挙動を明らかにするため、背景プラズマとして実トカマク形状のコアプラズマと SOL/Divertor プラズマの準備が進み、B2-EIRENE コード計算による HL-2A トカマクの SOL/Divertor プラズマを用いて微粒子の運動を解析した。

また、ダイバータ総合コード SONIC はコアプラズマコードとの統合化に向けたモジュール化を行うと共に、EDDY コードとの結合を進め、炭化水素の主プラズマへの混入過程を調べた。先進粒子コード PARASOL によるシミュレーションは、C-MOD 実験のプラズマ流を再現するとともに、SOL プラズマ流構造形成において捕捉イオンのバナナ運動効果を見いだした。IMPGYRO コードは、昨年度完了した EDDY コードの結合に続き、改良したコードで JT-60U 装置のタングステン堆積分布の解析を A 1 班との連携の下に進めている。一方、今年度、さらにコード総合化を目指し、背景プラズマコード SOLPS との結合作業を進めている。

3-4. B01 班

核融合炉で必要な燃料トリチウムを効果的にかつ安全に自給製造するためのブランケット基礎研究をおこなうため、固体ブランケット (Li_2TiO_3 , Li_4SiO_4 , Li_2ZrO_3 , Li_2O 等酸化物) あるいは液体ブランケット (液体 Li, $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$, Flibe) との中性子核反応で発生するトリチウムの動的移行挙動を実験と解析に基づき研究した。本年は、特定領域研究[核融合トリチウム]の二年目であり、前年の成果を踏まえ、基礎過程の定量的解明と新規回収法の開発に焦点を当てた。まず、固体ブラ

ンケット増殖材を原子炉中性子照射後、加熱昇温下で He に水素や水蒸気を混入させた条件の実験放出曲線をトリチウム反応、脱離、拡散のマイクロ過程の速度式とバランス式に基づいて解析し、良好な一致を得た。

また諸外国でのトリチウム放出結果も本年度開発した計算コードで定量的に評価できることが分かった。また固体ブランケット充填ペブル材中のトリチウムと熱の移行を数値計算解析するとともに、流動装置を組み立て、スモーク法と X 線 CT 法による充填層内流動観察結果と比較し、定量的な一致を得た。結果は、ITER-TBM の製作、実験に反映させ、mm 以下の精度で、空隙流動を予測し、トリチウム増殖比の評価に導いた。固体ブランケット He パージガスからトリチウムを回収するための酸化物プロトン導電体を用いる方法について、トリチウム回収実験をおこない、水蒸気の影響を明らかにした。

液体ブランケット材の研究では、Flibe を中性子照射後、ヘリウムパージガスへのトリチウム脱離速度と水素-トリチウム同位体交換速度を求め、トリチウム回収可能性について検討した。液体 Li では、金属リチウムへの吸収による回収可能性について世界で初めて実験的に実証した。固体と液体ブランケットにおけるトリチウム回収の成果は日本原子力学会、2008 年秋の TOFE (米国)、SOFT (ドイツ) で開催された核融合炉工学関連国際会議で発表した。

3-5. B02 班

近年特に注目されている液体トリチウム増殖材料を中心に、原子炉やトリチウムを用いた実験研究等を行い、それらの内部、表面、及びその近傍におけるトリチウム挙動について学術的基盤を構築することを目的として平成 19 年度から平成 23 年度の特定領域研究の中の計画研究 B2 として実施している。平成 20 年度は、各種トリチウム増殖候補材料におけるトリチウム及び水素同位体挙動の解明を平成 19 年度に引き続き進めた。

溶融塩増殖材料候補であるフッ化リチウムフッ化ベリリウム混合溶融塩(Flibe)については、非金属不純物だけでなく金属不純物についての純化を進め、Flibe 中水素同位体不純物脱離挙動の研究準備を整えた。

液体金属増殖材料候補である溶融リチウム鉛合金については、トリチウム透過防止被覆候補材との高温共存性を確認するとともに、弥生炉で照射可能な自然対流ループシステムである高温液体金属循環下水素透過挙動測定装置を設計製作した。

液体金属増殖材料候補である液体金属リチウムについては、リチウムと接する構造材料配管を通しての水素同位体の透過漏洩挙動研究の第一歩として、二重管の中心を液体リチウム、管の間を高真空としたシステムでの試験を行い、リチウムから純鉄壁を通しての重水素漏えい挙動を試験し、漏えい挙動には純鉄中水素拡散係数以外の要素がほとんど関わらない事を見出した。

固体増殖材料については、リチウムタイタネートを対象とし、トリチウム放出に深く関わる酸化還元状態変化を模擬した試料の作成法の検討を進めるとともに、作成した試料の熱力学特性についての知見を得た。

また、ブランケット構造材料壁におけるトリチウム透過防止コーティングについて、重水素透過による透過挙動試験装置の測定限界を上げるための改良を行うとともに、作成した被覆の分析と特性試験を昨年度に引き続き実施した。

3-6. C01 班

原子力機構においては、吸着法トリチウム水処理システムの開発の一環として、ゼオライト吸着剤のシリカアルミナ比の変化による同位体分離性能及び脱水性能の変化についてデータ取得をした。また、化学交換法水処理システムで用いられる高分子電解膜の放射線照射による耐久性データを取得した。高濃度トリチウム水中における金属の腐食挙動の研究に関しては、電気化学測定装置を整備し、4500Bq/cc までのトリチウム濃度では、腐食電位、腐食電流密度等の腐食速度を予測する値に違いがないことを観測した。

名古屋大学においては、内径 5.5 cm, 充填長 1.5 m の化学交換塔を用いて行った軽水素 - トリチウムの同位体分離データを取得し、また、「通り抜け段モデル」による解析により、流下水のチャンネルングの効果が分離性能に影響することを示した。さらに、化学交換塔で重要な、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。

富山大学においては、実験に使用する 4.1MBq/cc のトリチウム水を調製するとともに、ポリプロピレン膜 (膜厚 6 μ m) 中の水蒸気の透過挙動 (室温) 測定を開始した。静岡大学においては、水素同位体滞留量に及ぼす金属酸化膜形成温度について検討し、形成温度が高くなるに従って滞留量が増加すること、酸化膜として Fe_2O_3 と FeO が形成しており、この化学状態が滞留挙動に大きく影響していることを示した。

3-7. C02 班

トリチウム (T) 透過障壁として、Au 膜および ZrO_2 系酸化物膜の特性を評価した。フェライト鋼上に厚さ 10 μ m の Au 膜をめっきしたところ、573K で約 1/1000 の透過抑制効果が得られたが、高温領域では抑制効果は減少した。一方、ゾルゲル法で成膜した厚さ約 50 nm の ZrO_2 層を基材とし、さらに厚さ約 150 nm の被覆層を形成したところ大きな抑制効果が発現し、透過速度が 823K で 1/2000 に減少した。並行して、可搬・高感度ファイバープローブ型分光装置および分析用チャンバーを用い、ラマン分光法による結晶構造解析を行った。今後、障壁効果と膜構造の関連を調べ、透過機構の解明と更なる性能向上を目指す。

除染技術については一次閉じ込め材料であるオーステナイト鋼とプラズマ対向材料 (PFM) であるタングステン (W) に重点を置いた。前者については、露点計を用いた水分管理の下で脱離挙動を調べ、大気中から真空中 (10^{-6} Pa) という広い水蒸気分圧範囲において T の脱離が拡散律速モデルで記述できることを見出し、除染処理及び廃棄物保管中の T 挙動を予測する見通しを得た。

W については、磁気軸受ターボ分子ポンプを用いて水素同位体滞留・脱離挙動解析装置を構築し、重水素 (D) の脱離挙動に及ぼす炭素 (C) 同時照射の影響を調べた。C を単独照射したのち D 照射した場合は D の除染に 900 K 以上での加熱が必要であったが、C と D を同時照射した場合には 700 K 以下の温度で除染できるという興味深い結果を得た。加えて、PFM からの T 脱離を実機 (LHD) で評価するための、水素同位体モニタや T 水連続回収設備を設計した。以上のマクロ挙動の研究と並行し、量子力学計算・分子動力学計算・モンテカルロ法により T 挙動を解析・予測するモデルの構築も進めた。本年度は拡散モデルの構築に重点を置き、体心立方晶金属について同位体効果等を予測する見通しを得た。

4. 中間評価に向けて

まずお願いしたいのは、領域設定時の達成目標(添付)に対して、各計画研究班の研究状況と今後の推進計画をまとめていただくことです。また場合によっては相互の意思疎通、意識統一さらには相互乗り入れ、が必要になるでしょう。各班の年次計画をさらにブレイクダウンして、目標に向けての着実な進捗をわかりやすく提示することができればベストかと思います。学術的な位置づけを持っていただきたいと思います。

もう少し具体的には、

- (1) 研究のターゲットとその意義を特定領域研究の枠組みの中でしっかり位置づける。

田中先生がご指摘されたように、技術(工学)と科学(理学)の2面性のなかでの位置づけが必要です。即ち工学として ITER または核融合炉を念頭に

イ) 実験室レベルでの研究の場合は、研究結果の実機レベルへの外挿性を位置づける。

ロ) 実機レベルでの研究の場合は、その系と ITER や核融合炉との違いを認識すると同時に、実験結果をいかに基礎データとつなぐかを明確に認識する。

ハ) 新しい計測法の開発の場合核融合を想定した場合は、その必要性和核融合環境での適合性を明確にする。

この際 ITER と核融合炉とでは、かなりの部分でターゲットが異なることを認識する必要があります。

- (2) トリチウムの科学として、新しく何に寄与しようとするのか。

扱っている現象のもとになる物理と化学の整理、および過去に発表されている結果の活用またはそれとの比較等にもとづく新しい科学へどう寄与するのか。

- (3) 水素中に希薄に含まれたトリチウムを使った実験と、もともと超微量しかつかわない(使えない)実験とを峻別すべきです。

イ) 多量のTを使うシステムのR&Dのためには、H、Dによるシミュレーション研究が可能ですが、安全性への考慮は難しい(ほとんど不可)です。

ロ) 各Tシステムでトリチウムの滞留率を1%以下に抑えるためのR&Dは、H,D とでは(そのアカウントビリティを保障する事は)その定量性の不確かさ故にきわめて難しいです。

- (4) 技術と科学に共通することですが、今自分が扱っている系のできるだけ正確な把握と、その系と核融合炉環境との関係を把握する必要があります。

- (5) イオンや励起原子が入射する表面を扱う場合は、表面は非平衡状態であり、速度論的に扱わざるを得ません。しかし常に平衡状態との比較も必要です。さらに粒子としての速度論だけでなく、エネルギー散逸過程であることも同時に考慮する必要があります。

- (6) 水素を扱う場合は常にその中の不純物水分の把握が必要です。

この際、露点を -100°C にすることは至難であることに気を配ってください。水素を系に閉じ込めると、系から発生する不純物により、露点は容易に -30°C 程度に上昇してしまいます。トリチウム実験の泣き所は、トリチウムを循環させるのが大変なため、常に、この不純物問題がつきまとうことです。これは真空中の残留ガスの問題と全く同じです。トリチウムガス中にゲッターをいれるか、トリチウムが貯蔵されている水素化物の平衡解離圧を利用して、水素化物のゲッター効果に期待するしかありません。

- イ) 水-水素系だと、酸素ポテンシャルと水素ポテンシャルの把握が必要です。材料中だと、水素ポテンシャル（または水素濃度）の把握が必要です。層境界ではポテンシャルは連続でも濃度は不連続になることにも注意してください。さらに材料中の不純物との相互作用も考慮する必要があります。
- ロ) 水素のスパッタリングを考えると、水素のスパッタ率が 10^{-3} 程度なので、1%の不純物が混在するだけで、不純物のスパッタ効果の方が大きくなります。
- ハ) 質量測定による水素の取り込み量測定は極めて難しいです。酸素が16倍重いことを認識する必要が有ります。

- (7) 繰り返しになりますが、我々が得た成果の ITER あるいは核融合炉への外挿性は問題です。

例えば、核融合炉ダイバータのへの粒子フラックスは現状のトカマクの1000倍以上にもなります。またトリチウムの扱いでは10桁以上も違う条件下での現象を追いかねばなりません。一般に3桁かわれば、そこでの物理現象が変わる、といわれます。(例えば KeV はプラズマの世界、eV は化学の世界、meV は熱の世界、 μeV は低温の世界です)

我々の多くの実験結果は、上位桁にあるいは下位桁に外挿しなければなりません。単なる外挿は、だれにでもできますが、その外挿の確かさが説得できるものでなくてはなりません。ここにも学術の出番があります。

5. 20年度の主要な活動実績 (太字は本特定領域が主催/共催/協力)

日程	内容
4月30日	特定領域「核融合トリチウム」研究打合せ会
5月2日	ITER STAC 検討会 (A1班共催、JAEA)
5月9-10日	第2回 日中トリチウムワークショップ(仙台)
5月26-30日	第18回 プラズマ壁・相互作用国際会議(18th PSI) Toledo, Spain
6月2-3日	第9回 核融合炉におけるトリチウム国際ワークショップ (PSI サテライト会議) Salamanca, Spain
6月11日	A1 & A2班合同研究打合せ会
6月19-21日	第7回核融合エネルギー連合講演会
7月16日	ITER STAC、及び ITPA 検討会 (A班共催、NIFS)
7月22-25日	2nd ITER International Summer School (総括班協力、九大)
8月4-5日	C1 & C2班合同班会議
9月2-3日	総括班主催「シミュレーションと実験の連携に関するWS」(徳島大)
9月4-6日	日本原子力学会 秋の大会 (高知工科大学)
9月4日	日本原子力学会 核融合工学部会企画セッション (総括班提案、高知工科大学)
9月8-12日	14th International Congress on Plasma Physics(ICPP2008) Fukuoka, Japan
9月15-18日	11th ITPA topical group meeting on SOL and divertor physics Nagasaki, Japan
9月15-19日	25th Symposium on Fusion Technology (SOFT 2008) Rostock, Germany
9月28日- 10月2日	18th Topical Meeting on Technology of Fusion Energy (TOFE-18) San Francisco, USA
10月13-18日	22nd IAEA Fusion Energy Conference , 50th Anniversary of Controlled Nuclear Fusion Research Geneva, Switzerland
12月1日	B1 & B2班合同研究打合せ会
12月2-5日	プラズマ核融合学会 年会 (栃木県総合文化センター)
12月5日	プラ核学会・シンポジウム「核融合炉におけるトリチウムの計量管理」 (A班提案、栃木県総合文化センター)
12月9-12日	第18回 国際土岐コンファレンス(ITC18)(セラトピア土岐)
12月25-26日	PWI 研究に対する情報交換会 (A班共催、NIFS)
平成 21 年	
1月23日	B2班研究打合せ会
2月23日	C1 & C2班合同班会議(第2回)
3月5-6日	公開シンポジウム「20年度成果報告会」(東京)
3月23-25日	日本原子力学会 春の年会 (東京工業大学)

主要な発表資料はホームページ <http://tritium.nifs.ac.jp/>に入っただき、「プロジェクト資料」からご覧いただけます。

6. 今後の主要な活動予定 (太字は本特定領域が主催/共催/協力)

日程	内容
<平成 22 年度>	
10月 24-29 日	第9回トリチウム科学技術国際会議(Tritium2010)奈良県新公会堂
<平成 21 年度>	
4月 27 日	総括班会議(第1回)
4月 23 日	C02班研究打合せ「除染WS」(富山大)
5月 30 日	トリチウム透過漏洩量評価と透過防止技術に関するWS(C班企画、東大)
5月 31 日 - 6月 5 日	23rd Symposium on Fusion Engineering (SOFE 2009) San Diego, USA
8月 28-29 日	全体会合「21年度中間評価報告会」(かんぼの宿・浜名湖三ヶ日)
9月 7-12 日	第 14 回核融合炉材料国際会議(ICFRM-14)、札幌コンベンションセンター
9月 16 - 18 日	日本原子力学会 秋の大会 (東北大学)
9月-10月	特定領域「核融合トリチウム」中間評価ヒアリング
10月 11-16 日	9th International Symposium on Fusion Nuclear Tec.(ISFNT-9) Dalian, China
12月 1-4 日	プラズマ核融合学会 年会 (京都市国際交流会館)
12月 8-11 日	第 19 回 国際土岐コンファレンス(ITC19)(セラトピア土岐)
平成 22 年	
3月	公開シンポジウム「21年度成果報告会」
3月 26-28 日	日本原子力学会 春の年会 (茨城大学)

<事務局より>

田辺先生初め、各計画研究の先生方が核融合炉トリチウムのさまざまな課題に対して熱心に取り組んでくださり、2年目も実り多い結果となりましたことを感謝いたします。研究メンバー間の情報交換も学会の場とは違った和やかで相互協力的な雰囲気を実施できる機会が増えてきたと実感しています。連携研究の推進に向け、引き続きご支援ご指導よろしく願いいたします。

特定領域「核融合トリチウム」事務局
 核融合科学研究所 安全管理センター
 朝倉 大和
 電話 0572-58-2321
 ファックス 0572-58-2610
 E-mail asakura.yamato@nifs.ac.jp
 ホームページ <http://tritium.nifs.ac.jp>