J. Plasma Fusion Res. Vol.85, No.5 (2009) 247-250

プロジェクトレビュー

日米科学技術協力事業JUPITER-IIプロジェクト

Japan-US Joint Research Project JUPITER-II

1．プロジェクトのねらいと進め方

阿部勝憲[1)]，香山　晃[2)]，田中　知[3)]，難波忠清[4)]

[1)]八戸工業大学，[2)]京都大学エネルギー理工学研究所，[3)]東京大学工学系研究科，[4)]核融合科学研究所

（原稿受付：2009年2月7日）

1.1　はじめに

本レビュー報告では日米協力事業による共同プロジェクト研究　JUPITER-II（Japan-USA Program of Irradiation /Integration Test for Fusion Research-II，日米核融合照射／統合計画－II）のねらい，活動の概要，および成果をまとめた．このプログラムは，文部科学省－米国エネルギー省間の核融合研究開発に関する交換書簡付属書I「原子炉を利用した核融合炉材料照射効果基礎研究」による協力事業として6年間（2001-2006年）にわたり実施され，RTNS-II計画（1982-1986年），FFTF/MOTA計画（1987-1994年），JUPITER計画（1995-2000年）に引き続き実施された．後述するように，日米共同プロジェクトは大学連合による研究チームが核融合科学研究所のもとに組織され，計画の企画，実施，成果のとりまとめが行われてきた．

第1期のRTNS-II計画では，米国にあった世界最強の回転ターゲット型D-T中性子源を用いた核融合中性子照射実験が行われ，低照射量ながらD-T中性子による照射欠陥の発生と蓄積過程，組織と強度の相関などについて広範囲かつ高精度な成果が得られた[1]．第2期のFFTF/MOTA計画では，核融合炉材料の目標照射量である100 dpaレベルでの中性子重照射効果が取り上げられ，高速中性子束試験用原子炉を用いて低照射から高照射にいたる損傷発達過程と材料特性変化が明らかにされた[2]．RTNS-IIもFFTFもその後閉鎖となり，これらの照射量レベルのD-T中性子および核分裂中性子の照射の機会が失われていることもあり，当時の成果は今でも貴重なデータとなっている．

第3期のJUPITER計画では，主要な低放射化構造材料および機能材料における動的照射効果と変動・複合照射下における特性変化について高フラックスの原子炉照射実験により調べられた．JUPITER計画では，照射中のみに起こる特性変化，変動環境および複合環境における材料挙動の研究において，絶縁セラミックスの照射誘起伝導，構造材料の温度変動照射効果，複合核変換効果などが明らかされ，核融合環境における材料挙動に関して貴重な成果が得られるとともに，原子炉照射下のその場測定，温度変動照射，スペクトル調整照射など高度な照射試験技術の開発も行われた[3,4]．

第4期のJUPITER-II計画では，それまでの日米協力事業の成果を受けて，先進的ブランケット開発につながる低放射化構造材料と増殖材／冷却材との組み合わせシステムについて，「先進ブランケットの照射下特性とシステムインテグレーション」と題して先進ブランケット開発に関わる要素技術と照射挙動の組織的な研究を企画・実施した．計画の実施は後述するように複数のタスクを設けて進めた．本報告は，各タスクごとに責任者を中心に成果をとりまとめ，全体の編集を室賀健夫（核融合科学研究所）が担当したものである．

なお，JUPITER-II計画の後を受け，2007年4月より，第5期計画「磁場及び慣性核融合炉システムにおけるトリチウム・熱流動制御」（TITAN計画）が開始されている．これについての紹介は第6章に掲載した．

1.2　計画の目的とタスク構成

第3期までの研究は，候補材料の照射下挙動とそれに基づく材料開発を中心として進められてきたが，ブランケットにおいては，構造材料は単体ではなく接合，被覆等が施され，材料システムとして考える必要がある．さらにブランケットには増殖材，冷却材との組み合わせにより特有な技術課題があり，それらの要素技術の開発と統合化を行う必要がある．ブランケット設計研究の進展に伴い，いくつかの先進的な概念が提案され，必要な技術課題が具体的に検討されてきた．

Japan-US Joint Research Project JUPITER-II 1. Objectives and Methods of the Project

ABE Katsunori, KOHYAMA Akira, TANAKA Satoru and NAMBA Chusei　　*corresponding author's e-mail: k-abe@hi-tech.ac.jp*

©2009 The Japan Society of Plasma Science and Nuclear Fusion Research

核融合炉ブランケットの主要な機能は，燃料トリチウムの生成・回収，高速中性子の運動エネルギーの熱エネルギーへの変換，放射線の遮蔽である．開発研究が先行している水冷却型のブランケットに対して，先進ブランケットではさらに高熱効率と低放射化をめざして，増殖・冷却材と低放射化構造材料の組み合わせについていくつかの提案がされてきた．構造材料としては低放射化フェライト鋼，バナジウム合金，炭化珪素（SiC）複合材料が，増殖材料はリチウム（Li）セラミックス，リチウム液体金属（Li,Li-Pb），溶融塩（LiF-BeF_2，Flibe）が，冷却材は液体金属，溶融塩，ヘリウムガスが検討されてきた[5,6]．

本計画で扱ったブランケットは，「自己冷却液体ブランケット」としてフリーベ溶融塩システム[7]およびリチウム・バナジウム合金システム[8]，「高温ガス冷却ブランケット」としてヘリウム冷却 SiC/SiC システム[9]である．**表1**にこれらの三つのブランケットシステムの特性をまとめた．材料の照射挙動とトリチウム課題はいずれにも共通である．

本計画では，高エネルギー中性子による誘導放射能を著しく低減できる低放射化構造材料と，高いトリチウム増殖と高熱効率を可能とする増殖材／冷却材の組み合わせからなる，「自己冷却液体ブランケット」および「高温ガス冷却ブランケット」システムについて，ブランケットの製作・運転に必要な各種の要素技術の開発研究を行うとともに，開発の鍵となる材料システムの照射下健全性の評価を行うことを目的とした．本計画ではさらに各ブランケットシステムの総合評価と材料システムのモデリングによる検討を行い，実用化に向けての開発指針を検討した．本計画の学術的なねらいは，先進ブランケットのための巨視的システム統合における要素技術を，微視的な律速機構にまでさかのぼって解明しようとするものであり，**図1**にそのコンセプトを略図で表現した．本プログラムにおいては，ブランケットの要素課題を整理して，以下のように研究課題とタスクを設定した．それぞれの課題と成果について第2～5章で詳しく述べる．

表1　JUPITER-II 計画で研究した先進ブランケットの特色．

System	FLiBe system	Vanadium Alloys/Li	SiC/SiC /He
Candidate Structural Material	Ferritic, ODS (Vanadium Alloy)	Vanadium Alloy V-4Cr-4Ti	SiC/SiC Composite
Coolant	FLiBe (He)	Liquid Li	He
Breeding Materials	FLiBe	Li	Li2O etc
Typical Blanket Design	FFHR Liquid Blanket	ARIES-RS Liquid Blanket	DREAM Gas Cooled Blanket
Activation	Medium　Low	Low	Very Low
Inlet / Outlet Temperature & Heat Flux	450/550(700) °C Medium	330/610°C High	500/800°C High/Medium
Thermal Efficiency	37%	45%	50%
Issues for Power Reactor	FLiBe Technology Redox Control	MHD Drop Li Technology	Thermal Conductivity Hermeticity
Materials System Issues	Corrosion	Ceramic Coating Fabrication	H, He Production Fabrication

図1　JUPITER-II 計画のコンセプト略図．

課題1：自己冷却液体ブランケットシステム

サブタスク1-1　溶融塩 Flibe システム

LiF-BeF_2 混合溶融塩（Flibe）は化学的安定性が高く，電気伝導度が低いため核融合炉液体増殖材として有望であるが，(1)中性子照射下での TF や F 生成による構造材料の腐食および Flibe 中で生成するトリチウムの挙動，(2)強磁場下での乱流伝熱流動特性，が重要な検討課題である．

1-1A: Flibe の純化と取り扱い，トリチウム化学，安全性

1-1B: Flibe の熱流動シミュレーション

サブタスク1-2　バナジウム合金構造・液体リチウムシステム

バナジウム合金を構造材料とし，液体リチウムを増殖材・冷却材に用いるブランケットは，高い熱輸送能力が魅力であるが，(1)強磁場下での MHD 圧力損失に対する絶縁被覆，(2)バナジウム合金の被覆界面や様々な加工熱履歴を経た部材の照射挙動，が重要な検討課題である．

1-2A：MHD 低減セラミックコーティング

1-2B：リチウムキャプセル照射

課題2：高温ガス冷却ブランケットシステム

SiC/SiC の高温強度特性と低放射化特性を活かしたヘリウムガス冷却固体増殖ブランケットシステムは，高い熱効率が魅力である．この実現をめざすために，(1)耐照射性に優れた材料の作製と工学データの取得，(2)ガス冷却条件での熱機械的特性の解析とシステム最適化，(3)約1000℃を越える温度環境下での照射下健全性と増殖材との共存性，が重要な検討課題となっている．

サブタスク2-1　SiC/SiC 複合材料の基礎課題と製造

サブタスク2-2　SiC／ヘリウムシステムの熱機械特性

サブタスク2-3　ヘリウムキャプセル照射

課題3：ブランケットシステムモデリング

ブランケットシステムの評価と挙動予測を可能にするためには，各タスクの成果を横断的に集約するとともに，基礎的知見に基づいたブランケットシステムの工学モデルの構築が必要である．この目的のために，(1)設計統合モデリング，(2)材料システムモデリング，が重要な課題となっている．

サブタスク3-1　設計統合モデリング

サブタスク3-2　材料システムモデリング

表２　JUPITER-II 計画における運営および実行組織.

運営委員会

日本	米国
代表　阿部勝憲　(東北大)	代表　S. Berk/G. Nardella (エネルギー省)
計画調整官　香山晃　(京都大) 田中知　(東京大)	計画調整官　S. J. Zinkle　(ORNL) D. Sze　(UCSD)

タスク			日本 タスク調整官	日本 副	米国 タスク調整官	米国 副
タスク1: 自己冷却液体ブランケットシステム	1-1: 溶融塩Flibeシステム	1-1-A: Flibe の純化と取扱い、トリチウム化学、安全性	寺井隆幸	西川正史/奥野健二	D.A. Petti	R.A. Anderl
		1-1-B: Flibe の熱流動シミュレーション	戸田三朗/功刀資彰	功刀資彰/横峯健彦	M.A. Abdou	N. Morley
	1-2: パナジウム合金構造・液体リチウムシステム	1-2-A: MHD低減セラミックコーティング	室賀健夫	室賀健夫	R.J. Kurtz	B.A. Pint
		1-2-B:リチウムキャプセル照射		松井秀樹		G.R. Odette
タスク2: 高温ガス冷却固体ブランケットシステム		2-1: SiC/SiC複合材料の基礎課題と製造	長谷川晃	檜木達也	R.H. Jones/L.L. Snead	Y.Katoh
		2-2: SiC/ヘリウムシステムの熱機械特性		清水昭比古		A. Ying
		2-3:ヘリウムキャプセル照射		長谷川晃		L.L. Snead
タスク3: ブランケットシステムモデリング		3-1:設計統合モデリング	相良明男	横爪秀利	N.M. Ghoniem	D. Sze
		3-2:材料システムモデリング		関村直人		R.E. Stoller

連絡調整官とJUPITER照射後試験担当

Japan	US
連絡調整官: 難波忠清 (核融合研) 松井秀樹 (東北大・金研大洗)	連絡調整官: S. J. Zinkle (ORNL), R. H. Jones (PNNL) D.A. Petti (INEEL), M. A. Abdou (UCLA)
JUPITER 照射後試験: 木村晃彦 (京都大)、大貫惣明 (北大)	JUPITER 照射後試験: J. P. Robertson(ORNL)

1.3　計画の進め方と使用装置

研究組織，全体計画，各年度の実施状況，次年度の計画等は日米双方の代表（Representative：R）と計画調整担当（Program Coordinator：PC）からなる運営委員会で審議し調整した．各タスクについて日米からそれぞれ５名のタスク担当（Task Coordinator：TC）と９名の副担当（Deputy）を設けた．さらに原子炉やホットラボなどの使用施設での研究が円滑に進むように米国側５名，日本側４名の研究所担当を設けた．**表２**に日米の組織メンバーリスト（所属は当時のもの）を載せた[10]．

日本側の各年度のタスク計画は主として，各大学研究者の派遣による実験や解析の実施および主要課題に関するワークショップからなり，核融合科学研究所の日米協力研究計画委員会で公募され承認されたものが実施された．提案計画や実施状況は年２回（10月と３月）の国内研究者会議で調整し進められた．派遣研究が円滑に進むように，Personnel Assignment Guidelines for the JUPITER-II Collaboration を２年目に運営委員会で作成した．

JUPITER-II 計画における研究の流れと日米の役割分担を**図２**にフローチャートでまとめた．すなわち，研究の企画に関して，運営委員会において各年度の計画と進捗状況のレビューと次年度計画の審議を行い，実験者ワークショップなどにおいて実験計画の細部の技術的検討，研究

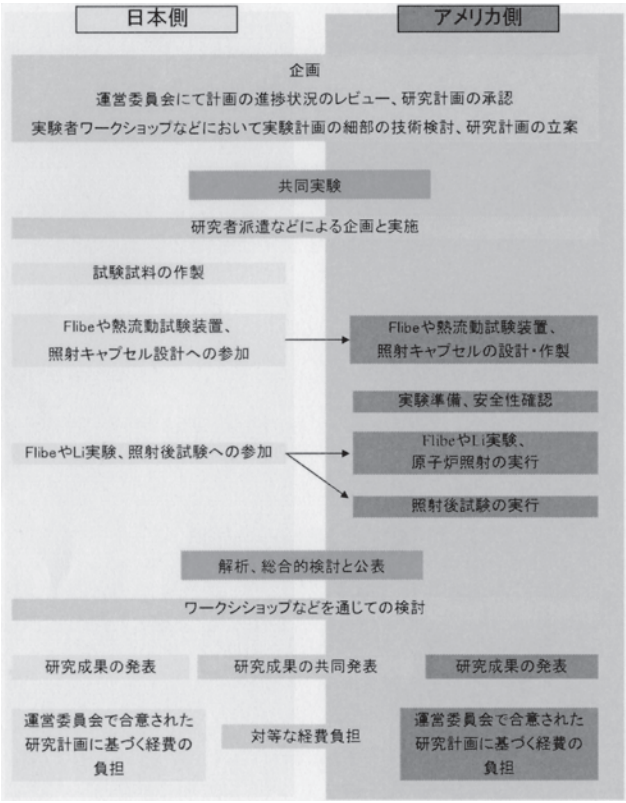


図２　JUPITER-II 計画における研究の流れと日米の役割分担.

計画の立案を行った．共同実験に関しては日本側が試料の作製を行い，実験装置や照射キャプセルの設計を共同で行い，その製作を米国側研究所で行った．Fliebe やリチウム実験，原子炉照射実験を日本の派遣研究者が米国側スタッフと共同で実施した．結果や解析の総合的検討はワークショップ等を活用し，成果は多くの場合共同研究として公表された．各タスクの経費については，日米対等負担の原則に基づき運営委員会で合意・実行した．

使用装置は各タスクの研究に必須で特色あるものが用いられた．タスク1-1A に関わるフリーベやトリチウム関連実験はアイダホ国立工学環境研究所の安全・トリチウム実験施設（STAR）を使用した．タスク1-2，タスク2-3に関わる中性子照射実験はオークリッジ国立研究所の高中性子束同位体炉（HFIR）とホットラボ（オークリッジ国立研究所，パシフィックノースウェスト国立研究所および国内の東北大学金属材料研究所大洗センター）等を使用した．タスク1-2A のMHD被覆関連実験はオークリッジ国立研究所のリチウム施設等を，タスク1-1B，タスク2-2に関わる熱流動実験はカリフォルニア大ロサンゼルス校のループ施設等と東北大学工学研究科の TNT ループ等を使用した．米国での実験と相補的に，各タスクで国内の関連施設を用いた比較実験や試料準備が行われた．**図 3** に主要施設と主な実験試料の流れを略図に示した[10]．

図 3　JUPITER-II 計画における主要施設と主な実験試料の流れ．

1.4　成果のとりまとめと公表

各年度の派遣研究やワークショップの成果は，日米科学技術協力事業報告会（毎年 3 月，東京）で報告され，核融合科学研究所の同報告書にまとめられている．計画全体の紹介や研究の進め方は，JUPITER-II 計画の中間報告書[10]にわかりやすくまとめられている．本報告は，6 年計画全体を紹介する目的で日本側研究者で執筆したものである．

日米双方の研究者によるレビューは第 7 回核融合炉工学国際シンポジウムで報告し，とりまとめた[11]．各タスクの具体的成果に関する学術論文が核融合炉材料国際会議（ICFRM）や核融合炉工学国際シンポジウム（ISFNT）等で発表された．各課題における主要な研究成果の詳細と出版リストは，Summary Report of Japan-US Joint Project（JUPITER-II，FuY 2001－2006）[12]にほぼ網羅されている．そこでまとめられたデータによれば，これまでに公表された研究論文は280編である．

参 考 文 献

[1] 住田健二：日本原子力学会誌 **25**, 683 (1983).
[2] 香山　晃：プラズマ・核融合学会誌 **70**, 726 (1994).
[3] K. Abe, A. Kohyama, C. Namba, F.W. Wiffen and R.H. Jones, J. Nucl. Mater. **2075**, 258 (1998).
[4] 日米科学技術協力・JUPITER 計画成果報告書「核融合炉材料の照射下動的挙動と変動・複合環境効果」2000年12月，核融合科学研究所．
[5] K. Abe (Eds.), *Introduction to Fusion Engineering* (Y. Katoh et al. Atomic Energy Society of Japan, 2001) p. 113.
[6] T. Terai *Introduction to Fusion Engineering* (Y. Katoh (Ed.), Atomic Energy Society of Japan, 2001) p. 123.
[7] A. Sagara, H. Yamanishi and T. Uda, Fusion Technol. **39**, 753 (2001).
[8] D.K. Sze, M.C. Billone, T.Q. Hua, M. Tillack, F. Najmabadi, X. Wang *et al.*, Fusion Eng. Des. **41**, 371 (1998).
[9] S. Nishio, S. Ueda, I. Aoki, R. Kurihara, T. Kuroda, H. Miura *et al.*, Fusion Eng. Des. **41**, 357 (1998) .
[10] 日米科学技術協力・JUPITER-II 計画中間成果報告「先進ブランケットの照射下特性とシステムインテグレーション」2004年10月，核融合科学研究所．
[11] K. Abe, A. Kohyama, S. Tanaka, C. Namba, T. Terai, T. Kunugi, T. Muroga, A. Hasegawa, A. Sagara, S. Berk, S. J. Zinkle, D.K. Sze, D.A. Petti , M.A. Abdou, N.B. Morley, R.J. Kurtz , L.L. Snead and N.M. Ghoniem, Fusion Eng. Des. **83**, 842 (2008).
[12] K. Abe, A. Kohyama, S. Tanaka, T. Muroga, C. Namba, S.J. Zinkle and D.K. Sze, Summary Report of Japan-US Joint Project (JUPITER-II) (FuY 2001-2006), NIFS-PROC -71, Mar. 2008.

J. Plasma Fusion Res. Vol.85, No.5 (2009) 251-259

プロジェクトレビュー 日米科学技術協力事業 JUPITER-II プロジェクト

2．溶融塩 Flibe システムの研究

2.1　溶融塩 Flibe の化学挙動

寺井隆幸[1)]，深田　智[2)]，波多野雄治[3)]，大矢恭久[4)]
[1)]東京大学工学系研究科，[2)]九州大学総合理工学研究院，[3)]富山大学水素同位体科学研究センター，[4)]静岡大学理学部

（原稿受付：2009年 4 月11日）

Keywords:
molten-salt, Flibe, chemistry, tritium, blanket, Radox, corrosion, solubirity, diffusivity, mobilization

2.1.1　研究の背景と目的

LiF-BeF_2混合フッ化物溶融塩（習慣的に Flibe と呼ぶ）は、たとえば代表組成 2 LiF-BeF_2で融点が459°C と少し高いものの，化学的に安定，低密度で，電気伝導率が小さいことから MHD 効果が小さく，循環のために必要なポンプ動力も少なくて済み，冷却材と増殖材を兼用することができる等の利点を持っている．これらのことから，中性子増倍能を補う意味でベリリウム（Be）を併用することにより，ITER 計画の先の実証炉を見据えた先進ブランケットとして，Flibe を用いた概念設計[1]が行われている．**図 1** にブランケット構造の例を示す[1]．また，Flibe は慣性核融合炉の概念設計でも冷却材およびトリチウム増殖材料として検討されている．

Flibe はかつて米国で溶融塩原子炉の冷却材としてその利用が検討され，その物理化学的性質等に関するデータが取得されてきており，リチウム（Li）がトリチウム（T）に核変換された時に生じるフッ化トリチウム（TF）やフッ素原子（F）により，体系内のフッ素ポテンシャルが上昇し，構造材料に対する腐食性が増大するので，これを如何に抑えるかということが重要であると認識されてきた．また，Flibe を核融合炉ブランケットトリチウム増殖材料として使用する場合には，T インベントリの評価や T 回収方法の検討のために Flibe 中での T の挙動が重要になるが，これに関する研究はこれまであまり行われてこなかった．さらに，Flibeの構成要素であるFには短寿命の放射性核種が存在し，ブランケット中のFlibe配管の破断等により，これらが環境中に漏洩した時の安全性評価のために，高温 Flibe に空気や水蒸気が接触した時の Flibe 成分の移行挙動の研究が重要であると認識された．そこで，自己冷却Flibeブランケットを用いた核融合炉計画を念頭に置き，Flibe の化学挙動に関するタスクが JUPITER-II 計画の中に作られた．なお，Flibe を熱媒体として用いる場合には同材料が高プラントル数流体であるということが重要となるので，Flibe の熱流動特性に関する研究が併せて行われた．これについては，次節の「Flibe 模擬流体の熱流動特性」で記述される．

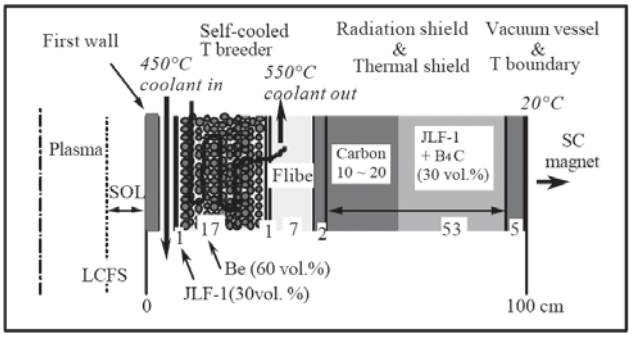


図 1　溶融塩 Flibe を用いたブランケットの例（FFHR）[1]．

本研究を実施する上で，原料からの Flibe の調製と精製を行う必要があり，また，Flibe と T を併用した研究を行うための設備整備を合わせて行う必要があった．これらの点も踏まえ，具体的な研究課題として，(1)Flibe の原料からの調製と精製，(2)高温での Flibe の噴出事故を想定した Flibe 構成成分の移行（mobilization）挙動の測定，(3)精製後の Flibe を使用した Be による酸化還元（Redox）制御法の確立，(4)還元状態制御中および制御後のFlibeによるJLF-1の腐食挙動の研究，(5)精製した Flibe 中のトリチウム溶解度と拡散係数の測定を設定した．

2.1.2　使用した研究設備

これまで日本国内では，その危険性のために Flibe を用いた経験がそれほど多くなく，また本研究では，Flibe に加えて，作業環境中濃度を厳しく管理する必要がある HF や Be，T の使用が不可欠であったため，本タスクの実験はすべて，適切な設備を保持している米国アイダホ研究所の STAR（Safety and Tritium Applied Research）施設内に設

2. Study on Molten-Salt Flibe Systems 2.1 Chemical Behavior of Flibe Molten Salt
TERAI Takayuki, FUKADA Satoshi, HATANO Yuji and OYA Yasuhisa　　*corresponding author's e-mail: tera@n.t.u-tokyo.ac.jp*

©2009 The Japan Society of Plasma Science and Nuclear Fusion Research

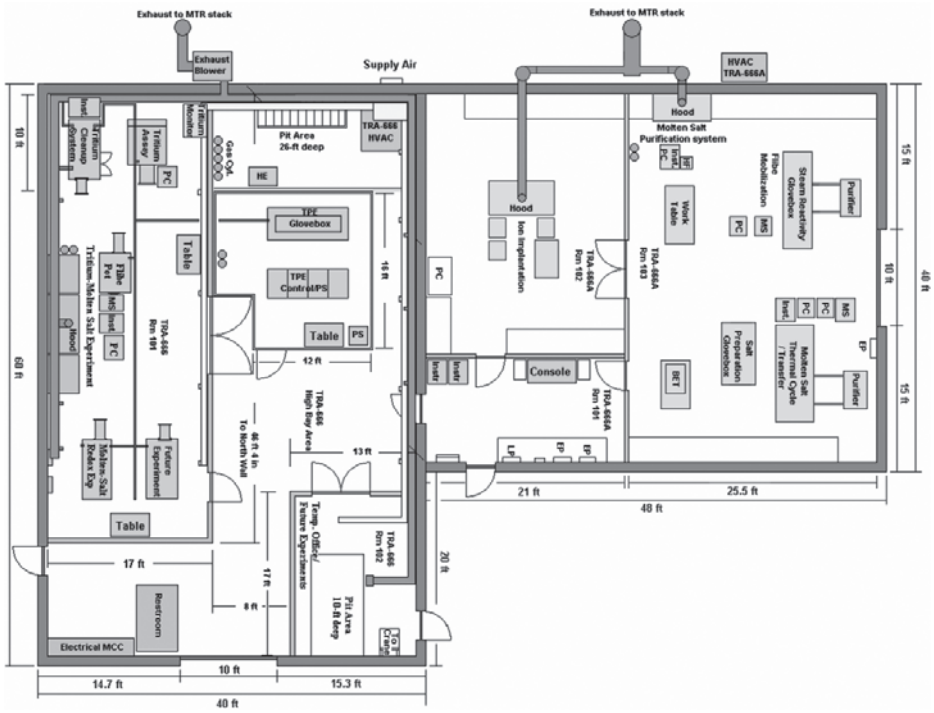


図２　米国アイダホ研究所の STAR（Safety and Tritium Applied Research Facility）施設の平面図.

置されているフードや不活性ガス雰囲気のグローブボックス内で安全性確保に細心の注意を払って行った．**図 2** に STAR 施設の平面図を示す．実際には，本研究実施期間中に**図 3** に示すＴ使用設備やＴ除去設備を設置することにより，Flibe に加えて，16,000 Ci のＴの取り扱いが可能なように施設の設備増強が行われた．

2.1.3　Flibe の調製と精製[2]

本研究で使用した Flibe は純度 99.9 ％の LiF と BeF_2 から調製した．これら 2 種類の粉末を乾燥し，モル比で 2 ： 1 になるように容器中で混合し，溶融した．その後，520℃で He-H_2-HF 混合ガスを流通し，不純物として含まれている酸素を減少させた．これは次の反応を右側に進めることによる．

$$BeO + 2HF = BeF_2 + H_2O$$

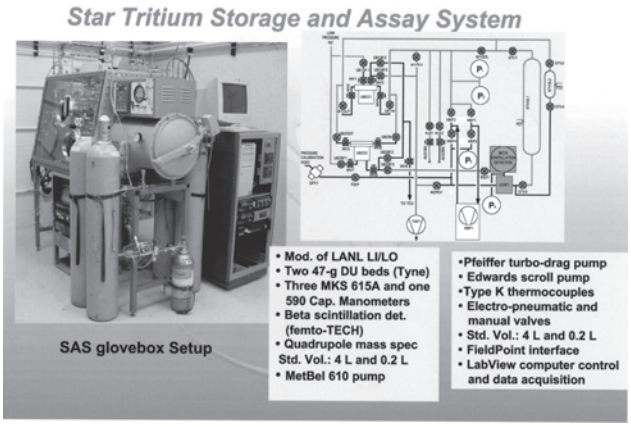


図３　STAR に設置されたトリチウム使用設備.

$$MF + H_2 = M + 2HF$$

続いて，60 μm の金属メッシュフィルタを通して別の容器に移送することにより，金属不純物粒子を除去した．最終生成物中の不純物を原料の LiF および BeF_2 中のそれと比較して**表 1** に示す．なお，酸素と窒素については LECO 法で，それ以外の不純物は ICP-AES 法や ICP-MS 法で測定した．また，最終生成物中の Li と Be のモル比は 2.01 − 2.06 であった．これらにより，以降の実験に用いられる高純度の Flibe 試料が得られるとともに，Flibe 調製・精製のための手法が確立された．

2.1.4　Flibe 成分の蒸発挙動[2]

Flibe 流路配管の破断等により高温 Flibe に空気や水蒸気が接触した時の Flibe 成分の移行は短寿命のフッ素同位体による被ばく評価の観点から重要課題の一つである．そこで，**図 4** に示す装置を用いて，蒸発法により溶融 Flibe 構成成分の移行実験を実施した．Flibe の温度を 500 − 800℃に保持し，そこに Ar ガス，空気，湿潤空気（露点 40℃）を 25 − 100 cm^3/min の流速で流通したときの移行化学種をプローブ表面や石英ウールを充填した採集容器で回収し，ICP-AES 分析によりその質量を測定した．

Ar ガスを流通した時の結果から求めた BeF_2 と $LiBeF_3$ の

表１　Flibe 原料とした BeF_2 と LiF および精製後の Flibe 中の不純物.

	O (ppm)	C (ppm)	N (ppm)	Fe (ppm)	Ni (ppm)	Cr (ppm)
BeF_2	5700	＜20	58	295	20	18
LiF	60	＜20	78	100	30	4
Flibe	560	10	32	260	15	16

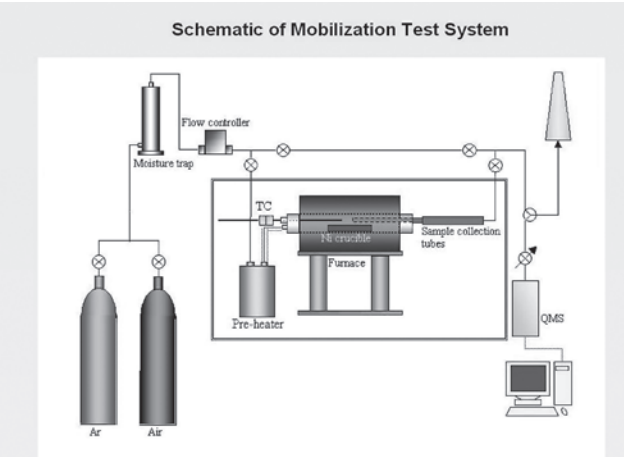


図 4　溶融 Flibe 成分の移行実験に用いた装置．

分圧を**図 5** に示す．基本的には，すでに求められている実験値や計算値と良い一致を示した．また，空気流通条件や湿潤空気流通条件においても，本質的には同じ結果が得られた．これらの結果から，Flibe 構成成分の移行速度は，平衡気相中の各成分の分圧とパージガス流速により決定されること，液相中へのバブリングの場合には，同伴する飛沫の影響を受けることが明らかになった．なお，Ar 気流中試験における Flibe からの質量移行速度は**表 2** に示すような値となった．これらの結果は，低流量下および事故解析条件下での Flibe 移行量の評価において重要である．

2.1.5　Flibe の還元制御[3, 4]

Flibe と構造材料の両立性を確保するためには，Li の核反応の結果生成する TF や F を除去し，体系内を還元状態に保持することが重要であると考えられる．実際に，前述の FFHR の概念設計でも Flibe 流路内に Be ペブルを設置し，中性子増倍機能を持たせるとともに Be による体系内の還元状態の保持を狙っている．本研究では，そのような状況も勘案し，酸化還元状態の制御方法として，Be を浸漬する方法についての試験を行った．

図 6 に示す実験装置を用いて，反応容器中で高温に保持した Flibe 中に HF ガスを吹き込み，同時に Be 試料を Flibe 中に挿入したときの反応容器出口での HF 濃度変化を四重極質量分析計（QMS）と自動滴定装置（titrator）により連続的に測定した．反応容器出口での HF 濃度は還元状態制御の指標になり，反応容器出口での HF 濃度が入口でのそれと比べて低下していれば，還元状態制御が行われていることになる．530℃に保持した Flibe 溶融塩 500 g 中に長時間 HF+He 混合ガス供給して定常状態に保持した後，Be 試料を Flibe 中に挿入し，一定時間保持したのち引き上げた．この操作は Be が HF の還元状態制御に使えるかどうかを調べるためである．

固体の Be を一定時間浸漬させると，**図 7** の例で示すように HF 濃度は一度ゼロ付近まで低下する．これは Flibe 中に物理的に Be が溶解した後，$Be + 2HF = BeF_2 + H_2$の反応で HF が還元され，H_2になると同時に BeF_2が Flibe 中に溶解するからである．図中の数字は Flibe 中に Be を浸漬保持した時間であるが，Be 試料引き上げ後も HF 濃度は急には上昇せず，ゆっくりと上昇しており，還元状態が維持されていることがわかる．同様の実験を，入口 HF 濃度：200－2000 ppm，ガス流速：60－310 cm^3/min，Be 浸漬時間：2－60 min の範囲内で変化させ，合計34回を行った．得られた結果に対して，完全混合反応容器条件を仮定し，不純物

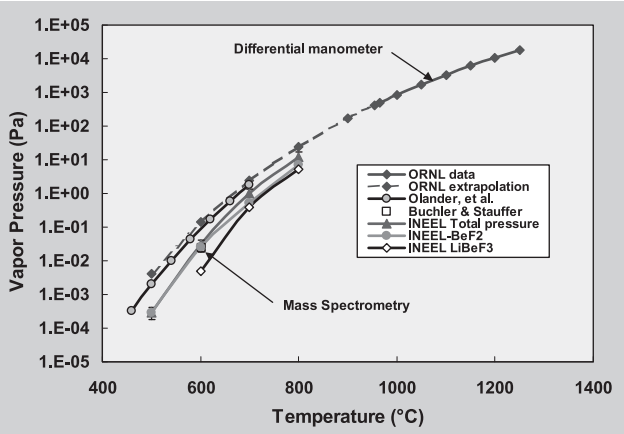


図 5　溶融 Flibe 上の BeF_2と $LiBeF_3$の分圧（他の文献値も併せて示す．INEEL と記載されているものが本研究より得られた値であり，Ar ガス流通条件下におけるものである）．

表 2　アルゴン気流中試験における Flibe からの質量移行速度．

773 K	873 K	973 K	1073 K
2.6×10^{-2} g/m^2-h	7.7×10^{-2} g/m^2-h	3.1×10^{-1} g/m^2-h	2.6×10^{-2} g/m^2-h

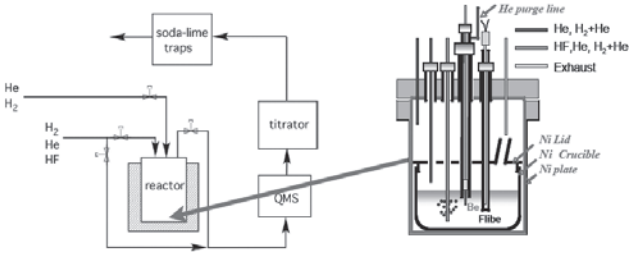


図 6　Flibe の酸化還元制御のための実験装置．

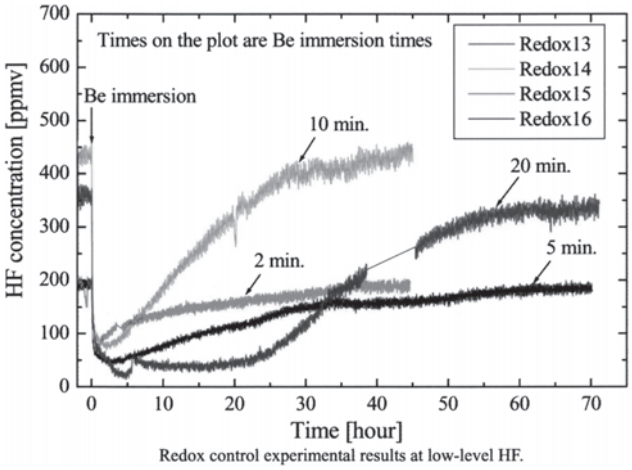


図 7　Flibe の酸化還元制御実験結果の例（数字は Flibe 中に Be を浸漬保持した時間．Be 試料引き上げ後も HF 濃度は急には上昇せず，ゆっくりと上昇しており，還元状態が維持されていることがわかる）．

の寄与を無視し，適当な反応速度定数とBeの溶解速度を入力することにより計算した結果は，実験結果とよく一致した．行ったすべての実験で，HFからH_2への反応は二次反応で，反応速度定数は1.5×10^6 mol/m^{3}sであると決定された．

Beの浸漬時間を変化させたところ，Beの物理溶解度は，**図8**に示すように直線的に増加した．この結果，Beの溶解速度は時間によらず一定で，溶出速度は8.9×10^{-8}Be/(Li_2BeF_4)/sと表せることが判明した．この結果より，実際のブランケットのFlibe量が決まると，必要なBe量が決定される．Beの浸漬をさらに長時間続けた後のFlibe中の溶解Be量をICP-MASSで測定したところ，BeのFlibeへの飽和溶解量は2.7×10^{-4}Be/Li_2BeF_4であることが判明した．

なお，Beの溶出速度は，BeがFlibe容器と電気的に絶縁されているか否かによって大きく異なり，Beを絶縁した場合には，溶出速度が大幅に低下した．これは，Beの溶出が，単純な化学反応や物理現象のみならず，電気化学的な作用によっても大きく影響を受ける可能性があることを示している．

2.1.6　還元状態制御中および制御後のFlibeによるJLF-1の腐食挙動[5]

前述の還元状態制御条件下での低放射化フェライト鋼JLF-1の腐食挙動実験を，還元状態制御用反応容器を改造した**図9**に示す容器および試料を用いて実施した（試料はすべて電気絶縁状態に保持した）．実験では，HF濃度：1075 ppm，H_2/HF比：11，流速：140 cm^3/minのパージガスを連続的に流しながら，5時間Beロッドを浸漬したのち引き上げ，その間およびその後の容器出口でのHF濃度を連続的に測定するとともに，一定時間ごとにFlibeの一部を採取し，ICP分析によりFlibe中のFe，Cr，W，Niの濃度を測定した．また，実験後にJFL-1試験片を取り出し，SEM，AES，XPS，XRD，RBSにより分析を行った．

図10は時刻0でBeロッドを浸漬し，5時間保持して引き上げたときのFlibe中のFeとCrの濃度変化を示している．Beロッド引き上げ後もFeとCrの濃度が低く維持され，還元状態に保持されていたことがわかる．出口ガス中のHF濃度の積算値に対応するNaOH滴定当量の増加速度がBeロッド浸漬期間終了後も低下していることもこのことを裏付けている．還元状態終了後の腐食条件下では，JLF-1の腐食の結果，Flibe中のFeの濃度は増加したが，

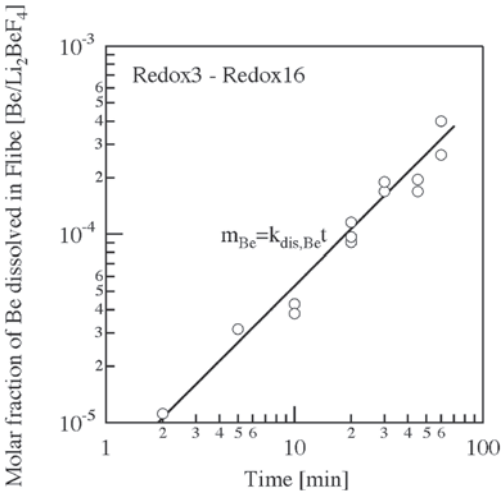


図8　FlibeへのBeの溶解量の時間変化．

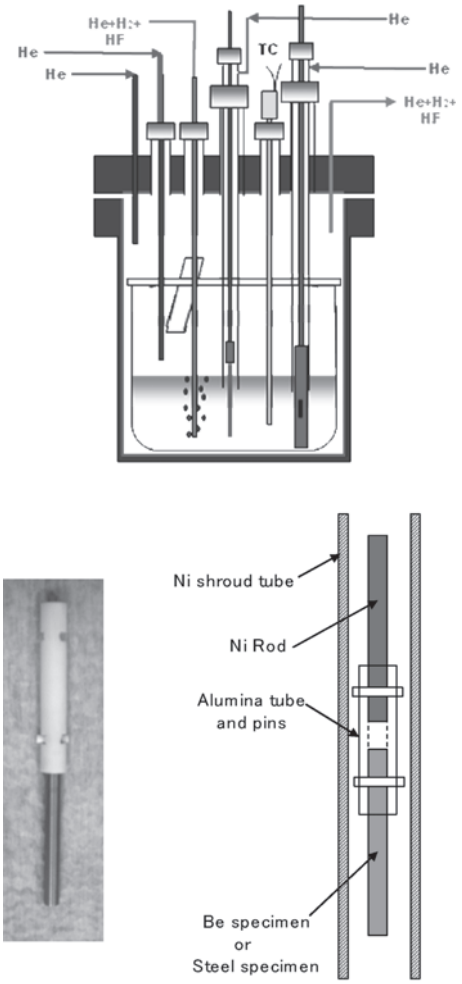


図9　還元状態制御したFlibeによるJLF-1の腐食挙動実験用装置および使用した試料．

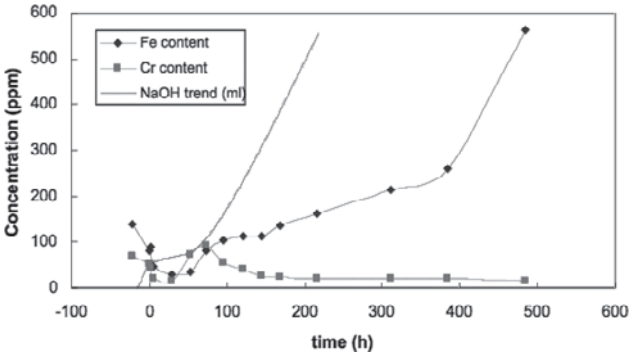


図10　還元状態制御したFlibeによるJLF-1の腐食挙動実験におけるFlibe中のFeとCrの濃度変化（時刻0でBeロッドを浸漬し，5時間保持して引き上げた．Beロッド引き上げ後もFeとCrの濃度が低く維持され，還元状態に保持されていたことがわかる．出口ガス中のHF濃度の積算値に対応するNaOH滴定当量の増加速度がBeロッド浸漬期間終了後にも低下していることもこのことを裏付けている）．

Crの濃度は低く維持された．

還元状態制御終了後の腐食によるJLF-1試料断面のSEMによる観察結果を**図11**に示す．本実験で実施した500時間の平均腐食量は50 μm（腐食速度としては0.1 μm/hr）であった．これは，主にBeロッド引き上げ後，すなわち還元状態が終了した後の腐食による結果であることに注意する必要がある．なお，試料表面に約10 μmのCrが濃縮した酸化被膜が形成していることが確認されたが，これは，腐食中もFlibe中のCr濃度が低く維持されていることと整合している．

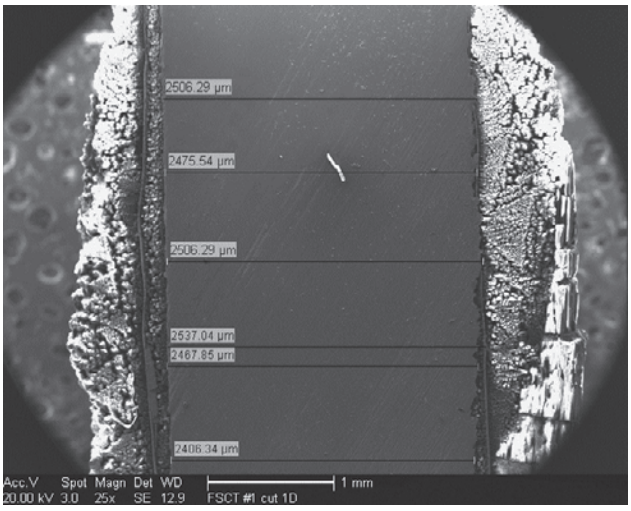
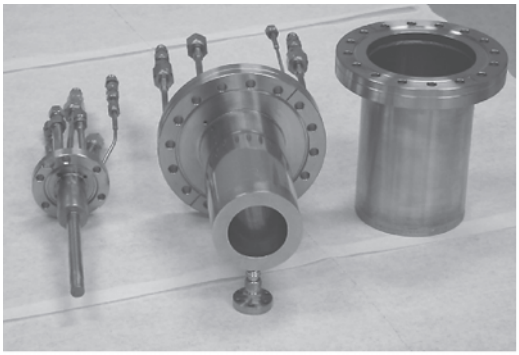


図11　腐食後のJLF-1試験片断面のSEM画像．



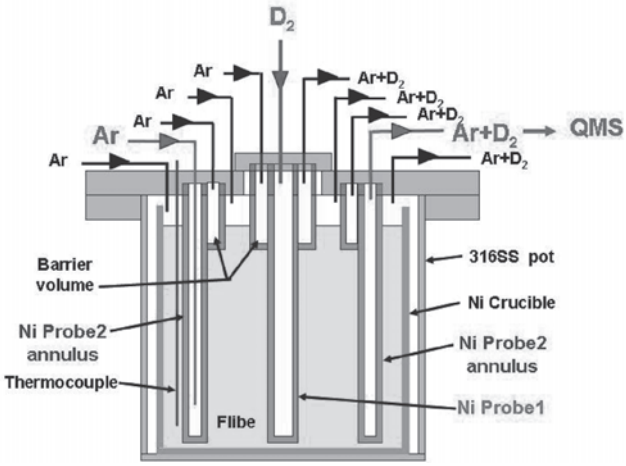


図12　Flibeの還元状態制御を行わないときの重水素移行実験装置．

2.1.7　Flibe中のトリチウム（水素同位体）拡散係数と溶解度[6-10]

Flibe中のトリチウムの拡散係数と溶解度はFlibeブランケットの設計にとってきわめて重要である．また拡散化学種や溶解化学種が異なると，溶解度，拡散係数が変化する可能性があるので，まずFlibeの還元状態制御を行わないときの水素同位体の物質移行挙動を測定した．

使用した実験装置を**図12**に示す．一次元の拡散モデルを適用するために，同心円型の構造となっている．中心のプローブ1に重水素ガス（D_2）を導入したときに，Flibe中を溶解・拡散し，プローブ2に透過するD流束を四重極質量分析計（QMS）で測定し，求まった透過速度の定常値と透過の時間遅れより拡散係数と溶解度を算出するものである．本研究では400 cm^3のFlibeを使用し，600 ℃と650 ℃でD_2を用いた実験を行った．拡散係数の測定結果を**図13**

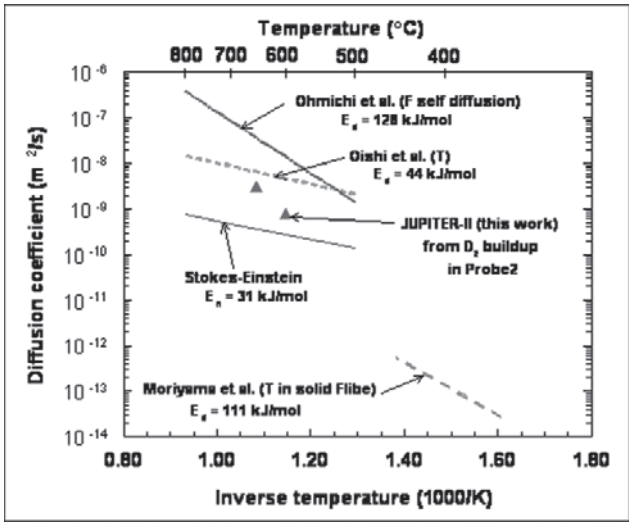


図13　Flibeの還元制御を行わないときのFlibeに対する重水素拡散係数．

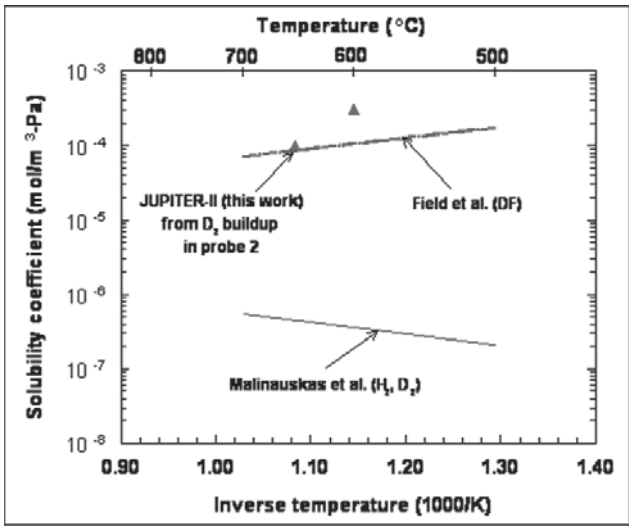


図14　Flibeの還元制御を行わないときのFlibeに対する重水素溶解度．

に，溶解度の測定結果を**図14**に文献値とともに示す．拡散係数やその活性化エネルギー，溶解度の値は溶解拡散している化学形がDFであると仮定した時の結果とよく一致しており，還元状態制御しない場合のFlibe中の水素同位体存在化学形はフッ化水素であると結論できた．

最終年度にトリチウム移行実験装置を使用してTを含む水素同位体の溶解度と拡散係数を測定した．実験装置を**図15**に示す．T測定装置としてはラジオガスクロマトグラフを用いた．この装置は，溶融Flibeの層を形成することにより一次元の拡散を実現させるものであり，Flibeの対流を抑えるために拡散実験容器を溶融塩の中に浸漬し，恒温条件を維持している．500－700℃の範囲で実験を行い，**図16**および**図17**に示す結果を得た．そしてその結果は，以下のArrheniusの関係式にまとめることができた．

$$D_{\mathrm{Flibe,T}} = 9.3\times10^{-7}\exp(-42\times10^{3[\mathrm{J/mol}]}/R_gT) \quad [\mathrm{m^2/s}]$$

$$K_{\mathrm{Flibe,T}} = 7.9\times10^{-2}\exp(-35\times10^{3[\mathrm{J/mol}]}/R_gT) \quad [\mathrm{mol/m^3Pa}]$$

本結果は，必ずしも完全に還元状態に保持されたFlibe中のものではなく，Flibe中を拡散するTの化学形もT_2が主であると考えられるものの，それほど明確ではないが，世界で初めて測定されたTの拡散係数であり，貴重な結果である．

2.1.8　まとめ

本研究の成果は以下のようにまとめられる．

1）Flibeの調製と精製の手法を確立した．具体的には，原料試薬を混合したのち，溶融し，520℃でHe-H_2-HF混合ガスを流通したのち，Niメッシュフィルタを通して移送することで，実現できた．

2）Flibe成分の移行挙動については，Flibe構成成分の移

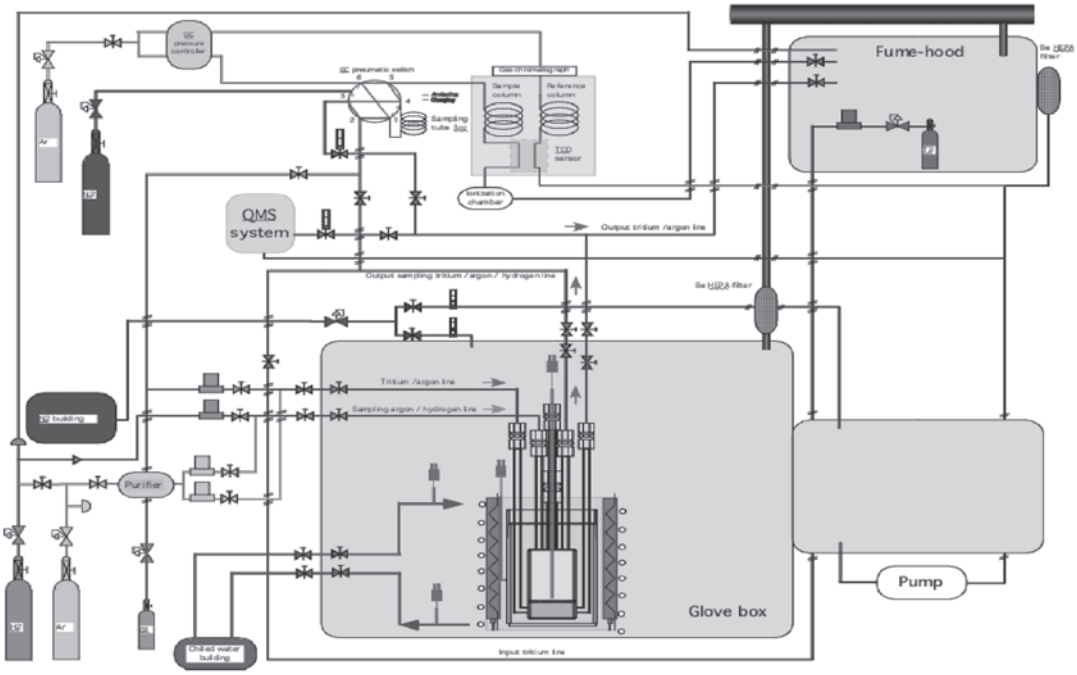


図15　Flibe中トリチウム移行実験装置．

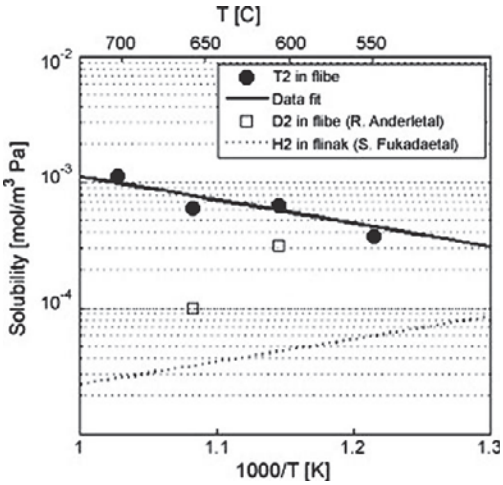


図16　Flibe中のトリチウム溶解度の測定結果．

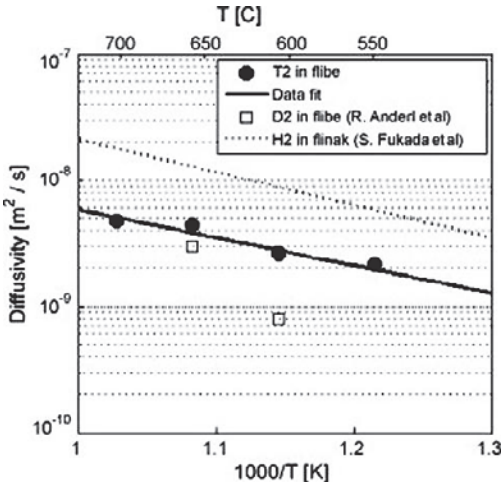


図17　Flibe中のトリチウム拡散係数の測定結果．

行速度が平衡気相中の各成分の分圧とパージガス流側により決定されること，液相中へのバブリングの場合には，同伴する飛沫の影響を受けることが明らかになった．

3）溶融Flibe中にBeを浸漬することで，Flibeの還元状態制御が実現できることを実証した．そして，その反応速度定数やBeの溶解速度，飽和溶解度に関するパラメータを確定した．また，Beの溶解に電気化学的作用が影響することを確認した．

4）還元状態制御されたFlibe中ではJLF-1の腐食が抑制され，還元状態が解消されることによって腐食が促進することを確認した．

5）Flibe中のDおよびTの溶解度と拡散係数を測定した．

本研究により，Beによる還元状態の制御と腐食の抑制が実証されたことは，ブランケットの成立性に見通しを与える重要な成果である．また，得られたFlibeに関する技術，移行過程や水素同位体挙動に関する知見は，Flibeブランケットの設計や研究開発に大きく寄与するものである．

参考文献

［1］A. Sagara, T. Tanaka, T. Muroga, H. Hashizume, T. Kunugi, S. Fukada and A. Shimidzu, Fusion Sci. Technol. **47**, 524 (2005).

［2］D.A. Petti, G.R. Smolik, M.F. Simpson, J.P. Sharpe, R.A. Anderl, S. Fukada, Y. Hatano, M. Hara, Y. Oya, T. Terai, D.K. Sze and S. Tanaka, Fusion Eng. Des. **81**, 1439 (2006).

［3］S. Fukada, M.F. Simpson, R.A. Anderl, J.P. Sharpe, K. Katayama, G.R. Smolik, Y. Oya, T. Terai, K. Okuno, M. Hara, D.A. Petti, S. Tanaka, D.K. Sze and A. Sagara, J. Nucl. Mater. **367-370**, 1190 (2007) 1190.

［4］M.F. Simpson, G.R. Smolik, J.P. Sharpe, R.A. Anderl, D. A. Petti, Y. Hatano, M. Hara, Y. Oya, S. Fukada, S. Tanaka, T. Terai and D.K. Sze, Fusion Eng. Des. **81**, 541 (2006).

［5］P. Calderoni, P. Sharpe, H. Nishimura and T. Terai, J. Nucl. Mater. **386-388**, 1102 (2009).

［6］S. Fukada, R.A. Anderl, Y. Hatano, S.T. Schetz, R.J. Pawelko, D.A. Petti, G.R. Smolik, T. Terai, M. Nishikawa, S. Tanaka and A. Sagara, Fusion Eng. Des. **61-62**, 783 (2002).

［7］S. Fukada, R.A. Anderl, R.J. Pawelko, G.R. Smolik, S.T. Schuetz, J.E. O'Brien, H. Nishimura, Y. Hatano, T. Terai, D.A. Petti, D.K. Sze and S. Tanaka, Fusion Sci. Technol. **44**, 410 (2003).

［8］S. Fukada, R.A. Anderl, F.R. Smolik, R.J. Pawelko, S.T. Schuetz, J.P. Sharpe, B.J. Merrill, D.A. Petti, H. Nishimura, M. Nishikawa, T. Terai and S. Tanaka, *Proc. 6th International Be Workshop,* Miyazaki, Japan, Dec. 3-5, 2003, pp. 275-286.

［9］R.A. Anderl, D.A. Petti, G.R. Smolik, R.J. Pawelko, S.T. Schuetz, J.P. Sharpe, B.J. Merrill, M.F. Simpson, T. Terai, S. Tanaka, H. Nishimura, Y. Oya, S. Fukada, M. Nishikawa, K. Okuno, Y. Morimoto, Y. Hatano and S.K. Sze, *Proc. 6th International Be workshop,* Miyazaki, Japan, Dec. 3-5, 2003, pp. 265-274.

［10］P. Calderoni, P. Sharpe, M. Hara and Y. Oya, Fusion Eng. Des. **83**, 1331 (2008).

2.2 Flibe模擬流体の熱流動特性

功刀資彰[1)]，佐竹信一[2)]，結城和久[3)]，横峯健彦[4)]

[1)]京都大学工学研究科，[2)]東京理科大学基礎工学部，[3)]東北大学工学研究科，[4)]九州大学総合理工学研究院

（原稿受付：2009年2月7日）

Keywords:

Flibe, KOH solution, high prandtl number fluid, magnetohydrodynamics, lorentz force, hartmann flow, thermofluid researche, turbulence, PIV measurement, direct numerical simulation, heat transfer, laminarization

2.2.1 はじめに

溶融塩Flibeは，高温安定性に優れ，電磁流体力学（Magneto-Hydro-Dynamics: MHD）的圧力損失が低いため魅力的な自己増殖冷却材であるが，冷却材にFlibeを用いたブランケット設計では，いくつかの課題が指摘されている：1）Flibeが低い熱伝導率（1.0 W/mK）を有していること，2）融点近傍で高い動粘性を示すこと（11.5 mm^2/s at 500 ℃），3）トリチウム増殖能力が小さいため，付加的な中性子増倍材を必要とすること，そして4）構造材は650 ℃以上の高温環境に耐えられることなどである．この大きな粘性と低い熱伝導率を有するFlibeは高プラントル数流体と呼ばれ，十分に大きな伝熱性能を引き出すためには，強い磁場環境下でも流れを大きく乱して乱流状態を形成する必要がある．したがって，高プラントル数流体の熱流動特性に及ぼす磁場の影響を調べることはきわめて重要な課題である．

2.2.2 流動特性

図1はUCLAに設置した円管内乱流熱流動実験装置“FLiHy”（FLibe Hydrodynamics）の概要を示したものであ

2. Study on Molten-Salt Flibe Systems 2.2 Thermofluid of Flibe Simulants

KUNUGI Tomoaki，SATAKE Shin-ichi，YUKI Kazuhisa and YOKOMINE Takehiko corresponding author's e-mail: kunugi@nucleng.kyoto-u.ac.jp

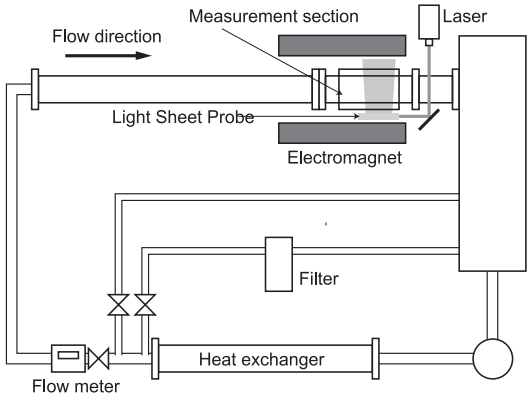


図 1　FLiHy 実験装置概要.

る．試験部は直径 88 mm の円管，ポンプ，流量計，加熱用ヒータ，熱交換器付配管，液タンク，2 T の電磁石，可視化計測部から構成されている．試験には Flibe 模擬流体として，プラントル数が同等な30%濃度の KOH 水溶液を用いた．

円管内の流速分布の測定は，管内にシードしたトレーサ粒子をレーザー照射によって可視化し，試験部に設置した高速カメラで撮影した連続する 2 時刻の画面の粒子イメージから粒子位置の相関を画像解析で求めて流体の速度を計測する方法，すなわち，PIV（Particle Image Velocimetry）を適用し，非磁場および磁場下の円管内乱流速度分布および乱流統計量を求めた．

本実験装置の妥当性を検討するため，既報の直接数値シミュレーション（DNS: Direct Numerical Simulation）データベースを用い，実験で得られた非磁場下の円管内乱流特性量を比較した．

図 2 は管直径 D と平均速度 u および動粘度 ν に基づくレイノルズ数 Re =11300 における，普遍速度分布（横軸は壁面摩擦速度 $u_* = \sqrt{\tau_w/\rho}$ で規格化した壁からの無次元距離 $y^+ = u_* y/v$，縦軸は無次元化した速度 u^+）を示しており，実線が DNS 結果[1]であり，プロット点は PIV 計測結果である．両者はきわめて良く一致しており，また既往の文献値（Eggles，1994）とも良く一致していることを確認した．したがって，本計測手法は十分な測定精度を有していると言える．また，非磁場条件での熱伝達実験を実施し，円管内乱流の発達領域で壁面熱伝達率が Dittus-Boelter 相関式と10%以内で一致することを確認した[2,3]．

次いで，磁場下の MHD 乱流挙動を把握するため，300 A の電流を流して最大 2 テスラの磁場を発生させ，1.4 m 長の磁場内に形成された幅 15 cm×高さ 25 cm×長さ 1 m の一様磁場空間（主流方向の磁場変動は約 5%）に試験流路を設置し，磁場強さを表す無次元数であるハルトマン数 $Ha = BR\sqrt{\sigma/\rho\nu}$ =0，5，10，15，20 について円管内の平均流速を測定した．このときの Ha は管半径 R と電気伝導率 σ を基準としている．**図 3** は横軸に無次元半径位置，縦軸に無次元流速（中心流速 U_c で規格化）として示されており，実線は DNS による非磁場の円管内乱流速度分布である．Ha が増加する（つまり，磁場強度が増加する）に従い，平均速度分布の形状が平坦化する様子がわかる．これと同時に，壁面近傍では Ha の増加に伴って急峻になり，所謂，「ハルトマン流れ」の特徴が再現されている．

図 4 は Re =5300 の条件における，主流方向速度成分の速度変動強度 $u^+_{rms} = \sqrt{u'^2}/u_*$ の径方向分布を示している．実線は非磁場下の乱流に対する DNS 結果を示しており，Ha が増加するに従い乱流強度が減少していることがわかる．図中，実験値が不連続となっているが，これは PIV 計測の際に，可視化領域を管中心部と壁面領域の 2 つに分けて撮影したことによるものであり，実際の物理量は連続的に変化している．**図 3** および**図 4** の結果は，磁場印加による Lorentz 力による「乱流の層流化」の発生を明瞭に示していると言える．これらの結果は，MHD 円管乱流の DNS[4]と一致しており，MHD 乱流モデリング[5]にも反映された．

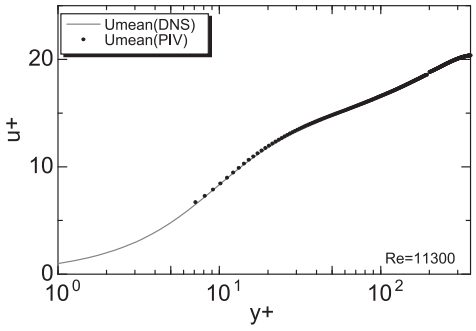


図 2　普遍速度分布（Re=11300）.
（$u^+ = u/u_*, y = u_* y/v$, Re = uD/v）

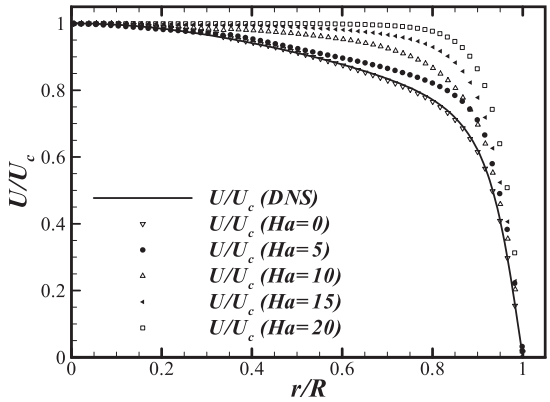


図 3　平均速度の径方向分布　Ha：ハルトマン数.

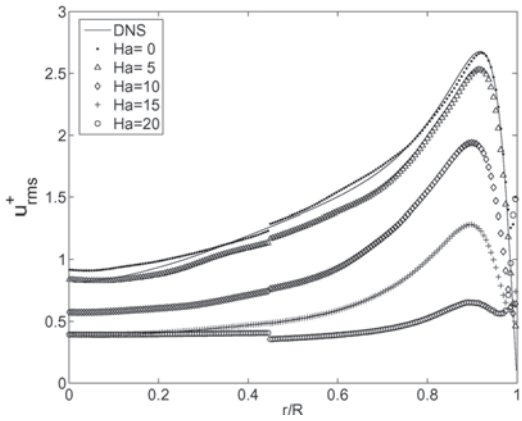


図 4　主流方向速度変動強度の径方向分布.

2.2.3 熱伝達特性

熱伝達実験は，2テスラの磁場下でFLiHyループ試験部の一部を加熱テープで一様加熱して実施した[6]．試験部には直径0.75 mmのT型熱電対を40本（1断面あたり4本で管軸方向10箇所，各熱電対は管の内壁面から1 mmの管壁内位置）設置した．KOH水溶液の温度は熱電対で管の出入口において計測し，管軸方向の任意位置の断面平均温度は出入口温度差から線形補間で求めた．管断面内における流体内の径方向温度分布は，6本の直径0.13 mmのインコネル製K型シース熱電対をタワー状に組み上げたTCタワーを壁面近傍から管中心まで移動機構により位置を調整しながら測定した．この熱電対の63%応答時間は2 msであった．TCタワーと磁場の角度は0度と90度の2通り設定した．Re =5000～20000で，Ha =0～15，またPr = 6と10について実験した．

図5はRe = 9000の場合の無次元温度T^+の分布を壁からの距離y^+で示したものである．実線は既存のKader相関式であり，青丸はHa = 0（非磁場条件）であり，相関式と一致している．しかし，緑丸のHa = 5と赤丸のHa = 10の実験結果は相関式から離れている．このことは，MHD流れでは，非MHD流に比べて管内の流体温度が上昇することを意味しており，伝熱から見た磁場による「乱流の層流化」の証拠である．

図6は，無次元熱伝達率Nuの管軸方向（z/D）の分布を示している．横磁場が強いほど，熱伝達率が低下する様子がわかる．

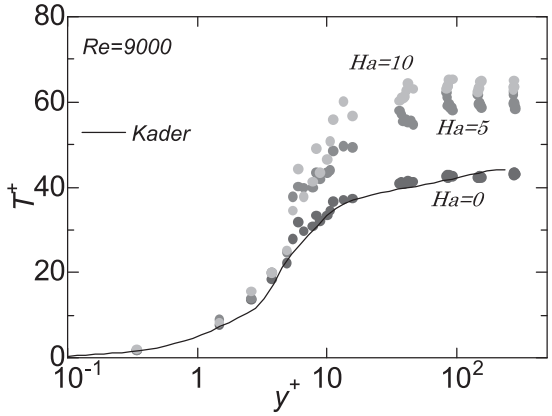


図5　無次元温度分布．

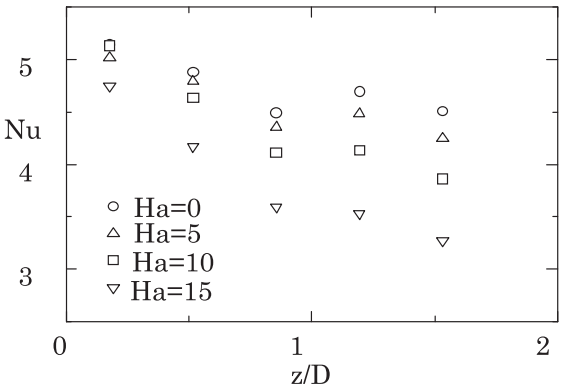


図6　無次元熱伝達率の管軸方向変化．

2.2.4 まとめ

円管内のFlibe模擬流体の非MHD乱流特性を，PIV計測法を適用して計測し，既存DNSデータベースときわめてよい一致を示したことから，本PIV計測法の精度と適用妥当性を検証した．また，UCLAに構築したFLiHyループが流動実験装置として十分な精度を有していることも確認できた．ついで，PIV計測法を用いてMHD乱流の流動特性について平均流速分布を測定し，ハルトマン流れを確認するとともに，MHD乱流統計量の結果から，磁場効果による「乱流の層流化」現象が生じていることを定量的に示すことができた．また，熱伝達実験を実施し，管内温度分布や管軸方向熱伝達から磁場効果による「乱流の層流化」の発生を確認できた．

以上のように，MHD乱流の熱流動特性の詳細なデータベースを構築できたことから，今後の現在のMHD乱流モデルの改良が可能となり，核融合炉設計へ大きく貢献することが期待できる．

参考文献

[1] S. Satake, T. Kunugi and R. Himeno, *Lecture Notes in Computer Science 1940* (M. Valero *et al.*, Ed., Springer-Verlag, Berlin-Heidelberg, 2000).

[2] J. Takeuchi, S. Satake and R. Miraghaie *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 601, (2006).

[3] J. Takeuchi, S. Satake, N.B. Morley, T. Kunugi, T. Yokomine and M.A. Abdou, Fusion Eng. Des. **83**, 1082 (2008).

[4] S. Satake, T. Kunugi and S. Smolentsev, J. Turbulence **3**, 020, (2002).

[5] S. Smolentsev, M.A. Abdou and N.B. Morley *et al.*, Int. J. Eng. Sci. **40**, 693, (2002).

[6] H. Nakaharai, J. Takeuchi, T. Yokomine, T. Kunugi and S. Satake, N.B. Morley and M.A. Abdou, Experimental Thermal and Fluid Science **32**, Issue 1, 23 (2007).

行速度が平衡気相中の各成分の分圧とパージガス流側により決定されること，液相中へのバブリングの場合には，同伴する飛沫の影響を受けることが明らかになった．

3）溶融Flibe中にBeを浸漬することで，Flibeの還元状態制御が実現できることを実証した．そして，その反応速度定数やBeの溶解速度，飽和溶解度に関するパラメータを確定した．また，Beの溶解に電気化学的作用が影響することを確認した．

4）還元状態制御されたFlibe中ではJLF-1の腐食が抑制され，還元状態が解消されることによって腐食が促進することを確認した．

5）Flibe中のDおよびTの溶解度と拡散係数を測定した．

本研究により，Beによる還元状態の制御と腐食の抑制が実証されたことは，ブランケットの成立性に見通しを与える重要な成果である．また，得られたFlibeに関する技術，移行過程や水素同位体挙動に関する知見は，Flibeブランケットの設計や研究開発に大きく寄与するものである．

参考文献

［1］A. Sagara, T. Tanaka, T. Muroga, H. Hashizume, T. Kunugi, S. Fukada and A. Shimidzu, Fusion Sci. Technol. **47**, 524 (2005).

［2］D.A. Petti, G.R. Smolik, M.F. Simpson, J.P. Sharpe, R.A. Anderl, S. Fukada, Y. Hatano, M. Hara, Y. Oya, T. Terai, D.K. Sze and S. Tanaka, Fusion Eng. Des. **81**, 1439 (2006).

［3］S. Fukada, M.F. Simpson, R.A. Anderl, J.P. Sharpe, K. Katayama, G.R. Smolik, Y. Oya, T. Terai, K. Okuno, M. Hara, D.A. Petti, S. Tanaka, D.K. Sze and A. Sagara, J. Nucl. Mater. **367-370**, 1190 (2007) 1190.

［4］M.F. Simpson, G.R. Smolik, J.P. Sharpe, R.A. Anderl, D. A. Petti, Y. Hatano, M. Hara, Y. Oya, S. Fukada, S. Tanaka, T. Terai and D.K. Sze, Fusion Eng. Des. **81**, 541 (2006).

［5］P. Calderoni, P. Sharpe, H. Nishimura and T. Terai, J. Nucl. Mater. **386-388**, 1102 (2009).

［6］S. Fukada, R.A. Anderl, Y. Hatano, S.T. Schetz, R.J. Pawelko, D.A. Petti, G.R. Smolik, T. Terai, M. Nishikawa, S. Tanaka and A. Sagara, Fusion Eng. Des. **61-62**, 783 (2002).

［7］S. Fukada, R.A. Anderl, R.J. Pawelko, G.R. Smolik, S.T. Schuetz, J.E. O'Brien, H. Nishimura, Y. Hatano, T. Terai, D.A. Petti, D.K. Sze and S. Tanaka, Fusion Sci. Technol. **44**, 410 (2003).

［8］S. Fukada, R.A. Anderl, F.R. Smolik, R.J. Pawelko, S.T. Schuetz, J.P. Sharpe, B.J. Merrill, D.A. Petti, H. Nishimura, M. Nishikawa, T. Terai and S. Tanaka, *Proc. 6th International Be Workshop,* Miyazaki, Japan, Dec. 3-5, 2003, pp. 275-286.

［9］R.A. Anderl, D.A. Petti, G.R. Smolik, R.J. Pawelko, S.T. Schuetz, J.P. Sharpe, B.J. Merrill, M.F. Simpson, T. Terai, S. Tanaka, H. Nishimura, Y. Oya, S. Fukada, M. Nishikawa, K. Okuno, Y. Morimoto, Y. Hatano and S.K. Sze, *Proc. 6th International Be workshop,* Miyazaki, Japan, Dec. 3-5, 2003, pp. 265-274.

［10］P. Calderoni, P. Sharpe, M. Hara and Y. Oya, Fusion Eng. Des. **83**, 1331 (2008).

2.2 Flibe模擬流体の熱流動特性

功刀資彰[1)]，佐竹信一[2)]，結城和久[3)]，横峯健彦[4)]

[1)]京都大学工学研究科，[2)]東京理科大学基礎工学部，[3)]東北大学工学研究科，[4)]九州大学総合理工学研究院

（原稿受付：2009年2月7日）

Keywords:

Flibe, KOH solution, high prandtl number fluid, magnetohydrodynamics, lorentz force, hartmann flow, thermofluid researche, turbulence, PIV measurement, direct numerical simulation, heat transfer, laminarization

2.2.1 はじめに

溶融塩Flibeは，高温安定性に優れ，電磁流体力学（Magneto-Hydro-Dynamics: MHD）的圧力損失が低いため魅力的な自己増殖冷却材であるが，冷却材にFlibeを用いたブランケット設計では，いくつかの課題が指摘されている：1）Flibeが低い熱伝導率（1.0 W/mK）を有していること，2）融点近傍で高い動粘性を示すこと（11.5 mm^2/s at 500 ℃），3）トリチウム増殖能力が小さいため，付加的な中性子増倍材を必要とすること，そして4）構造材は650 ℃以上の高温環境に耐えられることなどである．この大きな粘性と低い熱伝導率を有するFlibeは高プラントル数流体と呼ばれ，十分に大きな伝熱性能を引き出すためには，強い磁場環境下でも流れを大きく乱して乱流状態を形成する必要がある．したがって，高プラントル数流体の熱流動特性に及ぼす磁場の影響を調べることはきわめて重要な課題である．

2.2.2 流動特性

図1はUCLAに設置した円管内乱流熱流動実験装置“FLiHy”（FLibe Hydrodynamics）の概要を示したものであ

2. Study on Molten-Salt Flibe Systems 2.2 Thermofluid of Flibe Simulants

KUNUGI Tomoaki，SATAKE Shin-ichi，YUKI Kazuhisa and YOKOMINE Takehiko corresponding author's e-mail: kunugi@nucleng.kyoto-u.ac.jp

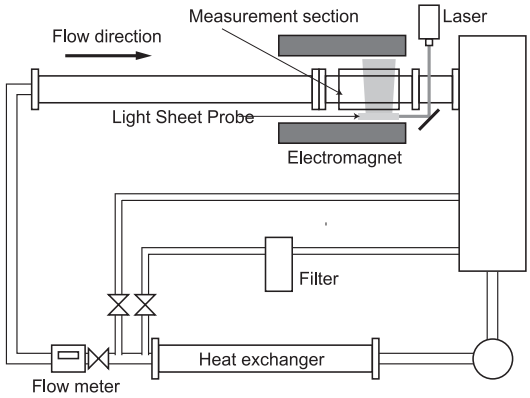


図 1　FLiHy 実験装置概要.

る．試験部は直径 88 mm の円管，ポンプ，流量計，加熱用ヒータ，熱交換器付配管，液タンク，2 T の電磁石，可視化計測部から構成されている．試験には Flibe 模擬流体として，プラントル数が同等な30%濃度の KOH 水溶液を用いた．

円管内の流速分布の測定は，管内にシードしたトレーサ粒子をレーザー照射によって可視化し，試験部に設置した高速カメラで撮影した連続する 2 時刻の画面の粒子イメージから粒子位置の相関を画像解析で求めて流体の速度を計測する方法，すなわち，PIV（Particle Image Velocimetry）を適用し，非磁場および磁場下の円管内乱流速度分布および乱流統計量を求めた．

本実験装置の妥当性を検討するため，既報の直接数値シミュレーション（DNS: Direct Numerical Simulation）データベースを用い，実験で得られた非磁場下の円管内乱流特性量を比較した．

図 2 は管直径 D と平均速度 u および動粘度 ν に基づくレイノルズ数 Re =11300 における，普遍速度分布（横軸は壁面摩擦速度 $u_* = \sqrt{\tau_w/\rho}$ で規格化した壁からの無次元距離 $y^+ = u_* y/v$，縦軸は無次元化した速度 u^+）を示しており，実線が DNS 結果[1]であり，プロット点は PIV 計測結果である．両者はきわめて良く一致しており，また既往の文献値（Eggles，1994）とも良く一致していることを確認した．したがって，本計測手法は十分な測定精度を有していると言える．また，非磁場条件での熱伝達実験を実施し，円管内乱流の発達領域で壁面熱伝達率が Dittus-Boelter 相関式と10%以内で一致することを確認した[2,3]．

次いで，磁場下の MHD 乱流挙動を把握するため，300 A の電流を流して最大 2 テスラの磁場を発生させ，1.4 m 長の磁場内に形成された幅 15 cm×高さ 25 cm×長さ 1 m の一様磁場空間（主流方向の磁場変動は約 5%）に試験流路を設置し，磁場強さを表す無次元数であるハルトマン数 $Ha = BR\sqrt{\sigma/\rho\nu}$ =0，5，10，15，20 について円管内の平均流速を測定した．このときの Ha は管半径 R と電気伝導率 σ を基準としている．**図 3** は横軸に無次元半径位置，縦軸に無次元流速（中心流速 U_c で規格化）として示されており，実線は DNS による非磁場の円管内乱流速度分布である．Ha が増加する（つまり，磁場強度が増加する）に従い，平均速度分布の形状が平坦化する様子がわかる．これと同時に，壁面近傍では Ha の増加に伴って急峻になり，所謂，「ハルトマン流れ」の特徴が再現されている．

図 4 は Re =5300 の条件における，主流方向速度成分の速度変動強度 $u^+_{rms} = \sqrt{u'^2}/u_*$ の径方向分布を示している．実線は非磁場下の乱流に対する DNS 結果を示しており，Ha が増加するに従い乱流強度が減少していることがわかる．図中，実験値が不連続となっているが，これは PIV 計測の際に，可視化領域を管中心部と壁面領域の 2 つに分けて撮影したことによるものであり，実際の物理量は連続的に変化している．**図 3** および**図 4** の結果は，磁場印加による Lorentz 力による「乱流の層流化」の発生を明瞭に示していると言える．これらの結果は，MHD 円管乱流の DNS[4]と一致しており，MHD 乱流モデリング[5]にも反映された．

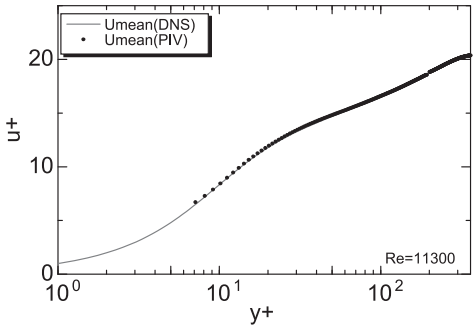


図 2　普遍速度分布（Re=11300）.
（$u^+ = u/u_*, y = u_* y/v$, Re = uD/v）

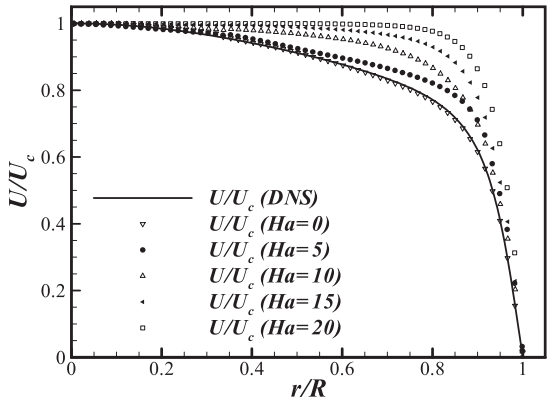


図 3　平均速度の径方向分布　Ha：ハルトマン数.

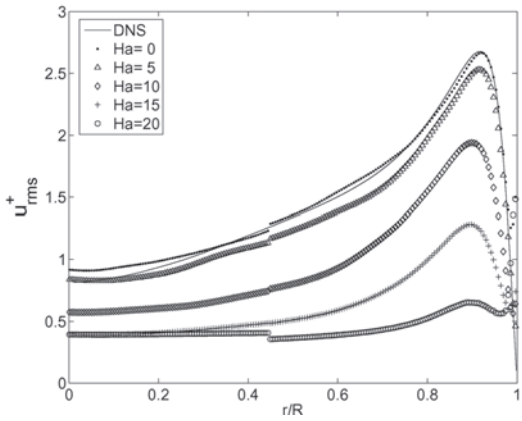


図 4　主流方向速度変動強度の径方向分布.

2.2.3 熱伝達特性

熱伝達実験は，2テスラの磁場下でFLiHyループ試験部の一部を加熱テープで一様加熱して実施した[6]．試験部には直径0.75 mmのT型熱電対を40本（1断面あたり4本で管軸方向10箇所，各熱電対は管の内壁面から1 mmの管壁内位置）設置した．KOH水溶液の温度は熱電対で管の出入口において計測し，管軸方向の任意位置の断面平均温度は出入口温度差から線形補間で求めた．管断面内における流体内の径方向温度分布は，6本の直径0.13 mmのインコネル製K型シース熱電対をタワー状に組み上げたTCタワーを壁面近傍から管中心まで移動機構により位置を調整しながら測定した．この熱電対の63%応答時間は2 msであった．TCタワーと磁場の角度は0度と90度の2通り設定した．Re =5000～20000で，Ha =0～15，またPr = 6と10について実験した．

図5はRe = 9000の場合の無次元温度T^+の分布を壁からの距離y^+で示したものである．実線は既存のKader相関式であり，青丸はHa = 0（非磁場条件）であり，相関式と一致している．しかし，緑丸のHa = 5と赤丸のHa = 10の実験結果は相関式から離れている．このことは，MHD流れでは，非MHD流に比べて管内の流体温度が上昇することを意味しており，伝熱から見た磁場による「乱流の層流化」の証拠である．

図6は，無次元熱伝達率Nuの管軸方向（z/D）の分布を示している．横磁場が強いほど，熱伝達率が低下する様子がわかる．

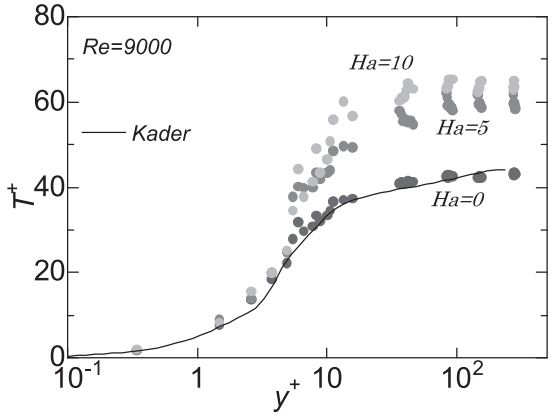


図5　無次元温度分布．

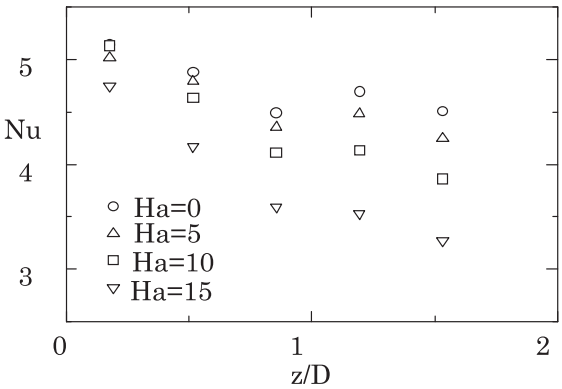


図6　無次元熱伝達率の管軸方向変化．

2.2.4 まとめ

円管内のFlibe模擬流体の非MHD乱流特性を，PIV計測法を適用して計測し，既存DNSデータベースときわめてよい一致を示したことから，本PIV計測法の精度と適用妥当性を検証した．また，UCLAに構築したFLiHyループが流動実験装置として十分な精度を有していることも確認できた．ついで，PIV計測法を用いてMHD乱流の流動特性について平均流速分布を測定し，ハルトマン流れを確認するとともに，MHD乱流統計量の結果から，磁場効果による「乱流の層流化」現象が生じていることを定量的に示すことができた．また，熱伝達実験を実施し，管内温度分布や管軸方向熱伝達から磁場効果による「乱流の層流化」の発生を確認できた．

以上のように，MHD乱流の熱流動特性の詳細なデータベースを構築できたことから，今後の現在のMHD乱流モデルの改良が可能となり，核融合炉設計へ大きく貢献することが期待できる．

参考文献

[1] S. Satake, T. Kunugi and R. Himeno, *Lecture Notes in Computer Science 1940* (M. Valero *et al.*, Ed., Springer-Verlag, Berlin-Heidelberg, 2000).

[2] J. Takeuchi, S. Satake and R. Miraghaie *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 601, (2006).

[3] J. Takeuchi, S. Satake, N.B. Morley, T. Kunugi, T. Yokomine and M.A. Abdou, Fusion Eng. Des. **83**, 1082 (2008).

[4] S. Satake, T. Kunugi and S. Smolentsev, J. Turbulence **3**, 020, (2002).

[5] S. Smolentsev, M.A. Abdou and N.B. Morley *et al.*, Int. J. Eng. Sci. **40**, 693, (2002).

[6] H. Nakaharai, J. Takeuchi, T. Yokomine, T. Kunugi and S. Satake, N.B. Morley and M.A. Abdou, Experimental Thermal and Fluid Science **32**, Issue 1, 23 (2007).

J. Plasma Fusion Res. Vol.85, No.5 (2009) 260-266

プロジェクトレビュー 日米科学技術協力事業 JUPITER-II プロジェクト

3．バナジウム合金・液体リチウムシステムの研究

室賀健夫[1)]，長坂琢也[1)]，鈴木晶大[2)]，福元謙一[3)]，佐藤　学[4)]，渡辺英雄[5)]
[1)]核融合科学研究所，[2)]東京大学工学系研究科，[3)]福井大学工学研究科，
[4)]東北大学工学研究科，[5)]九州大学応用力学研究所

（原稿受付：2009年2月7日）

Keywords:
vanadium alloy, liquid lithium, MHD pressure drop, insulator coating, impurity transfer, irradiation creep, weld joint

3.1　研究の背景と目的

バナジウム合金を構造材料に，液体リチウムを増殖材・冷却材に用いるブランケット（Li/V ブランケット）は，熱輸送能力が大きく，中性子増倍用ベリリウムが不要なため構造がコンパクトかつシンプルになり，構造材料の長寿命化が達成されればブランケットの定期交換が不要になる魅力の高いシステムとして期待されている（**図1**）．バナジウム合金に関しては，近年高純度 V-4Cr-4Ti 合金（NIFS-HEAT-2）の大量製造と部材製作技術が大きく進歩し，ブランケット試験体の製作の見通しが得られつつある[1]．

一方，このシステムにはいくつかの重要課題が残されている[2]．第1は，強磁場下で導電性流体であるリチウムを流すことによって生じる MHD（MagnetoHydroDynamic）圧力損失であるが，これに関しては配管内部に絶縁被覆を施すことにより低減が可能と見込まれている（**図2**）．MHD 絶縁被覆については，以前は酸化カルシウムのその場被覆研究がアメリカを中心に行われていたが，その後カルシウムの液体リチウムへの溶解度が高いため，高温で被覆が再溶解することが明らかになり，JUPITER-II 計画の開始時点においては，新しい候補材の開発が強く期待されていた．

第2はバナジウム合金の耐照射特性である．バナジウム合金自体は一般に耐照射性に優れているが，溶接部，被覆界面，様々な加工熱履歴を経た部材の照射挙動は確認されていない．また，バナジウム合金にも添加元素や加工熱処理などによる更なる高度化が図られているが，耐照射性の評価が遅れていた．バナジウム合金の高温使用限界を定めるのはクリープ変形と考えられているが，これまで高品質の試験片や高精度に環境を制御した試験の不足により，熱クリープデータは不十分であり，照射下クリープのデータに至ってはほとんどデータがないのが現状であった．

これらの研究には，ブランケット環境である液体リチウム雰囲気での照射を含む試験が必要であり，アメリカの特徴あるリチウム環境試験設備，リチウム環境照射試験設備を用いた研究を立案した．

本タスクにおいては，上記の主要課題を中心に Li/V ブランケット要素技術の高度化を達成し，ブランケット開発の将来的な見通しを明らかにすることを目的とした．

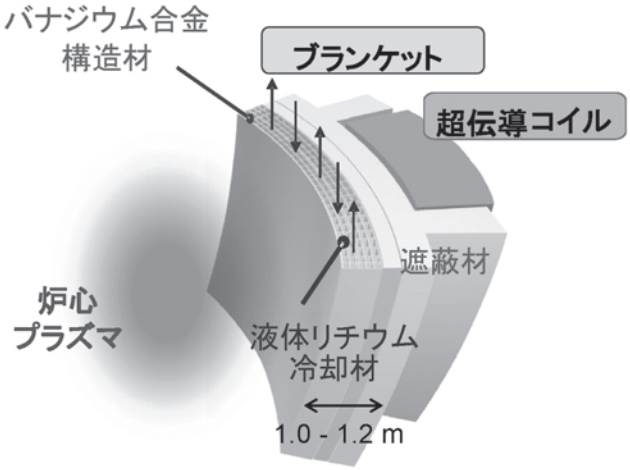


図1　バナジウム合金・液体リチウムブランケットシステムの模式図．

3.2　研究計画

JUPITER-II 計画において，バナジウム合金・液体リチ

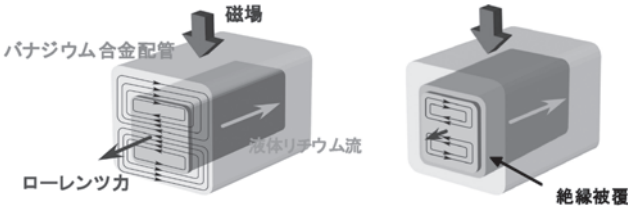


図2　MHD 圧力損失の絶縁被覆による低減の模式図．

3. Study on Vanadium Alloy-Liquid Lithium Systems

MUROGA Takeo, NAGASAKA Takuya, SUZUKI Akihiro, FUKUMOTO Ken-ichi, SATOU Manabu and WATANABE Hideo
corresponding author's e-mail: muroga@nifs.ac.jp

©2009 The Japan Society of Plasma Science and Nuclear Fusion Research

ウムシステムの研究は，下記２つのサブタスク構成で進められた．

⑴サブタスク1-2A（MHD 低減絶縁被覆材の開発）

液体リチウムと共存性のある絶縁セラミックス被覆候補材を見出しバナジウム合金への被覆法を高度化するとともに，長期的な安定性と照射下特性を明らかにすることを目的とした．

⑵サブタスク1-2B（バナジウム合金キャプセル照射）

HFIR でリチウム雰囲気の中性子照射を行ない，候補バナジウム合金の照射特性，特に照射下クリープ特性，溶接部の照射効果などを明らかにするとともに，日本で開発したＹ等を添加した改良バナジウム合金の照射特性を明らかにすることを目的とした．

3.3 使用施設

本研究では，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）の液体リチウム施設，HFIR およびホットラボを利用した．液体リチウム施設では，反応性の高いリチウムを扱うため，窒素や水分を除去した高純度アルゴン雰囲気で作業が行えるようになっており，リチウム環境での長期間浸漬試験，その場電気伝導測定，内圧管試験片による熱クリープ試験，HFIR 照射キャプセル用のリチウム充填作業などが行われた．高照射量の HFIR リチウム封入キャプセル照射は，これまでに例がなく，キャプセル製作から照射下のモニタリング，照射後のリチウム除去など，多くが新しい技術の開発を必要とするものであった．**図 3** に ORNL のリチウム取り扱い施設と，HFIR 照射用キャプセルに試料と液体リチウムを装填している様子を示す．照射後試験の多くは ORNL のホットラボで行われたが，一部の照射試料は東北大学金属材料研究所大洗センターに輸送され，照射後試験が行われた．

本タスクの試験に関する技術開発においては，日本の大学における小規模液体リチウム試験，JMTR キャプセル開発，常陽における液体ナトリウム封入キャプセル照射技術など日本の施設における経験が活用された．

3.4 成果概要

3.4.1 MHD 低減絶縁被覆材の開発

バナジウム合金上に作製された MHD 低減絶縁被覆は，高温照射下で液体リチウムに接し，電気絶縁性を有したまま熱伝導性を保持して長期間の安定性を有する必要がある．このため，様々な項目にわたる開発研究が必要となるが，本計画においては，(i)MHD 低減絶縁被覆の素材候補セラミックスの選定，(ii)絶縁性等についての確認，(iii)被覆手法の開発，(iv)被覆に生ずるクラックへの対策といった段階を踏んで開発を進めた．

MHD 低減絶縁セラミックス選定の第一段階として，化学的に最も還元性の強い雰囲気である液体リチウムとの共存性を持つセラミックスの探索を行った．熱力学計算によって還元反応が進みにくく，電気伝導性を示さず，中性子との核反応の小さなセラミックスを徹底的に探索した結果残った５つの候補セラミックスについて，高純度かつ高密度の焼結体を日米それぞれで開発し，ORNL で最大 800℃，1000 時間の液体リチウム中での共存性試験を行った[3]．**図 4** に示すように，従来，第一候補として考えられていた酸化カルシウムは 600℃ 以上で大きな腐食を受けることが判明した一方，本計画で新たに探索した酸化エルビウムの腐食は非常に小さいことなどが明らかとなった．この結果から開発目標である 10 μm/y を充分に下回った酸化イットリウム，酸化エルビウム，および窒化アルミニウムを，MHD 低減絶縁被覆の候補セラミックスとして選定した[3]．

これらの候補セラミックス焼結体について，ORNL にて 800 ℃までの電気抵抗率が測定され，開発目標である 10^4 Ωm を上回ることが確認されるとともに，日本において，D-T 中性子源 FNS，材料試験炉 JMTR および ^{60}Coγ 線での照射により照射誘起導電性が常温および高温で測定され，吸収線量についてのブラケット条件への外挿値が目標の絶縁性を十分確保できることが確認されている[4]．また，液体リチウムとの高温照射下共存性についても，ORNL の HFIR での照射を行い，窒化アルミニウム表面での窒化リチウムの生成が示唆されたものの，酸化イットリウムおよび酸化エルビウムについては，非照射と同様の結

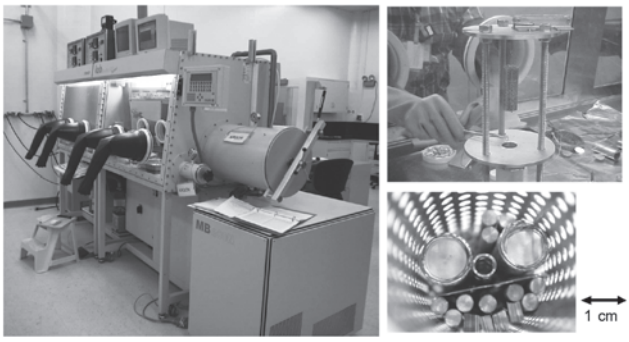


図 3　オークリッジ国立研究所のリチウム取り扱い施設と，HFIR 試料キャプセルへのリチウム充填作業の様子．

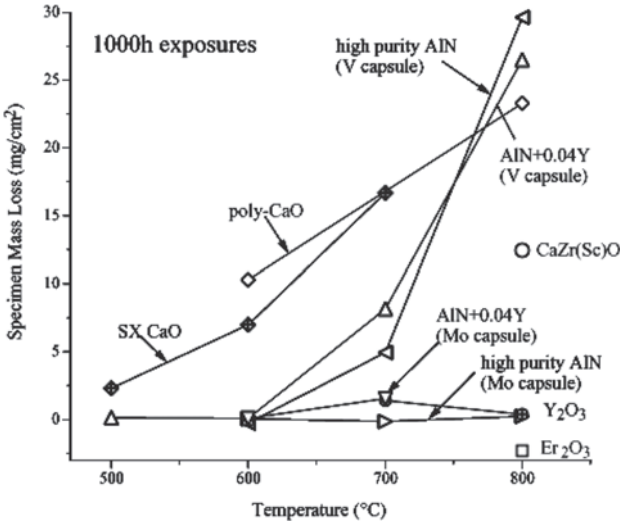


図 4　各種 MHD 低減絶縁被覆候補セラミックスの高温液体リチウム中浸漬による重量減少．

果が得られている．

候補セラミックス材料のバナジウム合金上への薄膜化は，高い熱伝導を確保するために10 μm以下が望ましく，高結晶，低不純物，高密度の薄膜を作製するために複数の物理蒸着法によって実施した．日米それぞれで開発を進めた結果いずれの素材も薄膜化に成功し，被覆材について液体リチウムとの共存性試験をORNLで実施した．酸化イットリウムは米国LLNLにおいて電子ビーム蒸着法によって作製した薄膜が最も結晶性に優れていたが，液体リチウムとの共存性試験後のX線回折測定によって薄膜全体が$LiYO_2$に変化していることが確認された．これは，焼結体においてもわずかに観測された現象で被覆の結晶粒や密度の制御により低減できる可能性もあるが，$LiYO_2$の特性についてはほとんど未知であり，基礎研究の蓄積を待つこととなった．

酸化エルビウムについては，ドイツのマックスプランクプラズマ物理研究所においてアークプラズマ反応蒸着法によって作製した被覆が最も結晶性に優れていた．最大700 ℃，1000時間までの液体リチウム共存性試験の結果，**図5**に示すように，高温基板温度で製作すると高結晶の酸化エルビウム皮膜が得られ，この場合浸漬によって割れや剥離がほとんど起こらなかった[5]．窒化アルミニウムについては，東京大学においてプラズマスパッタ蒸着法によって作製した薄膜が最も酸素不純物を低く抑えたが不十分であり，液体リチウム共存性試験では残留した酸素不純物による腐食が発生し，基礎研究の蓄積を待つこととなった[6]．以上により，アークプラズマ蒸着法により作製した酸化エルビウムコーティングを次のステップの開発に進めた．

アークプラズマ蒸着法により作製した酸化エルビウムコーティングについて，液体リチウムによる腐食や割れなどを総合した絶縁特性を評価するために，ORNLで高温液体リチウムを電極とした電気抵抗測定を実施した．しかし，十分に濡れが進展したのちの電気抵抗率は，発生したクラック中に液体リチウムが侵入して生じたと考えられる短絡によって，目標値を大きく下回る結果となった．このクラック対策のために，耐食用金属被覆をMHD低減絶縁被覆上に施す二重コーティング，および，バナジウム合金表面近傍に酸素をあらかじめ導入し，液体リチウムに溶解した金属エルビウムと反応を起こさせてクラック中に酸化エルビウムを生成させるin-situ修復法の検討を行った．二重コーティングについては，耐食用金属被覆の厚さを極めて薄くして渦電流を抑制するため，高い金属リチウム耐食性を必要とする．耐食用金属被覆として，バナジウム合金，金属バナジウム，純鉄が考えられ，実際に**図6**に示す二重コーティングが作製されて，液体リチウム電極による高い絶縁性が確認されたほか，ORNLに建設したバナジウム合金製の液体リチウム自然対流ループにおいて，700℃ 2,355時間までの優れた耐食性が確認された[7]．一方，in-situ修復法については，クラック内への酸化エルビウム生成が確認されたが，バナジウム合金の酸素導入層の強度が低いためにMHD低減絶縁被覆自体が剥離を起こすことが課題となり，基礎研究の進展を待つこととなった．

以上のように，酸化エルビウムに対して二重コーティングを行うことにより，Li/Vブランケットにおける重要な開発課題であるMHD低減絶縁被覆の開発が可能であることが確認された．今後さらに基礎研究を積み上げることによって，候補材，被覆法，クラック修復法に幅を持たせることが期待される低減絶縁ともに，本計画では対象としなかった配管内面への被覆作整法の開発が期待されており，Sol-gel法や金属錯体CVD法などが検討されている．

3.4.2　液体リチウム中での不純物移行によるバナジウム合金の強度変化

バナジウム合金の機械的性質，照射特性は合金中のC，N，O不純物濃度と，その固溶，析出状態に大きな影響を受けることが明らかになっている．C，N，O不純物の濃度が大きくなり，かつ固溶状態にあると，硬化することで脆化し，さらに，照射欠陥が安定化されることで照射硬化，照射脆化も促進される．これを抑制するためには，不純物濃度そのものを下げる高純度化と，合金元素のTiを利用し，Ti-C，N，Oを析出させて不純物を固定するのが有効である．一方で，固溶C，N，O不純物の低下は強度の低下を招くことが懸念される．よって，C，N，O濃度と析出状態の影響を定量的に明らかにし，強度を維持しつつ，照射硬化，照射脆化が許容範囲となる最適な不純物濃度と析出状態を求める必要がある．

液体リチウム－バナジウム合金間では，C，N，O不純物の移行が起こるので，バナジウム合金中のC，N，O濃度や析出状態が変化する．したがって刻々と不純物濃度や析出組織が変化していく過程での，材料の照射挙動を明らかにする必要がある．本研究では，実環境を模擬する液体リチ

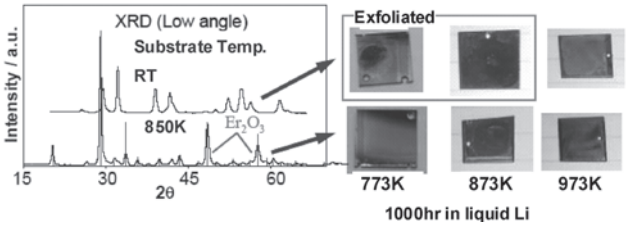


図5　アークプラズマ反応蒸着法によるバナジウム合金への酸化エルビウム被覆材の，液体リチウム浸漬試験．850 Kの基板温度で生成すると，酸化エルビウムの結晶性が高まり，リチウム浸漬によってもクラックや剥離が起こらない．

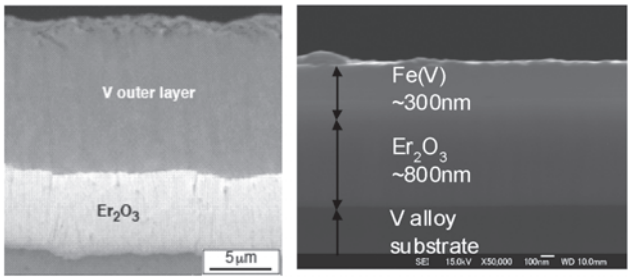


図6　V-4Cr-4Ti基板上に作製した，酸化エルビウムとバナジウムまたは鉄の二重被覆．
（左：電子ビーム蒸着法（LLNL），右：RFスパッタ法（東京大学））

ウム中での中性子照射実験に先立ち，非照射での液体リチウム－バナジウム合金間でのC，N，O不純物の移行と，強度，組織変化を明らかにするため，ORNLのリチウム取り扱い施設において長時間浸漬試験を行った[8,9]．浸漬試験の試料は日米それぞれのバナジウム共通合金であるNIFS-HEAT-2（JP材）とUS832665（US材）であり，いずれも合金組成はV-4Cr-4Tiである．

図7に800℃の液体リチウム浸漬によるC，N，O不純物の変化を示す．JP材，US材ともに，C，N濃度が上昇し，O濃度は減少することが実験的に明らかとなった．特に変化が大きいのはN濃度である．C，N濃度が上昇するのは，バナジウムの炭化物，窒化物の生成自由エネルギーがリチウムのそれよりも低く化学的な親和力が強いことで説明できる．Oについてはその逆である．JP材の変化が大きいのは，今回用いた試験片の厚さが0.25 mmであり，US材の0.76 mmと比較して薄いこと，すなわち，リチウムに接する面積に対して試験片の体積が小さいことによる．

図8に液体リチウム浸漬後のJP材の降伏応力，最大引張強度，全伸びの試験温度依存性を示す．液体リチウム浸漬により，最大引張強度が973 Kで15%,1073 Kで25%低下した．全伸びはすべての条件で10%以上であり，液体リチウムによる顕著な延性低下は見られなかった．微細組織観察によると，C，N含有量の多い100 nm以上の粗大析出物

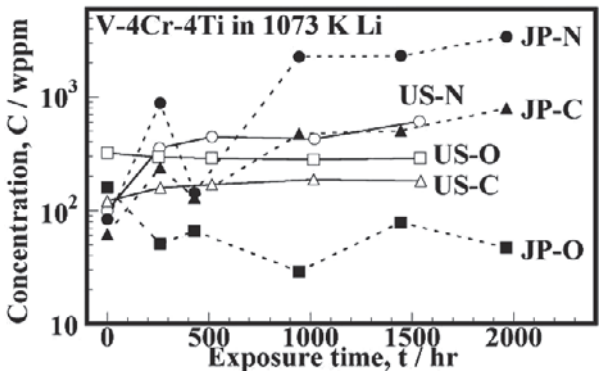


図7　800℃の液体リチウムに浸漬後のバナジウム合金のC，N，O濃度と浸漬時間の関係．浸漬前の濃度は$t=0$にプロットしてある．

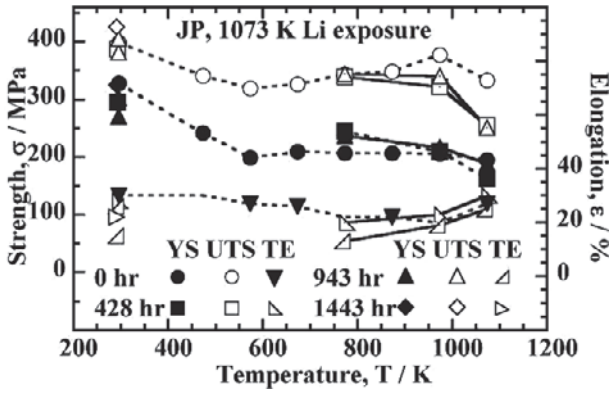


図8　800℃の液体リチウムに浸漬後のバナジウム合金の，降伏応力（YS），最大引張強力（UTS），全伸び（TE）の試験温度依存性．

（Ti-C-N）とC，O含有量の多い100 nm以下の微細析出物（Ti-C-O）が観察された．Ti-C-N析出物の数密度はN濃度とともに上昇し，サイズも大きくなった．Ti-C-O析出物の数密度は，O濃度の低下とともに減少した．**図7**で示したように，C，Nの濃度上昇が大きいにもかかわらず，引張強度が低下したのは，Ti-C-N析出物の形成によってC，Nが固定されて硬化に寄与しなかったことと，O濃度減少による引張強度低下が起こったためと考えられる．引張強度に対しては，より微細，高密度に析出しているTi-C-O析出物の影響が大きいが，その数密度減少だけでは上記の強度低下を説明できないので，固溶Oの減少も強度低下に寄与していると考えられる．

以上より，液体リチウム中ではバナジウム合金のC，Nの濃度は上昇するが，Ti-C-N析出物として固定されるために強度への寄与は小さい．一方で，O濃度は低下し，これによるTi-C-O析出物の減少と固溶Oの減少によって，973 K以上での最大引張強度が低下することが明らかとなった．この温度域での設計応力を決定するためには，他にクリープ強度も評価する必要があり，今後の課題である．全伸びについては液体リチウム浸漬後も10%以上あり，顕著な延性低下は見られなかった．

3.4.3　液体金属雰囲気下中性子照射におけるV-4Cr-4Ti合金の照射下クリープ特性

液体リチウム金属雰囲気下におけるバナジウム合金の高温照射下機械的性質を調べるためHFIRにて液体リチウム雰囲気における炉内照射クリープ試験を行った．本研究から得られる照射特性データはバナジウム合金の高温機械的性質，特に照射クリープ変形過程を理解する基礎データとしてきわめて有用である．常陽炉で行われたナトリウ雰囲気材料照射キャプセルを用いた液体ナトリウム雰囲気における炉内照射クリープ試験との比較により照射クリープに及ぼす格子間型不純物の影響について検討した[10,11]．

(a) 炉内照射用内圧クリープ管の開発[12-14]

核融合科学研究所による共通V-4Cr-4Ti材料NIFS-HEAT-2の製作と細管材への加工，東北大学金属材料研究所と日本原子力研究開発機構東海研究所工作課および大洗工学センターとの共同研究により炉内照射クリープ用内圧管クリープ試験体作製が行われた．製作されたNIFS-HEAT-2細管材とクリープ試験片を**図9**に示す．高精度の試験片が作製されたことにより，熱クリープ，照射下クリープの精度の良い試験が可能になった．真空，液体金属（ナトリウム・リチウム）雰囲気でのNIFS-HEAT-2のクリープ特性を明らかにした．

(b) 液体ナトリウム雰囲気キャプセルの開発[10]

ナトリウムボンド型照射キャプセル開発は東北大学金属材料研究所大洗センターと日本原子力研究開発機構大洗工学センターにより行われた．照射キャプセルへのナトリウム充填・炉内照射・キャプセル解体・試料洗浄等の作業工程を確立した．常陽炉におけるナトリウムボンドキャプセルはMNTR-1・2，SMIR-27，MARICO-2，CMIR-6の常陽照射計画で装荷され照射実験に供された．

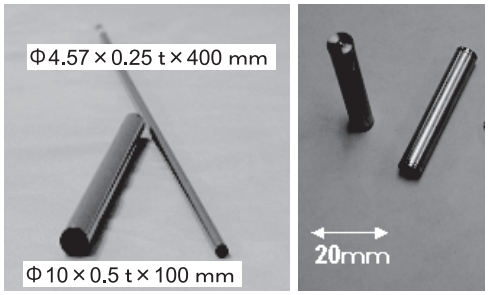


図 9　V-4Cr-4Ti 合金（NIFS-HEAT-2）で製作した細管と圧力管クリープ試験片．

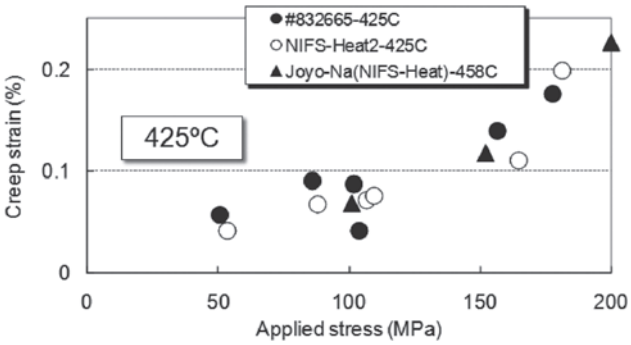


図10　HFIR-17J リチウム雰囲気 425 ℃照射と常陽ナトリウム雰囲気 458 ℃照射による照射クリープ歪みの応力依存性の比較（#832665 はアメリカの候補 V-4Cr-4Ti 合金）．

(c) 常陽照射実験[10]

常陽炉 MNTR-1･2で内圧クリープ管を用いた炉内クリープ試験を実施した．試料にはバナジウム二元系合金および NIFS-HEAT-2合金を用いた．常陽照射（MNTR-1，2）の照射温度は 450～700 ℃（±30 ℃の不確定性）で，中性子照射量は 1.1～12×10^{25} n/m^2（E > 0.1 MeV），pureV 損傷量換算で 1.7～5 dpa であった．

(d) HFIR 照射実験[9, 11]

HFIR において NIFS-HEAT-2内圧クリープ管を用いた炉内クリープ試験を実施した．照射温度均一化のためリチウムボンド型照射キャプセルを用いた．HFIR-17J 照射は HFIR-RB＊照射孔にて 5 サイクル照射を行った．照射温度は 428～429 ℃で制御された．損傷量は pureV 損傷量換算で 3.9 dpa であった．照射後試験としてクリープ測定，引張試験，TEM 観察を行った．

(e) 試験結果と考察[10-12]

NIFS-HEAT-2合金の熱クリープ測定で得られたパラメータは，クリープ応力指数：4.9，クリープ活性化エネルギー：220±40 kJ/mol，純金属型転位クリープ機構（50－200 MPa）であった．

NIFS-HEAT-2の常陽炉照射クリープ測定から，クリープ応力指数として 1.2～1.7 が得られ，フェライト鋼などの照射クリープ変形過程と似た傾向であることが明らかとなった．**図10**に示すように，過去の研究で示された V-4Cr-4Tiにおける 445 ℃照射での 120 MPaからの急速なクリープ速度の上昇傾向は観察されず，照射クリープ速度は ATRやHFIRで行われた照射クリープ試験の照射クリープ変形速度と同じオーダであった．このことから 400-600 ℃における照射クリープ変形機構は同一のものであり，過飽和の空孔拡散・上昇運動による転位すべりによってクリープ変形を律則していることが示唆された．

引張試験では V-5Ti や V-4Cr-0.1 Ti,1 Ti 合金で高温照射下にて大きな照射硬化がみられなかった一方で，NIFS-HEAT 合金で高温側でも照射硬化と延性低下がみられた．延性低下は照射後 400 ℃ 8 時間の真空熱処理で改善されたため，除洗時に発生した水素による延性低下であると考えられる．ナトリウム雰囲気およびリチウム雰囲気の違いによるクリープ変形挙動，引張挙動，損傷組織の有意差は顕著には認められなかった．高純度リチウムおよび高純度ナトリウム雰囲気における不純物移行は本実験の範囲内（試料温度，照射線量，試験期間）で試料内部での損傷組織発達に大きく影響を与えなかったと考えられる．また液体金属雰囲気における照射クリープの活性化エネルギーは常陽，HFIR のデータから約 46 kJ/molK であることが明らかとなった．

本研究から照射下クリープ挙動の基本的パラメータが得られ，V-4Cr-4Ti の照射下健全性評価および使用寿命評価への指針が得られた．本研究で確立した照射クリープ試料作製，液体金属環境制御型照射キャプセル製作・実験手法・解体技術，照射クリープ試験片寸法測定技法は，バナジウム合金だけでなく，改良型ステンレス鋼の照射下クリープ試験にも応用され，現在活用されている．

3. 4. 4　核融合炉用 V-Cr-Ti 系合金の高性能化

V-4Cr-4Ti系合金ではイットリウムを約0.2%微量に添加すると見かけ上の酸素の拡散が一桁程度小さくなることがヘリウムガス雰囲気中の酸素濃度を制御した酸化挙動の実験から明らかになった．合金中にわずかに固溶させたイットリウムは酸化に対して保護的な役割を果たす皮膜を効率的に形成させる[15]．さらに形成される皮膜は V-4Cr-4Ti 合金に形成された皮膜に比べて薄く緻密で V-4Cr-4Ti-0.2Y 合金では約 5 倍の破壊靭性（K_{IC}）があることがわかり，イットリウムの適切な添加によってバナジウム合金に丈夫な耐酸化性の皮膜を形成させることができることを示した．酸化環境を含む様々な使用環境でのバナジウム合金と雰囲気との共存性を向上させるには製造加工工程や熱処理工程あるいは炉の稼働中における酸素窒素などのガス不純物原子の取り込みを防止することが必要である．このようなイットリウムの適切な添加はバナジウム合金の高性能化に有効である[16]．

イットリウム添加による高性能化の照射環境での適用性を明らかにする目的で，中性子照射した後の V-4Cr-4Ti 合金とイットリウムを微量に添加した V-4Cr-4Ti-0.1SiAlY 合金の機械的性質を比較した．中性子照射は HFIR にてリチウム雰囲気で 430 ℃，約 3.7 dpa まで行った．**図11**に示すように V-4Cr-4Ti-0.1SiAlY 合金では均一伸びが大きいまま保たれ，降伏応力は V-4Cr-4Ti 合金と比較して低い．このような違いはイットリウムなどの酸素や窒素を合金の母相から取り除く作用をもつ元素の適切な添加によるものと考えられる[17]．透過型電子顕微鏡によるミクロ組織観察で

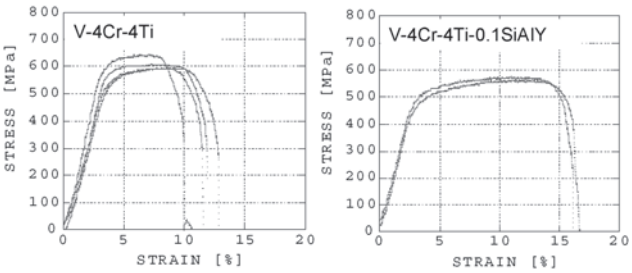


図11　HFIR で，430 ℃，約 3.7 dpa まで照射した V-4Cr-4Ti（左），V-4Cr-4Ti-0．1SiAlY（右）合金の引張り特性．

は，中性子照射によって形成された照射欠陥組織イットリウムなどの添加の影響が見られ，機械的性質と関連していると考えられる．

3.4.5　液体リチウム中でのバナジウム合金溶接材の耐照射脆化特性

バナジウム合金中の酸素は液体リチウムに移行するため強度は低下するものの，照射脆化に寄与する固溶酸素濃度が減少して耐照射脆化特性は向上すると期待できる．しかし，溶接部では溶接中の溶融，急冷凝固により Ti-C-O 析出物が消失し，すべての酸素が強制的に固溶されるので，固溶酸素濃度は母材より高い状態となる．よって，溶接部では母材と比較して照射脆化が促進されることが懸念される．

そこで，バナジウム合金溶接材を JMTR，常陽，米国 HFIR（High Flux Isotope Reactor）にて中性子照射し，照射後の母材，溶接金属でシャルピー衝撃試験と電子顕微鏡組織観察を行って照射脆化を評価した[18, 19]．衝撃試験片は1.5×1.5×20 mmの微小試験片である．照射温度，照射雰囲気，照射量は JMTR では 290 ℃，He 雰囲気，0.08 dpa，常陽炉では 400 ℃，液体ナトリウム，0.98 dpa，HFIR では 430 ℃，液体リチウム，3.7 dpa である．

図12に中性子照射前後の母材，溶接金属のシャルピー衝撃エネルギーの温度依存性を示す．ここでは，延性脆性遷移温度（DBTT, Ductile-Brittle Transition Temperature）を，シャルピー衝撃エネルギーが非照射の上部棚エネルギー（E_U）の半分（$E_U/2$）になる温度と定義する．通常，構造材料の DBTT は室温以下であることが要求される．中性子照射前（Unirrad.）の母材（BM，Base Metal），溶接金属（WM，Weld Metal）の DBTT は液体窒素温度（－196 ℃）以下ときわめて良好であった．照射後の母材の DBTT は，JMTR の 0.08 dpa 照射，HFIR の 3.7 dpa 照射後とも－196 ℃以下であり，最も DBTT が上昇した常陽炉の 0.98 dpa の場合でも－139 ℃と室温より十分低く，きわめて良好であった．HFIR では常陽炉よりも照射量が高いにもかかわらず DBTT が低いのは，リチウム雰囲気照射で固溶酸素濃度が減少した効果の他に，照射温度が高く照射欠陥が蓄積しにくいことも原因として考えられる．一方，溶接金属の DBTT は JMTR，0.08 dpa 照射後で－160 ℃，常陽炉，0.98 dpa 照射後で－77 ℃と良好なレベルは維持しているが，同条件で照射後の母材と比較すると DBTT 上昇が大きく，溶接金属では母材に比較して照射脆化が促進されることが明らかとなった．この原因の可能性として，溶接金属では照射による析出の発生がより顕著であることが組織観察より示された．HFIR，3.7 dpaのデータは102 ℃以上の試験温度に限られるが，衝撃エネルギーが非照射の上部棚エネルギーと変わらない．この照射レベルでは溶接材は良好な耐照射脆化特性を維持していることが期待される．

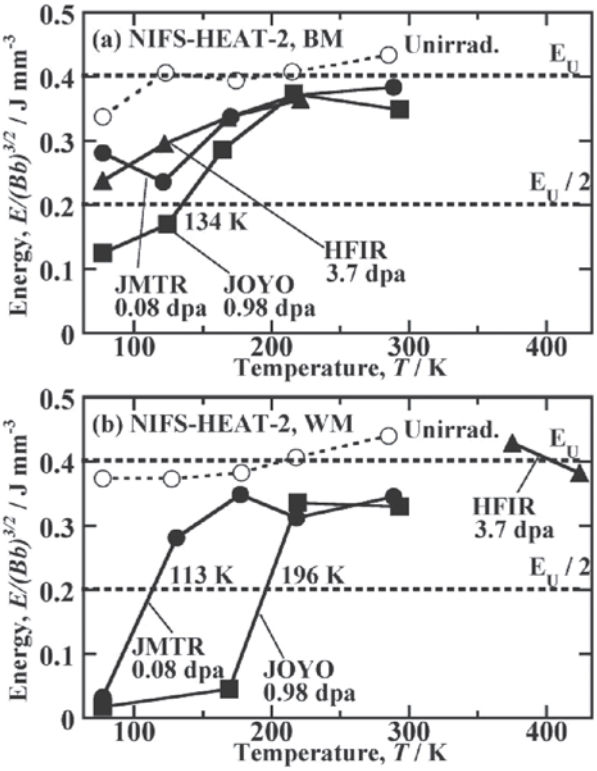


図12　中性子照射前後の NIFS-HEAT-2 の（a）母材，（b）溶接金属のシャルピー衝撃エネルギー．

3.5　まとめ

本研究では，Li/V ブランケットの重要課題である，MHD 低減絶縁被覆開発およびバナジウム合金の照射特性に関して大きな前進が得られた．MHD 低減絶縁被覆では，新たな候補材として酸化エルビウムが見出され，酸化エルビウムあるいは酸化エルビウムと金属の二重被覆がきわめて有望であることが明らかになった．特に，不純物を制御した環境では液体リチウムとの長期共存性にきわめて優れていること，照射下でも共存性は変わらないことが明らかになったのは大きな進歩である．ここで見出された酸化エルビウムはその後の試験で水素透過バリアとしても優れた特性を有することがわかり，高トリチウム分圧の Li-Pb や溶融塩 Flibe ブランケットにおけるトリチウム漏洩防止被覆としても注目されるようになった．これに関する研究は次期計画（TITAN 計画）にも引き継がれている．

バナジウム合金の試験片製作技術が大きく進歩し，高品質のクリープ試験片や溶接材が製作された．これにより液体リチウム環境下での熱クリープ，照射下クリープの精度の高いデータが得られ，開発目標を定量的に議論できるようになり，さらに溶接部材の照射試験により，照射下で健全性を保つための溶接後，照射後熱処理の指針が得られ

た．これらは，ブランケットの設計に寄与する重要な知見である．また，日本独自で開発したＹ添加合金の優れた耐照射性が確認され，デザインウィンドウをさらに広げる可能性も示された．

参考文献

［1］T. Muroga, T. Nagasaka, K. Abe, V.M. Chernov, H. Matsui, D.L. Smith, Z.-Y. Xu and S.J. Zinkle, J. Nucl. Mater. **307-311**, 547 (2002).

［2］R.J. Kurtz, K. Abe, V.M. Chernov, D.T. Hoelzer, H. Matsui, T. Muroga and G.R. Odette, J. Nucl. Mater. **329-333**, 47 (2004).

［3］B.A. Pint, P.F. Tortorelli, A. Jankowski, J. Hayes, T. Muroga, A. Suzuki, O.I. Yeliseyeva and V.M. Chernov, J. Nucl. Mater. **329-333**, 119 (2004).

［4］田中照也，室賀健夫，四竈樹男，土屋　文，鳴井　実，西谷健夫，飯田敏行，佐藤文信，池田念治，鈴木晶大：プラズマ・核融合学会誌 **83**, 391 (2007).

［5］A. Sawada, B.A. Pint, A. Suzuki, F. Koch, H. Maier, T. Terai and T. Muroga, presented at ICFRM-12 (Santa Barbara, 2005).

［6］A. Suzuki, T. Muroga, B.A. Pint, T. Yoneoka and S. Tanaka, Fusion Eng. Des. **69**, 397 (2003).

［7］B.A. Pint, S.J. Pawel, M. Howell, J.L. Moser, G.W. Garner, M.L. Santella, P.F. Tortorelli, F.W. Wiffen and J.R. DiStefano, J. Nucl. Mater., **386-388**, 712 (2009).

［8］T. Nagasaka, T. Muroga, M. M. Li, D. T. Hoelzer, S. J. Zinkle, M. L.Grossbeck and H. Matsui, Fusion Eng. Des. **81**, 307 (2006).

［9］Meimei Li, T. Nagasaka, D.T. Hoelzer, M.L. Grossbeck, S.J. Zinkle, T. Muroga, K. Fukumoto, H. Matsui and M. Narui, J. Nucl. Mater. **367-370**, 788 (2007).

［10］K. Fukumoto, M. Narui, H. Matsui, K. Ito and Y. Yano, J. Nucl. Sci. Technol. **45**, 171 (2008).

［11］K. Fukumoto, M. Narui, H. Matsui, T. Nagasaka and T. Muroga, Plasma Fusion Res. **3**, 017 (2008).

［12］K. Fukumoto, T. Nagasaka, T. Muroga, N. Nita and H. Matsui, J. Nucl. Mater. **367-370**, 834 (2007).

［13］K. Fukumoto, H. Matsui, M. Narui, T. Nagasaka and T. Muroga, J. Nucl. Mater. **335**, 103 (2004).

［14］T. Nagasaka, T. Muroga, K. Fukumoto, H. Watanabe, M. L. Grossbeck and J. Chen, Nucl. Fusion **46**, 618 (2006).

［15］M. Satou, T. Nagasaka, T. Hino, M. Fujiwara, T. Muroga, T Iikubo and K. Abe, 21th IAEA Fusion Energy Conf., Conf. Proc. (Chengdu, 2006).

［16］T. Chuto, M. Satou, A. Hasegawa, K. Abe, T. Muroga and N. Yamamoto, Effects of Radiation on Mater. STP-1447, 69701 (2004).

［17］T. Chuto, M. Satou, A. Hasegawa, K. Abe, T. Muroga and N. Yamamoto, J. Nucl. Mater. **326**, 4 (2004).

［18］T. Nagasaka, T. Muroga, H. Watanabe, K. Yamasaki, N. J. Heo, K. Shinozaki and M. Narui, Mater. Trans. **46**, 498 (2005).

［19］H. Watanabe, K. Yamasaki, A. Higashizima, N. Yoshida, T. Nagasaka and T. Muroga, J. Nucl. Mater. **367-370**, 794 (2007).

J. Plasma Fusion Res. Vol.85, No.5 (2009) 267-275

プロジェクトレビュー 日米科学技術協力事業 JUPITER-II プロジェクト

4．SiC/SiC 複合材料・ヘリウム冷却システムの研究

長谷川　晃[1)]，檜木達也[2)]，清水昭比古[3)]，
柴山環樹[4)]，横峯健彦[3)]，野上修平[1)]
[1)]東北大学工学研究科，[2)]京都大学エネルギー理工学研究所，
[3)]九州大学総合理工学研究院，[4)]北海道大学工学研究科

（原稿受付：2009年２月７日）

Keywords:
SiC/SiC composites, high temperature blanket system, thermo-mechanical property, irradiation effects

4.1　研究の背景と目的

SiC/SiC 複合材料の高温強度特性と低放射化特性を活かしたヘリウムガス冷却固体増殖ブランケットシステムは**図１**のような構造をもち，1000℃以上のガス出口温度と50%以上の高いプラント熱効率を実現できる可能性があり，発電実用炉の立場からきわめて魅力的なシステムである．この高温高効率ブランケットシステムの実現をめざすために，本タスクでは，

⑴耐照射性に優れた先進 SiC/SiC 複合材料の作製と，その構造材料としての工学データの取得，
⑵高温における固体増殖材システムを冷却する上で必要な熱機械的特性の解析と検討，
⑶使用温度として想定される1000℃を超える温度環境下での構造材料の照射下健全性データの取得と，構造材料・増殖材間の共存性についての検討，

という課題について研究を行い，高効率が期待できる高温で稼働する固体増殖・ガス冷却システムの工学的課題の解決をはかることを目的とした．

4.2　研究計画の概要

タスク２の研究目的は，新たな材料設計や開発指針に基づいた材料開発と熱機械特性や耐照射特性の評価に基づき，先進 SiC/SiC 複合材料を用いた高効率ヘリウムガス冷却ブランケットシステムの実現性を示すことである．この目的を達成するために，下記３つのサブタスクの構成で研究計画を立案し進めた．

⑴サブタスク2-1　　SiC/SiC 複合材料の基礎課題と製造
先進材料の作製と構造材料としての工学データを取得可能な微小試験法を開発することを目的とした．そのために材料設計および開発，基本的な特性の評価，構成要素の特性に基づく材料挙動のモデル化を実施した．

⑵サブタスク2-2　　高温 SiC システムの熱機械特性（ペブルベッドシステムにおける熱機械特性）
先進 SiC/SiC 複合材料とセラミックス系トリチウム増殖材料から構成される固体増殖・ガス冷却ブランケットシステムモデルの熱機械特性，共存性，熱伝導特性を明らかにすることを目的とし，ガス冷却システムを模擬した装置により，研究を進めた．

⑶サブタスク2-3　　高温ヘリウム環境キャプセル照射
材料開発と熱機械特性解析結果に基づき作製した先

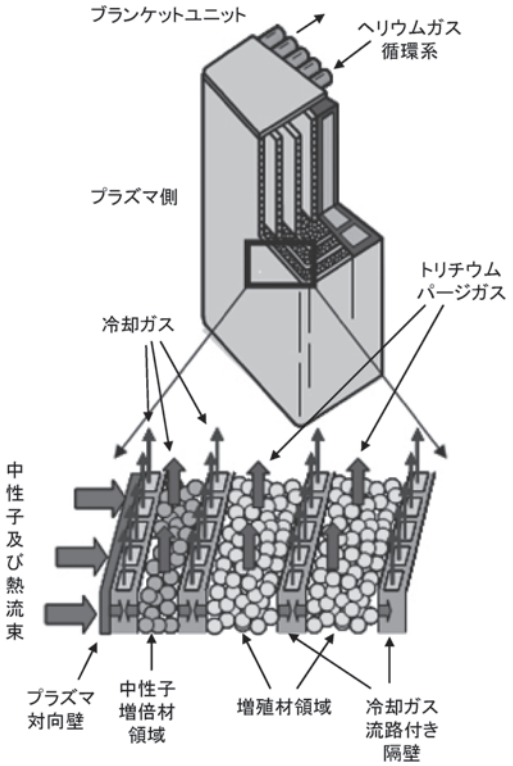


図１　固体増殖・He ガス冷却ブランケット（ARIES-I 型）．

4. Study on SiC/SiC Composite-He Coolant Systems

HASEGAWA Akira, HINOKI Tatsuya, SHIMIZU Akihiko, SHIBAYAMA Tamaki, YOKOMINE Takehiko and NOGAMI Shuhei
corresponding author's e-mail: akira.hasegawa@gse.tohoku.ac.jp

©2009 The Japan Society of Plasma Science and Nuclear Fusion Research

進 SiC/SiC 複合材料と，セラミックス系増殖材料システムの高温の中性子照射環境下における材料の機械的特性の変化を明らかにすることを目的とした．そのために，米国の原子炉（HFIR/ORNL）を用いて高温材料照射試験を行った．

4.3　使用施設・装置と実験方法

本研究テーマの実験の内，材料製造と照射後試験のために，気相法による材料作製，原子炉照射と照射後試験をオークリッジ国立研究所において実施し，熱機械特性測定を，カリフォルニア大学ロサンゼルス校の装置を用いて実施した．

Ⅰ．オークリッジ国立研究所（ORNL）

⑴先進 SiC/SiC 複合材料の作製および評価装置

図 2 は HTML（High Temperature Material Laboratory）の SiC 用 CVD による複合材料作製装置である．

また ORNL のホットラボ内（**図 3**）における機械的特性評価試験装置に，小型試験片用の治具を取りつけて，照射後実験のための微小試験片特性評価装置を作製した．

⑵ラビット照射装置

HFIR におけるラビット照射ループは**図 4** のようなアルミキャプセルに小分けした試験片を入れたものである．照射中の温度を直接測定できないという不確かさはあるが，簡便に照射を行えるので，He ガスキャプセル照射のための材料スクリーニングに使用した．

⑶He ガス冷却キャプセル

HFIR 内の可動ベリリウム領域（RB*位置）で照射温度をモニタしながら多くの試験片を照射できるキャプセルを設計・製作した．これまで ORNL では HFIR の RB*位置での1000℃以上の照射条件下での温度計装可能なキャプセルを作製したことがなかった．本計画ではこれらの装置の設計からはじめ，最高1300℃での照射が可能な照射キャプセルを作製し，照射実験に使用した．キャプセルの詳細については後述する．このキャプセル製作には日本の材料試験炉 JMTR における高温照射キャプセル（1000℃まで可能）の設計・製作技術のノウハウが生かされ，照射装置開発にも日米の協力体制が生かされた．

Ⅱ．カリフォルニア大学ロサンゼルス校

⑴ペブルベッド熱特性評価装置（**図 5**）

ガラス製のベルジャー中に最高600℃までのヘリウム雰囲気を作り，増殖材・増倍材ペブルの充填層に SiC/SiC を介して油圧で応力を付与し，層の有効熱伝導率や SiC 板とペブル間の熱コンダクタンスの測定を行った．

⑵ペブルベッド熱機械特性模擬環境装置

ペブル層中心部の変位を測定し，クリープ変形による寸法の不安定挙動を調べるのに用いられた．

4.4　成果概要

4.4.1　SiC/SiC 複合材料の基礎課題と製造（サブタスク2-1）

4.4.1.1　サブタスクの目的

このサブタスクでは実験の基礎となる先進複合材料を作製した．これには JUPITER 計画などの成果をもとに提唱された耐照射性材料開発指針を適用し，優れた耐照射性を期待できる先進複合材料を，化学気相浸透法（F-CVI 法）により一定の品質で大型素材として作製した．また，経済性や形状付与性に優れたナノインフィルトレーション遷移共晶焼結（NITE）プロセスを導入し，熱伝導特性や緻密性に優れた高性能の材料を開発した．

サブタスク2-1における具体的な実施内容を以下に示す．

・基本特性評価
　- 熱伝導特性評価とモデル化
　- 高熱伝導 CVI（chemically vapor-infiltrated）複合材料の開発
　- 適切な評価方法の開発
・接合および気密被覆開発
　- 気密性材料の設計
　- 強固な接合技術開発

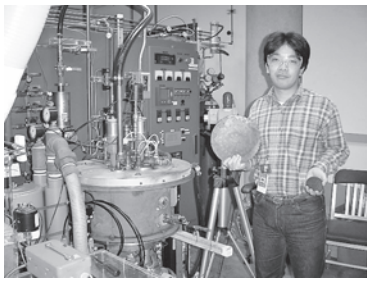


図 2　CVD 装置．

図 3　PIE 用ホットラボ．

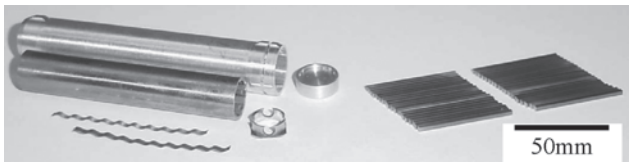


図 4　ラビット照射キャプセルと試験片．

図 5　ペブルベッド熱特性評価装置．

・プロセス開発および最適化
　- F-CVI プロセスの最適化
　- 代替プロセスの開発
・材料供給
　- 他のサブタスクへの材料供給

4.4.1.2　主な成果[1-16]

本サブタスクでは核融合用先進 SiC/SiC 複合材料の開発および特性の評価に関する研究開発に多くの労力が注がれ，重要な成果が得られた．高純度 SiC 繊維を用いた FCVI プロセスの最適化を行い，密度，強度特性，均一性の観点で非常に大きく改善された．**図 6** は非常に薄い C と SiC の多層繊維／マトリックス界面(a)とこの材料の破面(b)の走査電子顕微鏡像である．繊維／マトリックス界面における複雑な破壊挙動の誘発により，最大強度は向上した．最適化された試料は照射試験のために供給を行った．また高密度の SiC マトリックスを形成できる新しい複合化法である NITE（nano-infiltration and transient eutectic-phase）法を応用することにより，**図 7** に示すようなブランケット機器を想定したパイプや薄板，厚板などの様々な形状品の製作を行った．他には，NITE-SiC/SiC 複合材料を用いた接合・被覆技術開発や CVI 法と NITE 法のハイブリッドプロセス開発を行った．NITE 法を応用することにより，非常に強固な接合技術を開発することができ，併せてセラミックス接合材の評価方法の検討を行った．また，第一壁におけるプラズマからの高熱・高粒子負荷に対する抵抗性を向上させるため，プラズマアークランプを用いた瞬間溶融による SiC および SiC/SiC 複合材料への高融点金属被覆技術を開発した．この方法によると，被覆金属と SiC の間に反応層がほとんど形成されない非常に強固な W 被覆 SiC を作製することができた．

先進複合材料からなる構造物の設計に用いることができるような工学的データや，複合材料固有の特徴的な特性を評価するために，複合材料の様々な強度試験法の開発にも取り組んだ．SiC/SiC 複合材料の繊維の強化方向に依存した力学的な異方性を，基本的な繊維方向の引張試験に加えて，繊維積層方向の引張試験，ディスク材を用いた圧縮試験，ダブルノッチ試験片の剪断試験により評価を行った．ディスク材を用いた圧縮試験は新しく開発を行った試験方法の例であり，**図 8** に示すようにディスク状の試験片を繊維強化方向に圧縮を行うことにより，繊維強化方向と垂直方向で繊維の積層方向の引張強度を評価することができた．また本タスクでは，中性子照射試験を考慮したサイズ効果の評価も実施した．さらに，破壊靱性の評価や繊維／マトリックス界面の剪断強度特性評価，二重冷却ブランケットにおける SiC の化学的共存性の評価に関しても，進展が見られた．CVI 法と NITE 法で作製した先進複合材料に関して，SENB（single edge notched beam）試験片を用いた曲げ試験により，破壊挙動の評価に成功した．これらの結果に基づき HFIR-18J 試験片の照射後試験の標準的な評価方法として，J 積分解析を行うこととした．繊維／マトリックス界面における剥離強度や剥離した界面の摩擦力の正確な値を得るために，単繊維の押し出し試験法の開発を行った．これに加えて，高純度 SiC セラミックスと先進 SiC/SiC 複合材料の液体リチウム鉛の静的共存性試験を実施し，これらの材料システムを用いた別の有望な概念である二重冷却ブランケットの研究開発のための基本的な知見が得られた．

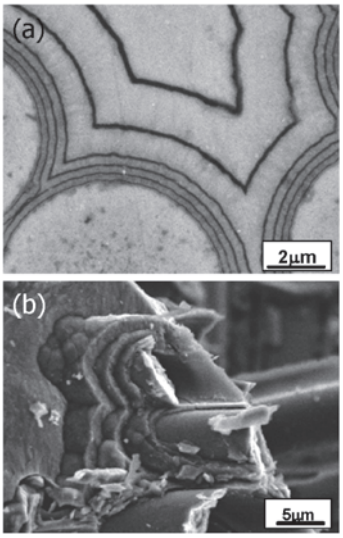


図 6　FCVI 法により作製した C および SiC の多層繊維／マトリックス界面の SEM 像(a)と同じ材料の強度試験後の破面(b)．

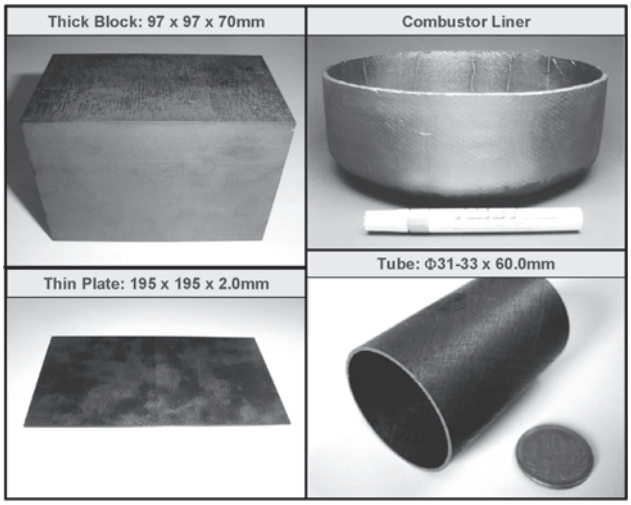


図 7　NITE 法で作製されたさまざまな形状の SiC/SiC 複合材料．

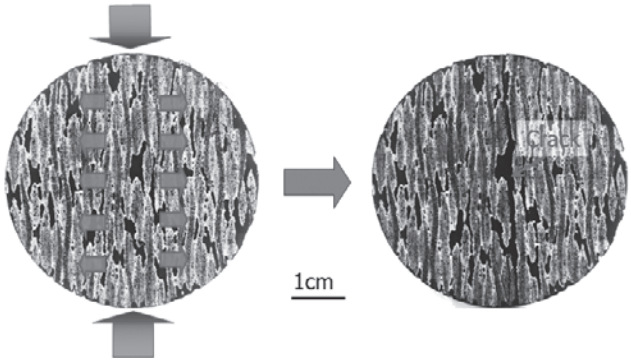


図 8　ディスク状の試験片の圧縮による繊維の積層方向の引張強度評価の試験前後の SEM 像と発生する応力の方向．

4.4.1.3 まとめ

サブタスク2.1では材料開発と基本的な特性評価を行うとともに，開発した材料をタスク2全体に供給し効果的な役割を果たした．日本製の原料繊維を用いて，米国の施設で材料開発を行うなど，理想的な日米協力を進めた．以下に，本サブタスクで得られた具体的な成果をまとめる．

・先進SiC/SiC複合材料に関する広範囲な研究開発と特性評価を行った．
・耐中性子照射CVI-SiC/SiC複合材料の開発
 - FCVIプロセスの最適化を行った．
 - 先進耐中性子照射繊維／マトリックス界面構造を開発した．
 - 先進高熱伝導度複合材料を開発した．
・先進接合・被覆技術，高緻密材料の研究
 - NITE法を応用した強固な接合技術を開発した．
 - プラズマアークランプを用いた瞬間溶融によるSiC材料へのタングステン被覆技術を開発した．
 - 高緻密CVI/NITEハイブリッド複合材料を開発した．
・先進評価技術の開発
 - 先進SiC/SiC複合材料の工学データ取得のための微小試験技術を開発した．
 - 力学的異方性の評価を行った．
 - 織物構造のCVI複合材料の熱伝導特性異方性をモデル化した．
 - 設計活動との融合を促進した．
・SiCと増殖材との共存性の評価
 - 様々なセラミックス系トリチウム増殖材料とSiCとの化学的共存性を評価した．
 - SiCおよびSiC/SiC複合材料とリチウム鉛との静的共存性を評価した．
・材料供給および提言
 - 中性子照射実験および熱機械特性評価実験の効果を向上させるための提言を行った．
 - 様々な複合材料の設計および作製と中性子照射実験への材料の供給を行った．

4.4.2 高温SiCシステムの熱機械特性（ペブルベッドシステムにおける熱機械特性）（サブタスク2-2）

4.4.2.1 タスクの目的

高温ガス冷却固体ブランケットの目標は，HTGR以上の冷却材出口温度を得ることにあり，発生する熱とトリチウムの回収方法の違いによって2つの異なる設計案が存在する．ここではそれぞれをDREAM型，ARIES-I型（**図1**）と呼ぶ．DREAM型では，ブランケット内を流れる単一ヘリウム流によって熱・トリチウムが同時に回収されるが，ARIES-I型は熱とトリチウム回収をそれぞれのヘリウム流で行う．DREAM型は構造が簡単であるが，問題は高温・高圧のヘリウムからの低分圧トリチウムの回収法にあり，いまだ解決を見ていない．一方，ARIES-I型のトリチウム回収用パージガスは，出口トリチウム分圧を高くして後のトリチウム回収処理を容易にし，パージガス自体の持ち出す熱量を抑制するためにも，その流速を低く抑えなければならない．これを増殖域から壁を隔ててその外側にある冷却用ヘリウムガス流への熱の流れで考えると，増殖域内のパージ用ヘリウムガスはほとんど淀んだ状態であるから，熱の流れは，パージガスとペブル状固体増殖材からなる充填層の熱伝導と，わずかな輻射伝熱のみによることになる．球状ペブル間の接触は基本的に点接触であり，ある程度の充填率があっても，ペブル間熱輸送に関してはパージガス層を介する伝熱が支配的となるが，淀んだガスは工学的には断熱層であって能動的な伝熱層にはならない．したがって，ブランケット内の伝熱は，ペブル－ペブル間およびペブル－SiC/SiC構造材間の熱機械特性の影響を強く受ける．この熱機械特性には，ペブル－SiC/SiC構造材間の熱膨張率の差あるいはスエリングによるペブルの破砕も含まれ，現象は非常に複雑となる．このため，本タスクでは，SiC/SiC構造材との熱機械応答を調べる試験装置を製作し，これを用いて高温・応力負荷下におけるペブルの変形などの熱機械特性を解明し，設計に供する計算モデルを開発することを目的とした．

4.4.2.2 成果[17-21]

(1) ARIES-I型のブランケットにおける熱流動解析はすでに行われていたが，DREAM型に関しては報告がなく両者の比較ができなかった．そのため，充填率62%・単一粒径のペブルから成るDREAM型ブランケットモジュールに10 MPaのヘリウムが流入した場合の熱流動解析を行った．モジュール壁近傍で，局所的な空隙率の増加による流速分布の加速が見られた．また，モジュール内で増殖材層と中性子増倍材層を分ける隔壁下流側でヘリウム流は淀み領域を形成するが，そこでの大きな温度上昇は見受けられず，出口での温度は許容範囲以下である1191Kに抑えることができることを確認して，ARIES-I型との比較検討を可能とする設計モデルを作成した．

(2) Li_4SiO_4ペブル層を2枚のCVD SiC板で挟んだ熱クリープ試験装置（**図9，10**）を用い，ペブル層の熱機械特性を調べた．その結果，ペブル－壁間およびペブル－ペブル間の接触は，それらの極小な接触面積のために，わずかな熱応力でも大きく影響を受けることがわかった．これは，熱クリープ変形を誘発し，ペブル層の温度を一定値に保つ方向に働く．クリープ発生後は，応力負荷もクリープ率も減少した．また，クリープによる変化過程は温度レベルに強く依存することも明らかになった．熱クリープ特性に関する実験結果は，**図11**および**12**に示すようにFEMによる数値解析によって定性的には記述できたが，定量的一致をみるには，正確な材料物性を今後さらに求めていく必要がある．特に，応力伝播の非等方性を考慮した実験，計算モデルの開発が重要となってくる．

4.4.2.3 まとめ

サブタスク2-2では，ペブル層の熱機械特性を広範に調査し，それがSiC/SiCを構造材とする2種のヘリウム冷却固体ブランケット設計に及ぼす影響を検討してきた．その結果，ペブル層と構造材壁に関する熱設計には，ペブル層のクリープによる変形量と構造材間の機械特性に応じた動的境界条件を用いなければならないことが明らかにされ

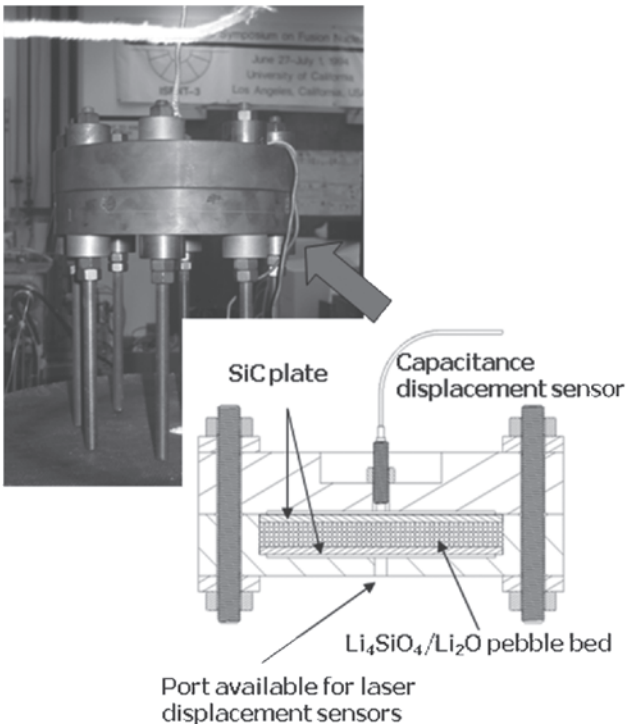


図 9　静的荷重熱クリープ試験装置.

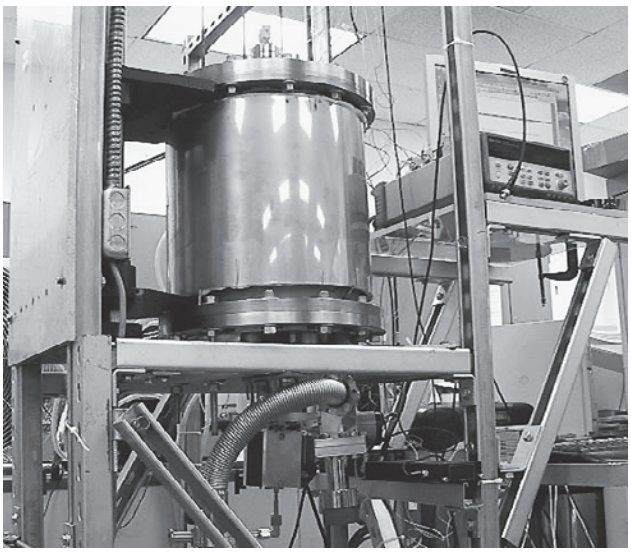


図10　動的荷重クリープ変形試験装置.

た．SiC/SiC 構造材とペブル間の熱膨張率の差によって生ずる熱応力は，ペブルを破砕し，それによるペブル構造の変化は，ペブル層とブランケット構造材との分離，すなわち界面における空隙を形成する可能性がある．このことは，増殖材の大きな温度上昇に直結する危険性を示唆し，ARIES-I 型の設計をより困難にする．一方で，ブランケット内で発生する熱の回収をペブル間接触熱伝達ではなく強制対流に頼る DREAM 型の場合，この危険性を緩和することは可能である．しかし，高温ヘリウム流からトリチウムを効率的に回収する技術の開発が必須となる．

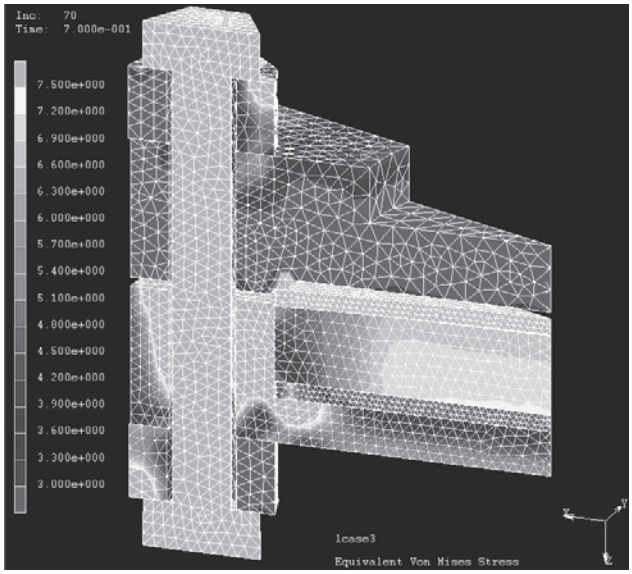


図11　FEM を用いた SiC/Li_4SiO_4 ペブル層の熱機械特性解析の一例（650℃における応力分布）.

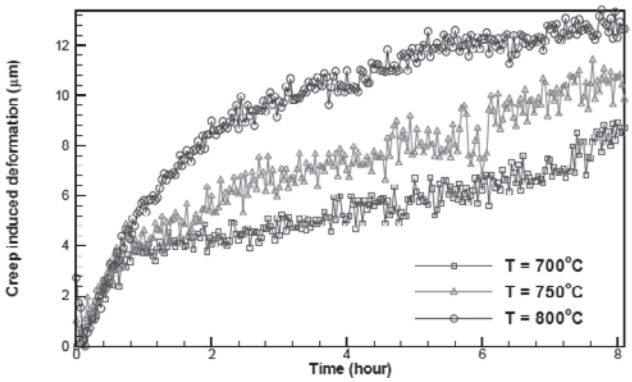


図12　SiC/Li_4SiO_4 ペブル層の熱クリープ特性実験結果.

4. 4. 3　高温ヘリウム環境キャプセル照射（材料照射の成果）（サブタスク2-3）

4. 4. 3. 1　タスクの目的

タスク 2 では，革新的な材料戦略を基に設計・開発した先進 SiC/SiC 複合材料を用いて高効率なヘリウムガス冷却ブランケットシステムを設計し，その実現可能性を示すことを主たる目的として進めてきた．サブタスク2-3では中性子照射環境下での材料強度の健全性を確認し，工学的データを取得することをめざして研究を進めた．そのために，ORNL の研究用原子炉（High Flux Isotope Reactor: HFIR，高中性子束同位体炉）を利用してヘリウムガス冷却ブランケットで検討されている環境を想定した材料システムの中性子照射を行い，それらの耐照射特性に関する知見を得ることを目的とした．

具体的には，サブタスク2-3では高温でのヘリウムガス冷却環境における先進 SiC/SiC 複合材料の特性と，セラミックス系の固体増殖材料およびそれらとの共存性についての照射の影響を評価するために HFIR のベリリウム反射体領域（Large Removable Beryllium Facility, RB*）を利用し，以下の具体的な課題について解明するために800℃か

ら1300℃までの高温の温度領域での中性子照射を計画立案し，実施した．

(a)先進 SiC/SiC 複合材料の中性子照射による寸法安定性，熱伝導率と強度変化

(b)新しく開発した先進 SiC/SiC 複合材料接合体と気密コーティングの耐照射特性

(c)中性子照射下における先進 SiC/SiC 複合材料とセラミックス系トリチウム増殖材料との化学的共存性

(d)先進 SiC/SiC 複合材料と各要素の機械的特性と寸法安定性に対する核変換で生成する He の効果

(e)先進 SiC/SiC 複合材料による固体増殖ブランケットシステムの照射挙動

4.4.3.2　主な成果[22-37]

本計画では，HFIR を用いて，温度計装付きのキャプセル照射（HFIR-18J）と，無計装ではあるが短期間で中性子照射が可能なラビット照射を実施した．本計画の前半では，JUPITER 時にキャプセル照射（HFIR-14J）した試験片と，ラビットにて照射した試験片を用いて，NITE 法で作製した複合材料など耐照射性の向上の見込まれる SiC/SiC 複合材料の機械的特性に関して，新たにセラミックス複合材料用に開発した試験方法を用いた照射後試験により評価を実施し，以下の成果が得られた．

(a)新しく開発された低酸素含有かつ高結晶性で化学量論的組成をもった SiC 繊維は，従来の SiC 繊維と比較して非常に優れた耐照射特性を示すことが明らかになった．

(b)核融合環境に特有な核変換により生成する He 効果を模擬するために，中性子照射前に行った He 注入が中性子照射後の機械的特性に及ぼす影響はほとんどないことが明らかになった．

以上の成果を基にして，ガス冷却固体増殖システムの運転領域と想定されている1000℃以上の高温照射環境下でも十分な耐照射性をもった材料を開発するために，新しく開発されたSiC繊維を利用するとともに，SiC/SiC複合材料の耐照射特性に大きな影響を及ぼす SiC 繊維と SiC マトリックスとの界面の構造を新たに設計し，国内で NITE 法などにより数種類の SiC/SiC 複合材料を新たに製作し（サブタスク2-1参照），また ORNL で CVI 法を用いた SiC/SiC 複合材料を製作した．これらの先進 SiC/SiC 複合材料を HFIR のラビット（1000℃，約 4 dpa）や JMTR で照射し，機械的特性の評価を実施した．その結果，比較的低線量ではあるが高温で中性子照射した先進 SiC/SiC 複合材料のほぼすべてが優れた耐照射特性を示した．これらの成果を基に，より過酷な照射条件のキャプセル照射（HFIR-18J）で照射する先進 SiC/SiC 複合材料の製作条件を決定した．

(c)上述のラビット照射した先進 SiC/SiC 複合材料（NITE 材）の照射前後の応力 - ひずみ線図と，照射前後の弾性率と最大引張り強さの変化を**図13**に示す．これまでの複合材料では，照射後の繊維の劣化や繊維・マトリックス界面の劣化により弾性率の低下や破断強度の低下が見られたのに対し，新たに作製された NITE 複合材料では，照射後においても弾性率にほとんど変化がなく，さらに照射前よりも強度が上昇することが明らかとなった．これは従来優れているとされた化学量論的組成に近い PIP 法による SiC/SiC 複合材料よりも非常に優れた耐照射特性をもつことを意味する．ラビットによるこれら材料スクリーニング照射のデータを基に，さらに高温・重照射領域の照射試験に進む材料の選定を行った．

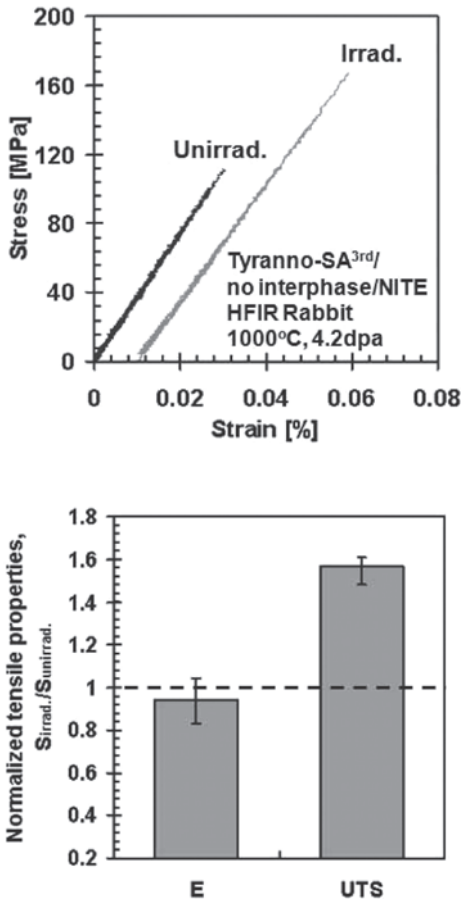


図13　引張り試験によって得られた中性子照射（1000℃，4 dpa）前後の先進 SiC/SiC 複合材料（NITE 材）の応力ひずみ曲線と照射前後の弾性率と最大引張り強さの変化．

本計画の後半では，より過酷な高温・重照射条件におけるキャプセル照射を実施した．ORNL においても1000℃以上の温度計装つきキャプセル照射はこれまで経験がなかったことから，本計画のために新たに照射キャプセルの設計と製作を行った．ベリリウム反射体領域でのキャプセル照射は，ラビット照射に比較して大きな照射体積を設けることが可能で，工学的なデータを取得できる比較的大きな試験片も照射できることから，ガス冷却ブランケットシステムの構造材料として検討されている先進 SiC/SiC 複合材料の機械的特性に対する中性子照射効果を研究するには最適である．この温度計装つきキャプセルの中性子照射実験では下記のデータの取得を目的とした．

(a)ガス冷却ブランケットで想定される温度環境下で数 dpa までの先進 SiC/SiC 複合材料等の照射挙動に関する工学的データ

(b)先進 SiC/SiC 複合材料とその接合体の照射効果，およ

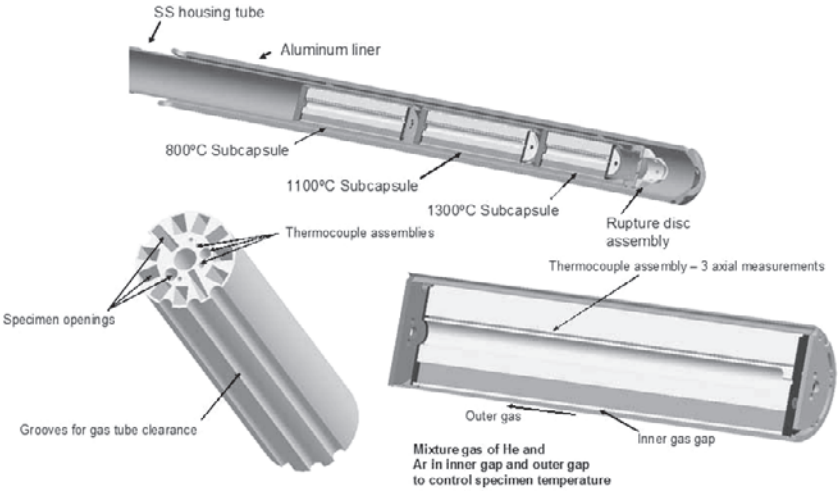


図14　ベリリウム反射体領域用照射キャプセル（HFIR-18J）透視模式図.

び SiC とセラミックス系トリチウム増殖材料との中性子照射環境下における共存性データ

(c)SiC/SiC 複合材料の照射効果に関するモデリングとトリチウム等の輸送特性評価に資するデータ

(d)ブランケットシステムの R&D に資するデータ

ベリリウム反射体領域（RB*）で使用する照射キャプセル（HFIR-18J）の概要を**図14**に示す．この照射キャプセルではγ発熱と内部を流れる冷却ガスの調整により800℃，1100℃，1300℃の照射温度が得られるように3つのサブキャプセルが設けられた．**図15**は，高温照射用キャプセルの試験片を保持するグラファイト製の熱媒体を示す．円筒の切り込みに試験片が装荷されている．**図16**はこの照射試験に用いた数種類の機械的特性評価試験片と熱伝導測定用試験片の例を示す．これらの試験片を各温度のサブキャプセルに装荷し，数 dpa 以上照射できるよう照射キャプセルを設計し製作した．これらのキャプセル製作にあたっては，日本の材料照射炉（JMTR）での1000℃領域での照射キャプセル作製のノウハウなども活用された．また，高温での照射のためにキャプセルの設計・製作と並行して，照射下クリープと照射下共存性に関する試験方法の開発も行った．**図17**に SiC と Li 酸化物との照射下共存性試験キャプセルの例を示す．

JUPITER-II 計画では，作製した照射キャプセル（HFIR-18J）の中性子照射と，解体までを行った．照射中に，3本のサブキャプセルの内の1本の照射温度計測の不具合が発生したが，照射量は約 7.5 dpa（暫定値）まで達成し無事終

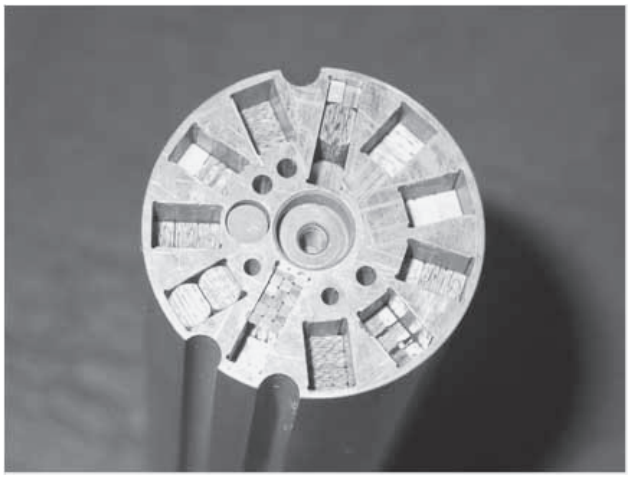


図15　高温照射用キャプセルの熱媒体.

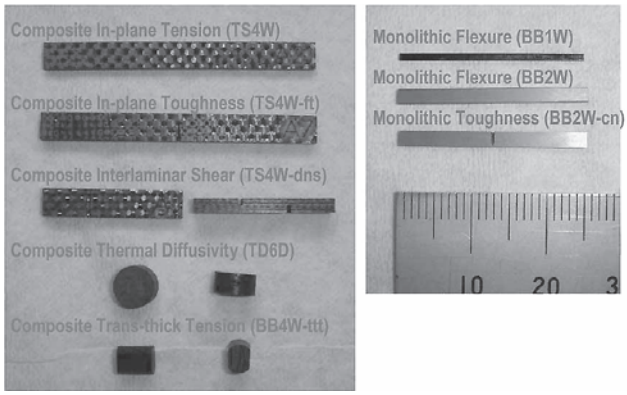


図16　HFIR-18J で中性子照射した先進 SiC/SiC 複合材料の各種機械的特性試験片と熱伝導率測定用試験片.

図17　溶接した照射下共存性試験キャプセル（上）と，装荷前の試料（下）.

了した．解体の途中で，照射中の温度計測の不具合がキャプセル部品の溶着によるものであることが明らかとなったが，照射した試験片はほとんど変化の見られない状況で取り出されていることから，照射による劣化がほとんど起こっていないのではないかと期待されている．この高温でのキャプセル照射は，優れた耐照射性が期待される先進SiC/SiC複合材料の機械的特性試験片を世界で初めて800～1300℃の温度領域で数dpaまで照射できたことから，その成果が国内外から大変注目されている．照射試料は日本に輸送され，国内計画として研究を進めるとともに，次期計画TITANにも利用される予定である．今後のさらなる照射後試験の進展により，高結晶性のSiC繊維やそれらを用いた先進SiC/SiC複合材料の高温高線量での照射挙動や先進SiC/SiC複合材料のデザインウインドウの上限温度等が検証されると期待されている．

また，HFIRのキャプセル照射を支援する目的で国内の研究用原子炉のJMTRやJOYOを利用したラウンドロビン試験が行われ，さらに研究用原子炉の照射では模擬することが難しい核変換により生成するHe効果について，京都大学のDuET，東京大学のHIT，日本原子力研究開発機構のTIARA等のイオン照射設備を利用した研究が並行して進められ，Heの欠陥集合体形成の促進効果やスエリングの温度依存性などのデータが得られた．

4.4.3.3 まとめ

サブタスク2-3では，革新的な材料戦略を基に開発された先進SiC/SiC複合材料を用いて高効率なガス冷却ブランケットシステムを設計し，その実現可能性を示すため，ORNLの研究用原子炉HFIRを利用してガス冷却ブランケットで検討されている材料の中性子照射を行い，それらの耐照射特性に関して評価を実施した．

モノリシックSiCとJUPITER-IIプログラムにおいて開発し製作した先進SiC/SiC複合材料をオークリッジ国立研究所の研究用原子炉HFIRを利用して，ラビット照射とキャプセル照射（HFIR-18J）にて，高温領域（800～1300℃）において数dpaの高い線量まで照射を行った．1000℃，約4 dpaまでは照射に対する抵抗性が認められた．さらなる高温・重照射環境でのデータ取得は，国内計画，および次期計画（TITAN）の一環として進められている．

また，HFIRでは網羅できない照射条件について，国内の研究用原子炉のJMTRやJOYOを利用して中性子照射を実施するとともに，国内のイオン照射設備も利用して，SiCの核融合環境下で特徴的な核変換で生成するHeと照射欠陥の相互作用についてHFIRを補完するデータの収集を行った．

これまでの照射研究により，先進SiC/SiC複合材料の優れた耐照射特性が明らかになるとともに，SiC/SiC複合材料設計の耐照射特性に関する材料設計指針が有効であることを確認した．さらに，先進SiC/SiC複合材料の高温照射後の工学データ取得が可能となった．暫定的ではあるが，SiC/SiC複合材料を用いて高温ガス冷却システムが構築可能である見通しをたてることができた．

参考文献

[1] K. Hironaka, T. Nozawa, T. Hinoki, N. Igawa, Y. Katoh, L.L. Snead and A. Kohyama, J. Nucl. Mater. **307**, 1093 (2002).

[2] Y. Hirohata, T. Jinushi, Y. Yamauchi, M. Hashiba, T. Hino, Y. Katoh and A. Kohyama, Fusion Eng. Des. **61**, 699 (2002).

[3] T. Nozawa, Y. Katoh, A. Kohyama and E. Lara-Curzio, Ceramic Trans. **139**, 127 (2002).

[4] T. Nozawa, K. Hironaka, Y. Katoh, A. Kohyama, T. Taguchi, S. Jitsukawa and L.L. Snead, Ceramic Transactions **144**, 245 (2002).

[5] T. Hinoki, L.L. Snead, T. Taguchi, N. Igawa, W. Yang, T. Nozawa, Y. Katoh and A. Kohyama, Ceramic Trans. **144**, 55 (2002).

[6] K. Hironaka, T. Nozawa, T. Hinoki, Y. Katoh, A. Kohyama, T. Taguchi, N. Igawa and L.L. Snead, Ceramic Engineering and Science Proceedings **23**, 403 (2002).

[7] M. Hashiba, J. Jinushi, Y. Yamauchi, Y. Hirohata, T. Hino, Y. Katoh and A. Kohyama, J. Vacuum Soc. Jpn. **45**, 145 (2002).

[8] Y. Katoh, A. Kohyama, T. Hinoki and L.L. Snead, Fusion Sci. Technol. **44**, 155 (2003).

[9] T. Hino, T. Jinushi, Y. Hirohata, M. Hashiba, Y. Yamauchi, Y. Katoh and A. Kohyama, Fusion Sci. Technol. **43**, 184 (2003).

[10] T. Nozawa, Y. Katoh, A. Kohyama and E. Lara-Curzio, Ceramic Engineering and Science Proceedings **24**, 415 (2003).

[11] Y. Katoh, T. Nozawa and L.L. Snead, J. American Ceramic Society **88**, 3088 (2005).

[12] Y. Katoh, L.L. Snead, T. Nozawa, T. Hinoki, A. Kohyama, N. Igawa and T. Taguchi, Mater. Trans. **46**, 527 (2005).

[13] T. Nozawa, Y. Katoh and A. Kohyama, Mater. Trans. **46**, 543 (2005).

[14] T. Nozawa, Y. Katoh, L.L. Snead, T. Hinoki and A. Kohyama, Ceramic Engineering and Science Proceedings **26**, 311 (2005).

[15] Y. Katoh, T. Nozawa, M. Kotani, K. Ozawa and A. Kohyama, Key Eng. Mater. **287**, 346 (2005).

[16] Y. Katoh, T. Nozawa, L.L. Snead, T. Hinoki and A. Kohyama, Fusion Eng. Des. **81**, 937 (2006).

[17] A. Ying, T. Yokomine. A. Shimizu, M. Abdou and A. Kohyama, J. Nucl. Mater. **329-333** (Part 2), 1605 (2004)

[18] G.R. Longhurst, L.L. Snead and A. Abou-Sena, *Proceedings of the 6th IEA International Workshop on Beryllium Technology for Fusion*, Miyazaki, Japan, March 2004.

[19] Z. An and A. Ying, Fusion Sci. Technol. **47**, 1101 (2005).

[20] P. Calderoni, A. Ying, T. Sketchley and M. Abdou, Fusion Eng. Des. **81**(1-7), 607 (2006).

[21] Z. An, A. Ying and M. Abdou, J. Nucl. Mater. **367-370**, 1393 (2007).

[22] T. Hinoki, L.L. Snead, Y. Katoh, A. Hasegawa, T. Nozawa and A. Kohyama, J. Nucl. Mater. **307**, 1157 (2002).

[23] Y. Katoh, A. Kohyama, L.L. Snead, T. Hinoki and A. Hasegawa, *19th IAEA Fusion Energy Conference*, Vol. IAEA-CN-94 pp. FT/P1-03 (2002).

[24] S. Nogamia, A. Hasegawa and L. L. Snead, J. Nucl. Mater. **307-311**, 1163 (2002).

[25] S. Kondo, K.H. Park, Y. Katoh and A. Kohyama, Fusion

Sci. Technol. **44**, 181 (2003).
[26] T. Nozawa, T. Hinoki, L.L. Snead, Y. Katoh and A. Kohyama, J. Nucl. Mater. **329-333**, 544 (2004).
[27] S. Nogami, A. Hasegawa, L.L. Snead, R.H. Jones and K. Abe, J. Nucl. Mater. **329-333**, 577 (2004).
[28] A. Hasegawa, S. Miwa, S. Nogami, A.Taniguchi, T. Taguchi and K. Abe, J. Nucl. Mater. **329-333**, 582 (2004).
[29] S. Nogami, S. Miwa, A. Hasegawa and K. Abe, American Society for Testing and Materials (ASTM) STP **1447**, 655 (2004).
[30] T. Nozawa, K. Ozawa, S. Kondo, T. Hinoki, Y. Katoh, L.L. Snead and A. Kohyama, J. ASTM Int. **2**, 12881-1-13 (2005).
[31] T. Nozawa, K. Ozawa, S. Kondo, T. Hinoki, Y. Katoh, L.L. Snead and A.Kohyama, J. ASTM Int. **2** (2005).
[32] Y. Katoh, N. Hashimoto, S. Kondo, L.L. Snead and A. Kohyama, J. Nucl. Mater. **351**, 228 (2006).
[33] K. Ozawa, T. Hinoki, T. Nozawa, Y. Katoh, Y. Maki, S. Kondo, S. Ikeda and A. Kohyama, Mater. Trans. **47**, 207 (2006).
[34] Y. Katoh, T. Nozawa, L.L. Snead and T. Hinoki, J. Nucl. Mater. **367-370**, 774 (2007).
[35] S. Nogami, N. Otake, A. Hasegawa, Y. Katoh, A. Yoshikawa, M. Satou, Y. Oya and K. Okuno, Engineering and Design (submitted ISFNT-8 Heidelberg, Germany 2007)
[36] T. Nozawa, Y. Katoh and L.L. Snead, J. Nucl. Mater. **367-370**, 685 (2007).
[37] Y. Katoh, L.L. Snead, T. Hinoki, S. Kondo and A. Kohyama, J. Nucl. Mater. **367-370**, 758 (2007).

J. Plasma Fusion Res. Vol.85, No.5 (2009) 276-280

プロジェクトレビュー 日米科学技術協力事業 JUPITER-II プロジェクト

5．統合モデル

相良明男[1)]，関村直人[2)]，橋爪秀利[3)]，深田 智[4)]，森下和功[5)]，田中照也[1)]
[1)]核融合科学研究所，[2)]東京大学工学研究科，[3)]東北大学工学研究科，
[4)]九州大学総合理工学研究院，[5)]京都大学エネルギー理工学研究所

（原稿受付：2009年2月7日）

Keywords:
modeling, Flibe, multiscale, neutronics, blanket, coating, tritium

ブランケットシステムの工学モデル構築には，基礎的知見に基づいたモデル化が必要である．基礎実験による先進的なブランケットシステムの開発を行うとともに，これらに必要な要素モデルをミクロな物理的基盤に基づいた計算機シミュレーションによって構築し，並行して設計データベースの構築を進めた．また，ブランケットシステムの挙動予測をめざして，核融合炉環境でのモデルの階層的および有機的結合と高度化を進め，これを検証する手段を考察した．

5.1 ブランケットモデリング

5.1.1 ペブル充填層による伝熱促進特性

溶融塩 Flibe ブランケット第一壁における効率的な冷却システムを確立するため，東北大学では溶融塩強制循環ループ TNT（Tohoku-NIFS Thermofluid Loop）を用いて高温環境かつ高プラントル数流体の熱伝達促進技術，ならびに高温溶融塩に関する取り扱い技術に関する知見を取得してきた[1-3]．さらに，高レイノルズ数領域での熱伝達については，オイルループの実験によってデータを取得している[3]．

これらの球充填管熱伝達実験の結果と内部流動構造の可視化[4,5]を基に，高レイノルズ，高プランク数において適用可能な伝熱相関式を構築した[6,7]．解析条件は $1.3 < D/d < 3.0$（D：管径，d：粒子径），$820 < Re_D < 33350$ $820 < Re_D < 33350$（Re_D：管径を代表径としたレイノルズ数），$5.1 < Pr < 31.8$ である．充填管のヌセルト数 Nu_D（Nu_D：管径を代表径としたヌセルト数）は，次式のように壁修正摩擦係数 f_w と壁修正レイノルズ数 Re_w の積である $f_w Re_w$，プラントル数 Pr，主流と充填粒子まわりの流れのスケール比を表す関数 $\arctan\{(D/d)-1+\tan(1)\}$ の積で表されることが示された．

$$Nu_D = C(f_w Re_w)^a (Pr)^b [\arctan\{(D/d)-1+\tan(1)\}]^c \quad (1)$$

さらに，得られた伝熱相関式を用いて，ブランケットへの適用可能性を評価した[7]．ブランケットにおける冷却管の許容温度 550 ℃，熱伝導率 20 W/m·K，冷却管内径を 30 mm，肉厚を 2 mm，冷却管長さを 1 m とする．また，入射熱流束を 0.5 MW/m^{2}と仮定する．核融合炉ブランケットに使用される Flibe は一般に LiF：BeF_2＝66：34 であり，融点が 459 ℃であるため，冷却管の許容温度を満足させることはほぼ不可能である．しかし，Flibe は BeF_2 の割合を 34～50% 程度まで変化させることにより融点を下げることができるため，設計可能な BeF_2 比率の範囲が存在し，B_eF_2～50%，$D/d = 1.3$，$u = 1.0$ m/s とすれば，温度マージン 70 ℃，圧損 0.4 MPa/m となり，設計が可能となり，少なくとも，ITER における TBM への適用が可能である．

5.1.2 絶縁被覆

液体ブランケット材の候補の一つである金属 Li では MHD 圧力損失の問題を解決できるかどうかが，実現性を左右している．従来より，絶縁コーティングを流路内面に施すことで，この MHD 圧力損失を低減させる方法が提案されているが，絶縁コーティングにき裂が発生した場合に MHD 圧力損失が急増することが数値解析で明らかとなっている[8]．そこで，この絶縁コーティング層の内側にさらに金属薄膜層を導入し，コーティング層にき裂が発生しても圧力損失が増えない方法が提案され，さらに，実際の製作過程を考慮した 3 面 3 層構造流路が提案されている[8]．**図 1** には，流路断面が 1 cm×1 cm，板厚 1.2 mm の矩形流路内をLiが流れた場合の摩擦係数のハルトマン数／レイノルズ数依存性を示す．乱流モデルは RNG k-ε モデルを使用している[9]．結果より明らかなように，最内層の板厚が 100 μm の場合の圧力損失は，ほぼ，絶縁壁の圧損と等しいのに対して，500 μm の場合には，導体壁の場合の約 2/3 程度の圧力損失となっていることがわかる．

5. Integration Model

SAGARA Akio, SEKIMURA Naoto, HASHIZUME Hidetoshi, FUKADA Satoshi, MORISHITA Kazunori and TANAKA Teruya
corresponding author's e-mail: sagara.akio@LHD.nifs.ac.jp

©2009 The Japan Society of Plasma Science and Nuclear Fusion Research

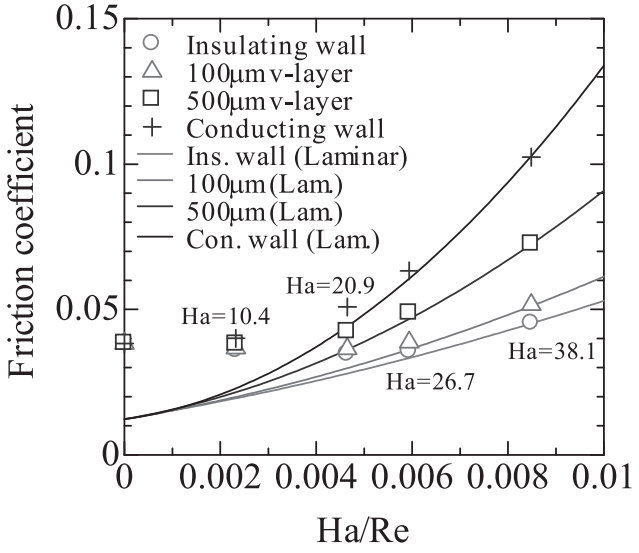


図1　摩擦係数の壁条件への依存性.

5.1.3　トリチウム回収モデリング

溶融塩 Flibe からのトリチウム回収システムについて，ヘリカル型核融合炉の概念設計 FFHR-2を対象とし，定常運転時の温度条件に基づいて，核融合炉全体のトリチウム物質収支を評価した．その結果，有望となる Flibe 自己冷却トリチウム回収システムは，トリチウム透過装置と気液向流充填塔であることが判明した[10]．トリチウム透過装置では，透過の律速段階が Flibe 流体境膜内の拡散律速状態となることが予想され，拡散係数のみならず流動状態の物質移動係数が正確に求められる必要があることがわかった．その後，Flibe 内のトリチウム拡散係数については，Task 1-1-A の成果として求められた．気液向流充填塔では，He との向流接触により，容易にトリチウムが液相から気相に移行する可能性が高いことが判明したが，大量の Flibe と He を向流接触させる技術的課題，実験的証明が今後必要である．トリチウム回収をより容易にするため，主冷却ループの一部をトリチウム回収ループにバイパスするときの回収率と熱交換器からのトリチウム透過漏洩増加の影響についても検討した[11, 12]．Task1-1-A の実験結果を使い，FFHR-2での Flibe 酸化還元制御によるトリチウム透過漏洩への影響[13]，TF 濃度変化[14] が求められた．

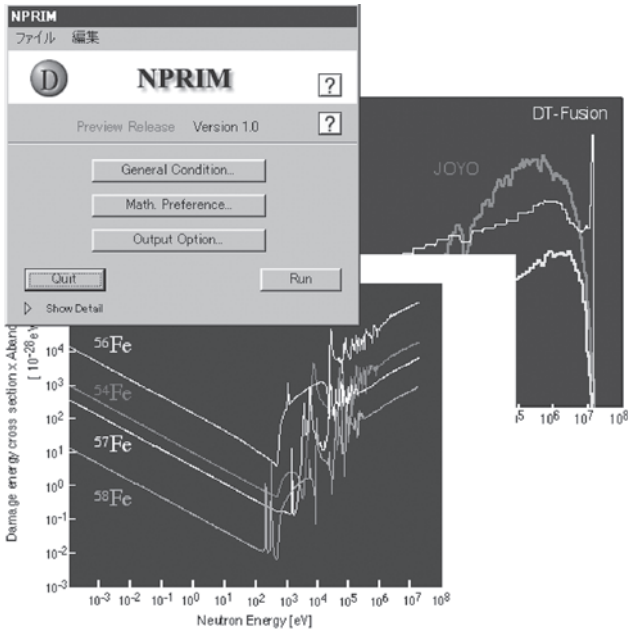


図2　ユーザフレンドリーな DPA 評価コード NPRIM.

5.2　材料モデリング

5.2.1　はじめに

本サブタスクの目的は，照射プロセスのマルチスケール性に留意しながら，照射下材料挙動を高精度に予測し，それを材料開発や寿命評価等に役立てるのに必要な要素技術を開発することである．そこで，(1)照射場評価の高度化(NPRIM コードの開発)，(2)照射下材料ミクロ変化のマルチスケールモデリング要素技術開発，(3)照射下材料の機械特性変化予測に必要な照射欠陥 - 転位間相互作用のモデル

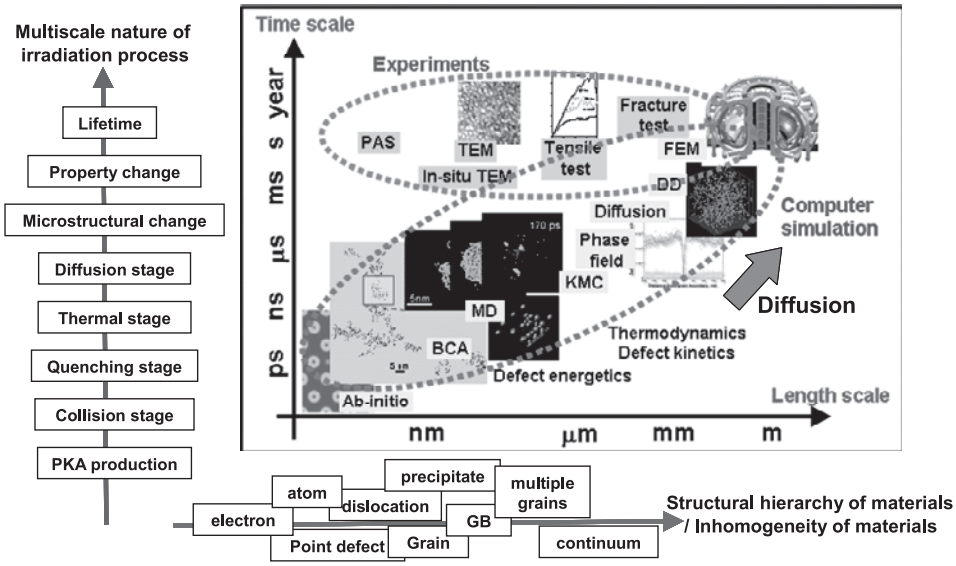


図3　マルチスケールな現象である照射損傷プロセス.

開発やコーティング材の界面強度に関する第一原理計算評価，等を行った．

5.2.2　中性子照射環境の材料データベースと照射量定量評価コード NPRIM の開発

中性子照射による材料損傷を，最新の核データライブラリ JENDL3.3 を使って評価するための計算機コード NPRIM を開発した[15]．本コードは，Windows や Macintosh 上での動作が可能であり，また，ユーザフレンドリーなインターフェイスをもつ(**図 2**)．例えば，クリックひとつで，HFIR 炉や JMTR 炉などの主な材料試験炉の中性子スペクトルを選択することが可能になっている．このような評価コードを，やはり JUPITER-II 計画において開発された核融合炉設計用材料データベースシステム Fusion-NET©[16]に組み込むことにより，より高度な材料選択・設計が可能になると期待される．

5.2.3　照射下材料の微細構造発達に関するモデル化

照射下材料内で起こる現象は，時間的にも空間的にもエネルギー的にもマルチスケールな現象である(**図 3**)．このような現象を正しく理解し，照射下材料挙動を精度よく予測するためには，複数の理論解析手法や実験手法を相補的に活用しながら，問題の本質に迫っていく必要がある．本タスクでは，材料照射損傷の要素過程である⑴欠陥集合体の拡散挙動，および，⑵欠陥集合体の核生成・成長過程について検討した．

結晶内の自己格子間原子型欠陥集合体については，分子動力学解析および加速器結合型電子顕微鏡によるイオン照射その場観察実験を行った[17]．前者では，結晶に圧力を加えることにより，フランク型の不動転位ループが，1 次元拡散が可能なクラウディオン型クラスターに変化することや(**図 4**)，そのようなクラスターと空孔との相互作用について調べた．後者については，カスケード損傷によって可動クラスターが生成されることを実験的に検証した．

一方，このようなクラウディオン型クラスターの場合とは異なり，空孔型の集合体（He バブル）の拡散は非常に遅く，分子動力学法のみでは十分に追跡できない．そこで，分子動力学法とキネティックモンテカルロ法を相補的に活用することにより，Fe 中のバブルの拡散挙動を調べた[18]．拡散係数のサイズ依存性は，材料照射実験や従来の連続体モデルで知られている－4 乗則を満足するものであった（**図 5**）．

さらに，分子動力学法，連続体モデル，キネティックモンテカルロ法を用いた解析により，Fe 中の He バブルの核生成・成長過程を調べた．核生成経路（**図 6**）とその活性化プロセスを丹念に調べ，核融合炉第一壁材料中の He バブル（キャビティ）形成とダイバータ材料中の He バブル形成のそれぞれの温度依存性の違い等をうまくモデル化することに成功した[19-22]．同様の手法は，共有結合性の SiC 結晶内の転位ループやボイドの核形成過程についても適用された[23]．その結果，転位ループ中の格子間原子組成やボイド中の空孔組成とそれぞれの核生成挙動に関して有益な知見が得られた．

5.2.4　照射による材料機械特性変化のモデル化

照射材料の機械特性変化は，照射によって材料内に形成された格子欠陥と転位との相互作用で決まる．そこで，外部応力により移動する転位と照射によって形成した積層欠陥四面体の間にはたらく相互作用の大きさを，分子動力学法を用いて評価した(**図 7**)[24]．また，空間に関するマルチスケール性をふまえ，有限要素法のメッシュの中に分子動力学法をハイブリッドに含む解析手法を開発した[25]．

さらには，MHD 絶縁コーティングによる界面強度評価を行うために，バナジウム金属の表面にカルシア CaO を皮

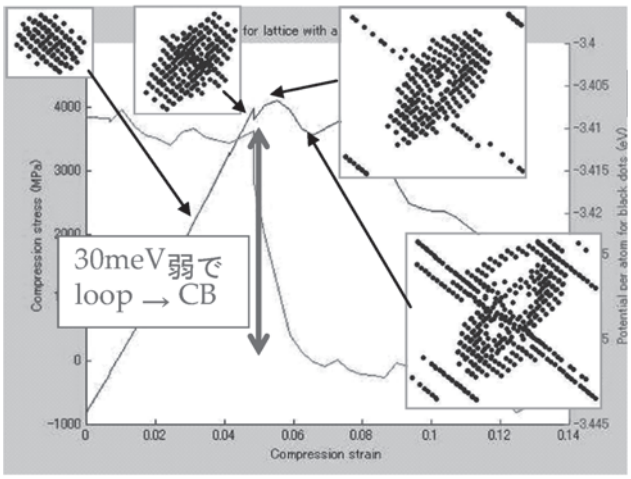


図 4　応力下のループからクラウディオン集合体への変形．

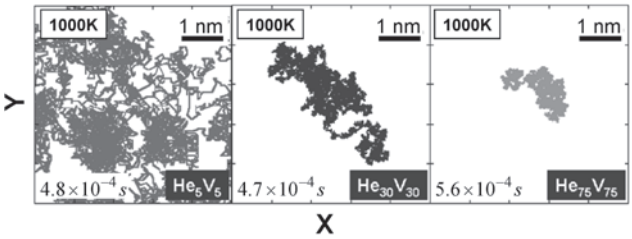


図 5　He バブルのブラウン運動．

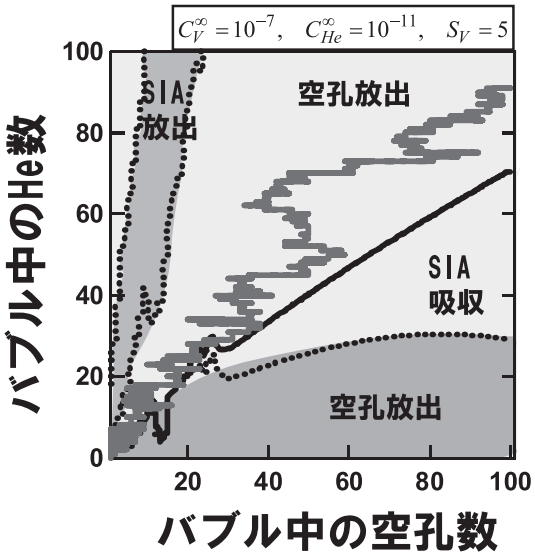


図 6　He バブルの核生成経路．

膜した系の理想界面強度を第一原理手法を用いて評価した（**図 8**）[26].

5.3 3次元中性子輸送計算によるヘリカル炉先進液体ブランケットシステムのニュートロニクス研究

ヘリカル型発電炉における先進液体ブランケットシステムのトリチウム増殖性能や放射線遮蔽性能等のニュートロニクス特性を評価するために，輸送計算コードMCNPを利用した3次元中性子・ガンマ線輸送計算システムの構築を行った[27]．本システムは，炉の断面形状を入力データとし，ヘリカル炉の3次元構造を定義する数式にしたがって瞬時にMCNP計算用体系データを作成することを特徴とする（**図 9**）．これにより，概念設計段階におけるニュートロニクス特性評価の実施と設計改良へのフィードバックを迅速に繰り返すことを可能とした．

本システムを用いて，ヘリカル型発電炉FFHR 2におけるFlibeおよびLi冷却先進液体ブランケットシステムのトリチウム増殖性能を評価した[28]．当初のブランケット形状案ではダイバータ排気開口部が大きいために十分な増殖比が得られず，増殖比＞1.0を得るための形状・寸法の最適化を実施した．また，超伝導コイルに対する高速中性子遮蔽性能を，MCNP計算結果の3次元可視化により詳細に調べた．ヘリカル炉においては，トーラス外側におけるダイバータ排気開口部からの中性子ストリーミング，および構造材からの中性子反射の低減がニュートロニクス設計上の最重要課題となることを定量的に示した（**図10**）．現在，本計算結果に基づき，ダイバータ配置に関する新概念の研究が進められている[29]．また，ヘリカル炉のプラズマ分布を模擬した中性子輸送計算を実施し，ヘリカル形状効果に

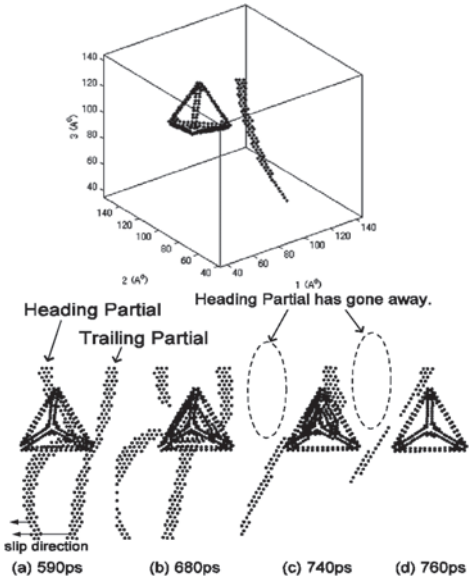


図 7　MD解析による転位と照射欠陥の相互作用評価.

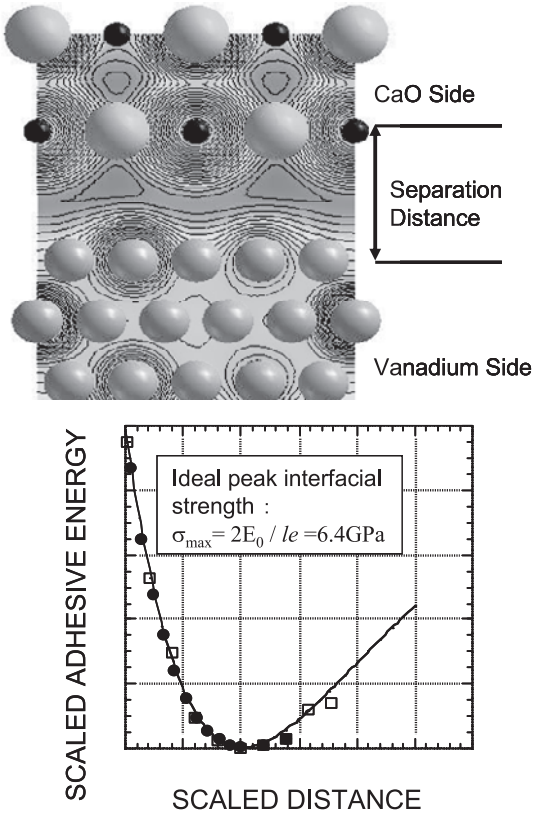


図 8　バナジウム－CaO界面と理想強度.

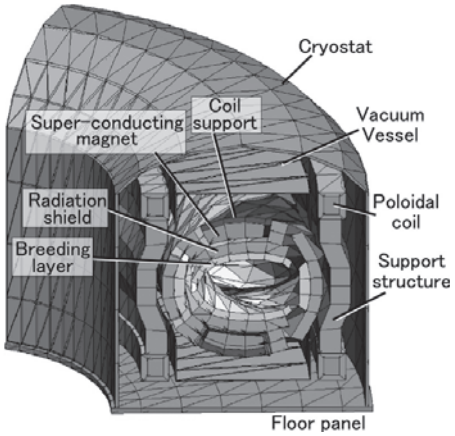


図 9　ヘリカル炉FFHR 2に対する3次元中性子輸送計算の体系例.

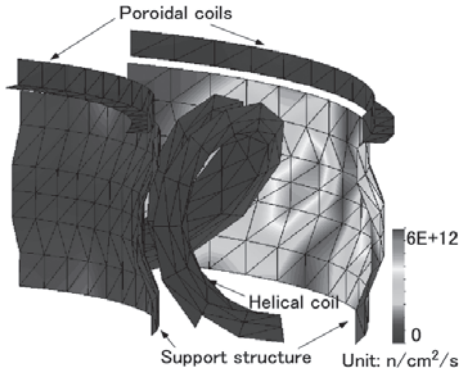


図10　コイルおよび支持構造材表面における高速中性子束分布の3次元可視化例.

より第一壁における中性子壁負荷分布のピーキングファクタが～1.2 と低く抑えられることを示した.

参 考 文 献

[1] S. Toda *et al.,* Fusion Eng. Des. **63-64**, 40409 (2002).
[2] S. Chiba *et al.,* Fusion Sci. Technol. **47**, 569 (2005).
[3] T. Satoh *et al.,* Fusion Sci. Technol. **52**, 618 (2007).
[4] M. Okumura *et al.,* Fusion Sci. Technol. **47**, 1089 (2005).
[5] K. Yuki, J. Thermophys. Heat Transfer **22**, 638 (2008).
[6] N. Seto *et al.,* Fusion Eng. Des. **83**, 1102 (2008),
[7] H. Hashizume *et al.,* Fusion Sci. Technol. (2009), *in press.*
[8] H. Hashizume, Fusion Eng. Des. **81**, 1431 (2006).
[9] K. Yuki *et al., Proc. the Asian-Pacific Congress on Computational Mechanics in conjunction with EPMESC XI,* Paper no. MS26-2-2 (2007).
[10] S. Fukada, M. Nishikawa, A. Sagara and T. Terai, Fusion Sci. Technol. **41**, 1054 (2002).
[11] S. Fukada, R.A. Anderl, T. Terai, A. Sagara and M. Nishikawa, Fusion Sci. Technol. **48**, 666 (2005) .
[12] A. Sagara, T. Tanaka, T. Muroga, H. Hashizume, T. Kunugi, S. Fukada and A. Shimidzu, Fusion Sci. Technol. **47**, 524 (2005).
[13] S. Fukada, A. Morisaki, A. Sagara and T. Terai, Fusion Eng. Des. **81**, 477 (2006).
[14] S. Fukada, K. Katayama, T. Terai and A. Sagara, Fusion Sci. Technol. **52**, 677 (2007) .
[15] N. Sekimura *et al., Proc. 2002 Sym. Nuclear Data* (2003) 283-288; *Proc. 11th Int. Sym. Reactor Dosimetry* (2003) 84-92. http://marie.q.t.u-tokyo.ac.jp/nprim/indexj.html
[16] S. Sharafat *et al.,* "FusionNET: An Interactive Online Material Properties Database Serving the Larger Fusion Community", http://www.fusionnet.seas. ucla.edu/
[17] Y. Yang, N. Sekimura and H. Abe, J. Nucl. Mater. **329-333**, 1208 (2004) .
[18] K. Morishita and R. Sugano, Nucl. Instrum. Methods B **255**, 52 (2007) .
[19] K. Morishita, Nucl. Instrum. Methods B **255**, 41 (2007).
[20] K. Morishita and R. Sugano, J. Nucl. Mater. **353**, 52 (2006).
[21] K. Morishita, Phil. Mag. **87**, 1139 (2007).
[22] K. Morishita, R. Sugano and B.D. Wirth, J. Nucl. Mater. **323**, 243 (2003).
[23] Y. Watanabe *et al.,* J. Nucl. Mater. **386-388**, 199 (2009).
[24] H. Abe, N. Sekimura and T. Tadokoro, Mater. Trans. **46**, 433 (2005).
[25] S. Fujita, T. Okita and N. Sekimura, *to be submitted.*
[26] M. Satou *et al.,* J. Nucl. Mater. **329-333**, 1571 (2004).
[27] T. Tanaka *et al.,* Fusion Eng. Des. **81**, 2761 (2006)
[28] T. Tanaka *et al.,* Nucl. Fusion **48**, 035005 (2008).
[29] A. Sagara *et al.,* Fusion Eng. Des. **83**, 1690 (2008).

J. Plasma Fusion Res. Vol.85, No.5 (2009) 281-282

プロジェクトレビュー 日米科学技術協力事業 JUPITER-II プロジェクト

6．日米プロジェクトの新しい展開　ーTITAN 計画ー

室賀健夫[1)]，奥野健二[2)]
[1)]核融合科学研究所，[2)]静岡大学理学部

（原稿受付：2009年2月7日）

Keywords:
tritium, thermofluid, radiation effects, first wall, blanket, low activation materials, joining, coating, system modeling

6.1　研究の背景と目的

JUPITER-II 計画を進めることにより，いくつかの先進ブランケットの概念に関して要素技術の開発とブランケットシステム構築に向けた技術統合が進み，ブランケットの成立性がより見通せるようになった．一方ブランケットは，熱・トリチウムの回収機器システムとして，第一壁，炉外回収系との整合性が求められる．このような認識で，2007-2012年度の次期計画として，核融合炉の第一壁，ブランケット，熱交換・トリチウム回収系各要素に跨るトリチウム移行と熱流動のメカニズムを核融合炉特有の照射，高熱負荷，循環流動，強磁場環境下で明らかにすることを目標とした研究計画を，JUPITER-II 参加メンバーを中心に進めた．国内の選考過程を経て，本提案が認められ，2007（平成19）年4月から新計画 TITAN（Tritium，Irradiation and Thermofluid for America and Nippon）が開始された．本章では，TITAN 計画の概要を紹介する[1,2]．

図1は，JUPITER-II 計画と TITAN 計画の研究対象を示したものである．JUPITER-II 計画では，自己冷却溶融塩システム，自己冷却液体リチウムシステム，高温ガス冷却固体増殖システムなどの先進ブランケットを取り上げ，それぞれのキーイシュである，REDOX 制御，熱流動制御，被覆開発，素材・部材の高度化などの研究を進めモデル評価や統合化研究を通じてその可能性を明らかにしてきた．

ブランケットは熱とトリチウムの回収を目的とする機器システムであり，したがって，熱とトリチウムの移行に関して，第一壁，回収系を含めた制御の見通しを明らかにする必要がある．そこで，本計画では「磁場および慣性核融合炉システムにおけるトリチウム・熱流動制御」というテーマで，研究目標，アメリカの使用装置，タスク構成と運営体制，年次計画，予算などを検討してきた．検討においては，国内計画，IFMIF 計画，ITER-TBM プログラム等との関連も考慮した．

表1にタスク構成，使用装置，達成目標の一覧を示す．2つのタスク，6つのサブタスクに統合モデルを行う共通タスクを加え，3タスク，7サブタスク構成となっている．使用施設としては，JUPITER-II 計画で使用した

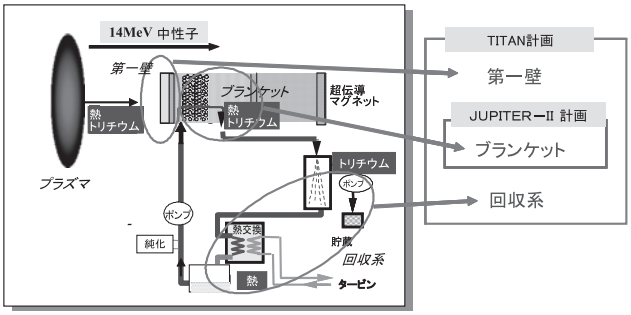


図1　JUPITER-II 計画と TITAN 計画の研究領域．

表1　TITAN 計画のタスク構成，使用装置，目標

タスク	サブタスク	使用装置	達成目標
タスク1 物質・熱輸送現象	1-1　第一壁トリチウム・物質移行	ATR/ TPE PISCES	トリチウムを含むプラズマ照射装置による，第一壁トリチウムインベントリー，物質移行，第一壁とブランケット間のトリチウム移行の研究
	1-2　ブランケットトリチウム移行	STAR	液体ブランケット要素間トリチウム移行特性を明らかにする
	1-3　熱流動制御とモデリング	MTOR	強磁場環境での熱流動実験と比較モデリング
タスク2 照射複合効果	2-1　照射・トリチウム複合効果	HFIR STAR	トリチウムの，第一壁材，構造材における移行特性に及ぼす照射効果
	2-2　接合・被覆システムの健全性	HFIR	接合・被覆システムの照射下健全性とトリチウム・ヘリウム同時生成効果
	2-3　動的変形挙動	HFIR	構造材料の照射下動的変形挙動とトリチウム・ヘリウム同時生成効果
共通タスク システム統合モデル	MFE/IFE システム統合モデリング		第一壁-ブランケット・回収系システムの物質・熱輸送に関する統合モデルを構築し，炉システム設計に反映させる

6. Development of a New Japan-US Project —TITAN Project—
MUROGA Takeo and OKUNO Kenji

authors' e-mail: muroga@nifs.ac.jp, srkokun@ipc.shizuoka.ac.jp

©2009 The Japan Society of Plasma Science and Nuclear Fusion Research

HFIR，STAR，MTOR に，STAR に設置されている TPE（トリチウムプラズマ試験装置），および UCSD の PISCES（プラズマ反応表面機器試験施設）が加わった．これらは，第一壁の熱物質制御関連の装置であり，第一壁，ブランケットを跨る熱・トリチウム制御の研究を進展させることをめざしている．

共通タスクでは，統合モデルの構築を通じて，各候補システムのトリチウム増殖，漏洩，インベントリ，熱回収性能等の評価を行い，核融合炉の第一壁・ブランケット開発に向けての重点化に必要なデータベースを得ることを目標としている．

本計画では，成果が磁場核融合炉および慣性核融合炉へ貢献するよう計画を進めている．慣性核融合炉に関しては，具体的に以下の活動を予定している．

1．各タスクで，磁場・慣性核融合の共通課題を中心に基礎的な研究を推進し，その成果をベースに「共通タスク」においてモデリングに基づき慣性核融合システムへの寄与をまとめる．
2．パルス効果等，慣性核融合炉の重要課題の研究を，共通施設の有効利用などにより進める．
3．さらにアメリカの慣性核融合炉計画との連携を強めた計画の立案を，TITAN 計画を開始しつつ，その活動の一環として進める．

2．の例としては，PISCES の利用において，磁場閉じ込め核融合炉のディスラプションや ELM，慣性核融合炉第一壁のパルス環境をカバーできる領域のパルス負荷試験装置の整備を進めている．この領域を**図 2** に模式的に示す．

6.2　初期の研究成果

TITAN 計画は，発足後 2 年近くを経過した．発足後協定の不備などが原因で必要な予算をアメリカで使用するまでに時間がかかったが，その後研究は順調に進んでいる．以下にこれまでの成果のハイライトを簡潔に示す[3]．

1．PISCES において，ヘリウムを含むプラズマ照射により，タングステンの細毛構造組織が発達すること，プラズマにベリリウムがさらに含まれる場合，ベリリウムは細毛構造の深部には侵入しないことが明らかになった．
2．TPE を用い，重水素プラズマ照射後の昇温脱離特性，トリチウムプラズマ照射後のイメージングプレートによるトリチウム分布が求められた．また，中性子照射材のトリチウムプラズマおよびトリチウムイオン照射の準備が整った．
3．液体増殖候補材 Li-Pb のトリチウム溶解度を測定する装置が整備され，水素溶解度の温度・圧力依存性などが明らかになった．
4．MHD 円管内乱流の流速分布を可視化計測し，詳細数値解析と比較を行った．また，磁場下のマニホールド流動試験を行い，流量配分に対する磁場の効果，壁絶縁の効果などを検討した．
5．低放射化フェライト鋼，ODS，バナジウム合金，SiC 複合材の接合材およびタングステン被覆材が製作され，接合，被覆部の特性が調べられ，照射試験が開始された．
6．SiC のクリープ変形を測定する照射試験の準備が整った．
7．磁場核融合，慣性核融合のシステム高度化を進めるのに必要なデータベースの検討が進められた．
8．磁場核融合と慣性核融合の共通炉工学研究課題の研究の進め方の議論が行われ，重点項目が明らかになった．

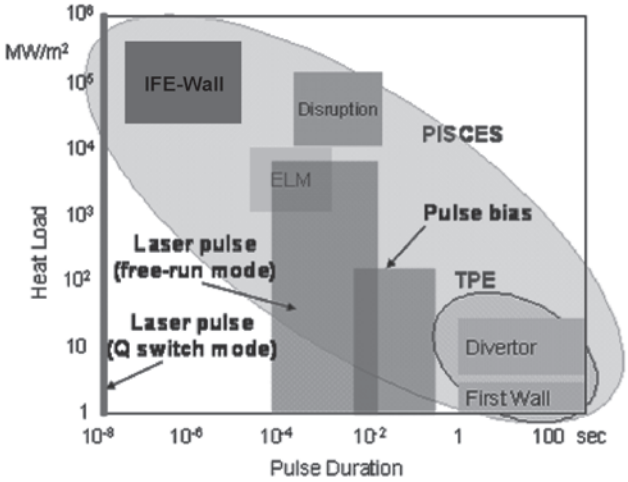


図 2　PISCES,TPE におけるパルス熱負荷条件．

TITAN 計画の中核をなす中性子照射試験とトリチウム実験が平成20年度内に開始され，平成21年度にはまとまった成果が得られる見通しとなった．また，照射とトリチウムの相乗作用の研究の一貫として，HFIR 照射試料が ORNL より INL のトリチウム施設に送られ，トリチウムプラズマ又はトリチウムイオン照射の準備が進められている．これは日本側の強い要求で進められたもので，特徴ある境界領域研究が進められつつある．

6.3　今後の展開

TITAN 計画は，平成21年度に照射試験とトリチウム実験の成果が得られ，折り返し点にいたる予定である．3 年経過後には中間レビューが予定されており，レビューの結果に基づいて，その後の進め方を定める予定である．

参 考 文 献

［1］T. Muroga, K. Okuno and D.K. Sze, 6th Pacific Basin Nuclear Conference (October 13-18, 2008. Aomori, Japan) P16P1275.
［2］D.K. Sze and T. Muroga, *presented at* 18th Int.Toki Conf., (December 9-12, 2008, Toki, Gifu, Japan) I-27.
［3］奥野健二，室賀健夫，上田良夫，寺井隆幸，功刀資彰，波多野雄治，木村晃彦，長谷川晃，相良明男，D.K. Sze, R. Doerner, P. Sharpe, N. Morley, T. Yamamoto, Y. Katoh and R. Nygren：第 7 回核融合エネルギー連合講演会（2008年 6 月，青森）21H04.

プロジェクトレビュー 日米科学技術協力事業 JUPITER-II プロジェクト

7．まとめ

阿部勝憲
八戸工業大学

（原稿受付：2009年2月7日）

日米協力事業 JUPITER-II 計画が「先進ブランケットの照射挙動とシステム統合」をテーマに2001-2006年の6年間実施された．計画のねらいは，巨視的システム統合のための要素技術を微視的な機構までさかのぼり理解することであった．誘導放射能を低減できる構造材料と高効率の増殖・冷却材を組み合わせる「先進ブランケット」の実現に不可欠な要素課題に関して技術的な見通しを得られたことは，将来の核融合エネルギーの実用化にとり重要な進展である．先進ブランケットに関する四つのタスクの研究成果は以下のように要約される．

(1) Fliebe システム：ベリリウムによる Flibe の還元状態制御に成功し材料との両立性を確保する見通しが得られるとともに，その成分の移行や水素同位体の挙動について，重要な成果が得られた．熱流動シミュレーション実験と解析により熱伝達の MHD 効果を明らかにした．
(2) バナジウム・リチウムシステム：バナジウム合金の MHD セラミック被覆とリチウムとの両立性を実証した．リチウムキャプセル照射により候補合金の照射クリープ強度を確認した．
(3) SiC・ヘリウムシステム：高熱伝導性の SiC/SiC 複合材料の製造に成功し，耐中性子照射特性を確認した．SiC・増殖材料システムの熱機械特性を評価した．
(4) ブランケットシステムモデリング：Fliebe システムとバナジウム・リチウムシステムに関する設計統合モデルを進展させた．材料のマルチスケールモデリングによりヘリウム効果などを考慮できるようになった．

残された大きな課題は材料システムにおけるトリチウム挙動および照射の重畳効果であり，それらに関しては第6章に述べたように第5期計画の研究に発展している．

最後に特筆すべきこととして，国際プロジェクト JUPITER-II に博士課程大学院生を含む多数の若手研究者が重要な貢献をしたことがあげられる．彼らが将来にわたる核融合エネルギー研究開発の力強い担い手となることが期待される．（博士課程関連研究　後期課程30名，前期課程42名[1]）

謝　辞

本研究は，日本の文部科学省と米国エネルギー省との日米核融合研究協力における共同研究プロジェクトとして実施されたものであり，核融合科学研究所と米国エネルギー省核融合エネルギー科学局の支援を受けた．研究の企画・実施に関して核融合科学研究所の日米協力研究計画委員会（委員長：本島修所長および藤原正巳前所長）と関係者に，また米国側の参加機関（オークリッジ国立研究所，アイダホ国立研究所，パシフィックノースウェスト国立研究所，カリフォルニア大学ロサンゼルス校など）に，多大な協力を得た．国内の照射後試験では東北大学金属材料研究所量子エネルギー材料国際研究センター（大洗）の協力を，また各タスクの実験では各大学の関連研究施設の協力を得た．日本原子力研究開発機構には関連する原子炉照射等で多くの協力を得た．以上の関係者に深甚なる謝意を捧げる．

参考文献

[1] K. Abe, A. Kohyama, S. Tanaka, T. Muroga, C. Namba, S.J. Zinkle and D.K. Sze, Summary Report of Japan-US Joint Project (JUPITER-II) (FuY 2001-2006), NIFS-PROC-71, Mar. 2008.

7. Summary

ABE Katsunori
author's e-mail: k-abe@hi-tech.ac.jp

©2009 The Japan Society of Plasma Science and Nuclear Fusion Research

執筆者紹介

室賀健夫（むろがたけお）

核融合科学研究所炉工学研究センターで炉材料とブランケットシステムの研究を行っています．2007年度から日米プロジェクトTITAN計画のProgram Coordinatorを務め，第一壁，トリチウム，熱流動との関わりも増えつつあります．趣味は，スクリャービン，ストラビンスキー，プロコフィエフなど，弾けもしないピアノ曲に無謀にも挑戦することです．

寺井隆幸（てらいたかゆき）

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担．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．

功刀資彰（くぬぎともあき）

京都大学工学研究科原子核工学専攻．10年前までは原研（現・原子力機構）に所属し，高温ガス炉の炉心伝熱流動，可視化技術や乱流を含む数値流体力学研究，核融合炉工学およびITER安全性研究，光量子科学研究などに携り，東海大を経て，京大では革新軽水炉，高速増殖炉，先進核融合炉ブランケット，レーザー核融合炉液体壁等に関する研究，混相流科学・工学に関する研究やミクロ伝熱研究に従事している．

長谷川晃（はせがわあきら）

東北大学大学院工学研究科博士課程（原子核工学専攻）を修了後，科学技術庁金属材料技術研究所・研究員を経て，東北大学工学研究科・教授．主な研究分野は，金属およびセラミックスなどの材料の照射効果に関する研究．趣味：登山，ジョギング，写真，ドライブ，工作．家族：妻と一男一女，犬一匹．その他：体と手を動かして何かを作るのが好きですが，最近そういう時間がなかなかとれないのが悩みです．

相良明男（さがらあきお）

核融合科学研究所炉工学研究センター長・教授，出身：信州滋野村（小諸の隣），上田高校から名大原子核，専門分野／関心分野：核融合炉工学／特にプラズマ壁相互作用における物質移行物理工学と炉システム設計統合．最近は飲むより寄席に．

深田智（ふかださとし）

1953年5月8日大阪に生まれ，1978年3月九州大学工学研究科応用原子核工学専攻修士課程修了，九州大学工学部助手を経て，2006年9月より九州大学総合理工学研究院エネルギー理工学部門教授となる．専門は，核融合トリチウム理工学，特に化学プロセスを用いた新規分離，濃縮，精製手法の研究開発に精魂込めています．家族はほとんど夫婦二人．

波多野雄治（はたのゆうじ）

富山大学水素同位体科学研究センター，主な研究分野：核融合炉材料中のトリチウム挙動（溶解・拡散・透過）の解明と，その制御のための機能性材料開発，ならびに材料中の水素同位体分析技術の高度化に取り組んでいます．最初の派遣者としてアイダホへ行かせていただき，行く方も，迎えてくれる方も何もわからずスタートした当初のことを懐かしく思い出しました．このプロジェクトを通して多くの方に出会うことができ感謝しています．また，お世話になりました皆様に，お礼申し上げます．

大矢恭久（おおややすひさ）

静岡大学理学部附属放射科学研究施設，准教授．愛知県名古屋市出身．研究分野は核融合炉工学，トリチウム理工学，放射化学．趣味は旅行と刑事ものドラマ鑑賞（西部警察，あぶない刑事など）．でも，最近は子どもと遊ぶことか？

佐竹信一（さたけしんいち）

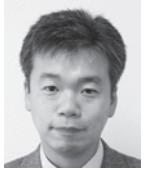
東京理科大学基礎工学部電子応用工学科准教授．専門分野／関心分野：数値熱流体力学／特に核融合炉冷却に関するMHD乱流熱伝達．現在，ENEA（ローマ）でマイクロ沸騰のホログラム計測を行っています．イタリア料理がおいしくとてもよいところです．

結城和久（ゆうきかずひさ）

1971年1月生まれ（福岡県出身）．1998年3月九州大学総合理工学研究科を修了後，東北大学工学研究科での勤務を経て，2009年4月に山口東京理科大学工学部に着任．専門は電子機器からエネルギープラントにおける高熱負荷除去に関する研究．趣味はホークス戦観戦in外野席と異文化交流．

横峯健彦

九州大学大学院総合理工学研究院，准教授．主な研究分野は，核融合における熱流動工学．JUPITER-II は，研究以外でもいろいろと勉強させていただきました．唯一の趣味は，映画館での映画鑑賞と夜更かし．



長坂琢也

核融合科学研究所炉工学研究センター准教授．岩手県雫石町出身．東北大学大学院工学研究科博士課程修了．学生のころより核融合研究を志し，現在そのとおりの研究生活を送ることができていて，大変幸せです．専門は核融合炉材料・ブランケット．特に材料づくりと中性子照射効果が得意分野です．

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．1971年生まれ．東京大学システム量子工学博士課程修了後，核融合科学研究所助教を経て，現職．主な研究分野：次世代原子炉，核融合炉や水素エネルギーなど，将来の技術革新の要素技術の核となる，薄膜，液体金属，溶融塩，電解質，超伝導材などについての実験的研究をしています．

福元謙一

福井大学国際原子力工学研究所（2009年４月に新設），准教授．主な研究分野：低放射化バナジウム合金の高温機械的性質と中性子照射下挙動，レーザープラズマ分光分析を用いた材料中水素濃度の定量化技術開発，現在は軽水炉高経年化対策や高速炉構造材料の研究にも奮闘中．

佐藤　学

東北大学大学院工学研究科，助教．最近の研究はレーザーを使った界面強度の測定，核融合炉だけでなく高速炉や軽水炉の材料研究分野でも異種材料の接合界面強度を知りたいこと多いです．「花火の街」秋田県大曲市（現大仙市）出身．今年の東北楽天イーグルスがいいスタートでうれしい．

渡辺英雄

1959年福岡生まれ．1989年九州大学総合理工学部高エネルギー物質科学専攻，博士後期課程修了，博士（工学）．現在，九州大学応用力学研究所，プラズマ・材料力学部門，准教授．専門は核融合炉・原子力構造材料の高エネルギー粒子線による照射損傷の基礎過程に関する研究．

檜木達也

京都大学エネルギー理工学研究所准教授．2001年京都大学大学院エネルギー科学研究科博士課程修了．科学技術振興事業団，米国オークリッジ国立研究所博士研究員，京都大学エネルギー理工学研究所・講師，助教授を経て現職．主な研究分野はエネルギー材料，セラミックス材料．趣味は最近コストが急激に下がっているドライブ，旅行．

清水昭比古

九州大学総合理工学研究院教授．熱流動工学．大学受験で国史・国文か原子力かで迷ったその迷いを引きずるよく言えばマルチ，実は器用貧乏・直情径行型（理想の日本人像の対極）．老母・妻各１，子３，犬１．小泉竹中流構造改革の大学版に一人で異を唱え続けて大学内で孤立．九州発言者塾塾頭．

柴山環樹

北海道大学エネルギー変換マテリアル研究センター　准教授．透過電子顕微鏡による材料の照射効果や破壊機構の評価，最近ナノメカニクス，ナノ時空間プロジェクトを立ち上げました．ツインチップのショートスキーで子どもとスキーに行ってます．今シーズンは３人連れてアンヌプリ初登頂しましたが，札幌近郊もそろそろ終わりに近づきつつあります．ICFRM14の準備がんばってます．よろしくお願いします．

野上修平

東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻，助教．平成15年３月に同専攻で学位取得後，日立製作所において発電機器の構造信頼性を対象とした研究開発に従事．その後現在の職に移り，現在は，鉄鋼材料やセラミックス複合材料を対象に，疲労やクリープなどの機械特性に及ぼす中性子照射の影響評価と，その評価技術の高度化に向けた研究開発に携わっている．趣味は食べ歩き，呑み歩き．

関村直人

東京大学大学院工学系研究科教授，昨年度より原子力国際専攻が本務，システム創成学専攻を兼務．OECD/NEA SCAP プロジェクト議長．日本学術会議連携会員．専門分野は，原子力工学，システム保全学，軽水炉高経年化対策と規格・基準，原子炉材料学，核燃料システム工学．

橋爪秀利

東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻，研究分野：核融合炉工学（超伝導工学・液体ブランケット工学）．経歴：1986年東京大学大学院工学系研究科博士課程中退，同年東京大学工学部助手，1989年同講師，1991年東北大学工学部助教授，1999年東北大学大学院工学研究科教授，2002年文部科学省ITER安全規制検討会委員，2008年新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会委員．

森下和功

京都大学エネルギー理工学研究所准教授．現在の研究分野は，照射下材料や自然環境における物質移行現象を対象に，そのマルチスケール性を明らかにし，核融合炉の成立性を検討すること．

田中照也

核融合科学研究所炉工学研究センター，助教．主な研究分野：液体冷却ブランケットの中性子工学設計．セラミック材料の電気特性等に対する照射効果．

奥野健二

静岡大学理学部附属放射科学研究施設，教授，研究分野：トリチウム理工学，核融合炉化学，放射化学／ホットトリチウムの化学，趣味：尺八演奏（最近ご無沙汰だが），好きな言葉：泰然自若．

香山　晃

室蘭工業大学，教授．経歴：昭和44年東京大学工学部卒業，昭和46年住友金属工業株式会社中央技術研究所・研究員，昭和51年東京大学工学部金属材料学科・講師，昭和56年東京大学工学部材料学科・助教授，平成７年京都大学原子エネルギー研究所・教授，核融合科学研究所教授（併任），平成８年京都大学エネルギー理工学研究所・教授，平成19年京都大学エネルギー理工学研究所・所長／教授，平成21年京都大学・名誉教授．この間，日本学術会議核融合専門委員会（委員長），日本原子力学会（核融合工学部会・部会長，材料部会・部会長），プラズマ・核融合学会（理事）等を歴任

田中　知

東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻．研究分野：原子力エネルギー，核融合工学，核燃料サイクル，放射性廃棄物，核燃料サイクル社会工学．東京大学工学部原子力工学科卒業，同博士課程修了．趣味：歴史・地理，祭り，地政学，百を切らないゴルフ．ペットは８歳の柴犬．今年度還暦を迎えるにあたり，何を残りの人生で行うか検討，実践．

難波忠清

2005年３月核融合科学研究所を定年退職．現在は，共同研究者として「核融合アーカイブズ」，「機関リポジトリ」などのお手伝いの日々．プラズマ研究所時代から数えて20年余，日米協力事業の共同プロジェクト（FFTF/MOTA，JUPITER，JUPITER-II）に参加．“国際協力”以前に“国内協力”の難しさも痛感．同時に，異人種にも思えた材料工学など多くの炉工学研究者との人間的交わりは愉快であった

阿部勝憲

八戸工業大学機械情報技術学科教授（原子力教育研究担当，異分野融合科学研究所併任）．東北大学名誉教授．主な研究分野　核融合炉を含む原子力材料．八戸にきて３年目にはいりました．青森県は原子燃料サイクルから核融合BA研究まで原子力の拠点ですから，地元の学生諸君が積極的に志望することを願いながら過ごしています．

執筆者紹介

室賀健夫（むろがたけお）

核融合科学研究所炉工学研究センターで炉材料とブランケットシステムの研究を行っています．2007年度から日米プロジェクトTITAN計画のProgram Coordinatorを務め，第一壁，トリチウム，熱流動との関わりも増えつつあります．趣味は，スクリャービン，ストラビンスキー，プロコフィエフなど，弾けもしないピアノ曲に無謀にも挑戦することです．

寺井隆幸（てらいたかゆき）

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担．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．

功刀資彰（くぬぎともあき）

京都大学工学研究科原子核工学専攻．10年前までは原研（現・原子力機構）に所属し，高温ガス炉の炉心伝熱流動，可視化技術や乱流を含む数値流体力学研究，核融合炉工学およびITER安全性研究，光量子科学研究などに携り，東海大を経て，京大では革新軽水炉，高速増殖炉，先進核融合炉ブランケット，レーザー核融合炉液体壁等に関する研究，混相流科学・工学に関する研究やミクロ伝熱研究に従事している．

長谷川晃（はせがわあきら）

東北大学大学院工学研究科博士課程（原子核工学専攻）を修了後，科学技術庁金属材料技術研究所・研究員を経て，東北大学工学研究科・教授．主な研究分野は，金属およびセラミックスなどの材料の照射効果に関する研究．趣味：登山，ジョギング，写真，ドライブ，工作．家族：妻と一男一女，犬一匹．その他：体と手を動かして何かを作るのが好きですが，最近そういう時間がなかなかとれないのが悩みです．

相良明男（さがらあきお）

核融合科学研究所炉工学研究センター長・教授，出身：信州滋野村（小諸の隣），上田高校から名大原子核，専門分野／関心分野：核融合炉工学／特にプラズマ壁相互作用における物質移行物理工学と炉システム設計統合．最近は飲むより寄席に．

深田智（ふかださとし）

1953年5月8日大阪に生まれ，1978年3月九州大学工学研究科応用原子核工学専攻修士課程修了，九州大学工学部助手を経て，2006年9月より九州大学総合理工学研究院エネルギー理工学部門教授となる．専門は，核融合トリチウム理工学，特に化学プロセスを用いた新規分離，濃縮，精製手法の研究開発に精魂込めています．家族はほとんど夫婦二人．

波多野雄治（はたのゆうじ）

富山大学水素同位体科学研究センター，主な研究分野：核融合炉材料中のトリチウム挙動（溶解・拡散・透過）の解明と，その制御のための機能性材料開発，ならびに材料中の水素同位体分析技術の高度化に取り組んでいます．最初の派遣者としてアイダホへ行かせていただき，行く方も，迎えてくれる方も何もわからずスタートした当初のことを懐かしく思い出しました．このプロジェクトを通して多くの方に出会うことができ感謝しています．また，お世話になりました皆様に，お礼申し上げます．

大矢恭久（おおややすひさ）

静岡大学理学部附属放射科学研究施設，准教授．愛知県名古屋市出身．研究分野は核融合炉工学，トリチウム理工学，放射化学．趣味は旅行と刑事ものドラマ鑑賞（西部警察，あぶない刑事など）．でも，最近は子どもと遊ぶことか？

佐竹信一（さたけしんいち）

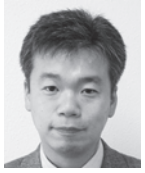
東京理科大学基礎工学部電子応用工学科准教授．専門分野／関心分野：数値熱流体力学／特に核融合炉冷却に関するMHD乱流熱伝達．現在，ENEA（ローマ）でマイクロ沸騰のホログラム計測を行っています．イタリア料理がおいしくとてもよいところです．

結城和久（ゆうきかずひさ）

1971年1月生まれ（福岡県出身）．1998年3月九州大学総合理工学研究科を修了後，東北大学工学研究科での勤務を経て，2009年4月に山口東京理科大学工学部に着任．専門は電子機器からエネルギープラントにおける高熱負荷除去に関する研究．趣味はホークス戦観戦in外野席と異文化交流．

横峯健彦

九州大学大学院総合理工学研究院，准教授．主な研究分野は，核融合における熱流動工学．JUPITER-II は，研究以外でもいろいろと勉強させていただきました．唯一の趣味は，映画館での映画鑑賞と夜更かし．



長坂琢也

核融合科学研究所炉工学研究センター准教授．岩手県雫石町出身．東北大学大学院工学研究科博士課程修了．学生のころより核融合研究を志し，現在そのとおりの研究生活を送ることができていて，大変幸せです．専門は核融合炉材料・ブランケット．特に材料づくりと中性子照射効果が得意分野です．

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．1971年生まれ．東京大学システム量子工学博士課程修了後，核融合科学研究所助教を経て，現職．主な研究分野：次世代原子炉，核融合炉や水素エネルギーなど，将来の技術革新の要素技術の核となる，薄膜，液体金属，溶融塩，電解質，超伝導材などについての実験的研究をしています．

福元謙一

福井大学国際原子力工学研究所（2009年４月に新設），准教授．主な研究分野：低放射化バナジウム合金の高温機械的性質と中性子照射下挙動，レーザープラズマ分光分析を用いた材料中水素濃度の定量化技術開発，現在は軽水炉高経年化対策や高速炉構造材料の研究にも奮闘中．

佐藤　学

東北大学大学院工学研究科，助教．最近の研究はレーザーを使った界面強度の測定，核融合炉だけでなく高速炉や軽水炉の材料研究分野でも異種材料の接合界面強度を知りたいこと多いです．「花火の街」秋田県大曲市（現大仙市）出身．今年の東北楽天イーグルスがいいスタートでうれしい．

渡辺英雄

1959年福岡生まれ．1989年九州大学総合理工学部高エネルギー物質科学専攻，博士後期課程修了，博士（工学）．現在，九州大学応用力学研究所，プラズマ・材料力学部門，准教授．専門は核融合炉・原子力構造材料の高エネルギー粒子線による照射損傷の基礎過程に関する研究．

檜木達也

京都大学エネルギー理工学研究所准教授．2001年京都大学大学院エネルギー科学研究科博士課程修了．科学技術振興事業団，米国オークリッジ国立研究所博士研究員，京都大学エネルギー理工学研究所・講師，助教授を経て現職．主な研究分野はエネルギー材料，セラミックス材料．趣味は最近コストが急激に下がっているドライブ，旅行．

清水昭比古

九州大学総合理工学研究院教授．熱流動工学．大学受験で国史・国文か原子力かで迷ったその迷いを引きずるよく言えばマルチ，実は器用貧乏・直情径行型（理想の日本人像の対極）．老母・妻各１，子３，犬１．小泉竹中流構造改革の大学版に一人で異を唱え続けて大学内で孤立．九州発言者塾塾頭．

柴山環樹

北海道大学エネルギー変換マテリアル研究センター　准教授．透過電子顕微鏡による材料の照射効果や破壊機構の評価，最近ナノメカニクス，ナノ時空間プロジェクトを立ち上げました．ツインチップのショートスキーで子どもとスキーに行ってます．今シーズンは３人連れてアンヌプリ初登頂しましたが，札幌近郊もそろそろ終わりに近づきつつあります．ICFRM14の準備がんばってます．よろしくお願いします．

野上修平

東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻，助教．平成15年３月に同専攻で学位取得後，日立製作所において発電機器の構造信頼性を対象とした研究開発に従事．その後現在の職に移り，現在は，鉄鋼材料やセラミックス複合材料を対象に，疲労やクリープなどの機械特性に及ぼす中性子照射の影響評価と，その評価技術の高度化に向けた研究開発に携わっている．趣味は食べ歩き，呑み歩き．

関村直人

東京大学大学院工学系研究科教授，昨年度より原子力国際専攻が本務，システム創成学専攻を兼務．OECD/NEA SCAP プロジェクト議長．日本学術会議連携会員．専門分野は，原子力工学，システム保全学，軽水炉高経年化対策と規格・基準，原子炉材料学，核燃料システム工学．

橋爪秀利

東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻，研究分野：核融合炉工学（超伝導工学・液体ブランケット工学）．経歴：1986年東京大学大学院工学系研究科博士課程中退，同年東京大学工学部助手，1989年同講師，1991年東北大学工学部助教授，1999年東北大学大学院工学研究科教授，2002年文部科学省ITER安全規制検討会委員，2008年新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会委員．

森下和功

京都大学エネルギー理工学研究所准教授．現在の研究分野は，照射下材料や自然環境における物質移行現象を対象に，そのマルチスケール性を明らかにし，核融合炉の成立性を検討すること．

田中照也

核融合科学研究所炉工学研究センター，助教．主な研究分野：液体冷却ブランケットの中性子工学設計．セラミック材料の電気特性等に対する照射効果．

奥野健二

静岡大学理学部附属放射科学研究施設，教授，研究分野：トリチウム理工学，核融合炉化学，放射化学／ホットトリチウムの化学，趣味：尺八演奏（最近ご無沙汰だが），好きな言葉：泰然自若．

香山　晃

室蘭工業大学，教授．経歴：昭和44年東京大学工学部卒業，昭和46年住友金属工業株式会社中央技術研究所・研究員，昭和51年東京大学工学部金属材料学科・講師，昭和56年東京大学工学部材料学科・助教授，平成７年京都大学原子エネルギー研究所・教授，核融合科学研究所教授（併任），平成８年京都大学エネルギー理工学研究所・教授，平成19年京都大学エネルギー理工学研究所・所長／教授，平成21年京都大学・名誉教授．この間，日本学術会議核融合専門委員会（委員長），日本原子力学会（核融合工学部会・部会長，材料部会・部会長），プラズマ・核融合学会（理事）等を歴任

田中　知

東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻．研究分野：原子力エネルギー，核融合工学，核燃料サイクル，放射性廃棄物，核燃料サイクル社会工学．東京大学工学部原子力工学科卒業，同博士課程修了．趣味：歴史・地理，祭り，地政学，百を切らないゴルフ．ペットは８歳の柴犬．今年度還暦を迎えるにあたり，何を残りの人生で行うか検討，実践．

難波忠清

2005年３月核融合科学研究所を定年退職．現在は，共同研究者として「核融合アーカイブズ」，「機関リポジトリ」などのお手伝いの日々．プラズマ研究所時代から数えて20年余，日米協力事業の共同プロジェクト（FFTF/MOTA，JUPITER，JUPITER-II）に参加．“国際協力”以前に“国内協力”の難しさも痛感．同時に，異人種にも思えた材料工学など多くの炉工学研究者との人間的交わりは愉快であった

阿部勝憲

八戸工業大学機械情報技術学科教授（原子力教育研究担当，異分野融合科学研究所併任）．東北大学名誉教授．主な研究分野　核融合炉を含む原子力材料．八戸にきて３年目にはいりました．青森県は原子燃料サイクルから核融合BA研究まで原子力の拠点ですから，地元の学生諸君が積極的に志望することを願いながら過ごしています．