



ITER テストブランケット開発の現状

田中 知, 秋場真人¹⁾, 榎枝幹男¹⁾, 長谷川 晃²⁾,
小西 哲之³⁾, 室賀 健夫⁴⁾, 相良 明男⁴⁾

(東京大学, ¹⁾日本原子力研究所, ²⁾東北大学, ³⁾京都大学, ⁴⁾核融合科学研究所)

Present Status of ITER Test Blanket Development

TANAKA Satoru, AKIBA Masato¹⁾, ENOEDA Mikio¹⁾, HASEGAWA Akira²⁾,
KONISHI Satoshi³⁾, MUROGA Takeo⁴⁾ and SAGARA Akio⁴⁾

University of Tokyo, Tokyo 113-8656, Japan

¹⁾*Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki 311-0193, Japan*

²⁾*Tohoku University, Sendai 980-8579, Japan*

³⁾*Kyoto University, Kyoto 611-0011, Japan*

⁴⁾*National Institute for Fusion Science, Toki 509-5292, Japan*

(Received 25 March 2005)

As one of the engineering test programs in ITER, the test blanket program, which utilizes ITER as a test bed to develop breeding blanket systems for fusion DEMO plants, has been planned and advanced. The Test Blanket Working Group (TBWG) has been organized to review and coordinate test programs on Test Blanket Modules (TBM). Five breeding blanket concepts have been proposed and discussed in the TBWG, and Japan is participating in the development of all of these concepts. This paper describes the status of TBM design, blanket technology and materials development for ITER TBMs. The current design and R&D status of candidate TBM concepts, which include 1) a water-cooling system with a solid breeder, 2) a helium gas-cooling system with a solid breeder, 3) a lithium-lead (LiPb) breeding system, 4) a liquid lithium breeding system, and 5) a molten salt breeding system, are presented and discussed.

Keywords:

ITER, Test Blanket Module, solid breeder, liquid breeder, neutron multiplier, reduced activation ferritic-martensitic steel, vanadium alloy, SiC/SiC, Li-Pb, Lithium, Flibe

1. はじめに

ブランケットの主要な機能は、1)トリチウムの生産、2)熱エネルギーの取りだし、3)中性子の遮蔽、である。これらの機能を満足するブランケットを実現するために、種々の特徴を持つ方式のブランケットが提案され、それらの研究開発が進められている。現在核融合炉工学の研究の多くはITERの建設と試験への適応を中心に展開している。ITER計画の主要な目的のひとつは、DEMO用の増殖ブランケットのモジュールを取り付けてトリチウム増殖機能や発電機能の実証をめざすITERテストブランケット・モジュール試験を実施することである。ブランケットの研究開発では、このモジュール試験は最も重要なマイルストーンのひとつであり、現在、これまで開発されてきた要素技術を統合し、モジュール規模での工学試験を開始することが可能な段階に到達しつつある。

ITERに取り付けられているブランケットは、水で冷却されたステンレス鋼ブロックで構成されており、主な機能は炉心プラズマからの中性子の遮蔽で、トリチウムの増殖

機能や発電機能を持っていない[1]。一方、ITERテストブランケット・モジュール試験計画は、ITER計画に参加する各極がそれぞれ独自にDEMOを目指して進めているブランケットの研究開発に資するために、ITERの水平ポートにトリチウムの増殖機能や発電機能を持つブランケット・モジュールを取り付けて機能試験を行うものである。ITERの水平ポートで得られる中性子壁負荷は0.78 MW/m²、表面熱流束は0.25 MW/m²であり、DEMOの条件とほぼ同じレベルにあるが、中性子フルエンスについては0.3 MWa/m²とDEMOで予想されるフルエンスの1/20以下であるため、ブランケット構成材料の中性子照射効果に関するデータの取得は、核融合中性子の照射試験設備を別途建設し、利用する計画である。現在、テストブランケット・モジュール試験を実施するために、ITER計画の枠組みの下にITER参加極およびITER国際チームの代表で構成されるブランケット工学試験作業グループ(Test Blanket Working Group (TBWG))を設置して、テストブランケット・モジュールの設計がITERのシステムや安全性確保の

Corresponding authors' e-mail: s-tanaka@q.t.u-tokyo.ac.jp, akiba@naka.jaeri.go.jp

基準に適合していることの確認や試験計画がITERの建設・運転計画と整合するよう国際的な調整活動を実施している[2].

現在試験を計画中のブランケット方式と試験を希望している極を、Table 1に示す。5つのブランケット方式について複数の参加極が試験を希望しているため、それぞれサブグループ(Working Sub-Group (WSG))を作り、参加極の計画を調整して、統合された試験モジュール設計と試験計画を取りまとめることとしている。

現在提案されているブランケット方式のうち、固体増殖方式のブランケットとしては、ヘリウム冷却および水冷却の固体増殖方式テストブランケット・モジュールが提案されている。日本から提案している固体増殖方式テストブランケットは、トリチウム増殖材には Li_2TiO_3 、中性子増倍材にはBeまたはBeTi合金、構造材に低放射化フェライト鋼を使用し、水冷却方式の場合、冷却水には原型炉で想定している出口温度が 300°C 以上の高温水を、ヘリウム冷却の場合は出口温度が約 500°C のヘリウムガスを冷却に使用する。一方、液体増殖方式では、ヘリウム冷却-液体増殖(リチウム鉛(LiPb)を使用)方式、液体Li冷却-液体増殖(液体リチウムを使用)、熔融塩冷却-熔融塩増殖(Flibeを使用)方式などがテストブランケット・モジュールとして提案されている。同じ方式であっても提案する極によって構造や冷却方法、使用する材料が異なるため、すべての極が合意可能な試験計画を策定することを目標に調整を続けている。これらの5つの方式のテストブランケット・モジュールは、ITERの運転に支障のない範囲で適時交換して試験を行うことが可能である。例えば欧州(EU)や日本はITER運転初期にはまずテストブランケット・モジュールにおける中性子負荷や熱負荷など炉内負荷環境の測定を行うためのモジュールを取り付けてデータを収集し、その後、トリチウム増殖機能や発電機能を段階的に試験する計画である。我が国では、固体増殖ブランケット方式を中心に液体増殖ブランケット方式についても大学、核融合科学研究所、日本原子力研究所(原研)が協力して検討を進めている。特に固体増殖方式のテストブランケット・モジュールは、データが豊富であり、製作技術の統合がもっとも進展していることから、我が国の第一候補方式として、ITER運転初日から、我が国の提案するモジュールの持ち込みと試験実施を計画している。また、バナジウムや

炭化ケイ素(SiC/SiC)複合材料などの先進材料を用いたテストブランケット・モジュールの試験も、研究開発の進展に応じてモジュール試験を実施することが検討されている。

固体増殖方式のテストブランケット・モジュールの開発では、技術課題は、①ブランケット構造体の熱・機械的な挙動に関する課題、②効率的な除熱と熱の回収のための伝熱流動に関する課題、③ブランケット構造体の化学的環境効果と健全性確保に関する課題、および④ブランケット体系のトリチウム増殖・中性子遮蔽の中性子工学的な挙動、⑤照射下でのトリチウム生成回収・発熱などの照射下機能確認に関する課題、⑥生成したトリチウムをパージガスより回収・分離し燃料循環系に供給するためのプロセスに関する課題、に分類して、原研を中心として研究開発が進められている。研究開発の現状としては、要素技術開発(製作性技術開発、設計基礎データの取得)がほぼ完了し、工学的なレベルでの研究開発に展開する準備が整った段階である[3].

液体増殖方式およびSiC/SiC複合材料を用いる高温の固体増殖方式のテストブランケット・モジュールの開発に関しては、大学、核融合科学研究所を中心に広範囲に展開している。また、日米協力事業を活用した研究開発を展開しており、重点課題の研究が着実に進展している。特に、平成13年度から6年計画で開始したJUPITER-II計画では、より広く先進ブランケットの要素技術と統合化をテーマとして取り上げて、多くの成果が得られた[4]。先進ブランケットとして研究開発の対象としているのは、(1)熔融塩Flibeを用いた自己冷却ブランケット、(2)バナジウム合金・液体リチウム自己冷却ブランケット、(3)SiC/SiC複合材料・ヘリウム冷却ブランケットであり、高い熱効率、簡易な構造、高いトリチウム増殖比、高い安全性・環境親和性などさまざまな魅力的な特徴を有するエネルギーシステムである。さらにこれらの活動と連携し、ITERテストブランケット・モジュール試験に液体ブランケットモジュールを提案することを目標とした統合化の検討が、核融合科学研究所の共同研究として行われ、報告書にまとめられた[5]。液体増殖方式のテストブランケット・モジュールは、先進構造材料を用いる高温モジュールが最終的な開発目標であるが、ITER運転初日から低放射化フェライト鋼を構造材に用いる比較的低温の試験を行うことも検討しており、各WSGでのモジュール設計と試験計画策定に我が国からも積極的に参加し、協力をしている。

本総合解説は、以上に紹介したそれぞれの方式について、モジュール試験計画、設計、開発研究の現状などについて概観し、今後のブランケットの研究開発に資するものである。(田中 知, 秋場真人)

2. ITER テストブランケット・モジュール開発の現状と課題

2.1 水冷却固体増殖方式

2.1.1 モジュールの装着条件と試験計画

水冷却固体増殖ブランケットは、増殖・増倍材の基礎

Table 1 Five types of test blanket modules covered in TBWG and supporting parties.

| | Japan | EU | US | RF | China | Korea |
|--|-------|----|----|----|-------|-------|
| WSG-1: Solid Breeder / He Cooled | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ |
| WSG-2: LiPb / He Cooled | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ |
| WSG-3: Solid Breeder / Water Cooled | ○ | | | | ○ | |
| WSG-4: Li Self Cooled / V Alloy | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ |
| WSG-5: Molten Salt | ○ | | ○ | | | |

データが豊富であること、低放射化フェライト鋼を構造材に用いて、水による冷却で高い除熱性能を得られることなどの特徴から、DEMO炉のブランケットの第一候補方式として開発が進められている[6]。ITERテストブランケット・モジュール(以下、TBMと記す。)試験は、ITERを核融合環境のテストベッドとして利用し、モジュール規模のブランケットのプロトタイプを装着して機能試験を実施するものである。このモジュール試験は、DEMO炉の増殖ブランケットを開発するうえで最も重要なマイルストーンのひとつであり、その目標は、DEMO炉の典型的なモジュールと同規模の寸法、構造を持つ試験モジュールを用いて、トリチウムの生産、熱の取り出し、放射線の遮蔽などの増殖ブランケットの機能の有効性とモジュールの健全性を核融合環境下で示し、解析手法や設計データの検証を行い、DEMO炉の条件への、設計・性能解析などの設計精度を高め、核融合環境下での構造健全性の実績を得ることである。

TBMの試験計画としては、ITER運転開始当初から試験を開始する計画である。ITER運転開始後3年目までは水素放電(HH)運転期であり、この間に、TBMの冷却装置やトリチウム計測回収装置の基本性能確認を行い、また、表面熱負荷の除熱性や電磁力に対する耐久性に関するモジュールの機能試験を実施する。次いで、4年目の重水素放電(DD)運転期では、中性子の照射環境測定を行い、5年目以降のトリチウム放電(DT)運転期に、核融合環境下での除熱・熱の取り出し、トリチウムの生産と回収、長期間のモジュール健全性などについて、実証的な評価データを取得する。また、運転開始10年後以降のITER運転後半では、先進的なブランケットのモジュール試験を行う計画である。

具体的なモジュールの設置概念は、Fig.1に示すように、2つの独立したモジュールを同時に装着可能な共通フレームに装着し、共通フレームごとITERの水平ポート(テストポート)に装着して試験をする。冷却材の種類や温度、圧力などの運転条件は、それぞれのDEMO炉の条件を試験するものであるため、個々のTBMに独立に冷却システム

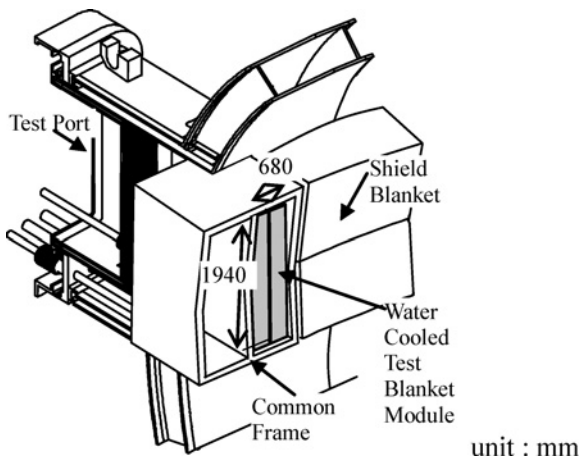


Fig. 1 Configuration of a test port, a common frame and water cooled solid breeder test blanket module.

Table 2 Design and operation conditions of ITER test blanket modules.

| | Design Condition | Normal Operation Condition |
|----------------------|---|----------------------------|
| Surface Heat Flux | aver. 0.25 MW/m ² max. 0.5MW/m ² | 0.1 MW/m ² |
| Neutron Wall Loading | 0.78 (0.94*) MW/m ² | 0.78 MW/m ² |
| Pulse Length | 2000 s | 400 s |
| Duty cycle | < 0.3 (400 s burn, 1200 s dwell) | < 0.3 |
| Pulse Number | 30,000 (min.) | 30,000 (min.) |
| Aver. Fluence | 0.5 MWa/m ² | 0.3 MWa/m ² |
| Load in Disruption | 0.5 MJ/m ² during 1 ms - 10 ms for recessed first wall | |

*power excursion < 10 sec

を有する。また、生成トリチウムの測定や処理、トリチウム管理も重要な試験項目であり、トリチウムシステムも個別に有する。これらの補機システムのうち、冷却システムはITERのトカマク冷却系(TCWS)の設備室の一角に設置する計画である。また、トリチウムシステムは、トリチウム建屋にグローブボックス等に格納して設置する計画である。

テストブランケットに要求される熱や中性子照射、電磁力などの負荷は、ITERの運転に伴うものとしてITERの運転シナリオ、試験ポートの位置などの条件から決定されている。TBMの設計条件をTable 2に示す[2]。これらの設計条件のもとで以下の要件を満足することが要求される[7]。

- ・構造体として試用期間中、健全性を有すること。
- ・ITERのシステムと整合すること。
- ・ITERの安全性に影響を与えないこと。
- ・DEMO炉のブランケット条件に対して外挿性の良好なデータを取得できること。

これらを満足するよう、TBMの設計と試験計画の策定を進めている[8]。

TBMも、遮蔽ブランケット同様、ブランケット構造材(とくにプラズマに面する第1壁部分)は0.78 MW/m²規模の中性子負荷を受けるとともに平均で0.25 MW/m²以上の表面熱流束にさらされる。そのため、プラズマ閉じ込めのための超伝導コイルを放射線による損傷から保護するための遮蔽性能を満足し、かつプラズマディスラプション等が発生することを前提としたモジュール設計が要求される。また補機システム設計についても、TBMの試験が十分に遂行でき、かつ限られたスペースに配置できることが要求される。

2.1.2 モジュールの構造

Fig.2に、水冷却固体増殖モジュールの構造を示す[3]。モジュールの寸法は、縦1,940×横680×厚さ600 mmで、2個の箱型のサブモジュールを後面で電子ビーム溶接により一体化して、1個のモジュールに成型する構造を採用している。TBM用の冷却水、トリチウム回収パーリガス、中性子フラックスセンサー、熱電対などの計測ケーブル類をテストポート後面に位置する閉止プレートや生体遮蔽プラグ

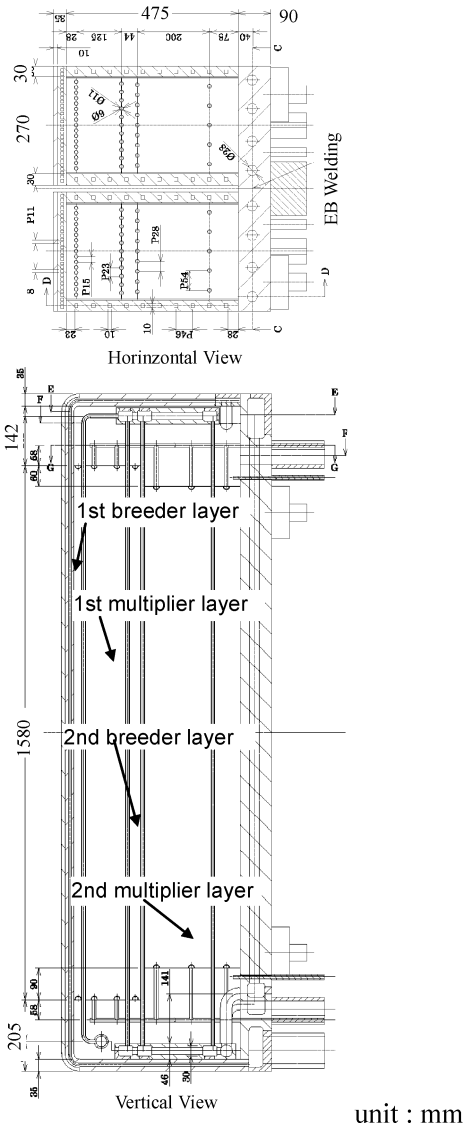


Fig. 2 Structure of water cooled solid breeder test blanket module.

を貫通して、ITERのクライオスタットの外に導き、TBM用の冷却装置、トリチウム計測回収装置、測定装置などを用いて、運転管理しつつ試験データを取得する設計である。構造材としては低放射化フェライト鋼 F82 H, トリチウム増殖材として Li_2TiO_3 などのリチウムセラミックス、中性子増倍材としてベリリウム (Be) あるいはベリリウム-チタン (BeTi) 合金を使用し、冷却材としては加圧軽水 (入口/出口温度: $285/325^\circ\text{C}$, 圧力: 15 MPa) を用いる [8]。TBMの基本仕様を Table 3 に示す。

TBMは、DEMO炉の増殖ブランケットの設計の妥当性や、機能と健全性を検証するものである。そのため、TBMの設計では、表面熱負荷や中性子壁負荷の違いを考慮する必要がある。ITERの条件での核解析により、核発熱率分布を求め、増殖材層、増倍材層の最高温度がDEMO炉の最高温度すなわち 900°C , 600°C となるように各部の寸法を設定している。Fig. 3に水冷却固体増殖 TBMの定常時における厚さ方向の1次元温度分布、トリチウム増殖比 (TBR) 分布の計算結果を示す [3]。モジュールの箱構造の第1壁の

Table 3 Major specification of water cooled TBM.

| | Unit | |
|-----------------------------|------------------|--|
| Structural Material | | F82H |
| Coolant | | H_2O |
| Neutron Multiplier | | Be, BeTi alloy |
| Tritium Breeder | | Li_2TiO_3 other lithium ceramics |
| First Wall Area | m^2 | 0.68×1.94 |
| Coolant Pressure | MPa | 15 (25*) |
| Coolant Inlet /Outlet Temp. | $^\circ\text{C}$ | 285 /325 (360/390*) |
| Total Heat Deposition | MW | 1.56 |
| Tritium Production | g/FPD | 0.223 |

* Advanced module cooled by super critical pressure water in later ten year operation period of ITER

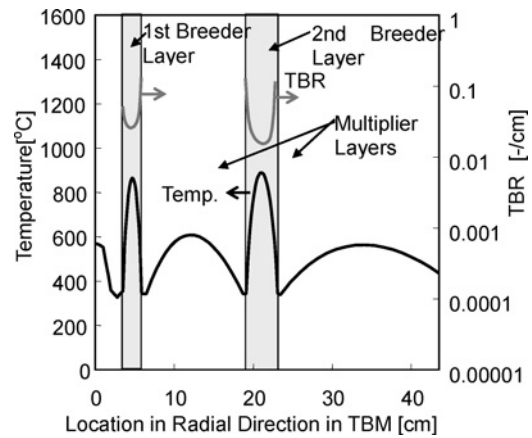


Fig. 3 Temperature and TBR distributions in radial direction of water cooled TBM in steady state.

厚さと冷却チャンネル寸法などの構造寸法は、設計条件である表面熱負荷と体積発熱及び冷却材の内圧に耐えるとともに、DEMO炉の設計で想定される構造材の最高温度が再現されるように定めている。

冷却システムに関しては、モジュール試験の条件をDEMO炉の運転条件と同等にするために、DEMO炉の冷却システムで想定する入口/出口冷却条件を模擬するシステム構成としている。また、2次冷却系ではITERの熱除去システム (HRS) により最終的な除熱を行うが、水冷却モジュールにおいては、2次冷却系にも高温高圧水ループとタービンシステムを採用し、発電実証を行う計画である。水冷却固体増殖 TBMの冷却システムもヘリウム冷却のそれも、ITERの400秒燃焼 1,400秒休止というパルス運転に対して、休止期間中の入熱を補償する補助ヒーターを設置し、安定な運転を可能としている。冷却システムにおける、腐食生成物やトリチウム透過量の測定データも、重要な試験データとして取得する計画である。

トリチウム測定回収システムにおいて、固体増殖材からのトリチウム回収プロセスは、増殖材充填層にパーガスを通し、そこにトリチウムを放出除去してパーガスからトリチウムを回収するシステムとなっている。固体増殖材からのトリチウムの放出を促進するために、 H_2 などの同位体成分を添加する。したがって、トリチウム回収プロセ

スに要求される機能は、低分圧のトリチウム成分と H_2 などの同位体成分を回収することである。基本的な候補プロセスとしては、低温吸着方式を採用し、水冷却モジュールとヘリウム冷却モジュールの両方のトリチウム処理を一括して行うシステム設計としている[3]。最終的に抽出し計量したトリチウムは、ITERのトリチウム排ガス処理システムに移送して処理する計画である。また、トリチウムの回収方式として、吸着方式はバッチ処理であり装置規模が大きくなる欠点があるので、先進的なシステムとしてプロトン導電セルを使用した電気化学水素ポンプを開発中であり、その開発の進展に応じて、トリチウム回収システムの設計を更新することも考慮している。トリチウム測定は、電離箱、マイクロガスクロマトグラフィー、水分計等の組み合わせにより、 H_2 、HT、 H_2O 、HTOの濃度を測定する。測定場所としては、モジュールの出口に最も近接したポートエリアや、回収システムのプロセス監視のためにトリチウム回収システムの要所に測定システムをおく計画である。

TBMの挙動解析は、モジュール試験による取得データの有意性を検証し、解析モデルや解析・設計手法の妥当性を検証するとともに、モジュール試験がITERの安全性確保の基準に適合するものであることを検証するために非常に重要である。試験モジュールの機能性に関しては、解析結果とモジュール試験の取得データを比較し、検証することで初めてモジュール試験の成果が得られるものである。これまでに、核解析による発熱率、トリチウム増殖率、放射化率の分布、崩壊熱などの推定、熱応力解析、温度応答の解析、トリチウム放出挙動の解析、モジュール内部に冷却材が漏洩した場合の耐圧性、温度推移などの安全性挙動解析を実施した[3]。(榎枝幹男)

2.2 ヘリウム冷却固体増殖方式

2.2.1 モジュールの装着条件と基本的な構造

低放射化フェライト鋼を構造材に用い、高温高压水で冷却する水冷却固体増殖方式のブランケットは、高い除熱性能を有するため、高い経済性を持つDEMO炉のブランケットの第一候補として開発が進められている[6]。水冷却方式の場合、増倍材の候補材であるベリリウムは、高温高压水との接触で水素を生成する発熱反応が発生するため、TBM内への冷却水漏洩が安全性の観点から懸念されている。冷却材にヘリウムガスを使用する固体増殖ブランケットは、除熱性能が劣るため、水冷却方式に比べ経済性に劣るが、水素生成反応の管理がより容易であるため、バックアップ方式として、テストブランケットによるモジュール試験を計画している。本節では、ヘリウム冷却テストブランケットの検討の現状を報告する。

具体的なモジュールの設置概念を、Fig.4に示す。水冷却モジュールと同様に、2つの独立したモジュールを同時に装着可能な共通フレームに装着し、共通フレームごとITERの水平ポート（テストポート）に装着して試験をする。ヘリウム冷却モジュールの場合は、水平方向に共通フレームを分割し、上下に1個ずつ独立のモジュールを装着する。補機システムの設置場所などの計画も水冷却固体増

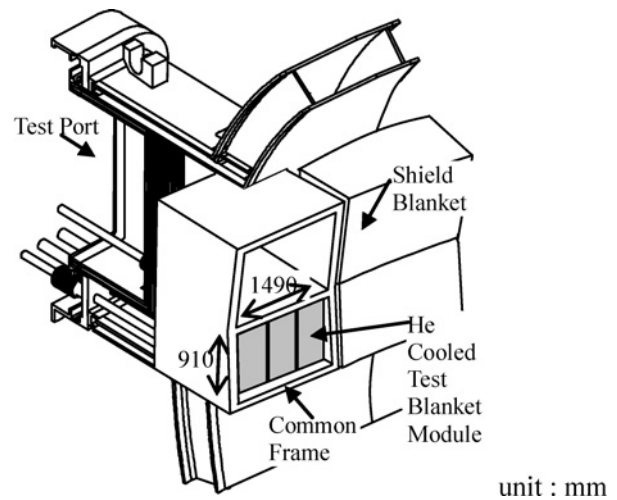


Fig. 4 Configuration of a test port, a common frame and helium cooled solid breeder test blanket module.

殖TBMの場合と同様である。テストブランケットの設計条件は2.1節に示したものであり、設計の要件も水冷却モジュールの場合と同様の考え方が適用される。ヘリウム冷却固体増殖TBMの試験は、水冷却モジュールの場合と同様に、ITER運転開始当初から開始する計画である。ITER運転開始後3年目まではHH運転期であり、この間に、TBMの冷却装置やトリチウム計測回収装置の基本性能確認を行い、また、表面熱負荷の除熱性や電磁力に対する耐久性に関するモジュールの機能試験を実施する。次いで、4年目のDD運転期では、中性子の照射環境測定を行い、5年目以降のDT運転期に、核融合環境下での除熱・熱の取り出し、トリチウムの生産と回収、長期間のモジュール健全性などについて、実証的な評価データを取得する[8]。これらのデータは、水冷却方式のテストブランケットのデータとの比較データとしても有用である。

Fig.5に、ヘリウム冷却固体増殖モジュールの構造を示す[3]。モジュールの寸法は、縦910×横1490×厚さ600mmで、3個の箱型のサブモジュールを後面で電子ビーム溶接により一体化して、1個のモジュールに成型する構造を採用している。基本的な試験モジュールでは、低放射化フェライト鋼を構造材に用い、300~500℃のヘリウムガスを冷却に用いる。また、モジュール筐体のみ低放射化フェライト鋼を構造材に用い300℃のヘリウムガスを冷却に用いて、筐体内部に異なる構造と動作温度となる試験要素を挿入して要素試験を実施することも可能な設計としている。ヘリウム冷却固体増殖TBMの基本仕様をTable4に示す。使用する材料も、水冷却固体増殖方式の場合と同様で、構造材としては低放射化フェライト鋼F82H、トリチウム増殖材として Li_2TiO_3 などのリチウムセラミックス、中性子増倍材としてBeあるいはBeTi合金を使用する。冷却材としては高圧ヘリウムガス（入口/出口温度300/500℃、圧力8MPa）を用いる[8]。また、ヘリウム冷却の場合、第1壁の除熱のために冷却チャンネル内のヘリウムガスの線流速を大きく設定する必要があり、流量が過大となる。そのため、第1壁の除熱後に冷却材のヘリウムガスを一部バ

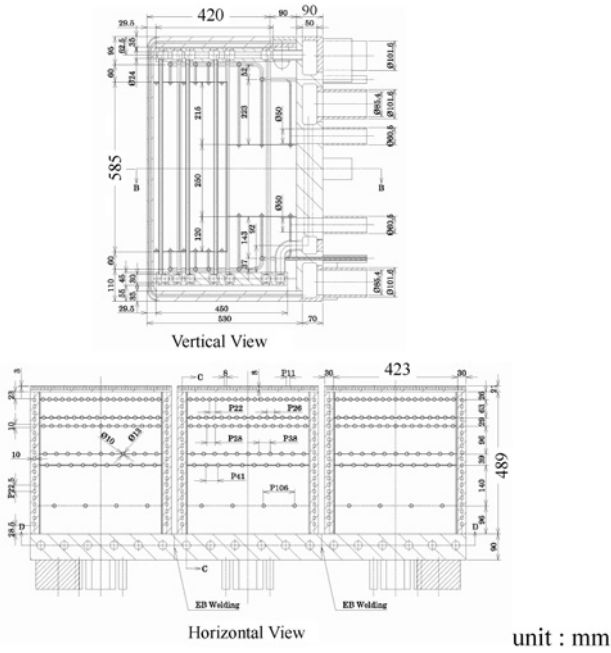


Fig. 5 Structure of helium cooled solid breeder test blanket module.

Table 4 Major specification of helium cooled solid breeder TBM by Japan.

| | Unit | |
|------------------------------|----------------|---|
| Structural Material | | F82H |
| Coolant | | Helium gas |
| Neutron Multiplier | | Be, BeTi alloy |
| Tritium Breeder | | Li ₂ TiO ₃ other lithium ceramics |
| First Wall Area | m ² | 1.49 × 0.91 |
| Coolant Pressure | MPa | 8 |
| Coolant Inlet / Outlet Temp. | °C | Inlet = 300 First Wall Outlet = 380 Module Outlet = 500 |
| Total Heat Deposition | MW | 1.72 |
| Tritium Production | g/FPD | 0.249 |
| Coolant Flow Rate | kg/s | 3.75 |

バイパスして、増殖領域の温度を所定の温度とできるように冷却流路設計を採用している。

Fig. 6にヘリウム冷却固体増殖 TBM の定常時における厚さ方向の1次元温度分布, TBR 分布の計算結果を示す[3]. 増殖材, 増倍材の温度上限をそれぞれ900および600°Cとして、各層の厚さを決定した。水冷却モジュールの場合に比べると、中性子の吸収が少なく、核発熱率が高いため、各層の厚さも小さい値となっている。また、TBR も高い値となった。また、内部への冷却材の漏洩時の耐圧性から、サブモジュール3分割の構造としている。

冷却システムに関しては、DEMO炉の冷却システムで想定する入口/出口冷却条件を模擬するシステム構成とするためにバイパスを設けていることは上述のとおりである。さらに、Fig. 7に示すように、3つのサブモジュールで異なる試験温度を設定可能とするために、バイパス流と増殖部冷却出口流をそれぞれのサブモジュールごとに独立の熱交

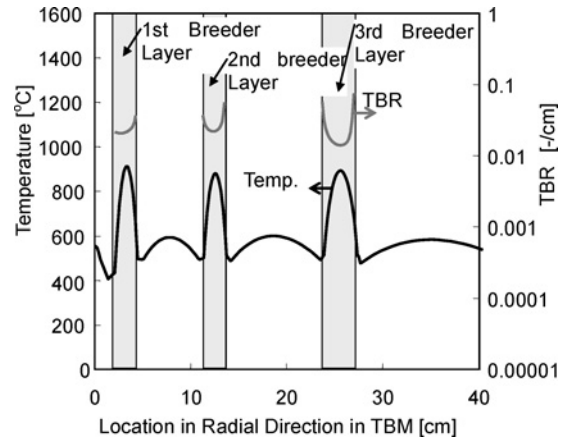


Fig. 6 Temperature and TBR distributions in radial direction of helium cooled solid breeder TBM in steady state.

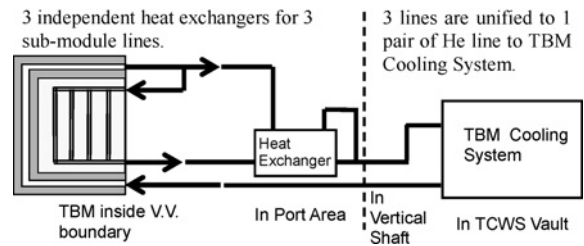


Fig. 7 Concept of 3 independent sub-module cooling by one common TBM Cooling System.

換器を介して混合するシステム構成としている。これによって、各サブモジュールで、独立に、異なる構造と異なる温度の要素試験体の試験が可能となる。2次冷却系ではITERの熱除去システム(HRS)により最終的な除熱を行う。また、冷却システムには、ITERの400秒燃焼1400秒休止というパルス運転に対しても、休止期間中の入熱を補償する補助ヒーターを設置し、安定な運転を可能としている。

トリチウム測定回収システムは、水冷却固体増殖 TBM と共通の回収システムを使用するが、トリチウム測定装置のうち、テストブランケットの出口濃度を測定する装置は専用のものである。

ヘリウム冷却固体増殖 TBM の挙動解析に関しても、水冷却方式と同様に、核解析による発熱率、トリチウム増殖率、放射化率の分布、崩壊熱などの推定、熱応力解析、温度応答の解析、トリチウム放出挙動の解析、モジュール内部に冷却材が漏洩した場合の耐圧性、温度推移などの安全性挙動解析を実施した[3]. (榎枝幹男)

2.2.2 先進ガス冷却ブランケット用モジュール開発

DEMO炉においてはさらに高温高効率のブランケットを目指したヘリウム冷却固体増殖方式が考えられており、そのためにSiC/SiC複合材料を構造材料としたものが将来の先進型ブランケットとして考えられている。そのためにITERを将来の実用ブランケットシステムのテストベッドとして考え、中性子照射下における課題を抽出するために先進性の高いブランケットをテストモジュールの一つとして照射することが検討されている。

SiC/SiC 複合材料では中性子照射下でも800℃から1,100℃までの温度での使用が可能であると期待されており、950℃以上の冷却材の出口温度が得られればガスタービンを回して高い効率で発電することや水素製造の熱源とすることが期待できる。SiC/SiC 複合材料はこの数年で大きな進歩を遂げており、先進SiC繊維を用いることで非照射環境下でも高温特性が向上しており、これを核融合炉用に用いることで耐照射性の向上が図られている[9-11]。実際に原子炉での800℃・7.7 dpa、あるいは1,000℃・4 dpaの中性子照射後でも機械的強度の劣化や寸法変化の生じない材料ができつつある。またガス冷却システムで課題とされてきたSiC/SiC 複合材料の気密性についても、先進複合材料の製法の1つであるNITE法で作製したものにおいては、核融合炉システム上ほぼ問題のない程度にまで気密性が向上している[12]。ただし现阶段ではこれらの材料の製造実績は実験室規模のものであり、SiC/SiC 複合材料を用いた大型の構造体の製造経験や工学的な検討がまだ十分でないことから、今後の開発・確証の期間を見込んでTBMの実験の後半に装荷することを想定して、工学的な課題についての技術的な検討が進められている。特に大型の構造体については、接合を含めた製造性や、構造強度の信頼性など核融合炉に求められる特性に絞って検討を始めている段階である。

このような開発段階の材料ではあるが、14 MeV 中性子の照射環境における材料健全性、材料システムの共存性、体積発熱を伴うシステムにおける除熱特性や製造性などを具体的に確認し、問題点を検討するためには、TBMでの照射試験が必要であると考えられている。一方、TBMではITERの運転に影響を及ぼさないことが最低限の条件であり、そのため例えば2段階でのテストモジュール試験などが考えられている。最初はFig.8にあるように、SiC/SiC 複合材料で作製したブランケット構造体を水冷した低放射化フェライト鋼のコンテナに入れて照射試験を行い、SiC/SiC 複合材料製のブランケット構造体の気密性や除熱特性について確認する。この後に、次の段階として水冷コンテナをはずし、ブランケット構造体がプラズマに直接さらされる条件にするというものである。

また、ITERのガス冷却系は出口側の温度上限が冷却管の材料の関係で約600℃に想定されている。今のところITERにおいてはこの温度以上の高温用の共通ガス冷却システムは想定されていない。SiC/SiC 複合材料製の固体増殖ブランケットにおけるガス冷却系の場合、最高900~1,000℃の出口温度を想定しているので、2つの冷却系の間で中間熱交換器において、ITERの冷却システムとの整合を図ることが必要である。Fig.9はこれら冷却システムの条件を勘案して作成した冷却系などの概念図である。

このほかにSiC/SiC 複合材料を構造材料としたガス冷却固体増殖材ブランケットにおいては、除熱能力と増殖材の耐熱性、構造材料との共存性、トリチウムの回収方法などが課題として残されており、TBMとして実現するためには、熱冷却効率の良くない微小球(ペブル)以外の構造も含めた増殖材構造の選択と最適化などを進め、さらに高温

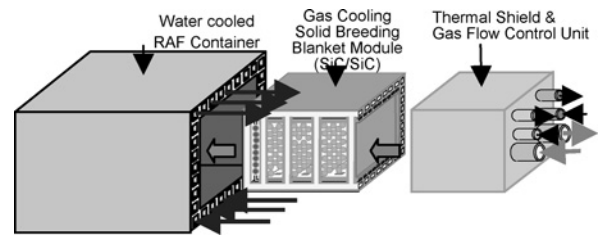


Fig. 8 Schematic view of a test blanket module of gas cooling blanket system made of SiC/SiC composites.

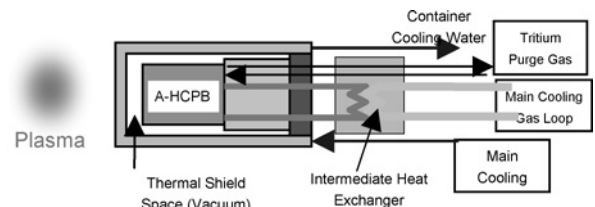


Fig. 9 Diagram of cooling system of high temperature gas cooling blanket system.

のガスループによるブランケットシステムの特長試験などを進めて、データを蓄積していく必要がある。

(長谷川 晃)

2.3 Li-Pb 増殖方式

TBMとして検討が進められている5種のブランケット方式は、その前提として、ITERのいわゆる“day-1st”(運転開始当初)に据付、運転開始が可能なコンサーバティブで実現可能性の高い概念と考えるべきものである。その意味でここで扱うのはいわゆる先進ブランケットではなく、欧州(EU)が開発を進めているリチウム鉛(LiPb)増殖ヘリウム冷却モジュールであり、LiPbブランケットとしては代表的で、かつもっとも開発が進んでいる、保守的と考えられる概念の一つである。これはEUが最初に発電実証を計画する主案の一つであるが他極にはまだ具体的な開発計画はなく、ことにわが国では現状ほとんど研究活動がみられないため、紹介はEU案中心の説明になる。しかしながらLiPb増殖方式については、ITERの枠内で、もうひとつdual coolantと呼ばれる概念も最近関心を集めており、また最も高性能の先進炉概念もLiPbを用いる例が多いのでそれについても言及する。

2.3.1 LiPb 増殖方式の概要とEUのTBM

LiPbは、Li17-Pb83のモル比の共融点合金で、融点230℃以上1,300℃程度まで、非常に幅広い温度で使用できる液体金属の増殖材である。リチウムは重量でいえば全体の1%もないが、鉛の中性子増倍効果によって、かなり高い増殖性能が得られ、リチウム6の濃縮は必要と考えられるもののBe等の他の中性子増倍材は不要である。リチウムをこの組成より増やしても、トリチウム増殖性能はほとんど向上しない。熱容量、熱伝導は液体金属であるため大きく、熱媒体としても概して良好な性能が得られ、常圧よりあまり高くない圧力で冷却材として使用が可能である。これらの特徴は液体リチウムとほぼ同様であるが、化学的に

不活性で、水や空気と活発に反応することはない。比重が重く、大きな循環動力が必要であること、導電性があるため磁場中の流動ではMHD圧力損失があること、多くの金属材料を腐食すること、などの問題から、冷却材としての使用には多くの課題がある。1980年代のBCSS (Blanket Comparison and Selection Study) では、リチウム鉛を増殖材および冷却材に使用する概念が検討されたが[13]、材料腐食などの困難のために有望なオプションとしては扱われていなかった。

しかしLiPbは増殖材のみの用途に限ってみても魅力が大きく、EUの主要案のひとつとして、現在最も実現性の高いブランケット概念のひとつに用いられている。空間充填率が高く、液体金属であるため増殖材から冷却材への熱伝達も良好であり、温度の不均一も発生しにくく、また照射による変形や核的熱的特性変化なども生じない。製造および品質管理も容易である。これらの特長により、LiPbを増殖材とのみ考えれば、固体増殖材と同等かそれ以上の技術的な確実性が、少なくとも材料腐食の問題のほとんど発生しない500℃以下の温度領域では、すでに現時点であることになる。要するにペブルベッドの代わりに液体LiPbを充填し、ヘリウム、水などを循環して冷却すると、現在最も技術的に確実性の高い固体増殖方式と同等かそれ以上の実現性を持っていることになる。加えて流動できるという特徴から、生成したトリチウムの移送、成分の連続的な調整が筐体を開放しないまま可能であるという利点もある。

現在、ITERのTBWGでLiPbを担当するWSG-2が検討するのは、EUが主導して開発を進めているヘリウム冷却LiPb増殖ブランケットモジュールであり、最も開発の進んだTBMのひとつである。構造材、冷却配管には低放射化フェライト鋼を使用し、冷却材は高圧ヘリウムガス、出口温度は300~500℃である。LiPbは低速で循環してトリチウムを回収する。

Fig. 10に現在EUが開発を進めているモジュールの構造

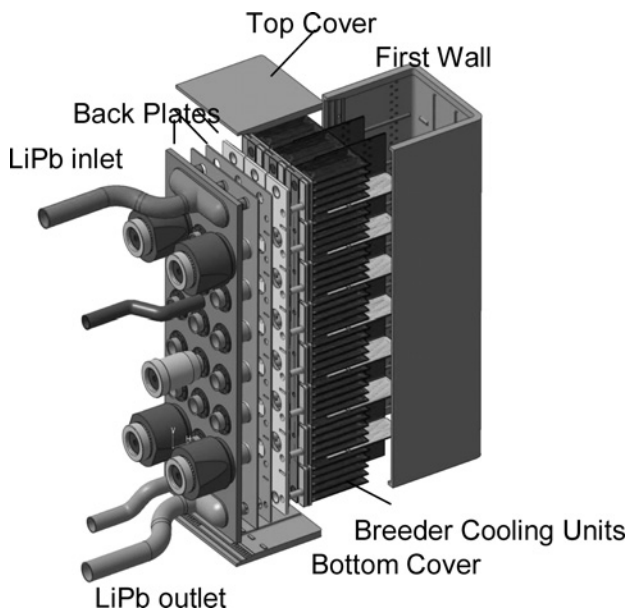


Fig. 10 Structure of the helium cooled LiPb TBM by EU.

を示す[14]。EUのモジュールは図に示すように約20cm角のコンパートメントに分かれているが、これはモジュール内でヘリウムが漏洩した場合の耐圧のための構造である。冷却パネルに流通する8MPaのヘリウムで熱除去を行い、ブランケット増殖部からは出口温度500℃を得る。表面熱負荷の厳しい第1壁(最大0.5MW/m²)もヘリウムで冷却するが、出口温度は低い。LiPbは冷却パネルの間を往復しながら循環する。流速は、最大となるコーナー部でもMHD圧力損失を抑制するため18~54mm/sであり、これで1日に10~30回循環する。構造材は低放射化フェライト鋼の一種EUROFERを用いる。高さ約180cm、幅50cmのモジュールを2個を並べて設置する。

EUは当初TBM用に水冷却リチウム鉛(WCLL)方式の開発を進めており、出版された報告も、WCLLに関するものがほとんどである。ところが2003年の第11回TBWG会合から、EUはTBMの冷却材をヘリウムに変更した(HCLL方式)。もう一方の主要案である固体増殖方式の冷却材がヘリウムであるので予算の制約で開発の合理化のために冷却材を共通化したものとされている[15]。このためEUの最新のLiPbブランケットモジュールについてはまだ十分技術情報を含む引用可能な公開論文はないが、昨秋報告されており、まもなく出版される[16]。

Fig. 11に冷却系、トリチウム回収系を含むシステム構成を示す[14]。他のTBMと同じく、モジュールを設置する参加者がITER施設との取り合いまで責任を持って製作することになっており、TBMの冷却ループ、トリチウム回収ループまでがポートプラグの中に設置される。システム総重量は約20トンである。熱に関してはヘリウム冷却であるため前述のように固体増殖方式と同様のシステムが用いられ、ヘリウム循環流量は0.9kg/sである。LiPbの流量は0.3~0.9kg/s、数気圧であるが、まだ詳細は決まっていない。

TBMとして、EUはday-1stからの試験を目指して開発、製作を行っており、製造工程のR&Dやスケールモデルの試作が現在実施あるいは計画されている。ITERでの試験項目として計画しているのは、熱的、機械的、核的な総合

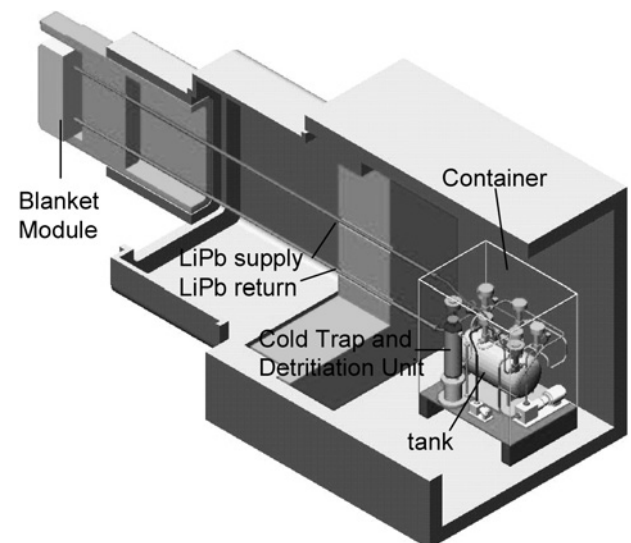


Fig. 11 LiPb TBM with Ancillary circuits.

特性、トリチウム増殖・回収性能の確認、MHD 圧力損失の評価、高温熱とトリチウム回収など総合性能の実証と DEMO 炉への外挿可能な設計データの取得である。日本における水冷却固体増殖方式と同様に、明確な核融合エネルギー実用化に向けた 1 ステップとしての位置づけである。最初の 10 年間の運転で 4 世代のモジュールを用いて試験を行い、最終目標に到達する。

2.3.2 LiPb 増殖方式 TBM の動向

LiPb 方式には、EU 以外に、中国、米国、韓国、ロシア、わが国が技術的な関心を示しているが、そのすべてが必ずしも上記の day-1st から使用する TBM の single coolant 概念でなく、dual coolant と呼ばれる異なる概念への拡張に比重をおく所もある。LiPb は 300°C 近傍から始めて 900°C を超える広い温度領域まで、段階的に高温化したブランケット開発に使用可能である。ITER の TBM として直ちに製作できる一方、最も技術的に先進的で経済的な炉概念にも用いられるのは LiPb の特徴である。ヘリウム冷却ではトリチウム回収のみの目的で循環する LiPb の流速と温度を増加して、熱媒体としても使用するのが dual coolant の基本的な考えである。LiPb は流速増加で MHD 圧力損失の増加、高温化で金属材料の腐食の恐れがあり、また 600°C 以上では金属材料の耐熱温度を超える。そのため電気絶縁、熱絶縁のために SiC 材を挿入し、600°C 以上の温度の LiPb を取り出す。EU モジュールの改良としても、この dual coolant は可能であり、冷却材、構造材の選択や構造を変えながら、LiPb を増殖材として、TBM の中でも段階的な高温化の可能性が考えられている。中国、米国はまた dual coolant 概念について、EU と別のモジュールを製作する考えもある。

LiPb はまた、最も経済性の高い商業炉（先進炉）概念に EU、米国、日本で用いられており、ARIES-AT (米) [17] をはじめ、PPCS (EU) [18, 19]、VECTOR (日) [20] の先進概念は SiC を構造材とする LiPb ブランケットを採用している。また EU も DEMO 炉概念で日本と同じく、核融合開発戦略上で ITER 次段階の中において漸進的な競争力獲得を考えており、当初保守的なモジュールで出発しても将来的に大幅な高温化を期待している。技術課題は、特に SiC 材料・機器の開発や、MHD 圧力損失対策、高温化でより困難の増す熱交換、熱利用系やトリチウム透過対策などがあげられるが、ITER やその次の装置の段階において漸進的にブランケット開発が進められる利点がある。中国にも LiPb によるトカマク DEMO 炉の概念がある。

2.3.3 LiPb 増殖方式 TBM に対する今後の取り組み

以上にまとめたように、LiPb 増殖方式の TBM は、EU 主導で実現性の高い概念として開発が進んでおり、day-1st からの稼働の可能性は高い。その一方では最も先進的な炉概念でも採用され、また dual coolant 概念により段階的な高性能化が可能であるという、核融合の実用化に向けてきわめて重要な特徴を有している。これらの技術的な特徴と、多くの極が関心を持っているという国際的な状況を把握し、最新の結果を評価分析し、場合によってはわが国の研究開発計画に取り込める程度には研究活動を維持するこ

とが最低限必要であろう。加えて、材料技術やトリチウム対策などわが国が国際的に貢献できる分野は他極からも期待されており、長期的な高性能化の可能性や動力炉開発戦略を考えれば、わが国としても積極的な研究参加が望ましい。その一方では、現在の主案である水冷却固体増殖方式との互換性—例えば同じモジュール構造でペブルを液体 LiPb に交換することで原理的にブランケットが構成できる、水冷却 LiPb も可能である—などの点や、水やペブルに懸念される潜在的困難の回避可能性を考えれば、代替概念として、わが国の開発計画をロバストにする上での有用性も見出せる。LiPb、特に dual coolant は新しい概念であり、取り組みの再評価が必要と考えられる。（小西哲之）

2.4 液体リチウム増殖方式

2.4.1 液体リチウム増殖方式の特徴と課題

液体リチウムを増殖材、冷却材、バナジウム合金を構造材に用いるブランケット (Li/V ブランケット) は、熱輸送能力が高く、中性子増倍ベリリウムが不要なため、Fig. 12 に示すようにコンパクトかつ極めて単純な構造の設計が可能である。また、液体ブランケット共通の、トリチウム回収を含む増殖材の連続成分調整が可能な特徴と併せると、構造材の長寿命化が可能になれば定期交換が不要になるという大きなメリットを潜在的に有している。

一方、このシステムには、いくつかの実現の鍵を握る課題がある。その代表的なものは、MHD 圧力損失低減のための絶縁被覆開発である [21]。また、リチウム中のトリチウムを効率的に回収する方法もまだ確立されていない。

構造材料であるバナジウム合金に関しては、近年日本で製作された高純度 V-4 Cr-4Ti (NIFS-HEAT) とその評価活動などを通じて、加工性、溶接性などの性能が格段に進歩している [22]。バナジウム合金はスエリングがほとんどな

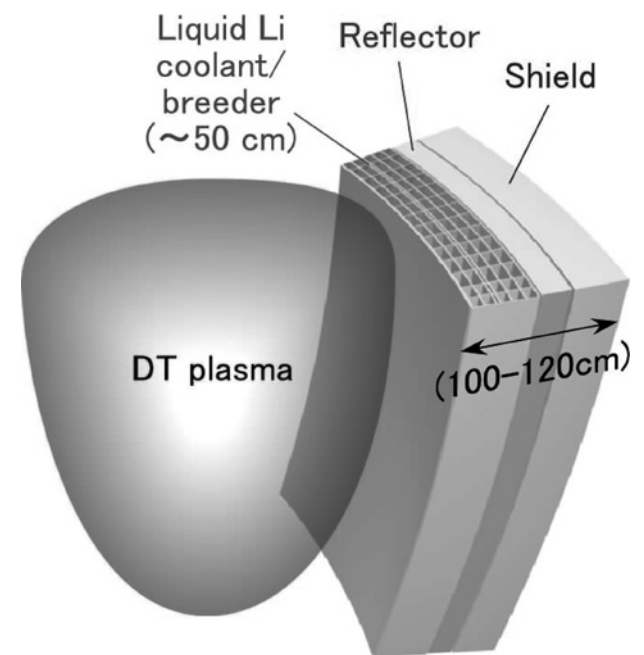


Fig. 12 Schematic illustration of the self-cooled liquid lithium blanket.

く、全体に耐照射性は高いが、照射下クリープ、核変換ヘリウムによる脆化などのデータは不十分である。

2.4.2 液体リチウム増殖方式 TBM の概念設計

ITER-TBWG においては、ロシアから、ベリリウムを用いたリチウムブランケット (Li/Be/V ブランケット) の試験モジュールが、ITER 運転初期からの試験として提案されている [23]。Fig. 13 にその概略を示す。この方式では、第 1 壁近くの薄い領域のみを利用し、ベリリウム層を挟んでリチウム流層が往復する構造になっている。本ブランケットは、ベリリウムの中性子増倍作用によりトリチウム増殖比が一段と高くなる特徴がある一方、構造が複雑になるとともにベリリウムと液体リチウムの共存性など新しい課題が生じている。トリチウム回収法としては、高温蒸留による方法が採用されている。

これに対して、日本からは作業サブグループ (WSG-4) に参加し、ロシア案についての技術的な検討と支援を行うとともに、ベリリウムを用いない Li/V ブランケットを想定したモジュールの検討を行い、ITER 初期あるいは途中期からの試験を目指している [24]。

検討においては、まず、トカマク、ヘリカル炉を想定したブランケット構造において、ベリリウムを用いなくても十分なトリチウム増殖比が得られることを中性子輸送計算によって確かめた [25]。試験モジュールにおいては、この輸送計算によるトリチウム発生速度を検証することを中心課題に設定し、第 1 壁からの距離によるトリチウム発生量を求める目的で、Fig. 14 に示す比較的厚みのあるブランケット構造を構想した。全体の大きさは、リチウムの使用許容量の制限により決められている。Fig. 15 に示すよう

に、ITER ブランケットでは DEMO 炉ブランケットと比べると、熱中子を吸収するリチウムが遥かに少なく、その結果テストポートにおいて熱中子のフラックスが大きくなるので、この違いを調整するためにボロンカーバイド (B₄C) による被覆を施している。

ベリリウムを用いない液体リチウムブランケットでは、

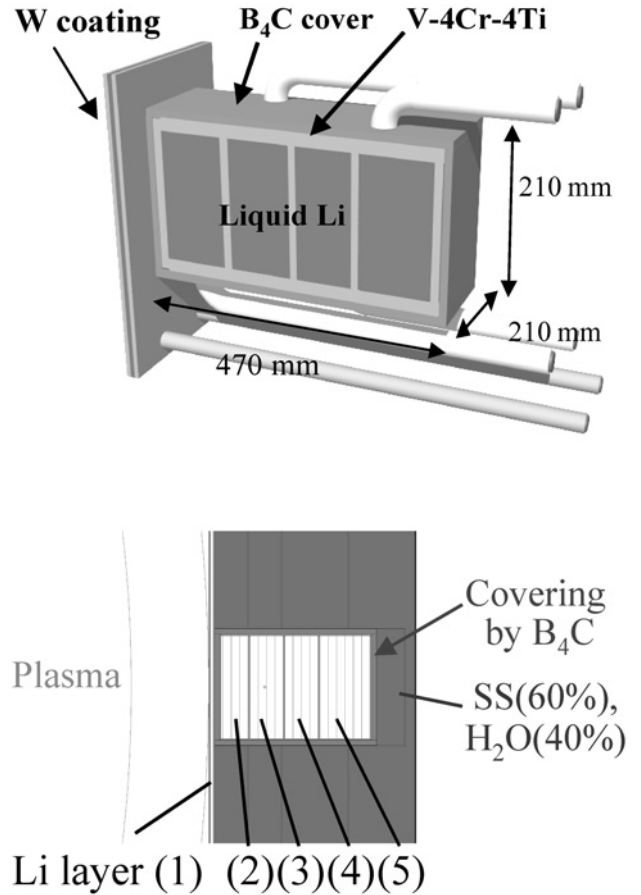


Fig. 14 The schematic view of the Li/V test module being investigated in Japan.

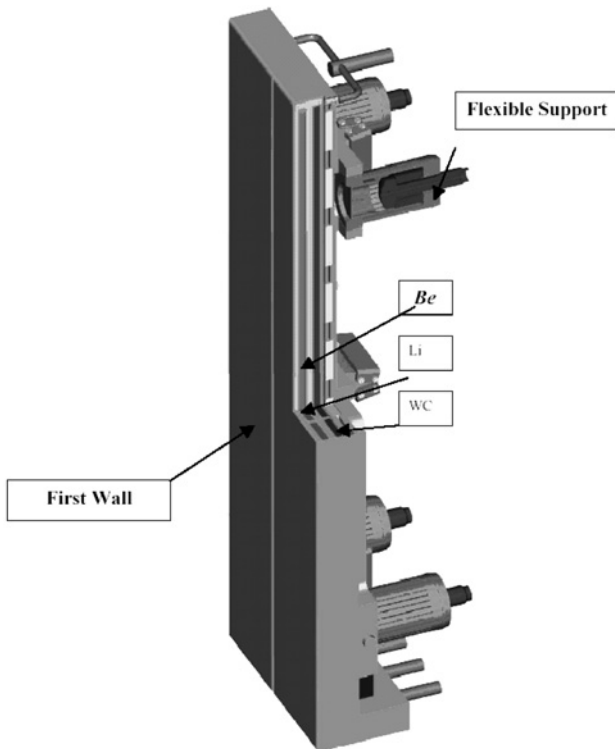


Fig. 13 Illustration of the Li/Be/V test module being proposed by Russia.

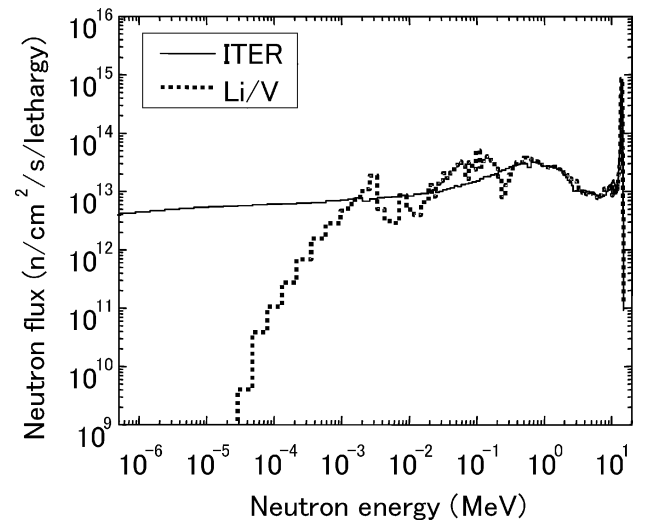


Fig. 15 Comparison of the neutron energy spectrum at the first wall of ITER shield blanket and Li/V full blanket.

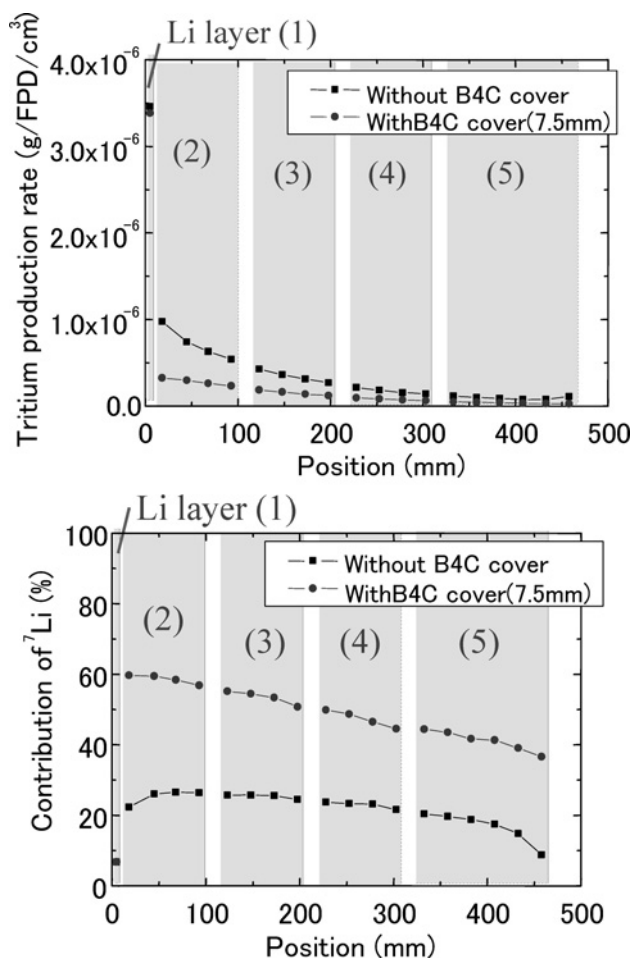


Fig. 16 Tritium production rate (upper Fig.) and contribution of ${}^7\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ reaction to overall tritium production (lower Fig.) as a function of the position in the Li/V test module.

必要なトリチウム増殖比を得るには、高エネルギー中性子によって起こる ${}^7\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ 反応を有効に使う必要がある。Fig. 16にモジュール各領域でのトリチウム発生速度と ${}^7\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ 反応の寄与の割合を示す。第1壁近傍では、ITER環境で20~30%、DEMO炉ブランケットに近似するため B_4C 被覆を行った条件では、総トリチウム発生速度は減少するものの、50~60% ${}^7\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ 反応の寄与があることがわかる。

2.4.3 関連 R&D の進捗状況

Fig. 17に最近のバナジウム合金の製作部材を示す。厚板、薄板、線材、細管材、内圧管クリーブ試験片、対向壁用タンゲステン被覆材、レーザー溶接部材などの製作技術開発が進み、モジュールの製作技術確立の見通しを得つつある。重要開発課題のMHD絶縁被覆開発は、日米協力JUPITER-II計画や国内の研究により近年大きく進歩している。今までの酸化カルシウムや窒化アルミニウムに代わって、酸化エルビウムなどが優れた候補材であることが明らかになり、PVD被覆の高度化が進められてきた。さらにクラックによるLi侵入を抑える2重被覆、自己修復性を持つその場被覆の開発が進められている[26]。

トリチウム回収については、IFMIF要素技術開発研究と

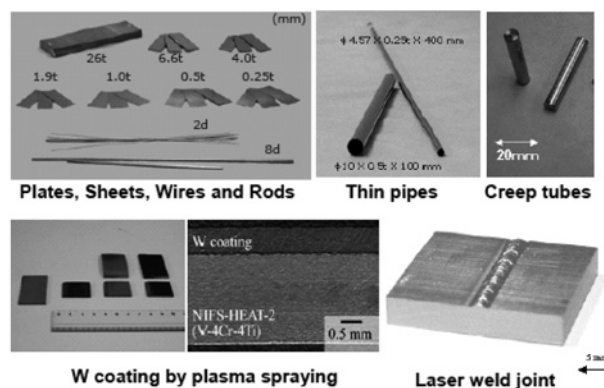


Fig. 17 Collection of the products from NIFS-HEAT-2 (high purity V-4Cr-4Ti).

連携し、イットリウムによるGetter法の開発が進められている[27]。リチウム中のイットリウムが効率的に水素を吸収すること、V-Ti等のホットトラップによりイットリウムGetterの表面窒素汚染が抑えられること、などが実験的に示されており、トリチウム回収システムとしての可能性が明らかになっている。ただし、この手法においてイットリウムからの効率的なトリチウム再回収技術はまだ確立していない。しかし高々年間数グラムの回収が必要なIFMIFやTBMではこの技術は必ずしも必要なく、したがってブランケット開発に合わせた段階的な開発戦略により進めることができる。MHD絶縁被覆、イットリウムGetter法いずれもポットを用いた静的環境試験に基づく高度化は進んでいるが、モジュールに組み込んで機能を果たすことを確認するには流動環境による試験が必要であり、これらの試験を目指した計画が国内、国際プログラムにおいて立案中である。

2.4.4 液体リチウム増殖方式の今後の展開とまとめ

TBMはITERの運転初期からの試験を予定しており、その意味で近未来の実験である。一方、Li/Vブランケットにはリードタイムの長い材料開発の課題が含まれ、やや中長期的な開発戦略で進められている。TBMは核融合中性子照射下での機能試験を行う貴重な機会であり、より保守的なシステムでリチウム関係の経験を積むことも重要な考慮すべき視点である。このような背景で最近韓国が、Li増殖、ヘリウム冷却、低放射化フェライト鋼ブランケットモジュールをITER初期から取り付ける方針を表明している。このシステムは、作動温度の低さ、ブランケット構造の複雑さの点でLi/Vブランケットより劣るが、MHD絶縁被覆もトリチウム透過抑制被覆も不要で、材料関連の長期的な開発課題がほとんどないのが特徴である。また、ベリリウム無しでもトリチウム増殖比は十分高いとの試算が得られている。したがって、このシステムは早期実現を目指したDEMO炉のブランケット候補となり得るものであり、TBMで早期に試験を実施することで、Li/Vブランケットにも応用できるトリチウム回収や熱交換などリチウムに関する技術の経験を積むことができると期待される。

バナジウム合金を構造材料に用いる液体リチウム自己冷却ブランケットは、その魅力も高いがいくつかの開発課題

が残されており、技術的に見て、ITER 初期からモジュール試験を開始することができるかどうかは明確でない。当面ロシアの提案を支援し早期のモジュール試験の開始を目指すとともに、ITER 途中期から試験を行うことも視野において開発を進める計画である。一方、韓国等との協力により低放射化フェライト鋼を用いて早期に液体リチウム増殖方式ブランケットの試験を行う可能性も検討していく予定である。(室賀健夫)

2.5 溶融塩増殖方式

2.5.1 特長と課題

1940年代から米国を中心に高速増殖炉や液体燃料原子炉(特に溶融塩炉 MSR)などの開発によって、溶融塩 Flibe (LiF と BeF₂の混合溶融塩、2LiF+BeF₂で融点は459℃、BeF₂割合の増加により融点は下がるが粘性が増加する)に関する豊富な運転実績とデータベースが構築された。実際にオークリッジ国立研究所の MSR では、Weinberg 所長の指揮の下、1960年代に約5年間の無事故に近い運転実績を上げ、650℃付近で溶融塩を循環運転した時間は21,788時間に達した[28]。

上記の輝かしい実績を基に、核融合炉ブランケット設計においても、1970年代のプリンストン大学におけるトカマク炉設計等にヘリウム冷却 Flibe 増殖ブランケット概念が採用された。主な特長をまとめる。

- (1)低トリチウム溶解度：溶解度が低いので(金属リチウムより8桁以上低い)トリチウム回収が容易であり、流動ループ全体でのトリチウムインベントリーをグラムオーダーまで低減できる。
- (2)低活性度による漏洩安全性：化学的反応性が極めて低いので(BeF₂とLiFの生成自由エネルギー-106.9と-125.2 kcal/g-atom F)、大気への漏洩でも高い安全性が確保できる。
- (3)低蒸気圧での高温運転：蒸気圧が低いので(500℃でも~4 mPa)、高温でも常圧システムが構築できる。
- (4)低電気伝導度：電気伝導度が低いので(電気抵抗率~1 Ωcm)、MHD 圧力損失の問題を回避でき、強磁場仕様に適合する。

さらに比熱(~1 cal/cc. deg)も水と同等であるため、自己冷却システムも有望である。

しかし、核融合特有の強磁場環境、片面高熱流束、14 MeV中性子照射、トリチウム増殖・回収、等の未踏領域での理工学研究の課題評価が新たに必要であったため、1980年代に米国 DOE 主導の下で、工学的実現可能性や経済性、安全性を評価するブランケット比較選定研究 BCSS[13] が実施された。トカマク型(STARFIRE)やタンデムミラー型(MARS)を想定して、第1壁中性子負荷5 MW/m²を対象とし、トリチウム増殖材/冷却材/構造材の組み合わせで計16種類のブランケットシステム概念が詳細に評価検討された結果、(1)Li/Li/V-alloy, (2)Li₂O/He/ferritic steel, (3)Li17-Pb83/ Li17-Pb83/V-alloy, (4)Li/He/ferritic steel が開発対象と結論された。ランク5番目に残った Flibe/He/ferritic steel は、安全性の魅力には傑出す

るが、

- A) 構造材料との両立性の制御
- B) 高プラントル数流体での伝熱特性の向上
- C) 低トリチウム溶解度と高温運転に起因するトリチウム透過の抑制

等の技術課題を評価するデータベースが不十分であると結論された。

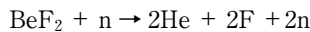
他方、安全性の魅力を重要視して、1993年からNIFS共同研究を基盤としたLHD型ヘリカル炉FFHR設計研究にて、Flibe ブランケットを採用することによって、漏洩安全性、強磁場設計、トリチウム回収、増殖材成分の連続調整、等の長所を生かした総合的なブランケットシステムの構築が推進された(Fig. 18)[29]。この活動は、大学共同研究を基盤として広範な分野を包括して展開発展してきており、各種の要素研究や設計研究によって現在に至っている。これが一つの誘因となり、米国においても高出力炉へのブレイクスルー候補としての検討作業 APEX が立ち上がり、磁場核融合ブランケットの有力候補の一つとして Flibe の評価検討が再開した[30]。これら新たな活動に基づき、2001年より6年計画で日米両国の共同プロジェクト JUPITER-II の主要タスクとして、上記課題 A, B, C に関する実験データベース構築研究が実施されるに至った[31]。現在は研究推進中であるが、これまでの成果として、

- ・腐食性 HF に対する溶解 Be による良好かつ速やかな酸化還元 (Redox) 制御の見通し
- ・低流速での伝熱促進の見通し
- ・大規模数値シミュレーション予測コード開発

等が得られつつあり、今後のトリチウム挙動制御や、流動境界層での電磁流体効果 (MHD) などの実験研究準備も開始されている。これら国内外の研究の現状を概説する。

2.5.2 材料共存性に関する研究

14 MeV の核融合中性子照射により、Flibe ブランケット内では主に下記の反応が進む。



発生した TF および F は材料腐食性が極めて高い。先述の MSR では、構造材にニッケル合金の Hastelloy N を開発して使い、運転後の材料腐食は殆ど認められなかったが(ただし熱中性子によるヘリウム生成・脆化が認められた)、誘導放射化の観点から核融合炉内構造材に用いるこ

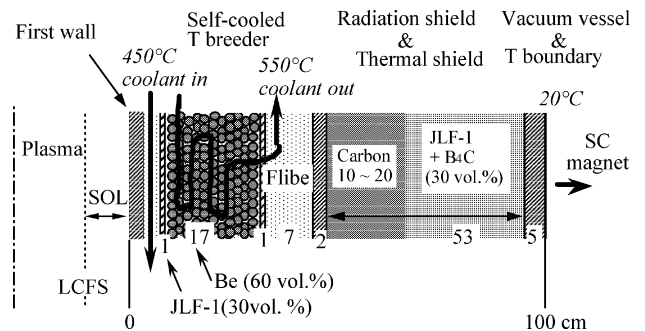


Fig. 18 The radial structure of Flibe blanket model in FFHR.

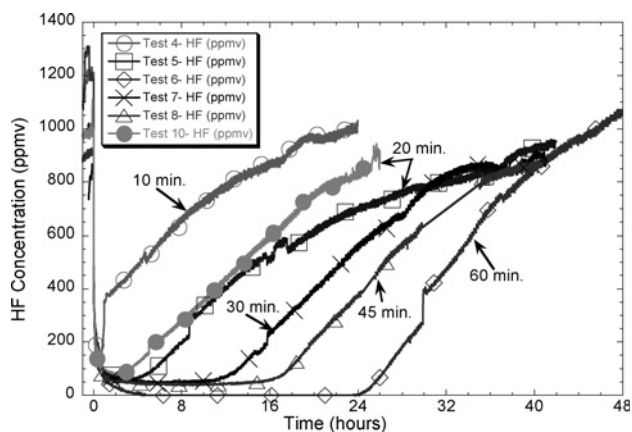


Fig. 19 Experimental results on redox control of Flibe with dipping Be.

とができない。したがって、低放射化フェライト鋼等を主要構造材に用いるためには、酸化還元 (Redox) 制御によってFを安定化し、トリチウムをT₂の形で存在させる必要がある。それには次の反応

$2TF + Be = BeF_2 + T_2$ が化学平衡論的に最も有望である。Beは中性子増倍材を兼ねる点でも核設計と整合している。

最近、JUPITER-IIプロジェクトにおいて、上記のRedox反応の速度論的データが得られ、Fig. 19に示すように、溶解Beによる良好かつ迅速なHF還元が実証された[32]。HF/H₂混合ガスをFlibe内に流し続けながらBeを一定時間Flibe内に沈めると、供給されたHFはすべてBeによって消費され、HFが水素に還元されることが実証された。しかもBeをFlibeから引き抜いても一定時間反応が持続することから、Beは溶解しており、溶解HFあるいはHF気泡と反応することがわかる。現在Be溶解度と反応速度に関する詳細な解析が進められている。

今後は、流動条件での材料共存性に関する実証実験が重要である。また、熔融温度をさらに低下させる目的で、Flinabe (LiF, NaF, BeF₂混合熔融塩)を用いる研究、Flibeを構成するLiFとBeF₂の最適割合に関する研究(BeF₂割合0.53で融点364℃まで下がるが成分変化に裕度がなく、粘性も増加する)なども鋭意進める必要がある。

2.5.3 伝熱促進に関する研究

Flibe 熔融塩は高プラントル数の流体 ($Pr = \text{粘性} \nu / \text{熱拡散率} a \sim 30$) であるため、第1壁の冷却に適用する場合には工学的な工夫によって除熱性能を向上させる必要がある。ただし、核融合出力の80%を占める中性子エネルギーに対しては、放射線発熱の約60%がFlibeでの直接体積発熱であるから、熱輸送では有利である[33]。

東北大学のTNTループ (Fig. 20) (Tohoku-NIFS Thermofluid loop: 運転温度<600℃, 流量8~20 l/分, 全容量~0.1 m³, 加圧ガス<0.7 MPa, 空気熱交換器<80 kW, 配管材料316SS)では、Flibe 熔融塩に代わる代替塩としてHTS (Heat Transfer Salt: 50% KNO₃, 40% NaNO₂, 7% NaNO₃, 融点142℃)を用いてFlibeの伝熱特性を模擬し、金属球充填による乱流促進など、除熱性能向上のための実験を行っている。HTSは多くの材料と不活性であり、特に低

い温度域においてFlibe 熔融塩と同じ伝熱特性を有するため、実験用に適した代替塩である[34]。

Fig. 21に示すように、球の充填されていない(以降平滑管と呼ぶ)乱流熱伝達と比較した場合、同一流量条件であれば金属球充填管はより高い熱伝達特性を示すことが明らかになった。金属球として銅球(直径は円管内径の1/4)を使用し、レイノルズ数代表長さを円管直径とした場合、 $Re = 8,500$ の時に銅球充填管の熱伝達特性は平滑管乱流熱伝達の約3倍高い値を示すことが明らかになった[35]。

また、圧力損失と熱伝達の間関係を調べた結果、高流量では平滑管に比べて球充填管は圧力損失特性において劣るが、低流量になるに従い急激にその特性が向上することが明らかになった。今後、充填方法と充填物を最適に組み合わせることにより、上記熱伝達率比をさらに向上させることは可能と考えられる。

2.5.4 トリチウム透過制御に関する研究

Flibeでの水素溶解度が低いことはトリチウム回収の点で有利であるが、Redox制御によってTFをT₂にすると金

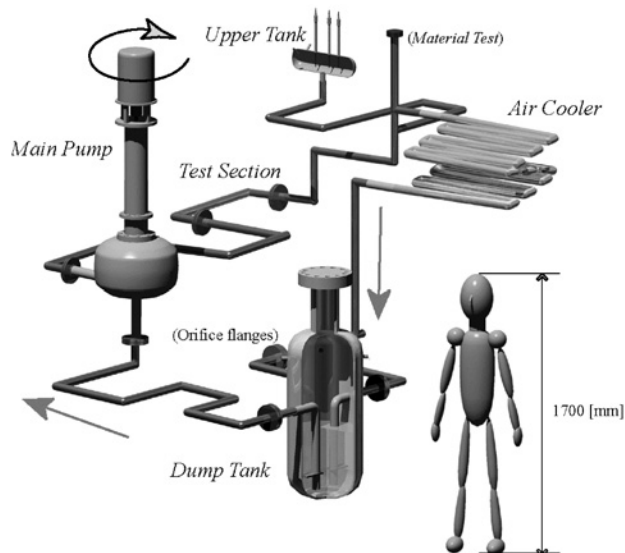


Fig. 20 3D image of the TNT loop, which has the total capacity of 0.1m³ and can be operated at 600℃.

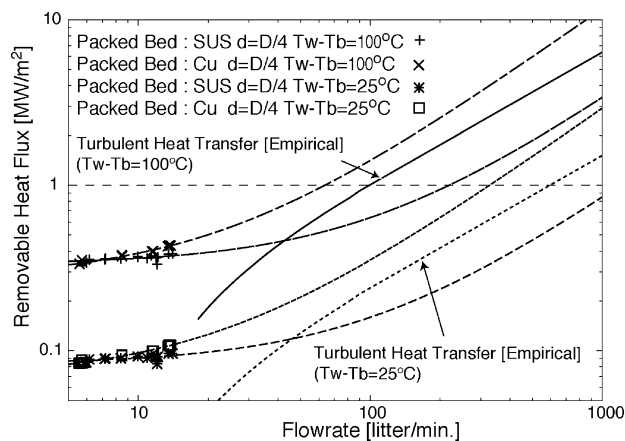


Fig. 21 Flibe flow rate to remove the heat flux on packed-bed tubes in comparison with a strait tube.

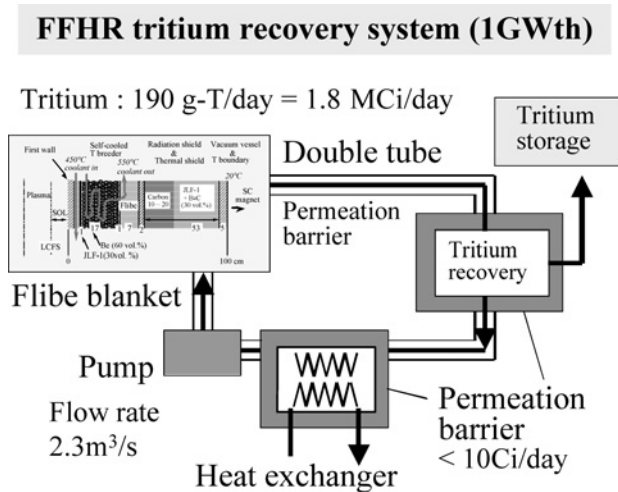


Fig. 22 Schematic illustration of tritium recovery system for the Flibe blanket in FFHR2.

属材料透過性が高くなり、500~600℃の高温運転では金属壁を通して容易に外部に漏洩すると予想される。FFHR設計では、Fig. 22に示すような二重管構造とし、Heスウィープガスによる透過 T_2 回収を基本概念としている[36]。あるいは T_2 回収後のFlibeの一部を二重管外側に逆流させ、自己透過障壁として使う提案もある[37]。これらは配管系については有望であるが、熱交換器でのトリチウム透過抑制が現在の重要課題となっている。

より詳細な設計評価のためには、Flibe中の水素同位体拡散挙動のデータベースが不足しており、JUPITER-IIでのトリチウムを用いた溶解・拡散実験、および九大での重水素を用いたポット実験[38]等が準備中である。

2.5.5 熔融塩方式TBMに対する今後の進め方

上記を基盤にして、米国はTBMの候補として熔融塩トリチウム増殖/ヘリウム冷却/フェライト鋼システムを設計提案しており、日本の大学等の研究者もWSG-5に参加して当面これを技術研究面で支援する方針としている。具体的には上記で紹介したように、東北大学のTNTループは、流動装置としてはTBMに勝るとも劣らぬ規模と性能を有し、高温融体流動技術を独自に確立している。また、九大ではトリチウム透過抑制に関する設計提案や回収特性評価なども進んでおり、独自の模擬実験装置も開発している。東大においても、これまでのFlibe化学実験研究にJUPITER-II成果を導入して補完的な実験準備も進んでいる。このように、多方面にわたる我が国独自の研究基盤が着実に立ち上がっている。

我が国のブランケット研究の進め方に関する指針として、原子力委員会の核融合会議・計画推進小委員会から詳細な報告が平成12年に出されており、熔融塩を含む液体ブランケット方式についても、実験炉でのモジュール試験を視野に入れた、全体整合性のある長期開発ステップの重要性が強調されている[39]。したがって現段階では性急な増殖材選定よりは、長期展望の下で、JUPITER-IIおよび我が国独自の研究、等を国内外の共同研究によって着実に推進するとともに、研究としてのTBMへの参画体制構築の具

体化が早急に必要である。

(相良明男)

3. まとめと展望

ITERを建設する目的の一つは、「核融合エネルギーを実用の目的で利用するために必要な nuclear components の統合された試験を行うこと」(ITER EDA 協定第1条)にある。この一つとして、ITERの核融合環境を利用して核融合炉ブランケットの試験を行い、トリチウム増殖機能や発電機能を実証することをITER参加各極は計画している。このようなITERを用いて参加各極が試験を実施するテストブランケット・モジュールの開発試験計画を国際的に調整・統合するためにITERブランケット工学試験作業グループ(ITER Test Blanket Working Group, 以下TBWG)が設置され活動している。TBWGの2001年の報告書では、以下のような点が報告されている。

- ・試験モジュールを取り付けて試験するために、暫定的にITERの3つの水平ポートを割り当て、1つのポートには2つのモジュールを取付けることとしたこと。
- ・試験モジュールの試験に必要な冷却系等補機設備の設置場所をITER本体建屋内に確保したこと。
- ・各極の試験モジュールの交換・補修時期ならびに期間がITER運転計画に支障を生じないように調整したこと。

その後、ITERの建設開始が間近に迫ってきたとの共通認識を受けて、TBWG活動が2003年10月から再開された。2001年の時点と大きく異なるのは、米国や中国、韓国の参加により、参加極が従来の3極から6極に増えたことである。このため、まず、2001年のTBWG最終報告書を基本とする、ということをも6極で確認した後、各極が提案するブランケット概念を5種類に整理して、それぞれについて各極が指名する専門家で構成する作業サブグループ(WSG)をつくり、検討を進めることとなった。このため、我が国として幅広い参加の可能性を検討し、また、我が国から参加する専門家を指名するためにも、全日本的な対応が必要となり、核融合炉工学ネットワーク幹事会[40]や核融合フォーラム炉工学クラスター[41]の活動の一環として「ITERテストブランケットの選択と具体的な炉工学課題の整理」検討会や「ITERテストブランケット試験に向けた炉工学課題の整理」検討会を開催して、TBWGの作業サブグループ活動参加について、全日本的な拡がりをもって技術的な検討を進めている。現在では、この作業サブグループに、国内の大学や核融合科学研究所、原研から11名の専門家が参加して活動している。

TBWGの作業サブグループで現在検討されている5つのブランケットの方式と検討に参加している参加極を以下に示す。この5つの方式は、2003年10月の時点で、原則的に、いずれかの参加極がITER運転初期からITERに取り付けて試験を行う意図を表明した方式が選択されている。

- 1) 固体増殖/ヘリウム冷却方式: EU, 日本, 中国, ロシア, 米国, 韓国
- 2) 液体リチウム鉛増殖/ヘリウム冷却方式: EU, 米国, 中国, 日本, ロシア, 韓国

- 3) 固体増殖/水冷却方式: 日本, 中国
 4) 液体リチウム増殖/液体リチウム (+ヘリウム) 冷却方式: ロシア, 日本, 中国, 韓国, 米国
 5) 溶融塩 (FLiBe) 増殖/溶融塩 (+ヘリウム) 冷却方式: 米国, 日本

ここで下線を引いた参加極は, ITER 運転初期からそのモジュールを取付けることを表明している. しかしながら, それらの参加極においてもブランケットの研究開発の進捗状況には大きな差があることも認識すべき事実である. 例えば日本ならびに EU が提案する 1) 固体増殖/ヘリウム冷却方式, 2) 液体リチウム鉛増殖/ヘリウム冷却方式, 3) 固体増殖/水冷却方式は, 設計のみならず工学的な技術開発研究も着実に進展しており, ITER 運転初期に取付ける可能性が最も高いと広く認識されているのに対し, その他の参加極はモジュールの設計に着手したばかりであり, 関連する研究開発も基礎的なレベルに留まっている参加極が多い.

また, 下線を引いていない参加極は, 自極が主体的にモジュールを開発して取り付ける状況に至らない場合には, 主体的に試験を実施する参加極と対等なパートナーとして, あるいは, 支援的な立場のパートナーとして, 他極が持ち込むモジュールの設計, 開発, 試験に協力するという立場を取るか, もしくは, ITER の運転開始後のある段階でモジュールを持ち込む, という立場をとっている. 例えば, ロシアが持ち込む予定の 4) 液体リチウム増殖/液体リチウム (+ヘリウム) 冷却方式については, 日本の大学や国立研究機関等は, ITER 以外の既存の協力協定に基づいて, これまでのバナジウム合金開発の経験等を生かして独自のモジュール構造を提案するなどの協力を行っている. また, 溶融塩方式については, 既存の日米協力の協定に基づいて米国との協力を行っている. このように, 主体的な立場であれ, 支援的な立場であれ, 国際協力に基づいたモジュール試験への参加形態に関しては, 今後その枠組みを整備する必要がある.

一方, 韓国のように ITER 運転初期には持ち込まないが, 運転開始後の適当な時点で自国のモジュールを持ち込んで試験を行うことを計画している参加極や, 日本や EU のように運転開始後は何種類かの異なるモジュールを取り付けて性能実証試験を行うとともに, さらに高性能なモジュールを取り付けて試験を行うことを表明している参加極もある.

このように ITER 運転開始後に想定される先進的な概念やより高性能なブランケット概念に基づくモジュールの試験に向けて, 開発の優先度や成果の評価, 最終的に ITER に持ち込むか否かの判断などを行う枠組みの整備が今後の重要な課題である. (田中 知, 秋場真人)

参考文献

- [1] T. Tsunematsu *et al.*, Fusion Sci. Technol. **42**, 75 (2002).
 [2] V.A. Chuyanov *et al.*, Fusion Eng. Des. **61**, 273 (2002).
 [3] 日本原子力研究所核融合工学部, 物質科学研究部, JAERI-Review 2005-012.

- [4] 阿部勝憲 他: 第4回核融合エネルギー連合講演会予稿集 (2002年6月, 大阪大学) p.253.
 [5] 「中性子発生施設を用いた液体ブランケット技術総合試験の検討」共同研究資料集(1) (平成15年2月, 核融合科学研究所).
 [6] M. Enoda *et al.*, Nucl. Fusion **43**, issue 12, 1837 (2003) and <http://stacks.iop.org/0029-5515/43/1837>.
 [7] L. Giancarli *et al.*, IAEA-CN-IT/P3-20, Proc. 20th IAEA Fusion Energy Conference, November 1-6, Vilamoura, Portugal, 2004.
 [8] M. Enoda *et al.*, 16th ANS Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy, Sept. 14-16, 2004, Madison, Wisconsin, to be published in Fusion Sci. Technol. (2005).
 [9] Y. Katoh, J. Plasma Fusion Res. **80**, 18 (2004).
 [10] A. Hasegawa, J. Plasma Fusion Res. **80**, 24 (2004).
 [11] T. Hinoki, J. Plasma Fusion Res. **80**, 31 (2004).
 [12] T. Hino *et al.*, Fusion Sci. Technol. **43**, No. 2, 184 (2003).
 [13] ANL/FPP-84-1, Blanket Comparison and Selection Study Final Report, (1984).
 [14] EU Delegation, ITER TBWG 14 mtg, Naka. Dec.15-17, (2004) with permit by the authors.
 [15] L.V. Boccaccini *et al.*, J. Nucl. Mater. **329-333**, 148 (2004).
 [16] Y. Poitevin *et al.*, Proc. 23rd SOFT, 2004 Sep., Venice, Italy, to be published in the Fusion Eng. Des. (2005).
 [17] A.R. Raffray *et al.*, Fusion Eng. Des. **58-59**, 549 (2001).
 [18] P. Norajtra *et al.*, Fusion Eng. Des. **69**, 669 (2003).
 [19] G. Marbach *et al.*, Fusion Eng. Des. **63-63**, 1 (2002).
 [20] S. Nishio *et al.*, IAEA-CN-FT/P7-35 (2004).
 [21] B.A. Pint *et al.*, J. Nucl. Mater. **329-333**, 119 (2004).
 [22] T. Muroga *et al.*, J. Nucl. Mater. **307-311**, 547 (2002).
 [23] Design Description Document "Russian Li/V self-cooled Test Blanket Module" (March 2001).
 [24] T. Muroga *et al.*, Fusion Sci. Technol. **47**, 540 (2005).
 [25] T. Tanaka *et al.*, Fusion Sci. Technol. **47**, 530 (2005).
 [26] 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 (日米科学技術協力・JUPITER-II 計画中間成果報告書) 2004年10月, 核融合科学研究所.
 [27] 田中 知, 深田 智 他: 核融合材料照射試験装置要素技術開発共同研究 (大学・核融合科学研究所共同研究) 最終成果報告書, 2004年12月, 核融合科学研究所.
 [28] 菅野昌義 他: 日本原子力学会誌 **16**, 249 (1974).
 [29] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. **29** III, 51 (1995).
 [30] M. Abdou *et al.*, Fusion Eng. Des. **54**, 181 (2001).
 [31] S. Tanaka, Fusion Technol. **39**, No.2.2, 298 (2000).
 [32] D. Petti *et al.*, submitted to ISFNT-7, Tokyo (2005).
 [33] A. Sagara *et al.*, J. Nucl. Mater. **248**, 147 (1997).
 [34] S. Toda *et al.*, Fusion Eng. Des. **63-64**, 405 (2002).
 [35] S. Chiba *et al.*, Fusion Sci. Technol. **47**, 569 (2004).
 [36] A. Sagara *et al.*, Fusion Sci. Technol. **47**, 524 (2004).
 [37] S. Fukada *et al.*, Fusion Sci. Technol. **41**, 1054 (2002).
 [38] S. Fukada *et al.*, submitted to ISFNT-7, Tokyo (2005).
 [39] 核融合会議計画推進小委員会「核融合炉ブランケットの研究開発の進め方」平成12年8月21日 (<http://sta-atm.jst.go.jp/jicst/NC/kakuyugo/index.html>).
 [40] 核融合炉工学ネットワーク HP (<http://fecenter.nifs.ac.jp/fe-net/index-j.html>) を参照.
 [41] 核融合フォーラム HP (<http://www.naka.jaeri.go.jp/forum/>) を参照.



総合解説用語解説

トリチウム増殖比 (TBR)

Tritium Breeding Ratio の略。中性子 1 個あたり生成するトリチウム原子数。DT 核融合反応では、中性子はトリチウム 1 原子につき 1 個発生するので、TBR はトリチウムの消費量に対する生成量の割合と同じ意味である。(榎枝幹男)

炭化ケイ素複合材料 (SiC/SiC 複合材料), 先進 SiC 繊維

炭化ケイ素(シリコンカーバイド, SiC)の連続長繊維を強化材として使い、織物として板やパイプなどの構造物の骨格を作り、この織物の繊維間に SiC マトリックスを気相析出や反応焼結など各種の方法で充填して作製した複合材料。セラミックス特有の脆性的な破壊挙動を示す SiC が複合材料化により擬延性的な破壊挙動を示すようになる。先進 SiC 繊維とは、有機ケイ素化合物から焼成などによって作製した直径数ミクロンから十数ミクロンの SiC 繊維で、製造過程における処理によって、不純物酸素や過剰炭素を極力低減し、SiC の化学量論的組成を持ち、さらに SiC の結晶化度を高めたものである。(長谷川 晃)

NITE 法

Nano-Infiltration and Transient Eutectic-Phase 法(ナノインフィльтраーション遷移共晶相法)の略。マトリックス形成のために SiC のナノ粉末と液相補助剤を用いて高温下での液相焼結を施すことで、SiC 繊維間に充填される SiC マトリックス密度が理論密度に近い高密度の複合材料を製造できる。(長谷川 晃)

Single Coolant Lithium Lead (Helium Cooled Lithium Lead)

増殖材として液体リチウム鉛を用いるが、冷却にはヘリウムを用いる方式。リチウム鉛は低速で循環してトリチウム回収と純度制御を行う。(小西哲之)

Dual Coolant Lithium Lead

増殖材として液体リチウム鉛を用い、熱輸送にヘリウムとリチウム鉛両方を用いる方式。第 1 壁はヘリウムで冷却する。リチウム鉛はより高温で熱を取り出すが、SiC 材を挿入することによりリチウム鉛と構造材(低放射化フェライト鋼)の間の電気絶縁及び熱絶縁を行う。(小西哲之)

電磁流体力学的(magneto-hydrodynamic, MHD)圧力損失

磁場中を導電性の流体が流れると、流体内部および流体と外壁との間に電流が流れ、流体に流速と反対方向のローレンツ力が作用する。その結果、ポンプ圧力が失われる現象を MHD 圧力損失と言う。液体金属ブランケットでは、これにより必要な流速を維持できなくなる可能性がある。圧力損失はほぼ流速に比例するので、高い流速が必要な自己冷却システムで特に問題になる。MHD 圧力損失を低減する方法として、流体と壁の間に電気絶縁層を入れる、磁力線方向に近い向きに流体を流す、などが検討されている。溶融塩ブランケットでは MHD 効果は、圧力損失より熱流動特性への影響が問題になる。(室賀健夫)

自己冷却ブランケット

ブランケットには、トリチウムを生産するリチウムを含んだ「増殖材」と発生した熱を取り出す「冷却材」が必要であるが、両者を 1 つの流体が兼ねる形式のブランケットを自己冷

却ブランケットという。増殖材は必然的に流体となり、したがって液体増殖ブランケットの一種である。自己冷却ブランケットは 1 種類の流体を流すだけでよいので構造が単純になることが大きな特徴である。一方、高速で増殖材を流すため、構造材の腐食や MHD 圧力損失などが問題になる。(室賀健夫)

酸化還元 (Redox) 制御

液体ブランケットにおける環境制御法の一つ。Redox は reduction/oxidation からきた言葉。Flibe による構造材料腐食は、主に、Flibe 中の不純物であるフッ酸 (HF, TF 等) や水分によって引き起こされているため、これらを金属 Be 等の還元剤を使って水素 (H₂, HT, T₂) に還元して腐食を低減したり、腐食の化学反応の反応生成物である H₂ を過剰に供給して腐食の化学反応を抑制する事が考えられる。中性子照射下では、Flibe 中の Li や Be の核反応断面積が大きく F が相対的に過剰になることから、酸化性(腐食性)が強くなる事が懸念されており、HF/H₂比の抑制(酸化還元制御)が重要となる。(相良明男)

総合解説執筆者紹介



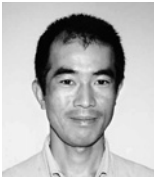
たなか さとる
田中 知

1977年3月東京大学大学院博士課程修了，東京大学助手，助教授を経て現在同大学大学院工学系研究科教授。主な研究分野は，核融合炉工学特にブランケット工学，燃料・材料工学，安全工学，核燃料サイクル工学，バックエンド工学。趣味：祭，歴史，人間。家族：妻，娘，息子，柴犬。近況：ITERのサイトと我が国の核燃料サイクルの展開に大きな関心。



あきば まさと
秋場 真人

九州大学工学部卒業。1980年に日本原子力研究所に入所し，現在，同研究所主任研究員，工学博士。JT-60粒子入射加熱装置やITER用ダイバータなど高熱負荷受熱機器の開発研究および固体増殖ブランケットの開発研究に従事している。休日にはかわいい一人娘と本屋めぐりをするのが趣味。



えの えだ みき お
榎 枝 幹 男

1987年九州大学大学院工学研究科博士課程卒業。同年日本原子力研究所入所，那珂研究所所属。主な研究分野は核融合ブランケット研究開発。核融合ブランケットの設計全般や熱，機械的な挙動に関する研究に従事している。



はせがわ あきら
長谷川 晃

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・助教授。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。



こにし きんとし
小西 哲之

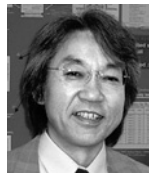
古文書によれば家系は洛陽より出，その後数100年は江戸の平民。本人は東京から原研を経て[1]，今月号から京都大学エネルギー理工学研究所エネルギー生成研究部門教授。最近の研究は，ブランケットを軸とする水素製造等のエネルギー利用系と核融合安全性，核融合研究の経済効果，エネルギー外部性の評価。当面の課題はslow food，変な野菜とmusic-1のラフ2。

[1] プラ核誌 78, 1207 (2002).



むろが たけお
室賀 健夫

1984年東京大学大学院工学系研究科原子力工学専攻博士課程修了，九州大学総合理工学研究科，応用力学研究所をへて，1995年より核融合科学研究所に勤務。現在，炉工学研究センター教授。専門は核融合炉材料，照射損傷。最近は，ブランケット，強力中性子源，炉設計などとの関わりが急増中。クラシックCDをよく聴くが，雑音混じりの古い録音をより好んでいる。



さがら あきら お
相良 明男

名大原子核から名大プラズマ研助手を経て，現在，核融合科学研究所教授。主な研究分野はイオンビーム表面解析，プラズマ壁相互作用，ブランケット工学，核融合炉設計。千曲の川で産湯を浸かり，南にたなびく浅間の煙，遙か北には青きアルプス，祖先遡れば周防より肥後の人吉，その先は遠江に至る千年の旅。大事を成すに50や100年，小せえ小せえ。最近朝に起きて夕べに食す干物作りで頭がいっぱい。