



## 解説

# IFMIF/EVEDA リチウムターゲットシステムの開発

若井栄一<sup>1)</sup>, 近藤浩夫<sup>1)</sup>, 杉本昌義<sup>1)</sup>, 深田智<sup>2)</sup>, 八木重郎<sup>3-4)</sup>, 井田瑞穂<sup>1)</sup>, 金村卓治<sup>1)</sup>, 古川智弘<sup>5)</sup>, 平川康<sup>5)</sup>, 渡辺一慶<sup>1)</sup>, 藤城興司<sup>1)</sup>, 鈴木晶大<sup>4)</sup>, 寺井隆幸<sup>4)</sup>, 枝尾祐希<sup>1)</sup>, 廣本鉄史<sup>2)</sup>, 重春諭志<sup>2)</sup>, 新妻重人<sup>1)</sup>, 木村晴行<sup>1)</sup>, 堀池寛<sup>6)</sup>, 帆足英二<sup>6)</sup>, 鈴木幸子<sup>6)</sup>, 山岡信夫<sup>6)</sup>, 芹澤久<sup>7)</sup>, 川人洋介<sup>7)</sup>, 辻義之<sup>8)</sup>, 古谷一幸<sup>9)</sup>, 武尾文雄<sup>9)</sup>

<sup>1)</sup>日本原子力研究開発機構核融合研究開発部門, <sup>2)</sup>九州大学大学院総合理工学研究院,

<sup>3)</sup>核融合科学研究所ヘリカル研究部, <sup>4)</sup>東京大学大学院工学系研究科,

<sup>5)</sup>日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター技術開発部, <sup>6)</sup>大阪大学大学院工学研究科,

<sup>7)</sup>大阪大学接合科学研究所, <sup>8)</sup>名古屋大学大学院工学研究科, <sup>9)</sup>八戸工業高等専門学校機械工学科

(原稿受付: 2012年10月16日)

国際核融合材料照射施設(IFMIF)の工学実証・工学設計活動(EVEDA)を2007年より実施している。この中でリチウムターゲット(標的)施設の研究開発は実施機関として2010年度に世界最大の5,000ℓの液体リチウム試験ループを完成させ、各機器の機能性試験およびそれに続く、ターゲット部のリチウム自由表面流15m/sの流动試験までの第一段階確証試験を成功させたところである。また、リチウムターゲットに係る工学実証試験や工学設計の活動とその成果を概説するとともに、関係する液体リチウム関連技術への波及効果等についても併せて言及する。

### Keywords:

IFMIF/EVEDA, IFMIF, Lithium target, EVEDA Li test loop, purification, Tritium, Y trap, N trap

## 1. IFMIF/EVEDA 事業の概要

核融合原型炉の構造材料等は運転中に、中性子フルエンスが10MW/m<sup>2</sup>以上で中性子壁負荷が3.5MW/m<sup>2</sup>(ピーク値: 5MW/m<sup>2</sup>)となる約14MeVのエネルギーを持つ中性子環境下で使用される[1]。このような環境下で使用する材料は弾き出し損傷が生じるとともに、核変換元素であるヘリウム(He)や水素(H)等が生成され、材料の延性等の特性は徐々に劣化していく[2-18]。核融合炉原型炉を開発する上で、これらの材料特性変化の挙動予測を正確に行うこととは重要な課題となっている。図1に21世紀中葉に核融合の実用化をめざした開発ステップの考え方を示す[19]。ここではITERと原型炉および原型炉のための工学研究活動の間の関係を示しており、国際核融合材料照射施設(IFMIF)は開発ステップ上、重要な施設に位置づけられている。

IFMIFは原型炉(DEMO)の材料を中心とした照射による特性変化の挙動予測評価に必要な、核融合炉に匹敵する高強度で且つ炉環境を模擬する中性子照射場を提供することを目的として、開発を進めている加速器駆動型の中性子

照射施設である。IFMIFの概念形成はIEA活動の下で1993年から開始され、2003年12月にまとめられたComprehensive Design Report[20](CDR)に詳述されており、その概要は本学会誌でも紹介されている[21, 22]。IFMIFの建設に向けた工学設計と主要機器の工学実証活動(EVEDA)は、幅広いアプローチ活動[23]の一環として2007年6月より日欧で開始された。また、IFMIF/EVEDA事業では、将来、IFMIF建設を判断するために必要となるIFMIFの工学設計を行うとともに、その重要構成要素について、設計の裏付けとなる実証試験データの取得をめざしている。

D-T核融合により発生する14MeV中性子は、材料中の原子との核反応による核変換やH, Heなどのガス原子を生成する能力が高いため、照射場の性質は、散乱衝突で生じる弾き出し損傷と核変換の効果の配分が実際の環境に近いことが要求されるとともに、パルスビームではなく、連続ビームが必須の条件としてユーザーズコミュニティから要求されている。Heなどの希ガス元素は材料の特性(延性低下、延性脆性遷移温度の上昇やスエーリング促進など)に大きな影響を及ぼすことが知られている[10-14]。ここ数年

*Development of Lithium Target System in Engineering Validation and Engineering Design Activity of the International Fusion Materials Irradiation Facility (IFMIF/EVEDA)*

WAKAI Eiichi, KONDO Hiroo, SUGIMOTO Masayoshi, FUKADA Satoshi, YAGI Jyuro, IDA Mizuho, KANEMURA Takuji, FURUKAWA Tomohiro,

HIRAKAWA Yasushi, WATANABE Kazuyoshi, FUJISHIRO Kouji, SUZUKI Akihiro, TERAI Takayuki, EDAO Yuuki, HIROMOTO Tetsushi,

SHIGEHARU Satoshi, NIITSUMA Shigeto, KIMURA Haruyuki, HORIIKE Hiroshi, HOASHI Eiji, SUZUKI Sachiko, YAMAOKA Nobuo, SERIZAWA Hisashi,

KAWAHITO Yosuke, TSUJI Yoshiyuki, FURUYA Kazuyuki and TAKEO Funio

corresponding author's e-mail: wakai.eiichi@jaea.go.jp

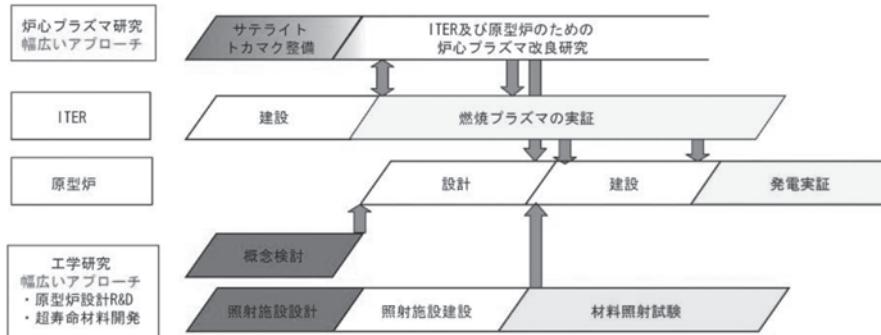


図1 21世紀中葉の実用化をめざした核融合研究開発の開発ステップ[19].

の中で様々な照射試験施設による核融合炉材料の照射損傷評価を実施する計画が諸外国で立案され、He（またはH）の生成量と照射損傷量の比率を核融合照射環境の条件（低放射化フェライト鋼の場合、約10 appm-He/dpa、約40 appm-H/dpa）に近い条件を設定できるものもあるが、核破碎ターゲット照射の場合、発生する中性子のエネルギーが高いため、その他の核変換生成元素やその生成量に大きな違いが生じる。例えば、25 dpaまで照射を受けた場合、核融合照射環境下（IFMIF含む）では考えられない、ケイ素、リン等の元素が10 wtppm近く生成することがわかっており、これらの元素は微量でも材料強度特性に悪影響を及ぼすことが一般的に知られているため、このような照射環境で得られた結果を評価する場合、十分な注意を払ってその有効性などを判断する必要がある。さらに、核破碎ターゲット照射はパルスビームであり、照射欠陥の発達過程が異なることも考慮する必要があるので、照射による材料強度特性の推移を高精度に評価するには、少なくとも上記2つの点からもよい方法ではないと考えられる。

照射効果は材料の温度に大きく影響されるため、照射による核発熱が照射の有無で変動すると材料温度を一定に保つことが困難になり、照射データの質が低下する。このため、中性子強度の安定性（照射装置の高い信頼性）が要求される。IFMIF/EVEDAの活動を通して取り組んでいる技術的な課題は、(1)核融合炉に匹敵するような強大な強度の中性子場をコンパクトに実現し、(2)定常的な中性子場を長期間安定に維持することに集約される。IFMIFは40 MeV、250 mA (125 mA × 2基) の大強度定常重水素イオンビームを発生する加速器系[24-29]、重水素(D)との核反応により中性子を発生するリチウム(Li)ターゲット（標的）系[28-33]、および照射試験設備系の施設から構成される[28, 29, 34-36]（図2参照）。また、IFMIFで照射した材料の強度特性等の評価を実施する照射後試験施設も併せて設計や試験検討等[37-40]が進められている。

2012年4月時点でのIFMIF/EVEDA事業の概略スケジュールを図3に示す。各施設のテーマごとに国内の大学との連携を図り、いくつかの共同研究として様々な評価を進めてきた。2007年の開始当初、6年間の計画で工学実証と工学設計を完全に完了する予定であったが、原型加速器の開発・製作に時間を要しており、日本原子力研究開発機構(JAEA)青森研究開発センターでの加速器の実証試験を

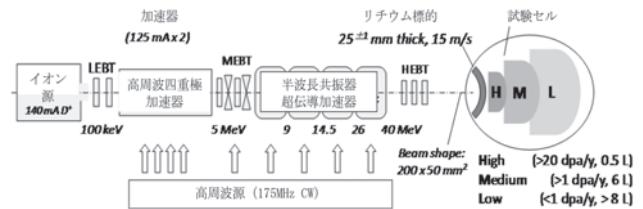


図2 IFMIFの機器構成.

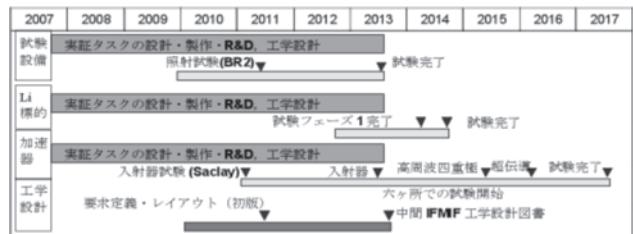


図3 IFMIF/EVEDA事業の概略スケジュール.

2017年半ばまで延長した。また、JAEA大洗研究開発センター内に建設したLi試験ループは東日本大震災（大洗地区では震度5強）の影響で1年半程度の遅れが出たため、運転試験を2014年半ばまで延長する予定である。その他の活動は概ね、当初予定どおり2013年半ばに終了の予定であるが、試験設備テーマ関係の一部であるベルギーBR2炉での照射する試験用モジュールなどの製作完了が遅れている状況にある。ただし、工学設計活動は2013年半ばに完了となるが、設計を裏づけるために予定していた実証試験がそれまでに完了しないため、中間工学設計という形を取ることになっている。設計書は3つの設計フェーズ（設計要求／詳細設計／総合設計）を経て作成する。以下にそれぞれの実証試験の概要を示す。

1) 加速器系： 要求仕様である40 MeV／電流125 mAの連続ビームを加速するには、空間電荷によるビーム発散力が大きい低エネルギー部の実証が重要であるため、図2に示した超伝導加速器初段までを原型加速器として製作・運転試験を行う。図4に、青森研究開発センターに建設した加速器試験棟の外観および2013年以降に順次納入される主な機器を示す。ビーム試験に伴う放射線遮蔽評価に必要なデータの整備を九州大学との共同研究で実施した。日本が担当する中央制御・安全系の設計とレビューが完了し、試作機による接続確認試験が進行中であり、実施に向けた

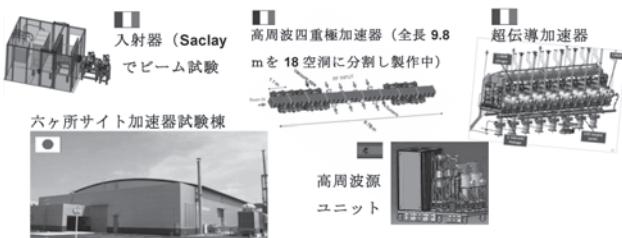


図4 IFMIF/EVEDA 原型加速器試験施設。

作業に移行しているところである。2013年には高周波四重極加速器の部分モジュールの電界印加試験が予定されており、日本が分担納入する高周波カプラーの大電力試験と組み合せて欧州で実施する予定である。

2) Li ターゲット系： Li 試験ループは2010年11月末に完成し、2011年12月から2月末まで試運転として機能試験を実施した直後、2011年3月11日に東日本大震災による被害(主に支持構造部のプレスの変形など)を受けたため、復旧工事の終了まで1年間を要した。2012年の7月末までに震災前の状態に復帰させるとともに、各種機器の詳細な機能性確認試験を実施した。今後、最大機能実証試験を経て安定動作確認試験に至る計画である。さらに、大阪大学とJAEAの共同研究で標的のLi流動解析、名古屋大学とJAEA間ではLi自由表面流の解析と評価および計測法の開発、東京大学と九州大学とJAEAの間では水素トラップと水素モニターおよび窒素(N)トラップを主体とした純化システムや純度監視系システムの開発、さらに大阪大学と八戸工業高等専門学校とJAEAの間では遠隔操作システム開発等の研究開発に取り組んでおり、交換機器に平板部(厚さ2 mm)を設け、それ同士の溶接および切断に最新のファイバーレーザー技術を適用した遠隔操作技術の実証試験などを実施しており、EVED ALI 試験ループ (ELTL)での実証試験等とともに、これらの成果や知見を工学設計書へ反映させているところである。一方、欧州はLiループ中で発生する可能性があるキャビテーションに対する検出器や、Li中の不純物をオンラインで計測する抵抗計等の準備を進めている。

3) 試験設備系： 高中性子束領域の試験モジュール(HFTM)等の照射設備機器をベルギーのBR 2炉を用いて照射する試験を今年度内に実施する予定である。ドイツカールスルーエ工科大学(KIT)では大型のHeガスループを用いて原型HFTMに対する段階的なアセンブリ試作機の流動試験が進められ、京都大学では高温照射用に開発中のHFTM原型モデル体を製作して、N<sub>2</sub>ガス流動下でその機能性評価試験を進めている。また、微小試験片試験技術開発では、疲労試験に関しては東北大学と核融合科学研究所(NIFS)とJAEAの共同研究で試験片の形状効果とサイズ効果、さらには試験装置開発と計測限界評価等を進め、破壊靭性試験に関しては京都大学・東北大学とJAEAの共同研究で同様な研究開発を進め、き裂成長速度試験に関しては八戸工業大学とJAEAが共同で研究を行ってきた。これらのEVEDAの活動で得られた新しい知見に基づいて、IFMIFで用いるべき試験片の形状や試験装置やその使用環境および、試験方法などについて、今後に取り組むべ

き課題を示すとともに、照射モジュールや関連する照射後試験施設の設計が纏められつつある。

4) 工学設計： 事業目標では「IFMIF の詳細・完全・且つ十分に統合された工学設計」を行う計画であったが、上記の工学実証試験の計画が遅れ気味であるため、「中間的 IFMIF 工学設計報告書として纏める」ことに目標を変更した。3つの設計フェーズ(設計要求/詳細設計/総合設計)を経て、2013年6月末までに完了させる予定で進めている。

## 2. Li ターゲットの概要

IFMIF での中性子発生方法は D-Li 反応を用いた加速器駆動システムを採用する。ターゲットとなる液体 Li は中性子発生効率に優れ、常圧 453.5 K で液化し、熱輸送媒体として利用しやすいうことから選ばれている。D-Li 反応による中性子は、鉄鋼材料の場合、D ビームのエネルギーが 30~40 MeV の場合に丁度、14 MeV 中性子と同等の照射効果をもたらすこと、ビームエネルギーが大きいほど中性子強度が飛躍的に増加することから、IFMIF では 40 MeV の D イオンのエネルギー条件が採用されている。図2 に示した試験設備における中性子強度と照射体積の要求を満足するには、電流は 250 mA 以上が必要であり、その形状は幅 200 mm で高さを 50 mm とした。加速器は技術現状から、2 台の 125 mA 線形加速器を並列で使用することにしている。もし 1 台が故障した場合、もう 1 台で照射を継続できるという利点がある。このビームを受ける Li ターゲットの要求仕様は、40 MeV の D の Li 中の飛程が Li 表面から 22 mm であり、除熱するために、幅 260 mm、厚み 25 mm、流速 15 m/秒となる。このように IFMIF では入射ビームの入熱量(5~10 MW)が非常に高いため、水銀を用いた核破碎標的は日本の J-PARC[41]や米国の SNS[42]の入熱量はそれぞれ 1 MW と 2 MW に比べて高く、鉛ビスマスを用いた液体標的としたスイスの SINQ[43]でも 1 MW であり、これらの核破碎標的では液体金属を容器で覆った構造を採用しているのに対して、IFMIF では Li ターゲットでは液体金属流が片面であるが、自由表面を持つシステムになっていることがその特徴といえる。

IFMIF のターゲット施設で必要なシステムの概念図を

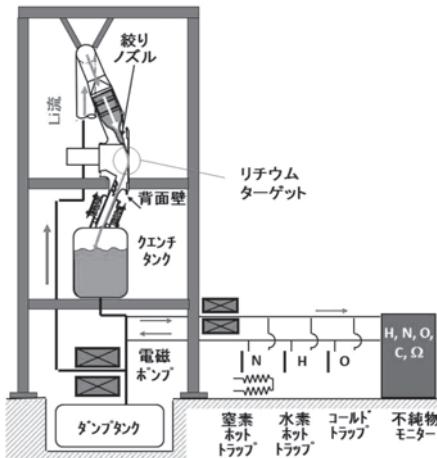


図5 リチウムターゲット施設の概念図。

図5に示す。ターゲット施設は、Li標的、背面壁、ノズル絞り、ビームダクト、Li循環ループ、クエンチタンク、電磁ポンプ、熱交換器、Li純化系システム（コールドトラップ、Nホットトラップ等）や純度監視系システム（Nトラップモニター、コールドトラップモニター、水素トラップモニター、抵抗計等）から主に構成される。ターゲットアセンブリの背面壁の形状やLiターゲット用ノズル設計の検討は井田らによって行われ、ノズルは整流器を通した後に2段階で絞った構造を採用している[44,45]。また、表1には、IFMIFのLiターゲットに要求される主要な仕様項目と性能値を纏めた。ここではIFMIF用Liループ、IFMIF/EVEDAで設計・製作したELTL、阪大やロシアのLiループの仕様の比較を与えた。

### 3. 試験ループ建設およびLi循環試験結果

#### 3.1 EVEDA Li試験ループ(ELTL)の工学設計と建設

ELTLの工学設計においては、機構の保有する液体金属

試験設備の知見を活用し、系統設計、機器構造の設計が行われた。ELTLの装置規模は実機の約1/3としたものであり、試験部において実機と同等の最大流速20m/秒もの高速でかつ、自由表面を有する安定なLi流れを生成させることが重要な課題である。表1で示したELTLの主な仕様条件は2004年に作成されたCDRで纏められた物をベースに実機の1/3サイズとしており、次のステップとして製作のための詳細設計の前段階としてLi試験ループの基本検討を行った。その設計の基本部を定めた（表2～3を参照）。また、ELTLの工学設計では、この評価等をベースにして翌年から設計・製作を開始した。この際に適用した法規は消防法であり、参考した規格は、圧力容器構造規格(2003(平成15)年4月30日厚生労働省告示196号)、JIS B 8265-2003圧力容器の構造－一般事項、JIS B 8280-2003圧力容器の構造－特定規格、並びにJIS B 8280-2003非円筒胴の圧力容器の4つであった。この中でターゲットアセンブリはELTLの主要な構造物であり、その構造図を図6に示す。

表1 国内外における大型の液体Liループ一覧。

	IFMIF 実機	IFMIF/EVEDA Li試験ループ(ELTL)	ロシア (SSC RF - IPPE)	国内(大阪大)
冷却材	Li	Li	Li(水)	Li
ノズル設計	2段階の予定	2段階	2段階	2段階
背面壁	Concave R=250 mm (の予定)	Concave R=250 mm	Concave R=250 mm	Rectilinear
Liジェット厚さ (mm)	25	25	10 (8)	10
Liジェット幅, (mm)	260	100	70 (76)	70
最大Liジェット速度 (m/s)	20 (または15)	20	20	15
流量率 (L/s)	133	50	13	13
圧力 (Pa)	$10^{-3}$	$10^{-3} - 10^5$	$10^{-3} - 10^5$	$10^5$
Li温度 (K) (ノズル出口にて)	523	523-673	523-673	573
ターゲットアセンブリ 材料	低放射化フェライト鋼 (の予定)	316 L (または低放射化フェライト鋼)	12X18H10T*	304 SS
運転時間 (h)	175200 (目標値)	>5000	>1000	1000
状態	工学設計書を作成中 (2013年6月に中間工学設計書(予定))	2011年から (震災復旧後、現在)稼働中	2005年から 稼働中	2002年から 稼働中

表2 工学設計のための基本検討項目の分類。

主検討項目	検討対象のシステム	
A. 系統配置の基本検討	1. 主要仕様	1.1 ターゲットアセンブリ仕様 1.2 主循環系の仕様(サブシステム：クエンチタンク、主循環ポンプ、流量計、冷却器、サーボタンク、ダンプタンク) 1.3 純化系・純度監視系の仕様(サブシステム：コールドトラップ、コールドトラップ用エコノマイザ、純度監視系サンプリング管) 1.4 ガス真空系仕様 1.5 各系統共通仕様(サブシステム：弁、配管、予熱・保温設備、支持架台)
	2. 全体基本検討	2.1 全体系統図、2.2 主循環系系統図、2.3 純化系系統図、2.4 純度監視系系統図、2.5 真空排気系系統図
	3. 基本配置検討	3.1 全体配置図
	4. 全体インベントリ検討	4.1 系統毎および全体インベントリの検討
	5. 各系統にかかる検討	5.1 試験ループ系統圧力損失評価、5.2 電磁ポンプ流量特性、5.3 ヒートマスバランス、5.4 主循環系ドレン、5.5 冷却器容量、5.6 コールドトラップ設計、5.7 真空排気系の排気ダクト径、真空ポンプ排気速度
B. 電気設備の基本検討	1. 必要電力量概算評価、2. 予熱容量、3. 単線結線図	
C. 架台構造に係る基本検討	1. 既存施設の地中梁への負荷等	
D. 運転手報の基本検討	1. 安全保持インターロック系、2. 切替運転手法、3. 純化系流量制御性、4. 運転手順、5. 制御／監視システム	

す。このアセンブリに対して熱応力解析をするため、計算コードとしてABAQUS等を用いて様々な設計条件をパラメータにして慎重に最適な設計が得られるように応力解析などを進めた。ここではその結果の詳細は割愛するが、ターゲットアセンブリの温度分布、応力分布、および変位分布の計算結果はいずれの分布もわずかな変化しかなく、良好なものであると判断された。なお、ELTLの建設設計および建設は、三菱重工メカトロシステムズ（旧神菱ハイテック）によって行われた。

ELTLの製作にあたり、特に、ターゲットアセンブリの製作がその構造の複雑さのため、製作方法の検討が必要であった。最大の課題は、加工のきわめて困難な、ステンレス製のターゲットアセンブリの背面壁やノズルなど（図6）を高精度に加工し、溶接施工する工程である。これに対し、背面壁を加工の基準とする設計思想を導入することによって、これを克服することに成功した。具体的には、基礎となる鋼板に流体計算から決定された背面壁の座標を高精度5軸加工器にて切削する。それと同様に5軸加工機で加工したノズルをボルト固定し、Liのバウンダリになる部分にシール溶接を施す。これにより、背面壁、ノズルとも高精度加工並びに加工後の3次元の形状計測ができることとなり、加えてボルト固定とすることによって、溶接による歪みを防ぐことのできる設計並びにその製作に成功した（図7）。また、IFMIFのためのLi流動挙動に関する実証試験するためには真空下で実施する必要があり、このため、Li蒸気を捕獲し（真空ポンプに到達させない）且つコ

ンダクタンスの小さい蒸気トラップの設計を考案する必要があった。また、EVEDAリチウム試験ループでは、真空条件だけでなく、Ar雰囲気の正圧下でも流動試験を行うため、ターゲットアセンブリの繋ぎ部の下流にクエンチタンクと呼ばれる部分を設け、Arガスのリチウムへの巻きこみを防ぐ設計が施されている。リチウム流の中にArガスを巻きこむとキャビテーション等の現象が生じ、配管や機器類の破損を引き起こす原因となるため、これを防ぐよ

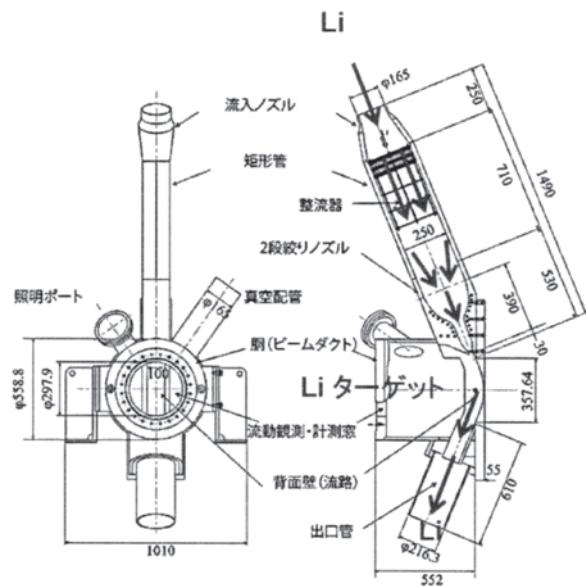


図6 Liターゲットアセンブリ構造図。

表3 工学設計のためのターゲットアセンブリ、循環系、電磁ポンプなどの主要な基本仕様。

仕様項目	仕様条件
設計圧力、設計温度	-0.1~0.75 MPa,G, 673 K
ターゲット部流熱速	定常時 15 m/s, 最大 20 m/s (制御範囲: 5~20 m/s)
使用流体	液体 Li
自由表面Li流幅（ノズル出口）	100 mm ± 0.1 mm 以内 (IFMIF 実機の約 1/3)
自由表面Li流厚（ノズル出口）	25 mm ± 0.1 mm 以内
Li流入口温度	523 K~573 K (制御範囲: 473 K~623 K)
自由表面真空度	10 <sup>-3</sup> Pa 以上
ターゲットアセンブリの材質、表面粗さ	SUS316L, 6.3 μm (▽▽▽ Li接液範囲)
計測監視孔（窓）	7箇所 (フランジ閉止構造), フランジはシール溶接構造を採用
排気系到達真空度	10 <sup>-3</sup> Pa (定常運転時), 到達時間: 24時間以内
ノズル	4B (Li入口ノズル, 真空排気ポート), 10B (Li出口ノズル)
主循環系配管	8B sch20 : 1.2 m/s (37.5 ℓ/s), 1.5 m/s (50 ℓ/s), 4B sch20 : 4.2 m/s (37.5 ℓ/s), 5.6 m/s (50 ℓ/s), (補足: 配管口径増大は, Liインベントリの増加を招く)
循環流量	定常時 37.5 ℓ/s, 最大 50 ℓ/s
純化系および純度監視系配管	1B sch20 : 3.0 m/s (37.5 ℓ/s の 5% の場合), 0.6 m/s (37.5 ℓ/s の 1% の場合). 4.1 m/s (50 ℓ/s の 5% の場合), 0.8 m/s (50 ℓ/s の 1% の場合). コールドトラップ検討結果の 0.2 ℓ/s 時は 0.3 m/s.
配管の肉厚	8B: 6.5 mm, 4B: 4.0 mm, 2B: 3.5 mm, 1B: 3.0 mm (製品肉厚 (sch20), (告示501号第58条(第3種管)に準拠))
電磁ポンプ仕様	6 kg/cm <sup>2</sup> (573 K)の循環ループで最大流量 50 ℓ/s の下, キャビテーションが発生しない条件) ここではクエンチタンクから電磁ポンプの配管 (8B Sch20) を対象評価. なお, クエンチタンク液面圧力は標的アセンブリと同圧で $1 \times 10^{-3}$ Pa とする. 400 V, 750 KVA.
Liのインベントリ	5000 ℓ (523 K換算, 2600 kg相当), 統系内充填 Liインベントリ : 4350 ℓ (10%のマージン含む), ダンプタンク内残存量 : 750 ℓ
必要電力総量	最大電源容量 (正味) : 約 1100 KVA (各設備に対して不確定要素を考慮し, 20%マージンを見込み設定). なお, 運転モードにおける電源容量の概要: 最大電源容量: 約 910 KVA. (内訳: 動力用電源の電磁ポンプ用 750 KVA, その他用 59 KVA, およびヒータ用電源 110 KVA)

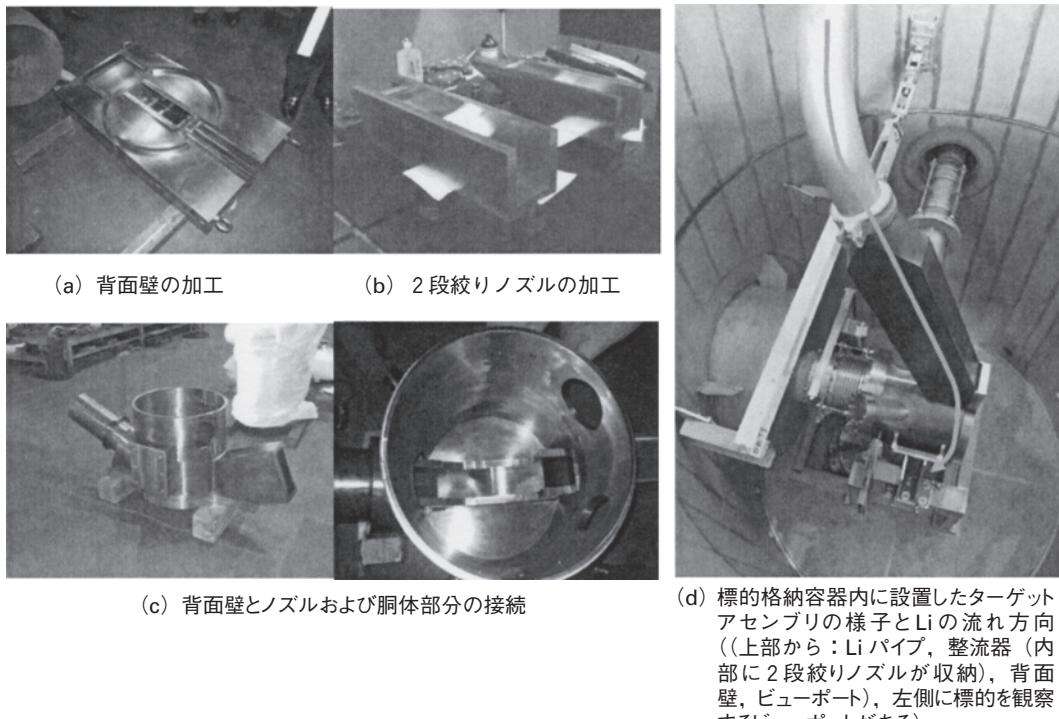
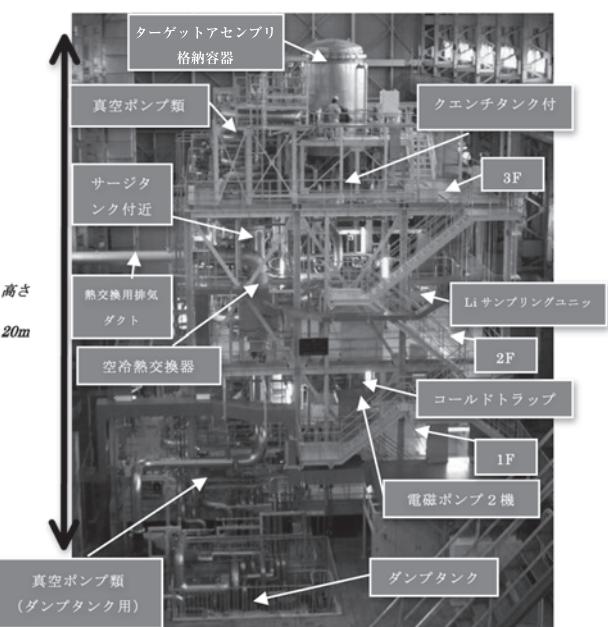


図7 ターゲットアセンブリの製作、据付の過程および格納容器内に設置したターゲットアセンブリの様子。

うに設計を施している。ターゲットと呼ばれる試験部は、主ループにおいて電磁ポンプで循環させたりチウムを整流器に通過させた後に、2段階に絞った構造を持つノズルを通過させて 20 m/s まで加速させ、背面壁(流路)に沿って流すようにしている。ノズル近傍の構造などは 20 m/s といった高流速における腐食又は壊食を考慮するとともに、設計圧力に耐える肉厚の設計がなされている。また、純化系システムとしてコールドトラップ[46]、Nホットトラップおよびプラギング計の設計・製作を合わせて実施した。コールドトラップ装置では、約48時間の間にリチウム中の酸素濃度を 10 wppm まで除去できるように設計製作され、酸素のゲッター材としては SUS304 を採用している。この他に、腐食などに影響しうる N を除去するために Fe-Ti 合金を N トラップ材料として N ホットトラップを基礎段階から研究開発を始め、その結果を基にして機器の設計と製作を実施した。ただし、N ホットトラップは現在、概念的な開発段階の機器であり、確立した技術的なノウハウが存在していないこと、また、使用温度が Li ループ本体に比べてかなり高い 873 K 程度であることなどから、その使用方法や本体の Li ループへの取り付け方法、および運転方法を決定していくためには、事前に十分な機能性試験を経て行う必要があると考えられる。現在までに N ホットトラップの機器配管配置設計のために必要な熱応力計算などをを行っているが、設計応力を満足するためには当初予想していた配管長よりもかなり長くなることがわかった。これに伴い、Li バルブやサポート機器の大幅増加や、ヒーター類などを含めた制御機器類は大幅な増加が生じることがわかった。これらの解析から、N ホットトラップ機器については、まず、単体にて十分な機能性試験を実施し、その有効性や安全性を十分に確認することが不可欠と判断され、その試

験準備を進めているところである。一方、水素トラップや水素計測用モニター類については、ELTL の運転に際して、特に問題となることはないが、実機の IFMIF では、H トラップ関係機器が必要となる。このため、ELTL でも付属機器として取り付け等を検討してきたが、必ずしも Li 流動試験には不可欠でないため、水素トラップ機器に関しては現在の所、基礎工学設計までの範囲まで進めることにした。なお、N ホットトラップと水素トラップに関する基礎的な研究内容については、後述の 3 節で詳細を述べることにする。

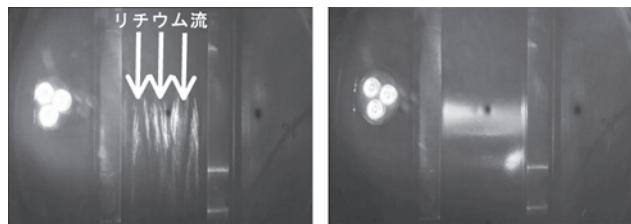


ELTL 全体の設計は、世界初となる部分が多くたが、様々な技術的な困難を乗り越えながら建設工事を2009（平成21）年11月から開始し、2010（平成22）年11月に建設を完了させた後、各種総合機能性確認試験を実施し、十分な機能を持つ施設であることを2011（平成23）年3月上旬までに実証した[47,48]（図8）（装置のサイズ：高さ 20 m × 幅 15 m × 奥行き 15 m）。

Li の漏洩対策としては、Li が流れるすべての配管や容器類に対して溶接後の浸透探傷検査や耐圧検査等を実施している。また、すべての配管の下部には Li 漏洩検出器を取り付けて早期に漏洩が検出できるようにしている。仮に漏洩した場合の対策として、配管や機器類が設置している床には 5 m<sup>2</sup> 未満ごとに 5 cm 高さの柵で区画化し、その枠から外にリチウムが流れないようにドレン配管を設け、所定の場所に収納できるようにしている。さらに Li 火災用の消火材の試験も実施し、消火に適合する消火剤としてナトレックス L が予備試験の結果により選定され、一定間隔で配備している[49]。

### 3.2 ELTL の総合機能性確認試験

ELTL の総合機能性確認試験ではベーキング、25 トンの Li インゴットの充填、系統内への Li チャージ・ドレン試験、Li 循環試験（最大約 3000 リットル／分まで）を実施した後に背面壁に安定した高速の Li 流を流すことに成功した



735 L/min (5 m/s) 流動停止時 (0 m/s)  
図9 Li ターゲット流動試験。

（図9）。なお、ここで使用した Li（表4）は中国のガントリーフィンギリチウム株式会社からを購入し、不活性雰囲気のグローボックス内で 1,608 個の Li インゴット（1 個あたり約 1.55 kg）を ELTL への投入した。図9 左図は、Li 流を約 523 Kにおいて、5 メートル／秒の高速条件で試験部に流した様子を示す。Li は上から下へと流れている。この時の Li 流の幅は約 100 mm であり、その流れの厚さは IFMIF の実機と同じ約 25 mm となっていて、Li ループでは毎分約 735 リットルの条件で Li を循環させた条件となっている。また、左側に 3 つの白い塊が見えるがこれは、Li 流を観察するための照明が光って見えるものである。図9 右図は Li 流を止めた場合の試験部の様子を示す。図9 左図からわかるように、光の反射の具合のために、やや凹凸感が見られるものの、リチウムの流れは非常に安定していることがわかった。これは、図6 と図7 で示した背面壁やノズルなどの製作工程に置いて高精度な加工が施すことができ、また、溶接等の過程においても生じる歪みが小さかったことを示している。このように流動特性を評価する上で最大の課題を見事クリアして、試験部の Li の流動に関する機能性確認試験に成功した[50,51]。

一方、Li ターゲットの流動特性の計測や評価についてこれまでいろいろな評価が大阪大学の Li ループ実施で行われてきた[32,52-56]。これらの解析と評価法の検討において、最近進展があり、Li 流の解析評価から海洋波などの不規則波群理論の適応が可能であることを明らかにされた（図10）。この論文[55]は、2010（平成22）年 9 月にボルトガルのポルト市で開催された第26回核融合技術シンポジウムにおいて高い評価を受けるなど、今後の詳細な実証試験を進めていく上できわめて重要な指針になっていくことが期待されている。さらに、数値流体力学における評価を進め、ターゲット部に流れる前の部分である整流器からノズル出口までの Li 流の安定性に関する速度依存性などを現在、調べているところである。流速の増加に伴って流れの流れの

表4 ELTL 用リチウムインゴットの不純物の分析値 (wppm)。

元素	Na	K	Ca	Fe	Si	Cl	N
要求値	<100	<300	<150	<100	<100	<75	<300
分析値	43	10	50	63	10	50	127 (90-100) *

\* 提供会社の分析値 125 wppm に対して、ELTL 投入後にサンプリングした Li を分析結果は 90-100 wppm。

### 解析結果 一周期分布

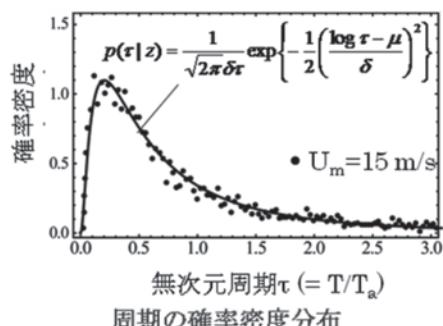
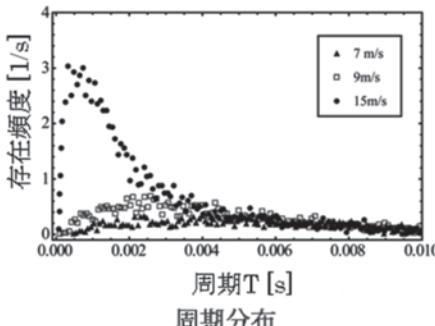


図10 Li 噴流のデータ解析法の開発。

亂れが徐々に発生する傾向になり、20 m/sでは乱流強度が大きくなることが明らかになりつつあり、IFMIFに最適な流速条件の評価を行っている最中である。なお、ELTLは総合機能性確認試験を実施した直後、東日本大震災により被災し、その後に復旧作業を進めてきた。9月中旬から開始する運転に向けて、震災前に試運転として実施した機能性試験を実施しただけでなく、さらにステップアップさせた機能性試験も併せて実施し、本装置の主要な目標の1つ、標的部での流動試験として15 m/sまでの流動性能試験を2012年7月に成功させたばかりである。この試験に際しては、まず、ターゲット部でLi流動の初期試験としてAr雰囲気下(0.12 MPa)で徐々に流速を上げていき、目標とする15 m/sでリチウム流の流動試験(523 K)を実施した。その後に負圧条件で各径路の流動状況等を調べ、安全性を確認してから負圧下(75 Pa)で15 m/sまでの流動試験を実施し、見事にこれを成功させて、安定したLi流の様子を高速度カメラなどによって撮影した。これは実施機関である日本側が主担当として任されているターゲット施設の工学実証試験の中で最も重要なマイルストーンに位置付けられているものである。また、2012年7月末の段階では、自由表面を持つターゲット部での流動時間については1週間程度までの試験を実施した。また、標的部にLiを流動させない場合の主循環系ループでの運転時間の総時間は1,000時間を超えたところである。そして、装置の補修期間を挟んで、9月中旬以降から本格化運転に移ったところである。今後は次のようなステップを踏んだ評価を2014年3月末まで進め、2014年6月までに実証試験の報告書を纏める予定である。報告書の完成後も、ELTLにおいては以下の実証試験が可能な設備であることから、各種工学実証試験の課題を1つ1つ進め、IFMIFの実現に向けてこれまで以上に貢献していくことができればよりよいと考えている。

#### ELTLの実証試験項目：

- (1) 523 Kでの比較的高い真空度( $10^{-4}$ ~ $10^{-5}$  Pa)の達成
- (2) 昇温時のターゲットアセンブリの熱膨張と変位量の測定
- (3) 電磁流量計の校正(主循環系 Li チャージ状態含む)
- (4) ターゲット部近傍におけるリチウム蒸発量の計測
- (5) ターゲットでの流動性能評価(正圧下と負圧下で最大流速 20 m/s 試験)
- (6) ターゲットでの流動性能評価(低真空中(-100 kPaG)での試験)
- (7) ターゲットでの流動性能評価(IFMIF 運転条件である高真空( $10^{-3}$  Pa)での試験)
- (8) ターゲット部での流況観察(高速度カメラによる撮影、ステレオ観察)
- (9) ターゲット部での流況試験(レーザー表面計測による非接触型計測法の適用試験と計測試験)
- (10) ターゲット部での流況試験(触針計表面計測による接触型計測法の計測試験)
- (11) 主循環系ループでの数千時間の流動試験
- (12) 純化系ループにおけるコールドトラップの機能性試験(主に酸素除去)
- (13) 定期的な Li サンプリングによる Li の化学分析に Li 状態監視
- (14) 抵抗計やキャビテーションセンサーの設置(欧洲の機器を設置)
- (15) 純度監視試験(抵抗計による純度監視試験)
- (16) 流況計測試験(キャビテーションセンサーによる評価)
- (17) 実機 IFMIF のための最適なメンテナンス方法の検討と評価
- (18) その他

#### 4. 純化系システムを含む補機等の関連技術開発

IFMIF実機のLiループに生成される、対策を取るべき主な不純物は、プロチウム、D、トリチウム(T)、ベリリウム<sup>7</sup>(<sup>7</sup>Be)、炭素、窒素、酸素、および腐食生成物である。Tと<sup>7</sup>Beは入射重水素とLiとの直接の核反応で生成される。入射ビームであるDもその多くがLi中に取り込まれる。1年間のフルオペレーションでH、D、Tの生成量はそれぞれ、5 g/年、160 g/年、7 g/年となる見込みである。これらの不純物は、放射能の低減や安定な流動状態にするためにコントロールする必要がある。まず、水素同位体に対してはイットリウム(Y)系材料で製作する水素トラップ(約558 Kで稼働)や、ステンレス鋼で製作するコールドトラップ(473 K付近で稼働)[54]で除去する。また、<sup>7</sup>Be、酸素、炭素は、高速炉で開発が進み、使用実績があるコールドトラップで除去するが、窒素の場合、Li中で溶解度が高いため、コールドトラップでは窒素を十分に除去できないため、別のトラップシステム開発が必要になる。窒素用トラップ方式の基本的な考えは4.1節で示すが、鉄(Fe)-チタン(Ti)系合金で製作した窒素ホットトラップ(約673°C~873°C)で除去することが考えられていて、他のシステムに比べて使用温度が高いため、これを長時間使用するにはクリープ強度などを考慮して機器配管設計を進める必要がある。また、Li中の水素をさらに効率的に除去するために、水素トラップ専用装置を新しく開発を進めていて、これについての詳細は4.2節で説明する。そして、Li中の水素濃度を計測するために、新たな水素検出器の開発を進めたので、それを4.3節に纏めた。なお、Li標的の設計要求としてこれらの不純物濃度は以下の数値を満足するようにトラップ装置により制御する。水素同位体の場合は10 wppm以下にし、且つTは1 wppm以下に制御する。また、炭素、N、酸素およびBeはそれぞれ10 wppm以下に制御する。Li中で生成される放射性物質のTと<sup>7</sup>BeについてはKITのSimakovらによって評価され、それぞれ6 g/fpy(fpy: full time operation per year、ただし、IFMIF全体の年間の運転稼働率は70%としている)と1.5 g/fpyとなっている[57]。また、放射化の半減期計算の結果から、もし、不純物除去をしなければ、平衡状態での<sup>7</sup>BeとTはLiが1 kgあたりそれぞれ0.3 mgと50 mgとなり、それぞれ $4 \times 10^{11}$  Bqと $2 \times 10^{13}$  Bqの値となる。なお、液体金属中に含まれる元素の中で、特に、炭素、酸素、窒素、および水素は材料の腐食挙動並びに、液体金属脆化(Liquid Metal Embrittlement: LME)に影響を及ぼす元素としてよく知られている[58, 59]。

#### 4.1 Li 中窒素同位体の制御

リチウム中窒素は Li-Cr-N 系の複合窒化物の生成などを通してステンレス鋼などの構造材腐食を促進するほか、水素トラップである Y の表面を汚染し、水素同位体回収の阻害要因として機能するため低減が必要である。しかし窒素は Li 中への溶解性が高いため、酸素や炭素のようにコールドトラップ法により除去できず、化学的な手法による回収が必要となる。Ti は窒化物が非常に安定であり、低窒素濃度環境まで使用できるが、実際に Ti 板を用いて行った窒素回収試験ではごく表面しか窒素と反応しなかった。そのため窒素の拡散性の高い Fe を Ti と合金化させた Fe-Ti 合金が着目され、合金板を用いて研究が行われてきた[60]。

ELTL では実用的観点からガス噴霧法により作製された合金粒(0.2 mmφ)が使用される。ほぼ同等の合金粒を用いて Li から窒素回収した結果を従来の結果[61]と併せて図11に示す。従来研究とは合金形状・合金面積/Li 体積比、静置・搅拌状態などが異なっているが、合金粒を用いた静置・搅拌状態の比較試験では有意な差が見られなかつたため、合金形状に因る吸収特性の違いが大きいと考えている。

さらに N 濃度低下の漸近値と合金中に取り込まれた窒素の量を比較すると、図12に示す関係が認められた[62]。これより合金と Li 間に窒素の平衡分配が成立していることがわかる。Fe-5 at%Ti 合金ではほぼ  $\alpha$  鉄の単相状態である

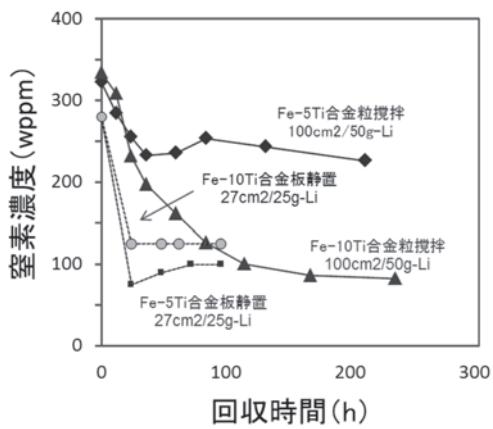


図11 Fe-Ti 合金による Li 中 N の回収。

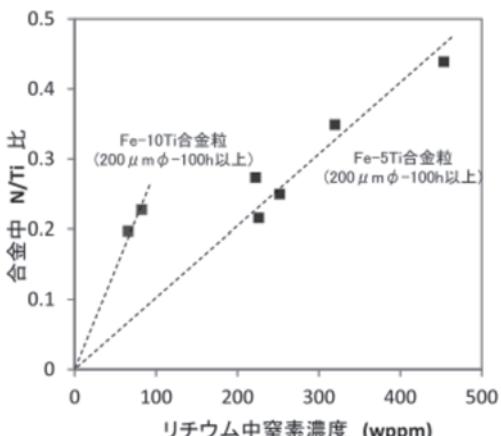


図12 Fe-Ti 合金と Li 間での N 分配。

表 5 Fe-Ti 合金粒の窒素平衡・拡散挙動。

	平均濃度 [wppm] (@N/Ti = 1)	窒素拡散係数 [m <sup>2</sup> /s]
Fe-5Ti	1200	$5 \times 10^{-15}$
Fe-10Ti	150	$1.2 \times 10^{-16}$

に対し、Fe-10 at%Ti 合金では  $\text{Fe}_2\text{Ti}$  相が析出するため、この相の N 吸收への寄与が特性差をもたらしていると考えられる。なお、二相状態図によると Fe-5 at%Ti 合金も相分離する組成であるが、合金は溶融状態から急冷成形されるため過飽和状態で固溶している。

合金表面での N 平衡分配と合金内部での窒素拡散から窒素吸収挙動をモデル化すると各合金粒で表 5 の特性が算出された。Fe-10 at%Ti 合金では低窒素濃度側に出る一方で、 $\text{Fe}_2\text{Ti}$  相の析出による粒の微細化が見かけの拡散係数を低下させていることがわかる。

現在は熱処理（結晶粒の粗大化）による N 回収性の向上や長期的回収特性についての研究を継続して進めている。

#### 4.2 水素トラップ

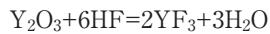
本研究開発の内容は IFMIF/EVEDA 事業のターゲット施設における純化系実証試験タスクの一部を成すものである[30, 46, 47]。Y ホットトラップを有する小型 Li 流動装置の設計と運転を念頭に置き、Li ループ純化系を模擬する Y ホットトラップの特性評価を行うことにより、Li ループ用純化系システム開発に資することを目的とする。実施した研究の具体的な内容は、次のとおりである。

- (1) Li 静止系でのごく低濃度 T の Y による回収効果を確認する。
- (2) 連続的に外部から供給された水素 (H) 同位体が、Li 流動状態にある Li 層を通り、最終的に Y ゲッターに吸収除去される過程を実験的に検証し、定量的に整理式で整理する。
- (3) 上記実験結果を用いて、IFMIF 流動ループ中の T を連続回収するための装置を設計する。

これまでに行ってきた成果を以下に説明する。

##### 4.2.1 フッ化水素(HF)処理 Y による静的状態の Li からの T 回収

実際に対象とするトラップ条件に基づき、最終的に Y 粒子充填層が T で 1 wppm 以下、水素同位体濃度で 10 wppm 以下まで回収可能なことを実証することが本研究の目的である。この研究を始めるまでは、Li-H 系の水素同位体溶解吸収平衡線 (Sieverts 定数  $K_{\text{Li}-\text{H}}$ )、Y-H 系の水素同位体吸収平衡線を外挿して交わった交点から、573 K 付近で Li と Y を接触させると、理論的に Li 流に 1 wppm 程度溶けた水素同位体を回収できることが知っていた[63]。しかしながら、1 wppm の T を溶解する Li の T 平衡分圧は 573 K で  $10^{-8}$  Pa と低くなり、不純物の影響も受けれる。また Y 粒子表面には通常酸化物が形成して内部への H 拡散侵入を阻止し、十分な H の溶解回収ができなかった[64]。そこで我々は、Y 表面を薄く HF 処理する技術を採用し、実際に本処理後の Y が直接金属接触することを化学分析で明らかにした[65]。反応は次式で表せる。



HF処理後のYを直接Liと接触させると、表面に形成した多孔質 $\text{YF}_3$ 層が液体Liに溶解し、金属YとLiとの直接接触が可能となる。この技術を取り入れて、中性子照射後のLi中に0.07 ppm生成させたTをHF処理したYと接触させ、図13に見るように、ある接触時間内で50%程度のTを回収することに成功した[66]。さらに、Li中の初期D濃度 $\text{LiD}_{0.01}$ 程度のものにHF処理したYを接触させ、温度と時間を変え、LiからYへのD移行率を測定した。この場合、接触回収後のLi中のD濃度は、まず水溶解法、Y中のDは $\text{HNO}_3$ 溶解法でArバージガス中にDを取り出して質量分析器でD濃度を測定した[67]。気流中にHDO水蒸気成分が混じると質量分析器の性能が落ちるので、マグネシウム還元法でHDOをHDに還元して全量を積分してから分配係数Kとして求めた。この結果、10 wtppm溶解残留したLi中のDを直接測定することに成功した。水素溶解量が少ないと、LiとYともSieverts則に従うので、それぞれのSieverts係数を $K_{D-\text{Li}}$ ,  $K_{D-\text{Y}}$ とすると次式で表せる。

$$K \left( \equiv \frac{D/\text{Li}}{D/Y} \right) \equiv \frac{K_{D-\text{Li}}}{K_{D-\text{Y}}}$$

この関係が図14の実線で表されている。その結果、縦軸の分配係数値は0.01程度となり、初期のLiから99%のDをY側に取り出したことになる。D拡散時間を十分に取るか、

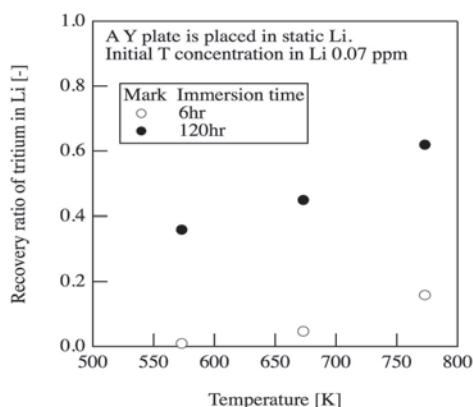


図13 HF処理したYと中性子照射したLiを接触させたときのLiからYへのT回収率の温度変化[7]。

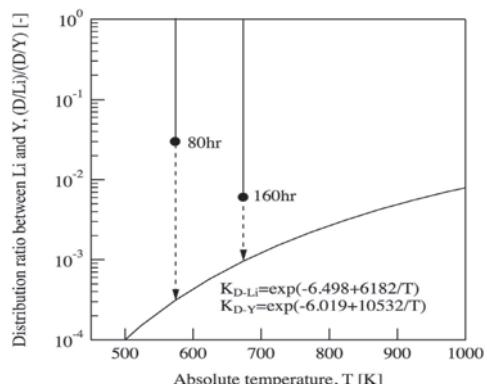


図14 LiからY層へのDの分配率の測定結果[11]。

流動により拡散距離を短くすると回収率が実線で示した理論効率に近づくことが予想される。

Liループ運転時にもループから適当な時間間隔でサンプリングをし、本装置の溶解法を用いることにより、定量測定が可能であることがわかった。

#### 4.2.2 流動状態のLiからYによる水素同位体の回収

小型Li攪拌流動装置内に置かれたモリブデンるっぽにY粒子あるいはY板と十分な量のLiを装填し、一定温度で攪拌した[9, 10]。空気等との不純物接触を避けるため全体をAr製グローブボックス内に入れ、攪拌装置上部より、Arガスで希釈した $\text{H}_2$ あるいは $\text{D}_2$ を含む混合ガスを供給し、Li層からLi-Y界面を通ってY層内に至る過程の総括吸収速度を実験的に求め、IFMIF/EVEDAで実証が必要なYホットトラップ性能の評価試験を行った。実験前にY試料にフッ酸処理(HF処理)を行っている。ある瞬間の水素吸収率 $j_{\text{H}_2}$  ( $\text{mol}/\text{m}^2\text{s}$ )は、ガス側の濃度変化とガス流量から求めるとともに、Li側あるいはY側の積分吸収量は、4.2.1節で記載した $\text{H}_2\text{O}$ あるいは $\text{HNO}_3$ 溶解法で求めた。単位面積あたりの水素吸収率 $j_{\text{H}_2}$ は化学工学の手法でよく用いられる物質移動係数 $k_{\text{H}_2}$ を用いて次式で整理した。

$$j_{\text{H}_2} = k_{\text{H}_2} \{ c_{\text{H}_2} - c_{\text{S},\text{H}_2} (q_{\text{H}}) \} = k_{\text{H}_2} \{ y_{\text{H}_2} - y_{\text{S},\text{H}_2} (q_{\text{H}}) \}$$

ここで、 $c_{\text{H}_2}$ はバルク気体中のH濃度( $\text{mol}/\text{m}^3$ )、 $c_{\text{S},\text{H}_2}$ はYに溶解しているHの濃度 $q_{\text{H}}$ と平衡にある気体H濃度( $\text{mol}/\text{m}^3$ )である。このとき $k_{\text{H}_2}$ は $\text{m}/\text{s}$ の単位である。H濃度を気流中の水素モル分率 $y_{\text{H}_2}$ で表すと、 $k_{\text{H}_2}'$ は $\text{mol}/\text{m}^2\text{s}$ の単位となる。図15は、この $k_{\text{H}_2}$ をいくつかのH濃度、回転数で求めて整理した結果であり、回転数にも、H濃度にも依らない結果となった。流速とH濃度に依存せず、一定の物質移動係数の値が得られたことは、物質移動の律速段階がLiからYへの吸収反応移行速度あるいはY内の拡散であることを示している。また温度を上昇させると $k_{\text{H}_2}$ は上昇した。さらに水素同位体の総括吸収過程を数値計算し、計算モデルと実験結果との比較より内部で起こる過程を具体的に明らかにした[68-70]。いずれにしても、求めた値がIFMIF運転条件の573 KでのYトラップ内の水素吸収速度の予測

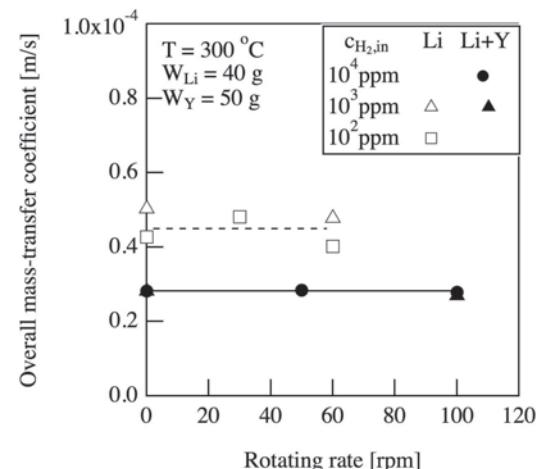


図15 水素吸収物質移動係数のH濃度依存性と回転数依存性[10]。

に使えることが判明し、これを使って Y トランプの設計作業が行われた[71]。

#### 4.2.3 Y トランプの設計

本研究で明らかにする項目は、Li 流動ループに組み込まれたY トランプが、公衆安全のため IFMIF-Li ループ運転中に発生する T を 1 wppm 以下に、全水素同位体濃度で 10 wppm 以下にできるかどうかを実験的に検証することにある。現在製作した小型 Li 流動装置を使い、H・D の回収実験を行っている。今までの成果を用い、IFMIF における Li 流動ループから T 等の水素同位体を回収する Y ホットトランプの設計を行った。設計条件は、T 発生率が 7 g/年、全水素同位体発生率が 170 g/年である。求められた値は、表 6 にまとめている[70]。Y トランプの全体像は、過去の文献に示している[71]。今後も引き続いて、実験を継続し、より広い領域で実験を遂行し、IFMIF/EVEDA の成功に導きたいと考えている。

#### 4.2.4 Y トランプ開発の纏め

IFMIF/EVEDA 事業内の純化系システム開発の 1 つのテーマとして、T 回収用の Y トランプの開発のため、Y トランプにおける H や T の移動過程の基礎研究を行った。HF 処理が Y 吸収速度増加に有効であること、またこれが流動条件でも耐えうることがわかった。1 wppm 以下の T が Y により回収できる見通しがあること、流動条件で H

表 6 Y トランプ設計値。

H hot trap	Design value
体積	26 L
殻部の材料	SUS 304 鋼
殻内部のトランプ	Y 粒子
粒子の直径	0.8 mm - 1.3 mm
トランプ材の重量	25 kg
吸収温度	573 - 623 K
フィルターサイズ	200 mesh (0.077 mm)
Li 流量率	10 L/min
流れ方向	底から上部へ

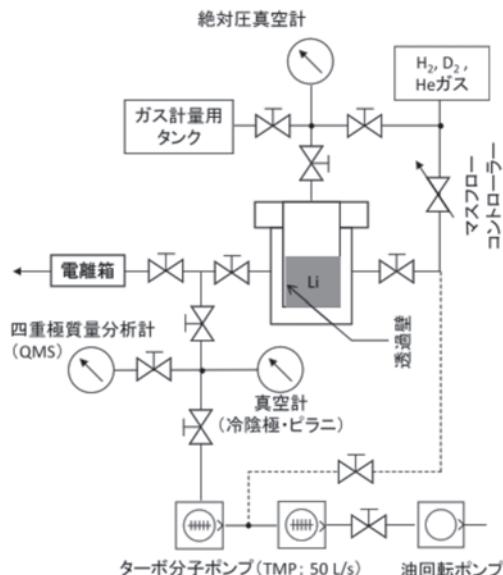


図16 水素同位体濃度測定系の概略。

濃度に依らず、流動状態にも依らず H 回収率を求めることができた。このようにして求めた水素同位体の物質移動係数を使って Y トランプの設計に適用した。

#### 4.3 Li 用水素同位体濃度センサーの開発

4.2 項のとおり、Li 中の水素同位体は除去が必要となるが、その運転監視のためには水素同位体センサーが必要となる。濃度測定手法としては化学的なものをはじめとしていくつか考えられるが、連続的且つオンラインで測定できる手法は IFMIF のみならず液体 Li ブランケットシステムなどにおいても重要である。そこでこの条件を満足する、金属透過壁を利用した水素同位体濃度センサーの開発を実施してきた。

Li 用水素同位体濃度センサーの概略図を図16に示す。H および D は高真空排気下での圧力変化や質量分析計により、T は He ガススイープ下で電離箱を用いて測定した。水素同位体を透過させる金属壁の材料は、透過係数（水素の溶解度と拡散係数の積）の観点からは溶解度に優れる Ti、ジルコニウム (Zr)、ニオブ (Nb) などが原理的には良好であるが、これらの材料は熱力学的に酸化物が非常に安定であり、さらに窒化物が Li 中でも安定に存在しやすく、表面反応相の存在により透過性が変動する懸念がある。一方、Fe は水素溶解度が高くないため透過係数自体は低めで

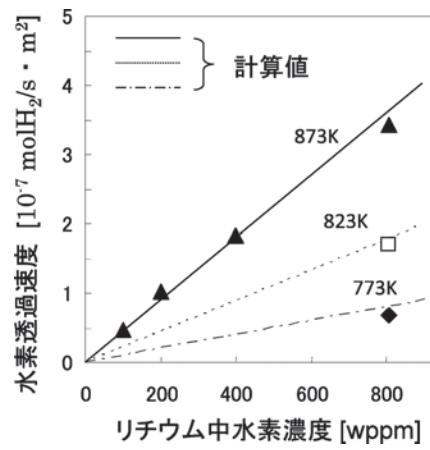


図17 H の透過と Li 中濃度。

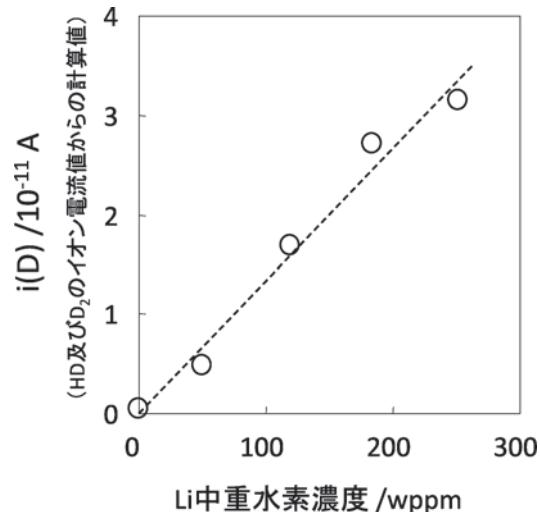


図18 D の透過と Li 中濃度 (773 K)。

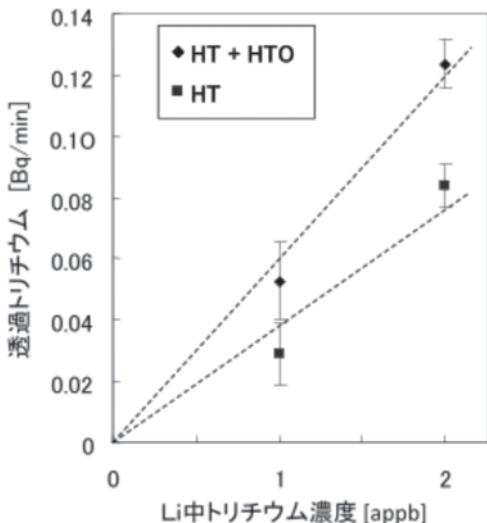


図19 Tの透過と Li 中濃度 (873 K).

あるが、Li側表面に化合物が存在することではなく、また酸化物は比較的還元しやすいため、表面状態を維持しやすいと考えこれを採用した。

Li中の水素同位体濃度をガス吸収(H,D)および中性子照射(T)により変化させ、透過した各同位体量を測定した結果を図17-19に示す。H[72]およびD[73]はIFMIFターゲット系での想定よりも高濃度領域であるが、濃度に対して直線的に透過量が増大することがわかる。T[74]は想定よりも低濃度領域であるが、定量可能な量で透過することが確認されている。またこの体系を利用し873KにおいてYによる水素回収のその場観察試験・YのN汚染影響の評価なども実施した[72]。

前述のとおり、Feは耐劣化性に優れるものの水素の透過性は高くない物質であるため、透過性の高いTiの表面に鉄を保護層としてコーティングすることで、透過性と耐劣化性を兼ね備えた複合透過センサーの開発にも取り組んでいる。Fe層の存在により非汚染環境での透過性自体は純Tiの場合よりも低下するものの、真空側表面の耐酸化性能や、Li側表面の耐窒化性能が向上することが確認されており[75]、より長時間の運転に耐える材料の組み合わせなどについて研究を進めている。

## 5. IFMIF建設への展望とELTLの波及効果

現在、IFMIF/EVEDA事業では2013年6月末までにIFMIFのための中間工学設計書を完成させるべく、日欧実施機関、および事業チームの協力によって工学設計が急ピッチで進められ、様々な評価が進んでいる最中である。まず、2012年3月末に設計記述文章(DDD)-Iとしてそれぞれの施設ごとの基本評価が行われ、第2ステップは2012年9月末までにDDD-IIとして詳細な施設設計が評価された後、2013年3月末までにそれぞれの施設の工学設計が完成予定である。これを2013年6月末までに施設間の整合性が十分に取れた統合設計に纏め、IFMIFの中間工学設計書が完成する予定である。

IFMIFは、核融合炉原型炉の構造材料や機能性材料等の

材料特性の性能を明らかにして、原型炉の建設のための許認可を得るために、原型炉材料の照射損傷データを取得することを主目的とした施設である。現在の所、核融合エネルギーの実現のための原型炉建設に関する戦略は、各種の場で議論と検討がなされている段階であり、明確な合意には至らず、IFMIF建設に対しても国際的な場での合意には至っていない。したがって今後の核融合エネルギーの実用化に向けたロードマップと技術戦略などの中で、その取り組みと進展が期待されている。

IFMIF/EVEDA事業では、IFMIFの中間工学設計報告書を2013年中旬までに完成することになっているが、工学実証試験に関してはこの後も続き、JAEA大洗でのELTLの実証試験(2014年中旬まで)とJAEA青森研究開発センターでの加速器の実証試験(2017年中旬まで)がそれぞれ行われる。これらの研究開発成果に基づいて、最終的な工学設計報告書が次の段階で作成される計画になっているが、EVEDA事業後の詳細な計画はまだ議論が開始されたばかりである。日欧で検討を始めているDEMOフロンティア計画の一環として、ELTLをIFMIF/EVEDAで開発中の加速器と組み合わせる予備的な検討はあるが、これはブランケットのコンポーネント試験には、体積発熱が小さく、有効な評価が難しそうである。しかし、材料照射による試験は有益な施設となり得ることが考えられ、他の照射施設と比べて利点評価などの検討を始めたところである。

他方で、IFMIF用Li施設開発は、他の関係分野に波及し始めている。この理由は、Liターゲットが真空中で輸送されるビームを直接、液体Li流れに入射させる点に特徴があり、核融合炉の液体ダイバータの概念と類似しているからである。昨年4月に、米国プリンストンプラズマ研究所(PPPL)で核融合機器へのLiの適用に関する第2回国際シンポジウムが開催されるなどLiの応用については注目を浴びている[76]。また、Liの応用核融合炉システムに液体Liを有効的な利用を検討しているものとして、例えば、米国ではNSTX-UプロジェクトがPPPLの小野らによって進められている[77-79]が、NSTXのアップグレードは2011年10月より開始され、2014年春ごろに立ちあげられる予定である。この先に小野らによって現在開発が進められている核融合科学施設(FNSF)があり、プラズマにより高強度の中性子を生成させ、ブランケットの試験を実施する計画がある。そしてさらに球状トカマクによる発電試験へと向かうことが計画されている。NSTX中のLiはHモードプラズマにとって大変力強い道具として機能を持つことがわかっている。図20に液体Liを利用したLiダイバータの概念図を示す。Liをトロイダル方向に均一になる程度に流し、プラズマまわりのDや不純物を吸ってプラズマ閉じ込め性能を20~30%程度の効率を向上されることや、ダイバータ部では流入してくるプラズマのLiイオンによる放射冷却により、ダイバータ板への熱フラックスをかなり減少させることができる。IFMIF開発で実施しているLiターゲットの研究開発の内容は、液体ダイバータ等にも共通となる技術があり、諸外国の関係機関からも非常に注目されている。さらには、癌治療などを目的とした加速器BNCT(ボロン中

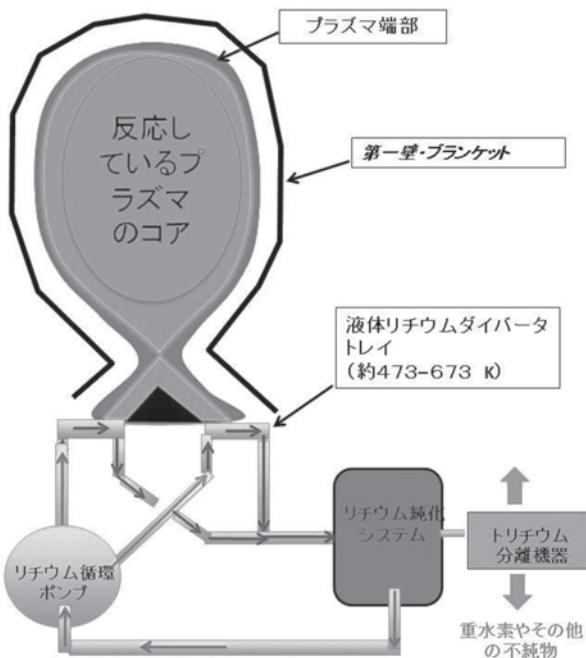


図20 液体 Li ダイバータの概念図。

性子捕捉療法) 照射施設等の開発中の医療施設と共になる部分があり、昨年11月にJAEA青森研究開発センターで実施したIFMIF研究会でLi標的のテーマに関しても、BNCT研究をしている東京工業大学や京都大学の専門家を交えて幅広い議論を行った。これに関係している東京工業大学の原子炉研究所で、昨年3月からプロトタイプ装置の設計製作を開始し、実用的な運転条件(液体Li温度493～523K、雰囲気圧力 $10^{-3}$ Pa以下)において、膜厚0.6mm、流速毎秒30mのLi液膜流を、曲率半径10cmの湾曲板上に幅50mm×長さ50mmの領域に安定形成することに本年2月に成功している。

このようにIFMIFの研究開発技術は他の研究施設開発へ大きな波及効果を示しており、今後相互にそれぞれの開発が進んでいくことが大変期待されている。

## 6. まとめ

IFMIF/EVEDA事業では、IFMIF建設に向けて工学実証試験と工学設計活動を2007年より進めている。日欧の実施機関と事業チームの調整の下で日欧実施機関が協力し、数々の技術課題に取り組んでいる。この中でLiターゲット(標的)施設の研究開発は実施機関として2010年度に世界最大の液体Li試験ループを完成させ、ターゲット部となるLiの自由表面の流動安定性試験等の第一段階実証試験を成功させたところである。IFMIFの安定運転のために必要な純化系システム開発を主に共同研究の中で実施してきた。建設したLi標的施設での成果が出てきているところであり、関係する分野へもその技術が波及し始めている。今後も、さらなる活動成果の蓄積を進め、日欧協力事業の実が結び、さらなる展開が進んでいくよう、努力を続けていきたい。

## 参考文献

- [1] M. Enoda *et al.*, Nucl. Fusion 43, 1837 (2003).
- [2] T. Hirose *et al.*, J. Nucl. Mater. 417, 108 (2011).
- [3] N. Okubo *et al.*, J. Nucl. Mater. 417, 112 (2011).
- [4] K. Shiba *et al.*, J. Nucl. Mater. 283-287, 358 (2000).
- [5] R.L. Klueh *et al.*, J. Nucl. Mater. 307, 455 (2002).
- [6] A. Hasegawa *et al.*, J. Nucl. Mater. 386, 241 (2009).
- [7] H. Tanigawa *et al.*, J. Nucl. Mater. 417, 9 (2011).
- [8] Y. Miwa *et al.*, J. Nucl. Mater. 329-333, 1098 (2004).
- [9] N. Hashimoto *et al.*, J. Nucl. Mater. 305, 53 (2002).
- [10] E. Wakai *et al.*, J. Nucl. Mater. 283-287, 799 (2000).
- [11] E. Wakai *et al.*, J. Nucl. Mater. 307-311, 278 (2002).
- [12] E. Wakai *et al.*, J. Nucl. Mater. 318, 267 (2003).
- [13] E. Wakai *et al.*, J. Nucl. Mater. 343, 285 (2005).
- [14] E. Wakai *et al.*, J. Nucl. Mater. 356, 95 (2006).
- [15] T. Tanaka *et al.*, J. Nucl. Mater. 329-333, 294 (2004).
- [16] T. Taguchi *et al.*, J. Nucl. Mater. 335, 508 (2004).
- [17] T. Sawai *et al.*, J. Nucl. Mater. 307-311, 312 (2002).
- [18] M. Ando *et al.*, J. Nucl. Mater. 329-333, 1137 (2004).
- [19] 日本原子力研究開発機構：未来を拓く原子力・原子力機構の研究開発成果- (2006).
- [20] IFMIF International Team, IFMIF Comprehensive Design Report, IEA (2004).
- [21] 松井秀樹他：プラズマ・核融合学会誌 82, 3 (2006).
- [22] 木村晴行他：プラズマ・核融合学会誌 86, 223 (2010).
- [23] T. Nishitani *et al.*, Fusion Eng. Des. (2012), *in press*.
- [24] A. Mosnier, U. Ratzinger, Fusion Eng. Des. 83, 1001 (2008).
- [25] M. Sugimoto *et al.*, J. Nucl. Mater. 329-333, 198 (2004).
- [26] M. Sugimoto *et al.*, J. Nucl. Mater. 307-311, 1691 (2004).
- [27] H. Shidara *et al.*, Fusion Eng. Des. 86, 2674 (2011).
- [28] P. Garin *et al.*, Fusion Eng. Des. 84, 259 (2009).
- [29] P. Garin *et al.*, J. Nucl. Mater. 417, 1262 (2011).
- [30] K. Nakamura *et al.*, Fusion Eng. Des. 86, 2491 (2011).
- [31] H. Nakamura *et al.*, Fusion Eng. Des. 83, 1007 (2008).
- [32] H. Horiike *et al.*, Fusion Eng. Des. 66-68, 199 (2003).
- [33] K. Watanabe *et al.*, Fusion Eng. Des. 86, 2482 (2011).
- [34] F. Arbeiter *et al.*, Fusion Eng. Des. 86, 607 (2011).
- [35] D. Leichtle *et al.*, J. Nucl. Mater. 386-388, 954 (2009).
- [36] A. Moeslang *et al.*, Fusion Eng. Des. 81, 863 (2006).
- [37] E. Wakai *et al.*, Fusion Eng. Des. 86, 712 (2011).
- [38] T. Kogawara *et al.*, Fusion Eng. Des. 86, 2904 (2011).
- [39] J. Molla *et al.*, Fusion Eng. Des. 86, 2522 (2011).
- [40] P. Garin, *et al.*, Fusion Eng. Des. 86, 611 (2011).
- [41] Y. Ikeda, J. Nucl. Mater. 343, 7 (2005).
- [42] J.R. Haines *et al.*, J. Nucl. Mater. 343, 58 (2005).
- [43] W. Wagner *et al.*, J. Nucl. Mater. 377, 12 (2008).
- [44] M. Ida *et al.*, JAERI-Tech 97-030, March 1997.
- [45] M. Ida *et al.*, Fusion Eng. Des. 70, 95 (2004).
- [46] H. Kondo *et al.*, Fusion Eng. Des. 86, 2437 (2011).
- [47] H. Kondo *et al.*, Nucl. Fusion 51, 123008 (2011).
- [48] H. Kondo *et al.*, Fusion Eng. Des. (2012), *in press*.
- [49] T. Furukawa *et al.*, Fusion Eng. Des. 86, 2433 (2011).
- [50] H. Kondo *et al.*, presented in Fusion Energy Conference of IAEA 2012.
- [51] H. Kondo *et al.*, to be applied in Nucl. Fusion.
- [52] H. Kondo *et al.*, Fusion Eng. Des. 81, 687 (2006).
- [53] T. Kanemura *et al.*, Fusion Eng. Des. 82, 2550 (2007).
- [54] H. Kondo *et al.*, Fusion Eng. Des. 82, 2483 (2007).
- [55] H. Kondo, Fusion Eng. Des. 85, 1102 (2010).

- [56] T. Kanemura *et al.*, Fusion Eng. Des. **86**, 2462 (2011).
- [57] S.P. Simakov *et al.*, J. Nucl. Mater. **329-333**, 213 (2004).
- [58] P. Hubberstey, *Proc. 3rd. Internat. Conf. on Liquid Metal Engineering and Technology in Energy Production*, Vol.2, Oxford, 85-92 (1984).
- [59] K. Natesan, J. Nucl. Mater. **115**, 215 (1983).
- [60] S. Hirakane *et al.*, Fusion Eng. Des. **75**, 721 (2005).
- [61] S. Hirakane *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 665 (2006).
- [62] 八木重郎他：2012原子力学会春の年会 A19.
- [63] H. Nakamura *et al.*, Fusion Sci. Technol. **41**, 845 (2002).
- [64] J. B. Talbot, P. W. Fisher, S. D. Clinton, J. Nucl. Mater. **103**, 681 (1981).
- [65] Y. Wu *et al.*, Fusion Eng. Des. **85**, 1484 (2010).
- [66] S. Fukada *et al.*, Fusion Eng. Des. **82**, 2152 (2007).
- [67] S. Shigeharu *et al.*, *Proc. 21st International Toki Conference* (2011) Toki.
- [68] K. Katekari *et al.*, J. Energy Power Eng. **6**, 900 (2012).
- [69] Y. Hatachi *et al.*, Fusion Eng. Des. **87** (2011), *in press*.
- [70] S. Fukada *et al.*, Fusion. Sci. Technol. **61**, 58 (2012).
- [71] S. Fukada *et al.*, *Proc. 3rd IFMIF workshop, Madrid, Spain*, (2010) Sep. 22.
- [72] J. Yagi *et al.*, J. Nucl. Mater. **417**, 710 (2011)
- [73] J. Yagi *et al.*, Fusion Eng. Des. **84**, 1993 (2009).
- [74] J. Yagi, A. Suzuki and T. Terai, Fusion Sci. Tech. **60**, 1014 (2011)
- [75] J. Yagi *et al.*, Fusion Sci. Tech. for ICFRM-15, *in press*.
- [76] M. Ono, Fusion Eng. Des. (2012), *in press*.
- [77] M. Ono *et al.*, Fusion Eng. Des. (2012), *in press*.
- [78] M. Ono, *et al.*, Fusion Eng. Des. **85**, 882 (2010).
- [79] H.W. Kugel *et al.*, Fusion Eng. Des. (2012), *in press*.

### 解説執筆者紹介



わか い えい いち  
若井 栄一

日本原子力研究開発機構の核融合研究開発部門に所属。IFMIF 照射・試験施設開発グループリーダー。主な研究分野は、原子力材料全般、材料照射損傷学、透過型電子顕微鏡、微小試験片試験技術と装置開発など、最近では IFMIF 開発に従事。日々悪戦苦闘中ですが、周りの皆さんのサポートも含め、日欧連携機関の皆様に感謝の連続。NASA を超えるような世界一の研究機関を作るにはどうすれば良いか?. 趣味は家族と過ごすこと、テニスなど。100年後の世界を見ることができたら、さぞかし素晴らしいと思っている。



ふか だ さとし  
深田 智

九州大学大学院総合理工学研究院エネルギー理工学部門に所属。主な研究分野は、エネルギー化学工学で、特に核融合におけるトリチウムを含む水素同位体の回収、閉じ込め等の操作を検討しています。エネルギーの将来は本当に明るいのでしょうか。



やま ぎ ジゅう ろう  
八木 重郎

所属：核融合科学研究所、ヘリカル研究部。研究分野：リチウム等の液体ブランケット関係の材料研究。その他：東大を離れ4月より核融合研でお世話になっております。これまでほとんどリチウムが対象でしたが、現在は溶融塩についていろいろ研究を広げさせていただいております。



かね むら たく じ  
金村 卓治

日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門 IFMIF 照射・試験施設開発グループ。専門分野：計測技術開発（特に液体金属の自由表面流れに関する計測）および液体金属利用技術開発。



ふる かわ とも ひろ  
古川 智弘

日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター 技術開発部 研究副主幹。専門分野：ナトリウム、鉛ビスマスおよび超臨界 CO<sub>2</sub> 等の高速炉冷却材中における構造材の腐食評価ならびに液体金属利用技術開発（リチウム含む）。



ひら かわ やすし  
平川 康

日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター 技術開発部 液体金属試験技術課、液体リチウム試験ループ（ELTL）の建設・運転に従事。



ふじ かわ こう じ  
藤城 興司

日本原子力研究開発機構。主な研究分野：計算流体力学。趣味：登山 最近は専ら妻を連れて茨城の低山に分け入ることが多いです。



すず き あき ひろ  
鈴木 晶大

東京大学大学院工学系研究科原子力専攻、准教授。核融合科学研究所を経て、現職。主な研究分野：核融合炉・次世代原子炉や水素エネルギーなどの将来エネルギーの要素技術となる、薄膜、液体金属、溶融塩、電解質などについての実験的研究をしています。



寺 井 隆 幸

東京大学大学院工学系研究科教授（総合研究機構長）。神戸市出身。東京大学大学院工学系研究科博士課程修了後、日本学術振興会奨励研究員、東京大学工学部助手、同助教授を経て、平成11年より現職。原子力国際専攻および工学部システム創成学科を兼任。専門分野は環境エネルギー材料科学。主な研究テーマは、原子力・核融合炉材料化学、水素エネルギーシステムの要素技術研究、高エネルギー粒子プロセシングなど。趣味は旅行と写真。研究室ホームページ (<http://lohas.t.u-tokyo.ac.jp/public/bbs/bbs.cgi>) に教育研究関係の写真を多数掲載。



枝 尾 祐 希

2012年九州大学大学院総合理工学府博士後期課程修了。博士（工学）。現在、日本原子力研究開発機構、核融合研究開発部門、プランケット研究開発ユニット、トリチウム工学研究グループに所属。博士研究員。主な研究分野は、核融合炉トリチウム工学。現在は核融合炉からのトリチウム回収に関する実験と解析に携わっています。



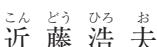
廣 本 鉄 史

九州大学大学院総合理工学府先端エネルギー理工学専攻に所属。現在はYを用いた液体Liからの水素同位体回収について研究を行っています。以前は機械工学について学んでいましたが、エネルギーに関して興味を持って現在の研究を始めました。

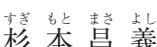


重 春 諭 志

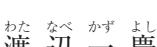
九州大学大学院総合理工学府先端エネルギー理工学専攻修士課程。液体リチウムにおける水素同位体回収に関する研究をおこなっている。機械専攻で培った技術を活かし実験に全力で取り組んでいる。



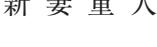
近 藤 浩 夫



杉 本 昌 義



井 田 瑞 穂



渡 辺 一 慶



新 妻 重 人



堀 池 寛



木 村 晴 行

日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門 核融合プラズマ理工学。昨年3月に原子力機構を定年退職し、現在は嘱託（IFMIFターゲット系総括コーディネータ）です。筋力トレーニングで体力の向上に努めています。



芹 澤 久

1997年東京大学大学院 工学系研究科 材料学専攻 博士課程修了、大阪大学 接合科学研究所 数理解析学分野 准教授。溶接・接合継手の変形・残留応力および強度特性に関する研究。大学時代はスキーに熱中するも、ここ十数年、雪上にたたず、8歳と5歳の娘二人と戯れる毎日です。



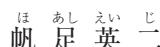
辻 義 之

名古屋大学大学院工学研究科エネルギー理工学専攻 教授。主な研究分野 流体乱流、非線形現象。1993年名古屋大学大学院博士後期課程修了、博士（工学）、名古屋大学助手、准教授を経て2010年より現職。趣味は読書、学生と議論すること。家族は妻と息子の三人家族。春先に咲く花が好きで、先日、クロッカス、ムスカリ、水仙、ヒヤシンス、チューリップの球根を植えました。

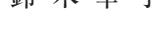


武 尾 文 雄

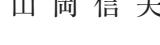
八戸工業高等専門学校 機械工学科 学科長・教授。1984年東北大工学部機械工学科卒業、博士（工学）、青森県八戸市出身。材料力学、材料強度学、三次元設計製図などの講義を担当。主な研究分野：電気・磁気を用いた材質および欠陥の非破壊評価法の開発。



帆 足 英 二



鈴 木 幸 子



山 岡 信 夫



川 人 洋 介



古 谷 一 幸