

小特集

ITER テストブランケットモジュール計画の進展

Progress of the Test Blanket Module Program in ITER

1. はじめに

1. Introduction

河村 繕 範

KAWAMURA Yoshinori

国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

(原稿受付: 2023年3月22日)

1. はじめに

1.1 我が国の政策における核融合の位置付け

このところ毎年のように国内外を問わず、熱波、寒波、大規模森林火災、大型台風による風水害等が報道されている。これらは地球温暖化によって引き起こされる気候変動によってもたらされるとされ、温暖化への対策は人類にとって最大の課題となっている。我が国でも2020（令和2）年10月の総理大臣の所信表明において、2050年までに温室効果ガス排出を実質ゼロとするカーボンニュートラルをめざすことを宣言。翌2021（令和3）年3月26日には第6期科学技術・イノベーション基本計画[1]が閣議決定された。

この基本計画で核融合はどのように位置づけられているのだろうか。まず「国民の安全と安心を確保する持続可能で強靱な社会への変革」の達成目標の一つとして、「地球規模課題へ対応し、我が国の温室効果ガス排出量を2050年までに実質ゼロとし、世界のカーボンニュートラルを牽引するとともに、循環経済への移行を進めることで持続可能な社会を構築する。」ことが挙げられている。そして、温室効果ガス排出量実質ゼロを達成するための具体的な取り組みの一つが「多様なエネルギー源の活用等のための研究開発・実証等の推進」であり、「省エネルギー、再生可能エネルギー、原子力、核融合等に関する必要な研究開発や実証、国際協力を進める。」とあるように、はじめて核融合の文言が登場する。ここで改めて並んだ文言を見ると、核融合がここまでエネルギー源として社会に寄与したことはないことを鑑みると、その核融合が明記されたのは期待の表れと見て良い。

1.2 エネルギー源としての核融合

核融合エネルギーとはどのようなものか思い起こしてみよう。最も身近なものは太陽である。太陽ではその膨大な質量により4つの水素の原子核が融合してヘリウム原子核になる核融合反応が生じている。このときヘリウムの原子核の質量は水素の原子核4つ分よりも小さくなる。これを質量欠損といい、エネルギーに換算したものが核子の結合エネルギーである。図1は質量数を横軸に、核子1個あたりの結合エネルギーをプロットしたものである[2]。核子1個あたりの結合エネルギーは鉄が最大で、変化の幅は原子番号の小さい方が大きい。ウランなどの原子番号の大きな物質が分裂し、核子の結合エネルギーがより強い物質に変わる時、質量欠損分がエネルギーとして放出されるのが核分裂エネルギーで、これを利用するのが原

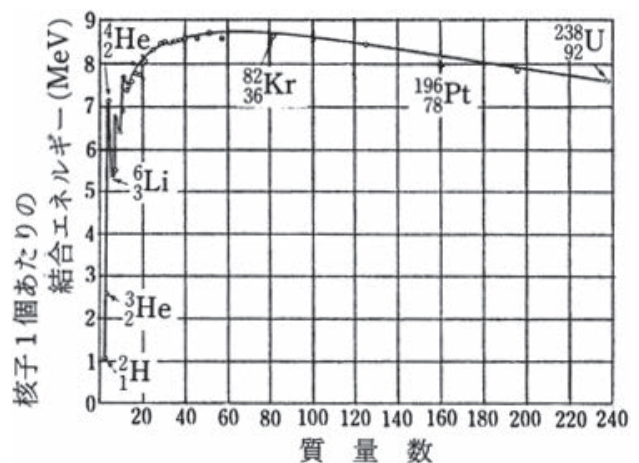


図1 核子1個あたりの結合エネルギー。

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka, IBARAKI 319-1112, Japan

author's e-mail: kawamura.yoshinori@qst.go.jp

子力である。逆に水素のような原子番号の小さい物質が融合して核子の結合力の強いヘリウムになる時、生じる質量欠損分がエネルギーとして放出されるのが核融合エネルギーである。太陽で起きている核融合反応を地球上でも実現したいと考えた人類は、以下に示す核融合反応を選択した。



ここでDは重水素、Tは三重水素(以後トリチウムという)である。気体を加熱してプラズマという電離した状態とし、このプラズマを磁力線のカゴを作って閉じ込め、電子レンジの原理で加熱することで原子核同士を衝突させて核融合反応を起こさせるのが磁場閉じ込め式核融合であり、現在、国際協力で南フランスに建設中の国際熱核融合実験炉(以後ITERという)もこの方式を採用している。

式(1)で表されるDT反応の核融合エネルギーはおおよそ17.6 MeVで、生成物であるヘリウム原子核と中性子に各々3.5 MeVと14.1 MeVの運動エネルギーとして与えられる。磁場閉じ込め式のDT核融合炉では、ヘリウムに与えられたエネルギーはプラズマの加熱に寄与し、中性子に与えられたエネルギーを利用することが考えられている。

1.3 核融合発電とブランケット

核融合炉において、14.1 MeVの中性子エネルギーを熱エネルギーに変換する機能を担う機器がブランケットである。図2にブランケットの概念図を示す。ブランケットは、プラズマを閉じ込める真空容器の内壁にタイル(あるいはブロック)状に取付ける機器で、以下の三つの役割を担う。

- ① 中性子の遮蔽
- ② 熱の取り出し
- ③ 燃料トリチウムの製造

①については、外側にある機器や人を保護する役割である。②は、中性子を止めることで、運動エネルギーとして与えられていた核融合エネルギーが熱に変換されるの

で、ブランケットに冷却材を流通しておけば核融合エネルギーを熱として取り出すことができる。この熱で蒸気を発生させタービンを回せば発電ができる。③については、燃料トリチウムが天然にはほとんど存在しないため、リチウム化合物のようなトリチウム増殖材をブランケットに入れることで、式(2)、(3)のように中性子との反応で生産する。



生産したトリチウムは例えば不活性ガスであるヘリウムを通気させることでブランケットから追い出し、ヘリウムから分離・精製して燃料として真空容器に投入する。この燃料サイクルを構築することで、核融合炉は運転を継続できる。

式(2)、(3)に示すように、リチウムには同位体が存在する。その92.5%はリチウム7だが、中性子との反応のしやすさにおいてはリチウム6と低いエネルギーの中性子との反応性が圧倒的に大きいため、リチウム6を濃縮することになる。式(1)をみてもわかるようにトリチウムが1個消費されて中性子が1個生成される。この中性子が全てリチウム6と反応すれば、核融合反応で消費された分のトリチウムを生産できることになるが、当然全ての核融合中性子がリチウムと反応するわけではないし、ブランケットはプラズマを100%覆うことができるわけではない。そこで中性子の数を増やすために、ブランケットには中性子増倍材を入れる。中性子増倍材には高いエネルギーの中性子との反応性が大きなベリリウム(もしくはその化合物)が用いられ、式(4)に示すように、1回の反応で中性子を2倍にする。



これらの反応の組み合わせることで、可能な限り高いトリチウム増殖比(Tritium Breeding Ratio: 以下TBR)をめざす。TBRは核融合中性子に対して生成するトリチウムの比として定義されるが、生成したトリチウムが取り出されて燃料として利用されるまでには、捕捉、散逸、崩壊によって失われるものがある。これらを考慮した実効的なTBRが1.0を超えなければ核融合炉は燃料トリチウムを自己充足できず成立しない。生成トリチウムの捕捉、散逸、崩壊量は、核融合炉全体の設計に依存するため、中性子を基準としたTBRは少なくとも1.0を大きく超える必要がある。

1.4 日本のブランケット開発

ブランケットの種類は熱の取り出し方法とトリチウムの製造方法で分類される。冷却材は水の他にヘリウムガスを用いる概念、トリチウム製造ではリチウムを固体や液体で用いる概念がある。我が国では、水冷却固体増殖方式を第一候補として開発をすすめている。これは、既に加圧水型原子炉(PWR)で実績がある加圧水を冷却材とすることで、開発課題を削減し、いち早く実用化をめざすためである。この概念では、約300℃、150気圧の冷

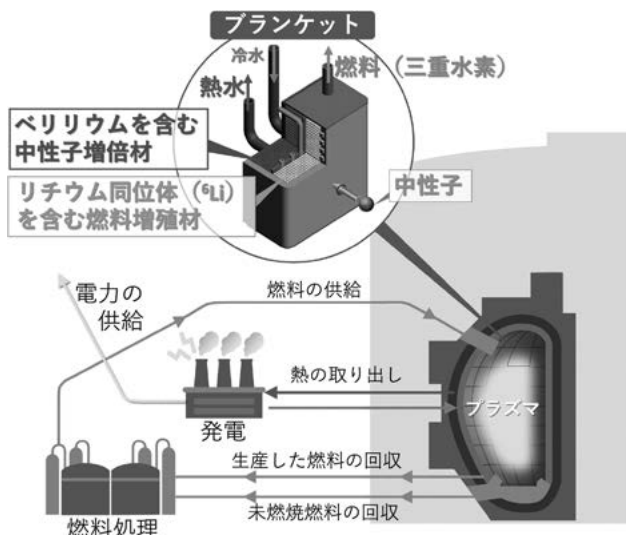


図2 ブランケットの概念図。

却水を用いるため、ブランケットの構造体は高い耐圧性を持つ必要がある。それは例えば構造材料の厚さの増加につながる。一方、高いトリチウム増殖性能得るには、中性子が失われることを抑制し増殖機能材料との反応確率を高める必要があり、これは例えば構造材厚さを削減してより多く機能材を詰めることで実現される。前者と後者は相反しており、この最適解を得ようとするのがブランケット設計の難しさであり醍醐味でもある。

このように設計したブランケットが設計通りの性能を示すかどうかはこれまで実験的に検証されたことがない。現在国内では、今世紀中葉での発電を実証するべく核融合原型炉の設計が進められているが、ブランケットをリ

ハーサルなしでいきなり運用するわけにはいかない。そこで原型炉に先立ち、ITERの提供する核融合炉内環境を用いて、増殖ブランケットの試験を行うのがITERテストブランケット（TBM）計画である。次章以降、このITER-TBM計画について詳述していく。

参考文献

- [1] 第6期科学技術・イノベーション基本計画 <https://www8.cao.go.jp/cstp/kihonkeikaku/6honbun.pdf>
- [2] 鶴田隆雄 編著：初級放射線 第13版物理学（通商産業研究社，2022年）。



小特集 ITERテストブランケットモジュール計画の進展

2. TBM計画の経緯

2. Background of the TBM Program

河村 繕 範

KAWAMURA Yoshinori

国立研究開発法人 量子科学技術研究開発機構

(原稿受付：2023年3月22日)

ITER テストブランケット (TBM) 計画は ITER 計画がかかえる唯一の ITER 利用計画で、ITER 協定に署名する前から検討を開始している活動である。米露を除く全極が TBM 取り決めに署名、概念設計が承認され予備設計を開始したタイミングで、ITER 全体工程の見直しが進められ、その結果 TBM 計画の舵取りをしてきた TBM 計画委員会の廃止と TBM 事業チームの設立、利用ポート数の削減という大変更があった。その ITER 本体の計画に翻弄された長い予備設計期間も大詰めを迎えようとしている。

Keywords:

TBM arrangement, TBM project team, port reduction, preliminary design

2.1 はじめに

ITER テストブランケット (TBM) 計画は ITER 協定に署名される前の段階から検討を始めた ITER の利用計画である。本章では計画の経緯について述べるが、本誌の過去の記事において当時の関係者らが詳述[1, 2]していることもあり、過去の詳細についてはそちらを参照されたい。本章では2016年11月にITER理事会で承認されたスケジュールをもとに、最近の状況を中心に述べる。

2.2 TBM計画の位置付け

TBM計画は、ITERが提供する核融合環境を用いてトリチウム増殖ブランケットの試験を行う、現状で唯一の ITER 利用計画である。ITER 計画で達成するとされている目標のうち、

- 1) 発電のための高品質な熱の取り出し
- 2) 燃料トリチウムの自己充足

に見通しを得ることについては、TBM 計画の成功によって初めて達成できることから、TBM 計画は ITER 計画にとって切り離すことのできない計画である。ところが、テストブランケットシステム (TBS: TBM とその補機系) 自体は ITER を運転する上で必須とされる ITER の構成機器ではない。TBS は、参加極が国内計画として独自に進める核融合原型炉の計画を根拠としており、ITER 機構の調達物品ではない。よって ITER 機構と交わすのも調達取り決め (PA: Procurement Arrangement) とは区別され、TBM 取決め (TBMA: TBM Arrangement) と呼称する。しかし、ITER に取り付けて試験をすることから、他の調達機器と同様に設計期は概念設計、予備設計、最終設計の3段階のレビューを受けて承認を得て初めて製作に

入ることができる。さらに製作期では製作準備レビュー (MRR: Manufacturing Readiness Review) を受けることになる。

現在 ITER 機構と締結している TBMA は、核融合前運転 2 期に試験を行う TBM1 号機 (かつては電磁力の影響を見るため EM-TBM と呼称された) と補機系の設計、製作、持ち込みまでを範囲としている。今後、据え付け、試験、解体までを範囲とした TBM 取決めの改訂を予定している。

2.3 TBM取決め締結まで

ITER 計画の枠組みのもと、ITER 参加極と ITER 国際チームの代表で構成されるテストブランケット作業グループ (Test Blanket Working Group: TBWG) が 1994 年 12 月に発足。日本からも委員 3 名が参加して、TBM 計画と ITER の設備や運転計画との整合性について技術的な観点で調整活動を実施した。当時は各極とも複数の TBM 概念の試験を希望しており、概念別に 5 つのサブグループに分かれて検討を開始した。

2005 年に ITER のサイトがカダラッシュに決定し、翌 2006 年には各極が ITER 協定に署名し第 1 回暫定 ITER 理事会が開催された。同年、TBM に関するアドホックグループ (AHG/TBM) が設置され、法的枠組みや必要な共通設備、そのコスト分担など TBWG の所掌を超える課題の検討を開始した。日本からも文部科学省、外務省、JAEA (当時)、大学から委員や専門家が参加し、2008 年 4 月、第 2 回 ITER 理事会に対して TBM 計画のための常設委員会の設置を提案した。2008 年 11 月の第 3 回 ITER 理事会にて TBM 計画委員会 (TBM-PC) の設置が承認さ

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka, IBARAKI 319-1112, Japan

author's e-mail: kawamura.yoshinori@qst.go.jp

れTBM計画はITER協定に基づく活動とされた。

ITERを利用したTBM計画の実施にあたっては、ITER機構とTBMを主導する極の間で個別にTBMAを締結することが決定され、翌2009年3月よりTBM-PCが活動を開始した。各極、委員1名、専門家3名で構成、議長は任期最大4年で、第1回から8回までは日本の委員が議長を務めた。第9回から欧州の委員が議長を、第15回から韓国が議長を務め、以降アルファベット順で選任することとなった。ここまででTBM-PCは以下の活動を実施した。

- ・各極から提案されるTBMパートナーシップの承認。
- ・知財の取り扱いへの提言。
- ・3つのTBMポート割り当ての提案と承認。
- ・ポートマスター（PM）やTBMリーダー（TL）になる極の選定と指名者の承認。
- ・TBMシステム設計と持込までのR&D計画の承認。
- ・ITER機構のTBM受入準備、TLのTBM開発の進捗確認と承認。
- ・TBM計画のスケジュール変更への推奨と関連するTLの提案の承認。
- ・TBM計画に関して提起される問題についての提言。

第10回ITER理事会（2012年6月）にてTBM取決めの基本案が承認された。当時合意されたポートの分担を表1に示す。

TBM取決めの重要部分は以下である。

○ 知的財産について

- ・TBM設計、開発、製作にかかる情報・知的財産は実施極の財産とする。
- ・TBMをITERで試験している間に発生した情報・知的財産や、ITERサイト内で実施した照射後試験で発生した情報・知的財産は、ITER協定及び知的財産付属書に従って共有する。
- ・ITERサイト外で極が独自に実施した照射後試験で発生した情報及び知的財産は実施極の財産とする。同試験で得られた情報を他のITER参加極とすみやかに共有することを要請できる。但し、実施極はこの要請を拒否することを可能とする。

○ 賠償責任について

- ・TBMをITER機構が受け取った後は、TBMに起因する事故等の責任は、TBM所有極の所有物を除き、ITER機構が全責任を負う。
- ・極は核的責任を問われないことを確認した。

○ 廃棄物について

- ・極はTBMに係る廃棄物の処理について責任を持ち、これに伴う費用を負担する。

- ・廃棄物の処理は、フランスで実施することを想定し、フランスITER機関（AIF）、ITER機構（IO）と処理内容を協議する。

（AIF、IO、DAの3者で取決めに結ぶ方向で議論を開始）

日本は、「イーター事業の共同による実施のためのイーター国際核融合エネルギー機構の設立に関する協定の国内機関の指定、及び国内機関としての業務の実施について（指定）」（2007（平成19）年10月24日付19文科開第372号）の規程に則り、JAEA（当時）において国内機関（JADA）がTBM計画に基づく業務を実施すること、日本の個別のTBM取決めはJADAがIOとの間に締結することとし、1号機の製作と受け入れまでを範囲とするTBM取決め「TBMA WCCB-TBS-JA」に署名した（2014年11月27日）。なお、中国は2014年2月、韓国は同5月、EUは同7月、インドは2015年3月に署名した。なお、米国とロシアはTLにならず取決めに準備していない。また、2016年4月1日付で、移管統合に伴い量子科学技術研究開発機構（QST）が国内機関に指定されている。

2.3.1 TBM計画における調達分担

日本を含む参加極は独自のTBMセット、補機系の設計・製作持ち込みを行う。詳細については第3章、第4章を参照されたい。一方ITER機構は参加極のTBSを受け入れる作業が必要である。ITER機構のトリチウム増殖ブランケットセクションの分担はIOプロジェクトと呼称され、5つのIOプロジェクトが設定された。

○ TBMフレーム及びダミーTBM（IO-1）

図1にTBMフレームとダミーTBMを示す。TBMフレームはTBMセットが2基挿入できる形状をしており、挿入した状態のものをTBMポートプラグという。TBMセットとフレーム、フレームと真空容器がボルト締結され真空境界を形成する。TBMセットのフレームへの着脱はホットセルで行う。TBMポートプラグはポートプラグ試験設備（PPTF：Port Plug Test Facility）で事前にリークチェック等を行うが、TBMに不具合があった場合はダミーTBMを挿入したTBMポートプラグとなる。真空容器への着脱はポートプラグごと行うため、運転中にTBMに不具合が生じて一方だけを交換することはできない。フレームとダミーTBMはTBMシールドと同じくステンレス製でITERの1次冷却水で冷却する構造である。フレームは一ポートにつき最大2台が必要で、1号機に用いたフレームは3号機で再利用される。ダミーTBMはポートにつき最大4台準備が必要である。

表1 合意されたポート分担（2012年6月）。

ポート	ポートマスター	概念とTL	概念とTL
16	EU	He冷却固体増殖HCPB（EU）	He冷却LiPb増殖HCLL（EU）
18	日本	水冷却固体増殖WCCB（JA）	He冷却固体増殖HCCR（KO）
2	中国	He冷却固体増殖HCCB（CN）	He冷却LiPb/固体増殖LLCB（IN）

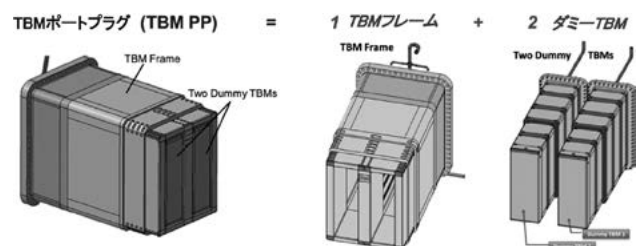


図1 TBMフレームとダミーTBM。

○ ポートセル共通機器 (IO-2)

図2にポートセル共通機器を示す。TBMセットと建屋接続配管の間には、配管の熱伸びを吸収できる構造をした配管群であるパイプフォレスト (PF)、生体遮蔽の配管貫通部分である生体遮蔽プラグ (BP)、ポートを共有する2極各々の補機の緊急遮断弁等が配置される補機ユニット (AEU) が設置される。PFには放射化した冷却水の滞留時間を稼ぐ滞留タンクも設置される。ITER機構はPF、BP、AEU構造物 (枠の部分) について概念設計、予備設計を実施する。AEU内部の配置は参加極の設計にも影響するため、ITER機構と参加極2極が、ポート管理会合 (後述) やTBM作業グループ (後述) を通じて連携しながら進めている。最終設計からは参加極に責任が移行する。製作を含む実施についてはポートを共有する2極間で協議を始めたところである。

○ 建屋接続配管 (IO-3)

図3に建屋接続配管を示す。ポートセルのあるトカマク建屋と補機本体が設置されるトリチウム建屋までを繋ぐ補機システムの配管群で、冷却システムの接続配管はポートセル内の垂直シャフトを通り4階へ、トリチウム回収システムと中性子計測システムの配管はポートセル後方からギャラリーを通して2階へ引き回される。また4階でITER2次冷却水である機器冷却水を分配するシステムも含む。接続配管は参加極が費用を分担し、設計・製作・据付をITER機構に移譲している。建屋に埋設することになるため、初プラズマまでに施工が必要で、一部は最終設計を終えて調達に入っている。

○ メンテナンスツール (IO-4, IO-5)

長期保守期間 (LTM: Long Term Maintenance) にTBM-PPの交換を行うに際し、ポートセルの機器 (TBM-PP, PF, AEU) を繋ぐ配管の切断、溶接が必要となる。ホットセルではAEU内の機器の保守の際にツールが必要とな

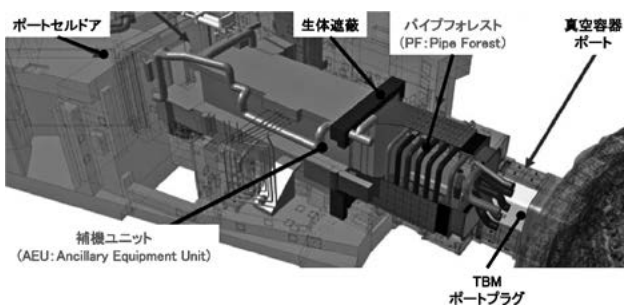


図2 ポートセル共通機器。

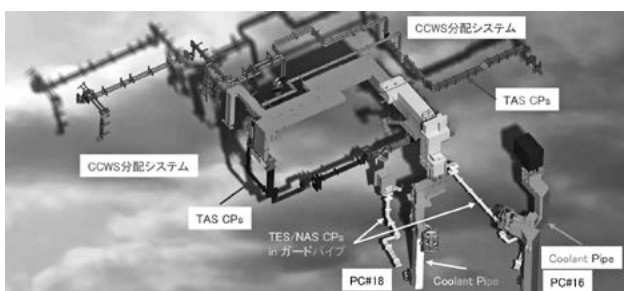


図3 建屋接続配管。

る。これらの設計はITER機構がそれぞれIO-4及びIO-5プロジェクトとして行うが、IO-2の設計やホットセルの設計を固める必要がある。

2.4 TBM取決め締結から現在まで

2.4.1 概念設計承認と予備設計活動の開始

TBMA締結後の2015年2月に、ITER機構、韓国と共に概念設計レビュー (CDR: Conceptual Design Review) を実施、日本はカテゴリ1の解決すべき課題として以下の3件の指摘を受けた。

- 放射化する冷却水からの放射線の遮蔽
- 水冷却システム熱交換器伝熱管破断への対応
- 電磁気解析手順の確認

カテゴリ1の解決すべき課題は、ITER機構による解決策の承認が必須で、これらの承認を得なければ次の設計段階へ進むことができないホールドポイントになっている。特に冷却水に係る2件は、ポートセル及び接続配管への滞留タンクの設置、中間熱交換ループの新設という大きな設計変更で対応することとし、2016年11月に概念設計の承認を得た。翌2017年4月にキックオフ会合を開催して予備設計 (Preliminary Design) 活動を開始した (図4)。

2.4.2 全体事業スケジュールの変更

この間、2016年6月の第18回ITER理事会は、初プラズマを2020年から2025年12月とし、DT運転はなるべく遅らせないという統合スケジュールの更新を是認。同年11月の第19回ITER理事会は図5に示す2025年初プラズマ、2035年DT運転開始 (2035年末Dプラズマで運転を開始し、2036年中にDTに移行) とする全体事業スケジュールを承認した。これによりTBMは組立3期に設置し、核融合前運転2期で、1号機を試験。組立4期でTBMを2号機に交換し、2035年末から核融合運転に臨む現在のスケジュールとなった。

2.4.3 TBM事業チームの設立

上記スケジュールの着実な実行に向けて、ITER機構は会議体の効率化を検討。2017年6月の第20回ITER理事会でTBM-PCの廃止とTBM事業チーム (TBM-PT: TBM-Project Team) の設立が決定した。TBM-PTは、資源の効率的な運用、意思決定の加速、重複作業の回避と



図4 予備設計活動開始会合 (2017年4月@那珂研究所)。

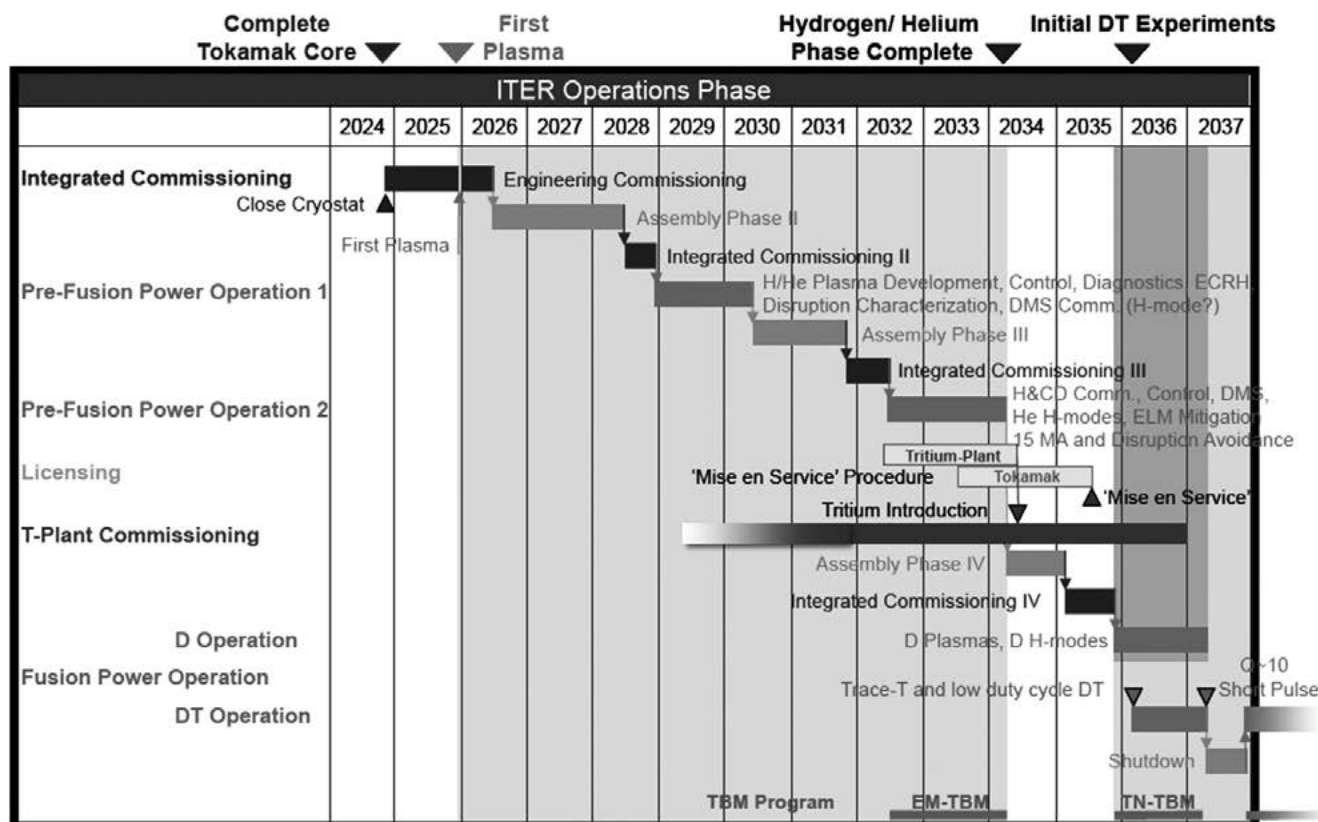


図5 全体事業スケジュール (2016年11月承認)。

いった、技術面でTBMの諸問題に対応し、ガバナンス面はTBM事業チーム運営委員会 (TBM-PT-SC: TBM-PT Steering Committee) が担う。TBM-PTの付託事項は2017年12月に承認され、2018年2月にキックオフ会合を開催した。図6にTBM-PTの組織図を示す。TBM-PTはITER機構長が指名したPTリーダーのもと、ITER機構の中央チーム、参加極側からは各極とも代表者1名とそれを支援する専門家、TL、技術責任者 (TRO) が加わる。ITER中央チームは増殖ブランケットセクションのスタッフだけでなく、TBSと取り合いがある他部署の代表者も参加する。また、参加極から現地スタッフ (TIMS: TBM-Project ITER Member Staff) を駐在させることになっている。EUはITERサイト内に拠点を有している。日本は当初TIMSを1名駐在させていたが、コロナ禍もあ

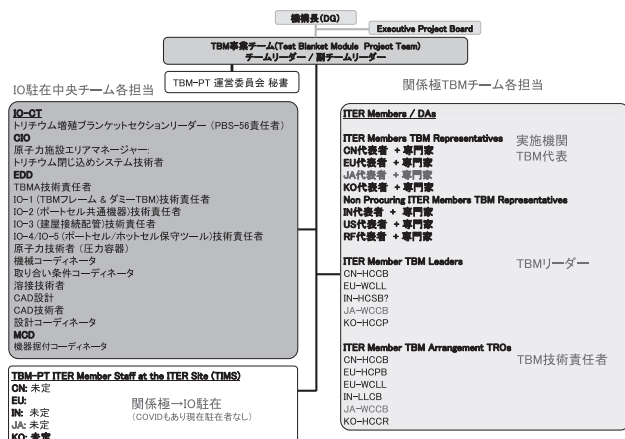


図6 TBM-PT組織図。

り、現在は中国と韓国も含めTIMSは出していない。

2.4.4 筐体ワークショップの開催

予備設計活動で、CDRの際に抽出されたカテゴリー2の解決すべき課題への対応を進める中で、TBM形状の変更を検討したところ、図7に示すように、箱型から円筒型に変更することで、耐圧性が向上し、筐体肉厚を薄くでき、重量軽減とトリチウム増殖性能の向上ができると結論づけた。2018年5月、QST量子エネルギー部門の諮問委員会である核融合炉工学研究委員会でTBM筐体の設計変更が承認されたことを受け、2019年3月に範囲を筐体に限定した概念設計レビューを受け、その結果ITER機構は変更を承諾した。これにより新筐体で予備設計を進めることとなった。

2.4.5 TBMポート削減

TBM-PTのキックオフ会合 (2018年2月) の際、インドのTBM計画継続の不透明性、ディスラプション緩和システム (DMS: Disruption Mitigation System) の必要性から、TBMポート (中国/インドが入る予定の2番ポー

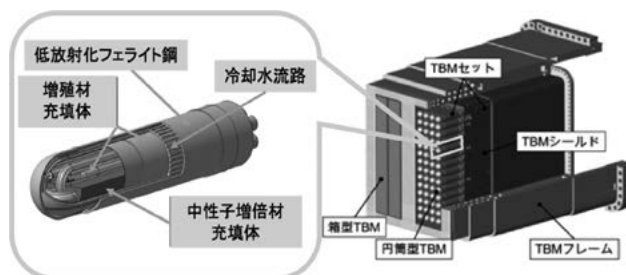


図7 TBM 筐体形状の変更。

ト)の削減の技術検討が打診された。また、同年5月の2回目のTBM-PTではEUが主導するTBMの概念をヘリウム冷却LiPb増殖(HCLL)から水冷却LiPb増殖(WCLL)へ変更予定であることを宣言した。6月の第22回ITER理事会は、ITER機構の判断を尊重して同時に試験できるTBSは最大4基とすることに留意、二つのポートで6TBSの試験を行う方法の検討を要請した。第23回ITER理事会はTBMポートの削減提案を承認した。この時点で各極のTBM概念は以下の通りであった。

中国 HCSB (ヘリウム冷却固体増殖)

欧州 WCLL & HCSB

日本 WCSB (水冷却固体増殖)

韓国 HCSB

2019年3月の第3回TBM-PT-SCで、3つあるHCSBを2つにし、複数の極がパートナーシップ契約を結んで共同開発を行い、知財は現行TBMAに変更なく当事者同士で決める方針を打ち出した。2019年11月の第25回ITER理事会で、初期4TBS基本案として

16番ポート WCLL / HCSB-1

18番ポート WCSB / HCSB-2

が承認され、日本がWCSBを主導することは確定した。

2020年11月の第27回ITER理事会で以下が決定した。

- 初期4TBSは以下とする。

16番ポート WCLL (EU) / HCSB-1 (EU/KO)

18番ポート WCSB (JA) / HCSB-2 (CN)

- 核融合運転前2期(PFPO-2)、核融合運転1期(FPO-1)、2期(FPO-2)の3つのキャンペーンで試験する。
- 核融合運転3期(FPO-3)は印(この間HCSBを志向)、米、露を優先。補器系の交換は期間を考えても不可能であるため、初期4TBSの使用権を渡す。

決定を受けてEUと韓国は共同開発のための調整を開始。2023年3月に両極間の合意書に署名。HCSB-1は名称をHe Cooled Ceramic Pebble (HCCP)に改め、HCCP-TBMAではTLを韓国、Deputy TLをEUが務めることとなった。最終的なポートの分担を表2に示す。(なお、日本と中国はそれぞれ元々の名称(表1参照)に戻している)

2.4.6 TBM-PT組織の進化の提案

初期4極の決定とITER機構の組織改編を反映して効率的な運用のためのITER機構の提案に合意した。具体的には

- TBM-PT Meetingを名称変更し、TBM-PT General Meeting (TBM-PT-GM)とする。数週間に1回の開催とする。
- ポート管理グループ会合(PMG: Port Management Group)を再開する。ポートマスターを議長として年

1-2回の開催とする。

- 技術会合(TM: Technical Meeting)を個別課題の議論の場として新設する。関係する技術責任者を議長として、必要に応じて開催する。これまで以下のような会合が開催されている。

➢ 技術的優先課題に関する技術会合(後述)

➢ TBMポートセルの管理と責任(後述)

➢ TBSの取り扱いに関する技術会合

➢ 設計要求文書(System Requirement Document)改訂にかかる技術会合

2.4.7 TBM-PT作業グループ

TBM-PTのもと作業グループを設置。現状以下がある。

- TBM安全実証アップデート作業グループ(WG-TSDU: TBS Safety Demonstration Update)
フランス規制当局に提出する予備安全性報告書を中心とした文書の改訂を行うために、安全に関する評価などの作業を行う。
- TBM廃棄物管理作業グループ(WG-TBS TM: TBS Radwaste Management)
ホットセル及び中間貯蔵施設のタスクフォースと連携しTBSにかかる廃棄物の取り扱い、廃棄物処分にかかるフランスITER機関、ITER機構、参加極の3者取り決めの準備のための活動を行う。
- TBMポートセル統合作業グループ(WG-TBM-IPC: Integration of the TBM Port Cells)
ポートセル共通機器の設計レビューに向けて技術的課題に可能な限り早く対応する。ポート16と18各々について週1回の頻度で技術会合(Technical Group Meeting)を開催して具体的に作業をすすめる。進捗はWG-TBM-IPC運営会議で管理する。

2.4.8 TBM-PTの技術的優先課題について

ポートの削減に伴い、一度に試験できるTBSの数が減少したことを受け、安全性評価、支払い分担を含む接続配管、TBSの設置に係る問題、TBSとITERの取り扱い条件の変更が優先される課題として合意された。これらの変更は事業計画の変更要求(PCR: Project Change Request)を提出し、技術、コスト、スケジュールなどの観点で評価を受けてITER計画のベースラインとして設定される。具体的には以下の課題があった。

- 安全解析文書の更新と予備安全性報告書改訂
- TBS接続配管
- 構成にかかる課題

CONF-1 トリチウム建屋4階での冷却系の配置

CONF-2 トリチウムプロセスルームでの補機の配置

CONF-3 トリチウム建屋4階でのヘリウム循環器用トランスの配置

CONF-4 保守用アクセス通路

CONF-5 局所トリチウム除去設備の設計

- 取り扱い条件にかかる課題

INTERF-1 水冷却系乾燥システムの接続

INTERF-2 水冷却系の排水

INTERF-3 He循環器用電源の割当調整

表2 初期4TBS ポート分担

ポート	ポートマスター	TBM概念とTL	TBM概念とTL
16	EU	水冷却LiPb増殖WCLL (EU)	He冷却固体増殖HCCP (EU/KO)
18	JA	水冷却固体増殖WCCB (JA)	He冷却固体増殖HCCB (CN)

INTERF-4 トリチウム建屋4階でのトリチウム除去系との取り扱い

INTERF-5ポートセル共通機器との取り扱い

INTERF-1と2を除いて目処が立ったため2021年にPCRを提出している。

2.4.9 TBMポートセルの管理と責任

2.3.1節の図2に示したポートセル共通機器は最終設計から参加極に責任が生じる。ポート削減により18番ポートを中国と共用することとなった。予備設計活動終了まではITER機構がリードするが、最終設計活動以降はITER機構の関与が小さくなるため、日中間で緊密に連携して作業を進めなくてはならない。その際問題になるのは輸出管理である。TBSはトリチウム製造装置であるため、中国との情報のやり取りは容易ではない。それは中国から見た場合も同様である。このためITER機構の関与はある程度残す必要がある。現在、日中間の取り決めをどのようにすべきかの協議を進めているが、予備設計レビューを受ける頃までには何がしかの覚書の合意が必要と考えている。

2.4.10 TBM-PT基金

TBM-PT設立に至った経緯として、先述したように、資源の効率的な運用と重複作業の回避がある。本来、参加極は各自の計画に沿って必要な作業を進めなければならない。しかし、共通課題は単独で実施するより、合意の上で協力して実施し情報が共有できれば、資源の有効活用につながる。この考えに基づいて設立されたのが、TBM-PT基金である。これは、年間数百キロユーロを上限として参加極が資金を分担し、ITER機構が受注者と実施契約を結び、受注者が必要な活動を行うための資金である。日本は分担割合を9/47とすることに合意し、2020

表3 TBM-PT基金での実施内容。

項目	概要	受注者
断熱材中のトリチウムの挙動	主にAEUの保守作業時の被曝評価に資するため、断熱材Microthermoのトリチウム保持量、脱離速度を実験的に評価する	ラトビア大学
TBSに係る重要な電子・電気機器の資格取得戦略	トカマク建屋に設置する安全上重要な機器を含む電子・電気・電気機械機器の資格取得計画の策定	KEPCO (韓国電力公社)

年1月に基金に関する覚書に署名した。これまでの実施内容を表3にまとめる。このうちTBSに係る重要な電子・電気機器の資格取得戦略の検討は完了した。断熱材中のトリチウム挙動評価については2023年末まで継続している。

2.5 おわりに

TBMA署名後は変化が多く、特にポート削減の影響は、取り扱い条件の確定を目的としている予備設計活動に大きな影響を与えた。一方、2022年12月に予備設計の進捗評価を行い、予備設計レビューまでに行うべきことをITER機構と合意した。予備設計活動も残りわずかである。利用計画である以上、本体計画の影響は避けられないが、粛々と設計の詳細化を進め早期に次のステップである最終設計活動へ移行したいと考えている。

参考文献

- [1] 田中 知 他：プラズマ・核融合学会誌 **81**, 434 (2005).
- [2] 小西哲之, 榎枝幹男：プラズマ・核融合学会誌 **90**, 332 (2014).



小特集 ITERテストブランケットモジュール計画の進展

3. TBS 研究開発の技術的課題と進捗について

3. Technical Issues and Progress in TBS Research and Development

廣瀬貴規, 管文海, 片桐拓也, 若佐厚至, 中島基樹, 金宰煥,
宇藤裕康, 古賀友稀, 三善悠矢, 野澤貴史, 河村繕範, 谷川博康

HIROSE Takanori, GUAN Wenhai, KATAGIRI Takuya, WAKASA Atsushi, NAKAJIMA Motoki, KIM Jaehwan,
UTOH Hiroyasu, KOGA Yuki, MIYOSHI Yuya, NOZAWA Takashi, KAWAMURA Yoshinori and TANIGAWA Hiroyasu

量子科学技術研究開発機構

(原稿受付: 2023年3月22日)

水冷却固体増殖テストブランケットシステム (WCCB-TBS) の予備設計を進めており, 建設が進む建屋との取り合いを確定するとともに, TBS の機能を実証する段階に入った. 特に TBS に起因する不具合が起きても ITER の安全機能の範囲で収束することの実証が必要である. 本章では予備設計段階における WCCB-TBS 研究開発の進捗及び技術課題を紹介するとともに, TBS の高温高压冷却水に関する機能実証を行うために整備した TBM 安全実証試験装置群について紹介する.

Keywords:

test blanket system, preliminary design, blanket test facility, water cooling system, mock up testing, heat flux test, coolant ingress event, corrosion, beryllium vapor reaction

3.1 はじめに

ITER-TBM の設計活動は概念設計 (Conceptual Design), 予備設計 (Preliminary Design), 最終設計 (Final Design) の三段階からなる. 2016 年の概念設計承認を経て, 現在は ITER との取り合いを確定させるための予備設計活動に取り組んでいる [1, 2]. この間, 2019 年 3 月には TBM 内部への冷却水浸入時の耐圧性向上を意図した設計変更に関する研究会を実施し, 設計変更の承認を受けた [3]. 2022 年 12 月, ITER 機構において予備設計進捗確認会合 (PDSA: Preliminary Design Status Assessment) が開催された. テストブランケットシステム (TBS: Test Blanket System) を構成するサブシステム (4 章で詳述) の設計, TBS の試験計画, 運転・保守計画, 安全解析, 廃棄物等, 20 のセッションで進捗を報告するとともに 2023 年度に予定している予備設計レビューまでの作業内容を議論した.

概念設計承認後に発行された本会プロジェクトレビュー記事 [4] では, 解決すべき技術課題として, 1) フランス規制対応, 2) 実機試作, 3) 実規模試験を挙げた. 本章では, 1) 及び 2) の技術課題における進捗及び今後取り組むべき技術課題への取り組みの状況を紹介するとともに, 高温高压冷却水に関する 3) 実規模機能実証試験を実施するために六ヶ所研究所に整備した TBM 安全実証試験装置群の概要及び試験計画について紹介する.

3.2 TBS 研究開発の進捗

ITER における WCCB-TBS の配置を図 1 に示す. トカマク建屋内の真空容器に設置される TBM-set は隣接するトリチウム建屋 4 階 TCWS-Vault Annex に設置する水冷却システム (WCS: Water Cooling System) により冷却される. トリチウム回収システム (TES: Tritium Extraction System) 及び気送管による中性子計測システム (NAS: Neutron Activation System) は同 2 階 Process Room に設置され, 建屋間を接続する接続配管システム, ポートセル領域に設置される Pipe Forest 及び AEU を介して TBM-set と接続される. 筆者らは PDSA 時に建設現場に立ち入り, 機器設置スペースの規模感を確認した (図 2).

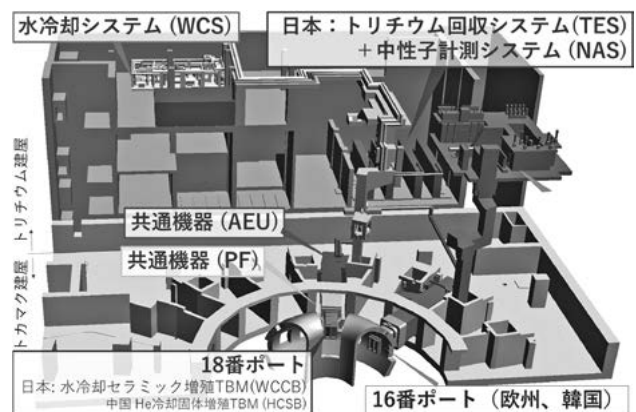


図 1 ITER トカマク複合建屋における WCCB-TBS の配置.

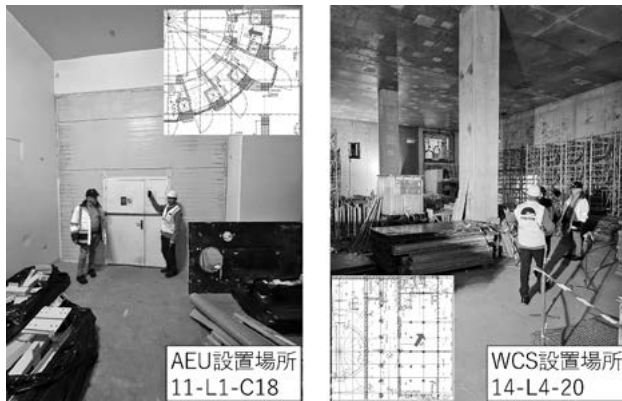


図2 左：AEU 設置場所，右：WCS 設置場所（2022年12月6日撮影）。

ITER-TBS 開発においては，欧州圧力容器指令，フランス原子力圧力容器指令及び原子力設備の設置認可への適合を示す作業に取り組んでいる。

機器が使用される環境におけるリスクの大きさに応じて，設計及び製造時の品質保証，リスクを回避する機能を論理的に説明，又はリスク回避する機能の実証を求められることとなる。TBSでは欧州及び仏規制に加えて，オペレータであるITER機構が定めるクラス分類に沿った品質管理が求められる。ITER-TBSを構成するサブシステムのクラス分類（最大値）を表1に示す。ITER機構はTBMを含む炉内機器に対して，仏国原子力圧力容器規制の適用除外を推奨している。事実，遮蔽ブランケット等の炉内機器では，内圧が主要な負荷ではないことを示す解析結果を以て適用除外が認可されており，TBM及びTBMシールドにおいても同様の論理により適用除外を得ることを検討している。圧力容器規制及びITER機構の真空容器クラスでは，使用する材料の製造方法及び接合方法が満たすべき基準が規定されている。既存の設計規格に規定されていない低放射化フェライト鋼F82HをTBM構造材料に適用するため，仏原子力圧力容器規制の特認（NPMA: Nuclear Particular Material Appraisal）を得

表1 WCCB-TBSのクラス分類（最大）。

	TBM-set	WCS	TES	NAS
欧州・フランス規制				
機器数(配管除く)	2	206	272	46
圧力カテゴリ*	IV	IV	IV	III
核レベル	N2	N2	N3	非核圧力容器規制
ITER機構分類				
安全クラス	Non-SIC* ¹ SIC-1* ²	SIC-1	SIC-1	SIC-2
品質クラス	QC1	QC1	QC1	QC2
耐震クラス	SC1(SF)	SC1(SF)	SC1(S)	SC1(S)
トリチウムクラス	N/A	TC2A	TC1B	TC2A
真空クラス	VQC1A	N/A	N/A	N/A
遠隔操作クラス	RH1	RH1	N/A	N/A
資産保全クラス	Cat 2	Cat 2	Cat 2	Cat 2

* 数字が大きいくほどリスクが高い。他のレベル・クラスは数字が小さいほどリスクが高い。

* 1：TBM，* 2：TBMシールド。

る必要がある。このために材料の仕様，及び設計基準値設定のためのデータベース整備，第三者検査による一般的な溶接施工性確認を実施している。

これらの作業は将来の第三者認証機関（ANB: Agreed Notified Body）となり得る企業のコンサルタント部門の協力を得て進めている[5]。これまでの作業によりF82Hの一般的な溶接性は，欧州規格に定める基準を満足することが確認された[6]。これを受けてサブモジュールの実機試作に着手している[7]。この試作機は，3.4.2項で示す大面積熱負荷試験装置にて実施する熱負荷試験に供する予定である。

このほか，補機についてはWCSの緊急遮断弁，TESの水素吸蔵金属ベッドを試作した。WCSの緊急遮断弁については，実環境を模擬した磁場環境，地震動を模擬した振動中・振動後の正常な動作を確認した（図3）。

3.3 TBS研究開発における技術課題

2022年12月にITER機構が開催する予備設計進捗確認会合（PDSA: Preliminary Design Status Assessment）を受審した。このPDSAでは，最新の設計及び研究開発活動の状況を確認し，分野間を跨ぐ課題や不整合，検討が欠けている可能性のある点を検出することを目的として，2023年度に予定されている公式の予備設計レビュー（PDR: Preliminary Design Review）会合と同じ分野で設計進捗の評価を受けた。この結果，PDRまでに解決すべき技術課題として，74件のアクションが提示された。喫緊の課題としては，1）トカマク複合建屋建設に影響を及ぼす取合い情報の提示，及び2）概念設計の終盤を迎えたホットセル設備との取合い情報の提供が挙げられる。1）に関しては，トカマク複合建屋の建設が進行中であることから，早急に電気機械設備仕様を決めるためのTBSからの放熱量，使用電力量，TBS運転に必要な計測制御信号線の種類及び数量等を提供する必要がある。現在，取合いが確定していない放射性物質を含む冷却水の排水方法については，日本のWCCB-TBS及び欧州のWCLL-TBSに共通の課題であることから，TBM計画参加極で構成されるプロジェクトチームにおいても優先度の高い技術課題として，解決に向けた取り組みを進めている。2）に関して，ホットセルではAEUの保守及びTBM-setの解体，照射後試験のために持ち帰るTBM部品の処置のシナリオを確定させる必要がある。両技術課題への重要なイ

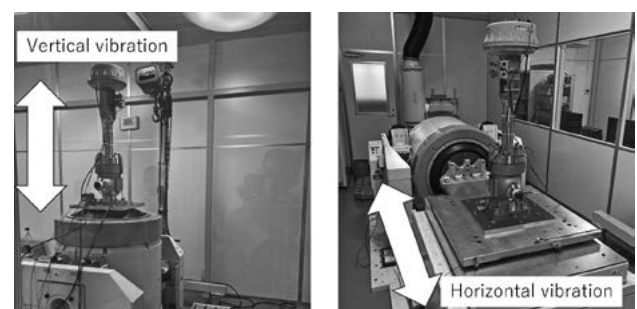


図3 WCS 緊急遮断弁の振動試験の様子。

ンプットとなるのは、TBS及び冷却水の放射化、並びに冷却水に混入する放射性物質の定量評価である。TBS機器の放射化評価、及び廃棄物評価については過去にも実施したが、各極の評価方法の標準化が課題であった[8]。現在、進行中の廃棄物評価では、放射化のシナリオ、プラズマから入射し機器に留まるトリチウムの評価方法を標準化した。しかし、冷却水中の放射性物質質量評価については、ITER機構、WCLLを調達する欧州及びWCCBを調達するわが国では、腐食量の評価方法が異なる[9]。冷却水に接する材料の構成、冷却水の水質管理及び純化系の運用方針は統一が困難であることから、評価方法を欧州のOSCARコードに統一することとし、そのインプットの整理方法を標準化する方向で関係極と協議を進めている[10]。

3.4 TBM安全実証試験装置群

3.4.1 概要

TBSをITERにおいて試験するには、万が一、TBSに起因する不具合が起きてもITERの安全機能の範囲で収束できることを実証することが求められる。量研六ヶ所研究所ではITERへの持ち込み前に実施すべき安全性に関する機能実証試験に用いる試験装置群、TBM安全実証試験装置群を整備し、2022年11月より本格的な試験を開始した。本節では、装置群を構成する4つの試験装置について紹介する。

3.4.2 大面積熱負荷試験装置

3.4.2.1 目的

TBMは冷却材に加圧水型原子炉（PWR）相当の冷却水を用いて、プラズマからの表面熱負荷を除熱でき、想定される負荷又は加速条件における設計の妥当性を示すことが必要である。大面積熱負荷試験装置は、電子銃を模擬熱源に用い、定常時の熱負荷及びプラズマディスラプション等の非定常熱負荷下において、TBMの除熱性能及び設計の妥当性を実証するための装置である。

3.4.2.2 機器構成

本装置は、熱源となる電子銃、試験体を収納する真空容器、試験体を冷却する高温高压水ループ及びこれらのシステムを冷却するための二次冷却システムにより構成される（図4）。

本装置はTBM第一壁全体に 0.3 MW/m^2 の定常熱負荷を与え、かつ最大 2.2 MJ/m^2 非定常熱負荷を付与できる仕様とした。高温高压水ループはTBS用の約1/4の流量を供給可能であり、TBMにおいて想定される表面熱負荷の冷却に十分な仕様である。真空容器はTBM全体を収納可能な容積を有しているが、1～4体のサブモジュールの試験を可能とする小フランジを設け、第一壁流路設計の確認等の小規模試験体を設置する。電子銃は試験体に正対し、これによりTBMにおける冷却水の流動方向を模擬した条件で熱負荷試験を実施する事を可能とした。電子銃の周辺には光学、熱画像及びX線を撮像するカメラを設置し電子ビーム及び試験体の状態を監視する。大面積熱負荷試験装置の諸元を表2に示す。

本装置では、実機の試作体を実機条件で冷却し、ヒー

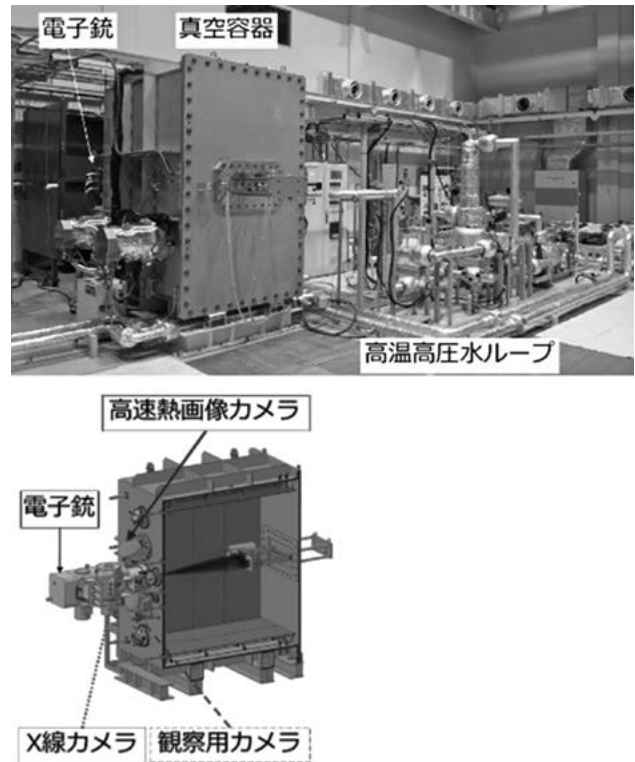


図4 大面積熱負荷試験装置の構成。

表2 大面積熱負荷試験装置の諸元。

電子銃	
型式	Von Ardenne EH800V
最大出力	600 kW
加速電圧	60 kV
走査周波数	20 kHz
高温高压水ループ	
流量	0.9 kg/s
温度	$\sim 343\text{ }^{\circ}\text{C}$
圧力	$\sim 18.7\text{ MPa}$

トスポットの有無を確認する等、第一壁の冷却構造の設計の妥当性を確認するとともに、熱疲労等実機において想定される負荷への耐久性を実証する。

3.4.3 高温高压水噴出・漏洩実験装置

3.4.3.1 目的

TBM筐体内で冷却水が漏洩した際の熱流動・伝熱現象が、解析結果と整合することを確認する必要がある。噴出した水/蒸気と機能材微小球との伝熱現象、流動現象及び圧力応答等を計測するとともに、漏洩検知から遮断弁閉止までの制御設計や検知方法の開発、及び検出器が適時に減少を遮断弁の動作時間を得ることの確認を目的として整備した。

3.4.3.2 機器構成

装置はTBMサブモジュールを1体分、WCS及びTESを模擬した構造を有する。装置の概要を図5及び表3に示す。WCSと同条件の水を製造する高温高压水生成循環系(②-④)はサブモジュールを模擬した試験体(①)に実機を模擬した冷却流路を介して冷却水を循環させ、冷却流路途中に設けたラプチャーディスクを加圧により破断させることで配管破断を模擬する。サブモジュール内

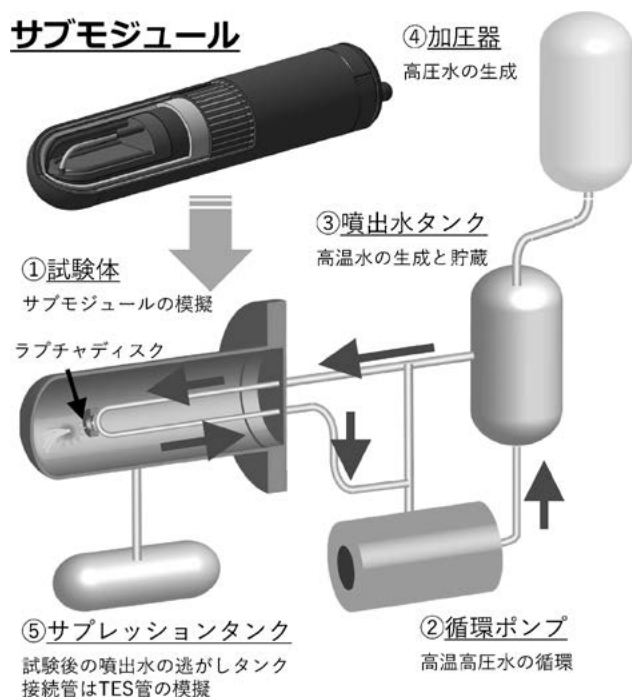


図5 高温高压水噴出・漏洩実験装置構成模式図.

表3 高温高圧水噴出・漏洩試験装置の諸元.

噴出水条件	
温度	～325℃
圧力	～15.5MPa
流量	～0.6kg/s
噴出水量	～4.0kg
噴出方法	ラプチャーディスク
吹出し面積	2～150mm ²

部はTESと同様に弱負圧のトリチウム回収ガス雰囲気を維持する。試験容器、WCS及びTES模擬配管の各所に設けた計器により温度・圧力の伝搬挙動を測定する。試験後は噴出水を圧力抑制タンク（⑤サブプレッションタンク）に導入し試験を完了する。噴出水量はTBM1行分、4体のサブモジュールに65%の充填率で増殖機能材料を充填した際の空隙の合計を上回るよう4Lとした。本装置では、ラプチャーディスクの位置及び破断径を変更することで種々の漏洩場所、破断面積（吹出し口径）を模擬し、サブモジュール内の温度・圧力伝搬挙動を把握し、TES配管に設けた圧力計による漏洩検出シナリオの実証に取組む予定である。

3.4.4 ベリリウム-水蒸気反応性データ評価装置

3.4.4.1 目的

TBM 管内で漏洩した冷却水が高温のベリリウム微小球と接触した際の化学反応による温度逸脱及び ITER で定められた基準を超える水素生成が起こらないことを実証する必要がある。この評価を実施するための基礎データとして、金属ベリリウム又はベリリウム金属間化合物と水蒸気との反応で生じる反応熱、水素生成量、水素生成率などを得ることを目的とする。本試験を実施するために試験建屋に局所給排気設備等のベリリウム取扱設備の整備及びベリリウム-水蒸気反応性データ評価装置の製作を実施した。

3.4.4.2 機器構成

装置は水蒸気発生装置と水素測定系を共有した、①反応試験炉（化研製）と②反応試験装置（NETZSCH製）いずれかの系統を選択して試験を実施することが可能である。①反応試験炉は、300-600℃での試験に用いられ、特に反応性が非常に低い300℃での反応試験において、水素が測定できるよう最大90 g程度のベリリウム微小球の装荷が可能である。②反応試験装置は高温試験用（600-900℃）として、質量変化及び反応熱を測定しながら水素を測定することが可能である。水蒸気発生装置は任意の露点に設定した水蒸気含有Arガスを通常200 ml/minの流速で試料部に流通させ、そのガスが高温のベリリウムと反応した際に発生する水素をガスクロマトグラフィー（GC）で測定を行う。装置の仕様をまとめたものを表4に示す。

本装置を用いて水蒸気と高温のベリリウム微小球との化学反応により発生する水素生成量（水素生成率）や反応熱等を測定し、安全性評価のための基盤データを構築する。今後の展望としては、安全性評価のため、全温度領域における、水素発生率や反応熱等の基盤データを取得するとともに、ベリリウム－水蒸気反応モデリング研究と組み合わせることによって、日本のITER-TBM設計における優れた安全性を示すことをめざす。

3.4.5 高温高圧腐食試験ループ

3.4.5.1 目的

TBMで使用した冷却水は最終的にはITERのSDT2 (Safety Drain Tank2) に排水することとなるが、排水する際の放射性腐食生成物量を評価しIOと安全性について協議し、排水について合意を得る必要がある。TBMの冷却水配管は複雑な流路となっているため、過度に腐食による減肉が発生しないことを確認する必要がある。これらの評価のためのインプットデータとして、TBM筐体を模擬した要素試験体を用いて、TBMの冷却水条件での腐食特性の評価が必要となる。このような背景から、量研では実験室規模でTBM運転条件を模擬するための高温高圧腐食試験ループを製作した。

3.4.5.2 機器構成

装置は大きく分けて制御盤、水質調整タンク、過酸化水素注入装置、高圧ポンプ、循環ポンプ、2台の加熱器、水質計測部からなる。試験体下流には腐食生成物捕集のためのフィルターが備え付けられている。水質計測部は補給水タンクと試験体の入口と出口にそれぞれ水質計を設けることで循環水質を制御するとともに試験部にて生

表4 ベリリウム-水蒸気反応性データ評価装置の仕様.

装置	①反応試験炉	②反応試験装置
型番（メーカー）	KTF-1200T （化研）	STA449 F3 Jupiter （NETZSCH）
機能	真空置換型管状炉	TG/DSC
試料装荷量	最大 90 g	最大 3.65 g
反応温度	300 – 600 ℃	600 – 900 ℃
水蒸気露点	～90 ℃	～90 ℃
水蒸気流量	～200 ml/min	～200 ml/min

じるわずかな水質変化も捉えることが可能となっている。試験体は流量を満足するのであれば市販の継手等を用いることで、直管、曲げ管、冷却水マニフォールド等のあらゆる形状の試験体を接続可能である。その他、装置の制御項目及び計測項目をまとめたものを表5に示す。

本装置では、試験体下流のフィルターで一定循環量のうちに発生する腐食生成物量の定量化を行うとともに、試験後の試験体表面及び断面分析を実施することで表面に形成されている腐食生成物の組成、量（厚さ）などを計測することでTBM運転中の腐食減肉量や発生する腐食生成物量評価のための基盤データ提供に貢献する。今後の展望としては、強度試験機や磁気回路等と組み合わせることで核融合特有課題に対しても取り組む予定である。

表5 高温高圧腐食試験ループの仕様。

パラメータ	制御範囲	計測範囲
流量	540~1527 kg/h	
温度	~325℃	
圧力	~15.5 MPa	
過酸化水素	~10 ppm	0~200 ppm
溶存水素	~3.5 ppm	0~10 ppm
溶存酸素	~0.2 ppm	0~5 ppm
電気伝導度	—	0.02~50000 $\mu\text{S}/\text{cm}$
pH	—	0~14

3.5 まとめ

WCCB-TBSの設計活動は設計進捗確認会合であるPDSAを受審したことで、予備設計は終盤に差し掛った。TBSを設置するトカマク複合建屋の建設も着実な進捗が認められる。今後は、設計文書や図面上の取り合いだけでなく、施工後の設備との取り合いへの適合を意識した設計活動が必要となる。国内では高温高圧水に関する安全機能に関して、数値解析による実証に加えて解析を裏付けるための実規模試作体を用いた実証試験を行う段階に入ったといえる。

参考文献

- [1] L.M. Giancarli *et al.*, Fus. Eng. Des. **136**, Part B, 815 (2018).
- [2] Y. Kawamura *et al.*, Fus. Eng. Des. **136**, 1550 (2018).
- [3] H. Tanigawa *et al.*, Fus. Eng. Des. **136**, Part B 1221 (2018).
- [4] Y. Kawamura *et al.*, J. Plasma Fusion Res. **92**, 444 (2016).
- [5] T. Nozawa *et al.*, Nucl. Fusion **61**, 11605 (2021).
- [6] W. Guan *et al.*, *to be published in* Fus. Eng. Des.
- [7] Y. Kawamura *et al.*, Fus. Eng. Des. **161**, 112050 (2020).
- [8] J.G. van der Laan *et al.*, Fus. Eng. Des. **109–111**, Part A, 222 (2016).
- [9] M. Nakajima *et al.*, Fus. Eng. Des. **146**, 1912 (2019).
- [10] N. Terranova and L. Di Pace, Fus. Eng. Des. **170**, 112456 (2021).



小特集 ITERテストブランケットモジュール計画の進展

4. TBS構成機器の詳細

4. Details of TBS Components

管 文海, 片桐拓也, 染谷洋二, 三善悠矢, 落合謙太郎,
若佐厚至, 中島基樹, 廣瀬貴規, 河村繕範

GUAN Wenhai, KATAGIRI Takuya, SOMEYA Youji, MIYOSHI Yuya, OCHIAI Kentaro, WAKASA Atsushi,
NAKAJIMA Motoki, HIROSE Takanori and KAWAMURA Yoshinori

量子科学技術研究開発機構

(原稿受付: 2023年3月22日)

WCCB-TBSはTBM-set, 水冷却システム(WCS), トリチウム回収システム(TES/TAS), 中性子計測システム(NAS)とそれらの制御システムに大別される。これらの予備設計活動も大詰めを迎えつつあり, 2022年12月に予備設計進捗評価(Preliminary Design Status Assessment)会合を開催した。本会合で行われた質疑をもとにITER機構と予備設計レビュー会合までに実施すべきことを確認した。

Keywords:

test blanket system, preliminary design, blanket test facility, water cooling system, mock up testing

4.1 はじめに

テストブランケットシステム(TBS)を製作し, ITERに持ち込んで試験をするためには, 他の調達機器と同様, 三段階の設計レビューを受ける必要がある。2016年11月に概念設計の承認を得たのち, 予備設計段階にあるTBSの設計活動も大詰めを迎えつつある。2022年12月には予備設計進捗評価(Preliminary Design Status Assessment)会合がITER機構で開催され, 予備設計レビュー(Preliminary Design Review, PDR)までに実施すべきことをITER機構と合意した。本章では, TBSを構成する各サブシステムを中心に設計の進捗と設計レビューに向けて実施する内容を紹介する。

4.2 TBM-set

日本の水冷却固体増殖(Water-cooled ceramic breeder, WCCB)方式のテストブランケットモジュール(Test blanket module, TBM)-setはITERの18番水平ポートに中国のTBM-setとともに設置される。核融合の過酷かつ複雑な多様場環境において, 中性子遮蔽, トリチウム増殖と熱の取り出し機能を維持する構造機器である。本節では, TBM-setの構造と設計の現状について述べる。

4.2.1 TBM-setの構造

現在開発を進めているTBM-setの構造を図1に示す。TBM-setはTBMとShieldで構成される。TBMの中で最も重要な構造体はトリチウムの増殖と熱の取り出しを担うサブモジュール筐体(Container)である。冷却流路を設けたF82H製二重円筒型筐体を採用し, 筐体のすぐ内側にトリチウム増殖材(Li_2TiO_3)ペブルの薄層, 中央に中

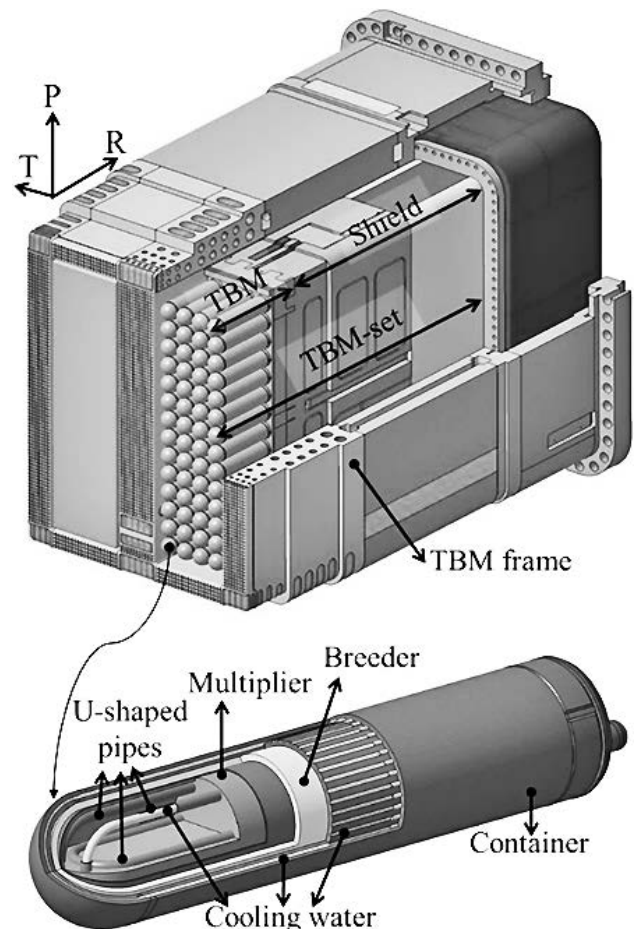


図1 TBM-setの構造。

National Institutes for Quantum Science and Technology

corresponding author's e-mail: katagiri.takuya@qst.go.jp

性子増倍材 (Be) のペブルが充填されており、増倍材を冷却できるように3本のU字管が配置されている。リモートハンドリングによりTBM-setを水平ポートに輸送するため、乾燥重量は7.5 t以内に抑えなければならない。また、TBMやShieldとTBMフレーム (ITER機構が設計を所管する構造機器) 間の間隔は、それぞれ9 mmと7 mmを確保できる構造を設計する必要がある。また、PWR相当の冷却水条件で冷却することから、耐圧性と高いトリチウム増殖性能を両立した構造をめざしている。

4.2.2 構造健全性評価

TBM-setの構造設計の妥当性を検証するために、構造健全性評価は最も重要である。ITER実機環境の荷重 (4.2.2.1節) を用いて、仏国とEUの圧力機器指令 (PED)、規制 (ESPN) と規格 (RCC-MRx) (4.2.2.2節) に沿って、構造健全性評価結果 (4.2.2.3節) を説明する。

4.2.2.1 荷重

ITER環境において、TBM-setが受ける荷重は熱負荷、冷却水圧力、温度、電磁力、地震と自重が挙げられる。

- ・熱負荷：通常運転時にプラズマからの熱負荷は 0.3 MW/m^2 であり、中性子壁負荷は 0.78 MW/m^2 である。
- ・冷却水圧力および温度：運転時の冷却水条件は表1に示す通りである。
- ・電磁力：プラズマ運転中の強磁場によりF82H (磁性体) が受けるMaxwell force、想定事象の一種であるMajor Disruption (MD) が発生した時の誘導電流によるLorentz forceの2つがある。MDのシナリオはいくつか想定されているが、これらのプラズマ電流の運転時間履歴の例を図2に示す[1]。
- ・地震と自重：これらはサブモジュールの評価においては、他の荷重に比べて影響は小さいと想定される。

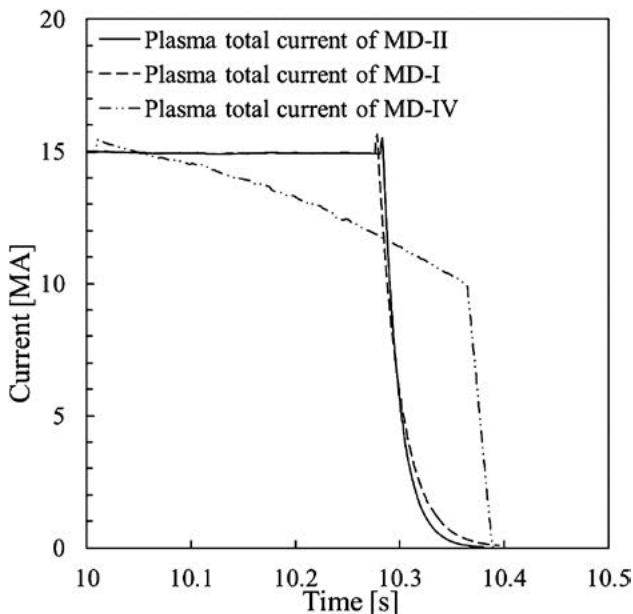


図2 ITER環境への電磁力荷重。

4.2.2.2 仏国とEUの法令 (PED)、規制 (ESPN) と規格 (RCC-MRx)

ITER水平ポートの負荷環境に基づいたWCCB TBM-setの構造健全性をPED、ESPNとRCC-MRxの評価基準に基づき評価する。RCC-MRxでは適用ルール同定のための判定項目 (Key) が6つ定義されており、TBM-setが該当する項目は表2のようになる。冷却水条件 (圧力と温度) と運転時、事故時の条件を表3に整理した。

4.2.2.3 サブモジュールの構造健全性評価結果

4.2.2.1と4.2.2.2に基づき、RCC-MRxの構造健全性評価手順を図3に示す。この手順に基づき、サブモジュールの熱構造解析を実施した。温度、相当応力と相当ひずみの分布を図4に示す。負荷が高く高応力が発生する箇所において破壊の発生が想定される箇所を特定し、その箇所に対して最短距離となるように設定した評価線を図5に示す。Level AとCの評価結果をそれぞれ表4と表5に示す。Levelに関わらず、表中の数値はいずれも基準値1以下であるので、RCC-MRxの要求を満たすと言える[2]。一方で、半球部では類似鋼である9Cr鋼のNegligible creep温度領域 (375°C) を超えるので、クリープ疲労損傷の評価も必須である。F82Hのクリープ疲労損傷制限は定められていないので、9Cr鋼のクリープ疲労損傷制限を利用した[3]。図6に示す通り、サブモジュールのクリープ疲労損傷値は安全側 (曲線の左下側) であった。以上より、ITERの熱負荷、冷却水による負荷、事故時の負荷を加味した構造健全性評価を実施した。今後はさらに電磁力を負荷した複合解析を実施する予定である。

表1 通常運転時の冷却水圧力と温度。

場所	温度 [$^\circ\text{C}$]	圧力 [MPa]
TBM inlet	280	15.5
TBM outlet	325	15.5

表2 RCC-MRxによるTBM-setの分類。

Keys	Contents
Key1	Components of nuclear reactor & its auxiliary systems
Key2	N2 _{Rx}
Key3	Heat exchanger
Key4	No
Key5	CAT IV & N2 _{ESPN}
Key6	Subsection C (RC) & REC 3234

表3 冷却水条件 (圧力と温度) と運転時、事故時の条件。

Operation condition in RCC-MRx	Temperature [$^\circ\text{C}$]		Pressure [MPa]		level	Operation scenario
	TBM inlet	TBM outlet	TBM inlet	TBM outlet		
SF1	280	325	15.5	15.5	A	Normal condition
SF2	290	343	17.0	17.0	A	Design condition
SF3	290	343	18.7	18.7	C	Emergency condition

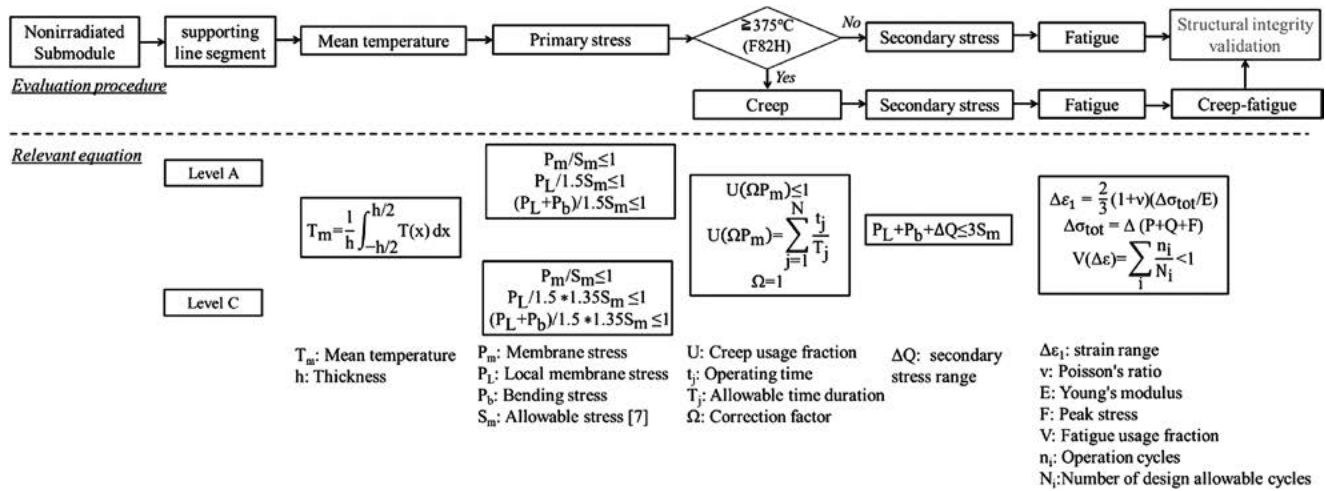


図3 構造健全性評価手順.

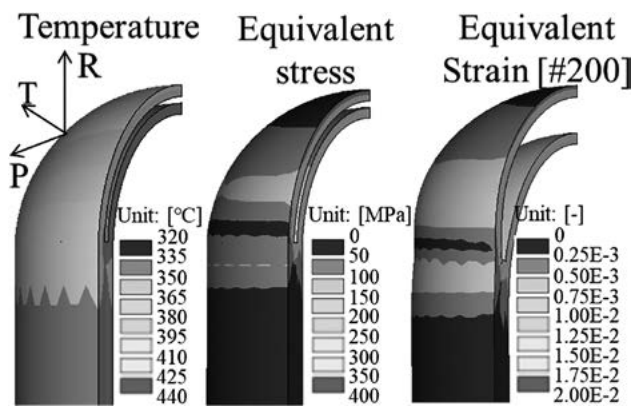


図4 サブモジュールの温度、相当応力と相当ひずみの分布.

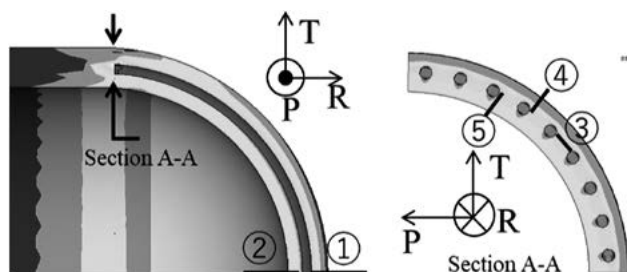


図5 評価線箇所.

4.3 WCS

実験炉ITERにて機能実証試験を行う日本のTBMでの発熱（表面熱負荷と核発熱）を回収し、2次冷却系統（CCWS-1:Component Cooling Water System）に排熱する水冷却システム（WCS）を対象に開発を進めている。TBMで発生する総発熱量は741 kW（表面熱負荷量：304 kW，核発熱量：437 kW）である。WCSは加圧型軽水炉条件（15.5 MPa，280～325℃）で運用する主循環系とITERが提供するCCWS-1を中間冷却システムを介して繋ぐ構成としている。他方、当該系統の特徴としてTBMは低放射化フェライト鋼（F82H）で製作され、その他の熱交換器や配管等はオーステナイト鋼（SUS316L）で製作されるシステムであり、各材料の腐食特性を考慮した水質管理が求められる。

表4 Level Aの評価結果.

Evaluation item	Line segment				
	1	2	3	4	5
Mean temperature	392	347	347	347	347
Primary stress (P _m)	0.56	0.56	0.96	0.48	0.57
Primary stress (P _L + P _b)	0.42	0.41	0.71	0.74	0.48
Creep usage fraction	0.47	Not applicable			
Secondary stress	0.41	0.26	0.41	0.20	0.24
Fatigue usage fraction	3.05E-3	3.05E-3	3.05E-3	4.36E-1	4.36E-1

表5 Level Cの評価結果.

Evaluation item	Line segment				
	1	2	3	4	5
Mean temperature	392	347	347	347	347
Primary stress (P _m)	0.46	0.46	0.80	0.39	0.47
Primary stress (P _L + P _b)	0.34	0.34	0.58	0.60	0.40
Creep usage fraction	0.47	Not applicable			
Secondary stress	0.33	0.21	0.38	0.40	0.24
Fatigue usage fraction	3.05E-3	3.05E-3	4.36E-1	4.36E-1	4.36E-1

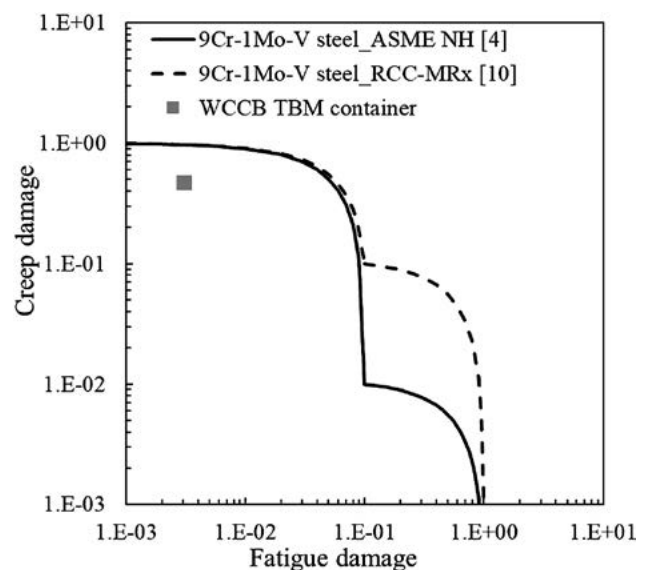


図6 サブモジュールのクリープ疲労損傷.

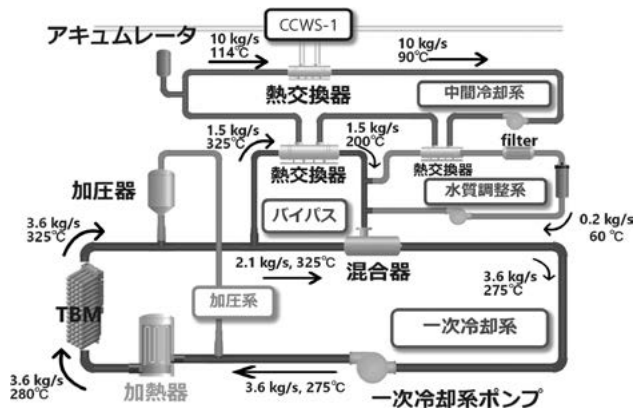


図7 WCSのシステムイメージ.

表6 WCSの系統仕様.

	温度 °C	圧力 MPa	流量 kg/s
一次冷却系	280~325	15.56	3.6
一次冷却系 (バイパス)	200~325	15.49	1.5
加圧系	275~343	17.1	—
中間冷却系	90~114	0.9	10
水質調整系	60	0.1	0.2
2次冷却系 (CCWS-1)	31~	0.8	16

4.3.1 WCS設計

4.3.1.1 設計の特徴

WCCB-TBMの冷却システムイメージと系統仕様を図7と表6に示す。WCS主冷却系での入出口温度範囲（設計温度）と運転圧力（設計圧力）は280℃～325℃（343℃）、15.5 MPa（17.1 MPa）である。また、同系統での保水量は4.1 m³（主冷却系統：3.4 m³、その他の系統：0.7 m³）である。図7から主循環系（加圧系を含む）と1次冷却系は主要機器として、ポンプ、加圧器、フィルタ、ヒーターなどを備えている。純化系はポンプ、脱塩器、溶存酸素量調整タンクなどを備えている。中間冷却系は、ポンプ、加圧器、フィルタなどを備えている。1次系には、水素もしくは酸素添加による水質調整と、イオン交換樹脂及びフィルタによる不純物除去を適用する。WCSの1次系は放射性物質を含み、高温、高压で運用することから、仏国の原子力压力容器規制（ESPN）の対象となる。また、TBM内で発生した¹⁶N及び¹⁷Nの影響を緩和するために、パイプフォレスト（PF）内と三階にそれぞれ滞留タンクを1台ずつ設置する。

また、主なWCSの特徴を以下に挙げる。

- 主冷却系統に透過したトリチウムを2次系側（CCWS-1）へ移行させないために中間系統を配置した。
- TBMの入口温度の調整のために直前に91 kWのヒーターを配置した。
- 水質調整と放射性腐食性生成物（ACP）除去のために主冷却系統から5%の冷却水を分岐した。
- 滞留タンクを介して水の放射化レベルを低減した。

4.3.1.2 WCSの運転方案

TBMの冷却システムには、主に準備段階にあたるテストモード、コールド・ホットスタンバイを経て、通常運

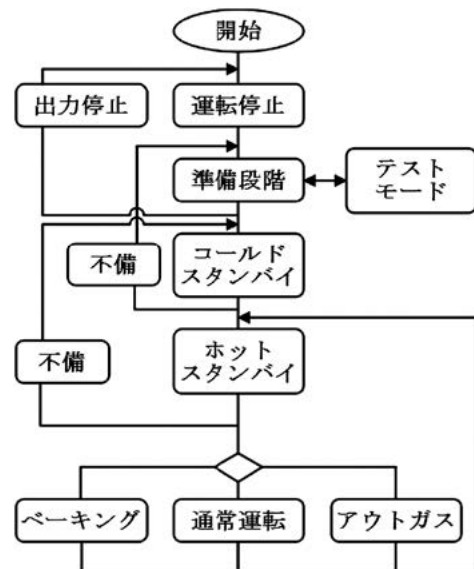


図8 WCS 運転方案のダイアグラム.

転モードへと移行する。図8に当該システムの運転方案を示す。各スタンバイモードでは、系統内機器の冗長性を確認する。なお、ホットスタンバイモードでは通常運転モードへ移行する前段階として、各系統での温度、圧力は表6にある条件で維持される。その他には、ペーキングモードとアウトガスモードがあり、前者はTBM運転時の入口温度（280 ± 10℃）、後者はTBM出口温度（325℃）程度に維持することが要求される。このような各運転モードを実施できるように計装機器は分析・整理されE-BOM（Engineering - Bill Of Materials）やP&ID（Piping and Instrumentation Diagram）に整理される。図9にWCSのP&IDを示す。WCS機器や配管はトリチウム、放射化した水、ACPを閉じ込める機能を備えているために主循環系の機器や配管は主にSafety Important Class (SIC)-2に分類され、TBMの裏側から遮断弁までの冷却配管はSIC-1に分類される。なお、SIC-1は実験炉ITERを安全な状態に保ち、維持するために必要な構造、システム及び機器（SSC: Structures, Systems and Components）であり、SIC-2は異常や事故を防止、検出、または軽減するSSCsであるが、SIC-1ではない。

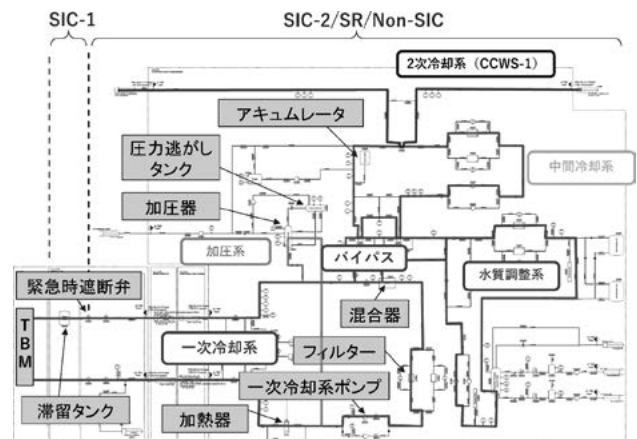


図9 WCS 機器のP&ID.

4.3.1.3 放射性物質

TBMの水質はF82Hの減肉量を低減するためには高い溶存酸素濃度(DO)を維持する必要があるが、補機系統での応力腐食割れ(SCC)防止の観点で低DO(<5 ppb)を維持する方針である。当該条件で評価したF82H由来のACP量、TBMから冷却系統内に透過するトリチウム量、並びに水の放射化量(^{16}N 半減期:7.13秒, ^{17}N 半減期:4.17秒)を表7に示す。ここで、4階での水の放射化はPFと3階に設置される滞留タンクでの減衰を考慮している。なお、ACP量はF82H由来の発生量であり、SUS316Lで構成される補機系由来のACP量は未評価である。

またWCS系統内の冷却水は長期間保守時に排水されるが、運転時のトリチウム濃度が基準値(<32 mg-T/m³)を超えた場合には短期間保守時での排水も視野に設計している。

4.3.2 WCS設計条件

Vault Annexの4階に設置されるWCS機器の設計上の制約を以下にまとめる。

① 放熱条件(表8)：

WCS機器が設置されるフローでの放熱制限は295 kW[4]である。日本が担当するTBMに対して具体的な制約を受けているわけではないが、我々のシステムからは32.6 kW程度と評価されており、概ね10%強程度に抑えられる見込みである。

② 電源容量：

WCS機器で使用する電源系統と容量はITER側から示される使用可能な電源容量の制限値[4]を満足している必要がある。これを確認するために電源結線図(SLD)の作成し、満足していることを確認している。

③ 設置エリアと取り合い位置：

4階に設置されるWCS機器には取り合い位置と設置エリアに関わる制限がある。図10にWCS機器における取り合い位置位置を示す。なお、WCS機器の設置エリアは、83 m²に収まるように設計する必要がある。

表7 WCSの放射化物。

放射化物	含有量
ACP (クラッド成分)	TBM : 0.9 kg その他系統 : 1.0 kg
ACP (冷却水溶存量)	20 - 400 mg
トリチウム	1.2×10^{15} Bg (3.4 g)
水の放射化 (1F)	^{16}N : 2.6×10^9 Bg/cc ^{17}N : 1.4×10^6 Bg/cc
*水の放射化 (4F)	^{16}N : 2.7×10^{-1} Bg/cc ^{17}N : 7.8×10^{-12} Bg/cc

※滞留時間：PF (12秒程度)、3F (71.3秒[4])

表8 WCSからの放熱割合。

機器	放熱量 (kW)
配管	6.2
WCS機器、計装装置	26.4
総量	32.6

(取り合い位置)

- 2次冷却系統(CCWS-1)への接続位置。
- TBMを冷却するための一次冷却系接続位置。
- WCS系統への冷却水の給水位置、並びに水質調整に必要な酸素や水素などの供給ガス

4.3.3 設計機器の据え付け検討

WCS機器を設置するエリアに既に埋め込み金具が設置されている(図11参照)。

ここで、支持する埋込金具がL4床のコンクリート端部から離れた位置にあることが確認できることから、埋込金具の通常運転用コンクリート端部なし(P500b-275)[4]の方法で評価した。図12に同参考図書の適正判定図に現行の設計配置で許容可能な強度範囲と主要機器の中で最も全高が高い加圧器に設置される埋込金具での強度評価結果(★)を示す。本検討では、配管熱伸び、配管地震動などの反力による影響は考慮していないが、対象とした地震波にSL-2(Safe Shutdown Earthquake)を適用する共に埋込金具に荷重が集中するという保守的な仮定で評価しており、これらを考慮すると埋込金物の強度は

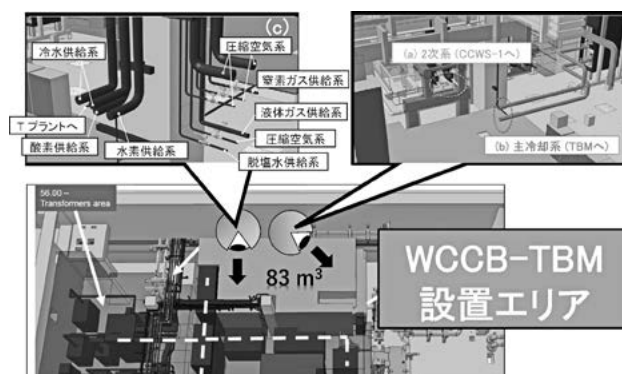


図10 WCS機器の取り合い位置。

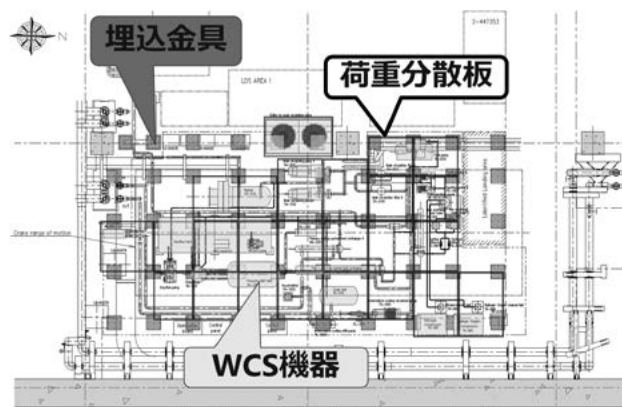


図11 WCS設置エリアと埋め込み金具位置。

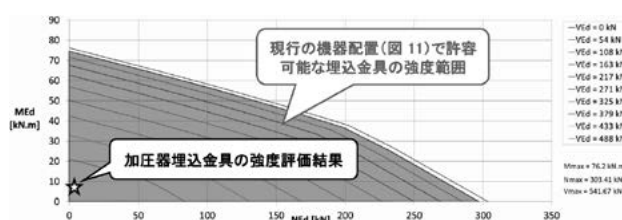


図12 埋込金具 (P500b/275) の適正判定図。

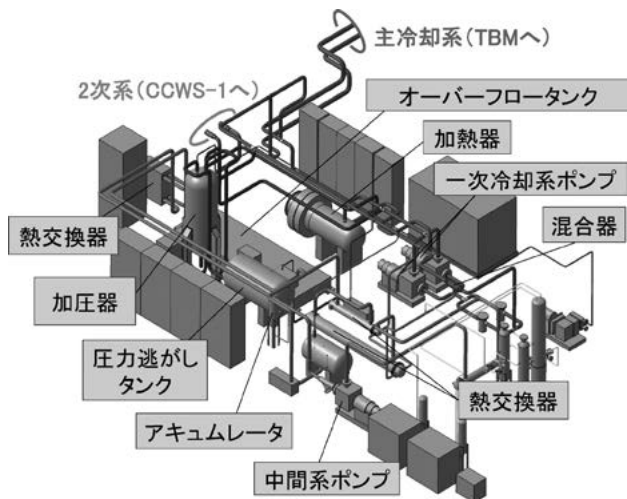


図13 WCS 機器の設置イメージ.

十分に余裕があると考えられる (図12参照).

4.3.4 WCS機器の3次元配置と保守工程

設置エリア, 取り付け位置, 埋め込み金具位置を考慮した機器設置, 冷却配管の支持と熱応力処理を見通した3次元CAD図を図13に示す. また, 当該システムでの主な保守対象機器は加圧器, 熱交換器, 加熱器である. 図13から例えば, 熱交換器の軸方向には内部配管引き抜き時のスパーが必要であり, 他の機器も同様に各機器間隔には保守スペースが確保されている.

4.3.5 まとめ

日本がテストを試みるWCCBに負荷される表面熱負荷と核発熱を徐熱する冷却システムの開発を進めている. 現在, IO側から求められる要求事項 (設置領域, 取り付けとの整合, 放熱量制限, 電源容量制限, 設置機器の地震対策, 並びに配管の熱応力対策) を充たせる見通しを得た.

次年度からは, 保守工程の具体化をHAZOP解析 (Hazard and operability studies) に基づき具体化する予定である.

4.4 トリチウム回収システム (TES/TAS)

ITER計画の達成目標のうちのひとつである燃料トリチウムの自己充足に見通しを得ることは, TBM計画の成功があって初めて達成される. 燃料の自己充足の検証では, TBMの核設計, 実環境中性子の計測, それらに基づいた生成量の計算, 生成トリチウムの回収と計量, 残留トリチウムの計量と考えられる. Tritium Extraction System (TES) 及び Tritium Accountancy System (TAS) は, TBMで生成したトリチウムを回収し, 計量する機能を提供するシステムである. ここでは特に言及しない限り, TASを含めたトリチウム回収システム全体をTESと呼称する.

4.4.1 TES設計

4.4.1.1 設計の特徴

TESの概略図を図14に示す. TBMの増殖機能材領域で生成したトリチウムはヘリウムガスを通気することに

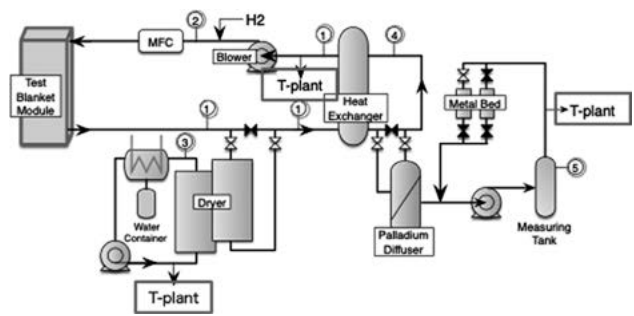


図14 TESの概略図.

表9 TESの通常時運転パラメータ.

系統圧	< 0.1 MPa
パージガス流量	0.418 – 1.67 Nm ³ /h
添加水素	1000, 10000 ppm
H/T比	50 – 2000

よって取り出す. その際, ヘリウムに少量の水素を添加することで, トリチウムの取り出しを促進する. 主な運転パラメータを表9に示す. パージガス流量と添加する水素の濃度は試験のパラメータとなっていて可変である. TESはTBMを介してヘリウムパージガスを循環させる主循環システム, TBMから放出されるトリチウムを含んだ水蒸気成分をヘリウムから分離回収する乾燥塔, TBMから放出される水素ガス分子状のトリチウムをヘリウムから分離回収するパラジウム膜拡散器 (Palladium Membrane Diffuser, PMD) とそれに付随した貯蔵ベッドで構成される.

乾燥塔は合成ゼオライトの充填カラムで, 3塔並列で1塔ずつの連続バッチ処理を行う. 通常は室温で運転し, 再生時は473 Kに昇温する. パラジウム膜拡散器は膜厚20 μm で運転温度は673 Kである. 透過したトリチウムを含む水素同位体は貯蔵ベッドに吸蔵させる. 貯蔵ベッドは2塔構成でZrCo合金が充填されている.

プラズマ運転は11日間のパルス運転の後3日間の短期保守期間 (Short Term Maintenance, STM) があり, これを繰り返すが, トリチウムプラントのトカマク排ガス処理システムはSTMにおいてのみTBSが回収したトリチウムを受け入れる. このとき乾燥塔, 貯蔵ベッド共にSTMで再生操作を行い, 再生ガスの計量をしたのちトリチウムプラントに送る.

トリチウムの計測・計量を行うTASのシステムは複雑になるので図示していないが, 図14の系統上に示した番号は計測用のサンプリングを行う箇所を示している. 計量はPVTC法 (容積Vが既知の区間にガスを導入して圧力P, 温度T, 濃度Cを測定することで量を評価する手法) を用いる. トリチウム濃度の測定手段としては, ガスクロマトグラフ, 質量分析計, 電離箱を用いる.

トリチウムの外部への漏洩を抑制するため, 系統圧は通常運転では大気圧を超えないように制御し, TES/TASの本体はグローブボックス内に設置される. 計測計量等で系統から排出されるトリチウムを含むガスは圧力を大気圧以下に調整しながら随時トリチウムプラントが所掌するトリチウム除去システムに排出する.

4.4.1.2 TESの運転法案

図15にTESの運転法案のダイヤグラムを示す。運転停止の状態から電源を投入し準備段階に至る。この段階ではTBMがTESの循環系統から隔離されていて、必要に応じて系統内真空排気、ヘリウムパージ、ヘリウムリークテスト、トリチウムリークテストを行う。続いてトリチウムプラントへのトリチウムの輸送の有無を判定し、ある場合はホットスタンバイ、ない場合はスタンバイに移行する。ホットスタンバイでは乾燥塔、貯蔵ベッドの再生操作を実施し、完了したら準備段階へ戻る。スタンバイでは室温で系統を高真空排気して機器の較正を実施する。特に問題がなければプラズマ運転待機状態に移行する。ここでは系統にヘリウムパージガスを導入し運転パラメータ（圧力、温度、流量、水素濃度）を設定する。この時パラジウム拡散器はバイパス状態で運転温度に設定する。プラズマ運転開始に合わせてTBMとパラジウム拡散器に通気を開始して通常運転に移行する。図15に記載はないが、その他にベーキングモードとアウトガスモードがあり、WCSとシールド・フレーム冷却用のITERの1次冷却水（Primary Heat Transfer System, PHTS）でTBM-SETの温度を維持する。ベーキングはTBMを運転時の入口温度（ $280 \pm 10^{\circ}\text{C}$ ）、アウトガスはTBM出口温度（ 325°C ）程度に維持するが、前者は真空容器の、後者はTBM増殖域の脱ガスを目的としている。この間のTESは基本的に通常運転モードを予定しているが、後者については目的の割に温度が低い。有効性も含めて検討が必要である。これらを実施できるように計装機器は分析され、Engineering - Bill Of Materials (E-BOM) や Piping and instrumentation diagram (P&ID) として整理する。図16及び17にTES及びTASのP&IDを示す。TES機器や配管はトリチウムを閉じ込める機能を備えているため

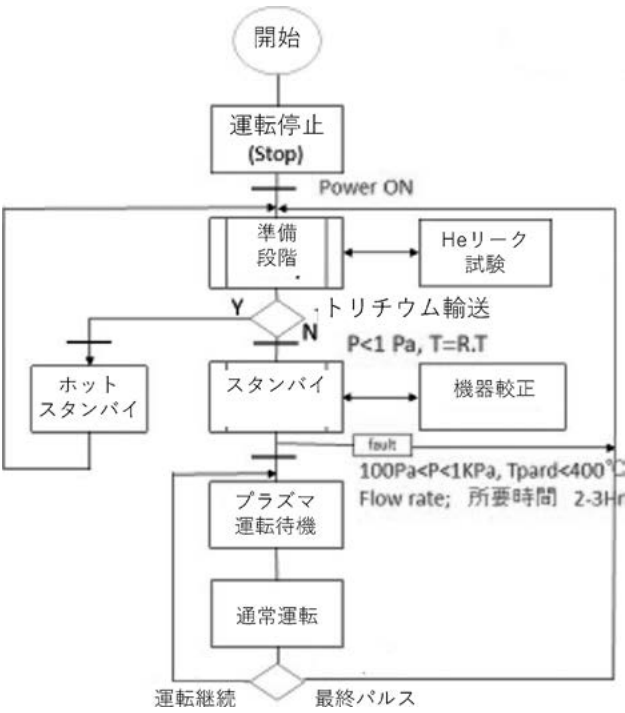


図15 TES 運転法案ダイヤグラム.

に機器や配管は主にSIC-2に分類され、TBMの裏側から緊急遮断弁は真空容器の1次閉じ込め系に相当するためSIC-1に分類される。

4.4.2 研究開発

4.4.2.1 パラジウム膜拡散器 (PMD)

パージガス中の水素ガス分子状成分の分圧が低いため、概念設計承認時点では、低温吸着塔を用いてこれらの成分を吸着回収したのち、再生ガスからPMDを用いてヘリウムを除去する設計であったが、原型炉への適用性を考え、PMDで直接パージガスから回収する設計に変更を進めている。PMDの本来の使い方は、水素同位体に圧力をかけて透過させ、不純物を除去するものである。TESではヘリウム中のわずかな水素同位体を透過させるため、圧力をかけても大きな透過の駆動力は得られない。また、水

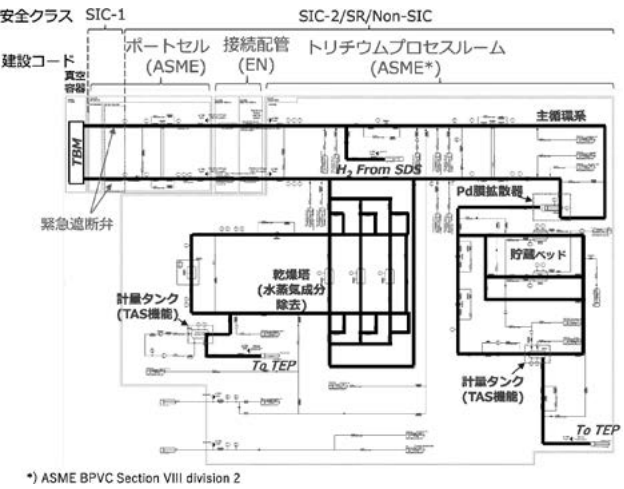


図16 TES 機器のP&ID.

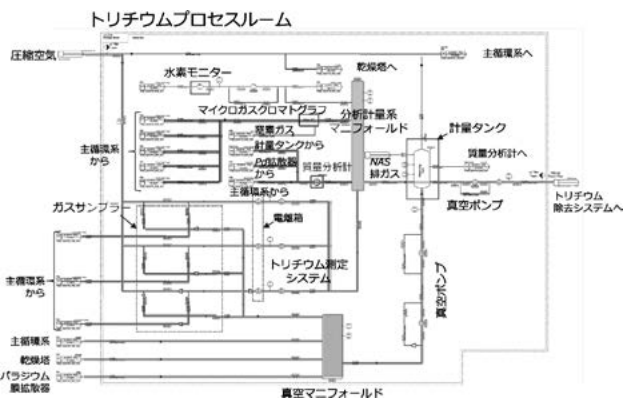


図17 TAS 機器のP&ID.

表10 PMD 水素同位体透過実験条件.

透過膜	Pd-Cu 合金	
膜厚 (μm)	20	
有効面積 (cm ²)	68	
温度 (K)	673	
	供給側	透過側
圧力 (Pa)	10 ⁵	10 ⁻⁵
ガス	Q ₂ /Ar	—
流量 (NL/min)	0.1 - 0.5	—
Q ₂ 濃度 (%)	1 - 10	—
H ₂ or D ₂ 濃度 (%)	0 - 5	—
H/D比	1/0, 2/1, 1/1, 1/2, 0/1	—

素同位体多成分系の透過挙動を表す物質移動パラメータを確定させる必要がある。以上を踏まえて、TES運転条件での水素同位体透過実験を実施した。試験条件を表10に示す。現時点で学会等での報告をしていないためデータの公開は伏せるが、10000 Paを下回る範囲での供給圧に対して透過流束が比例関係を示したことから、律速過程は表面反応にあると推定される。また、 H_2D_2 混合ガスによる多成分系透過実験では、透過の駆動力が各成分独立で評価できることが明らかとなった。

4.4.2.2 貯蔵ベッド試作試験

4.4.1節で述べたように、プラズマ運転中にPMDを透過した水素同位体は、STMにならないとトリチウムプラントに移送できない。トリチウムは非密封線源であるので、移送を行うまで固定化しておくことが望ましい。そこで水素吸蔵合金に吸収させる設計とした。合金にはZrCoを用い、試作を完了したところである。図18に試作した貯蔵ベッドを示す。今後、吸蔵放出試験を繰り返して操作条件を詳細化していく予定である。

4.4.2.3 トリチウム挙動評価

TBSにおけるトリチウムの挙動評価は、TBSの予備安全性報告書の改訂版をフランス規制当局に提出するにあたって重要な課題の一つであり、計算手法の開発は各参加者が独自に進めている。コードの妥当性の確認は困難であるものの、重要なのは、局所的に保守的になるように評価するのではなく、作業仮説をそろえ、系統全体の物質収支を維持することである。

図19にTBSにおけるトリチウム挙動解析のモデル図を示す。トリチウムの冷却水への移行、系統外への透過漏洩やインベントリを評価する必要がある。トリチウムソースはプラズマからの打ち込みによるプラズマ駆動透過と増殖領域における湧き出しで、TESのサブシステムは簡易的に回収率だけで表現している。また、計算に用いるパラメータは公開されている論文に基づいており、リストを表11にまとめた。現在、概念設計当時の計算に基づいて検証を進めているところである。

4.4.3 TES機器の3次元配置

概念設計承認時は、6極分のTES/TAS及びNAS（次節にて解説）をトリチウムプロセスルームに配置予定であったが、4極に削減されたこと、搬入経路や保守時の動線が確保できないことから図20に示すように90°配置を回転

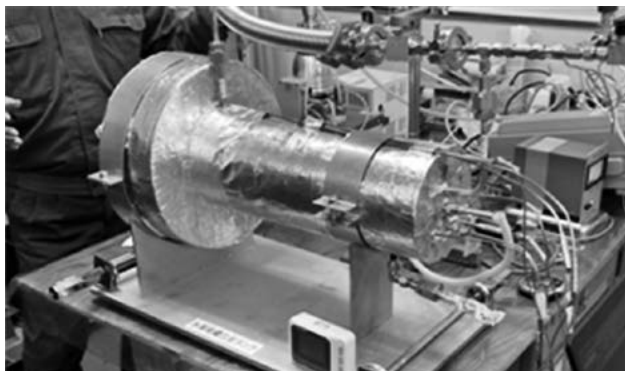


図18 貯蔵ベッド試作試験体外観。

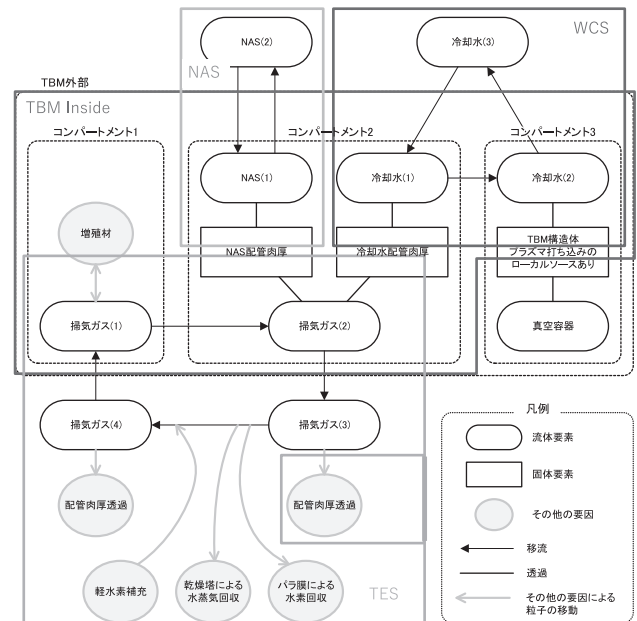


図19 TBSにおけるトリチウム挙動評価のモデル。

表11 TBS トリチウム挙動評価に用いたパラメータ。

材料 / 機器	名称	文献
増殖材	結晶粒径	T. Kinjo et al., Fusion Eng. Des. 83 (2008) 580-587.
	Tの結晶内拡散係数	
	密度	
	移動速度 (境界層-表面層)	
	化学吸着水容量	K. Katayama et al., Fusion Eng. Des 87 (2012) 927-931.
	脱離の総括物質移動係数	
	水生成反応速度	
	水生成容量	
F82H	水素溶解度	E. Serra et al., J. Nuclear Mater., 255 (1998) 105-115.
	Hの拡散係数	
	Tの拡散係数	
ステンレス	水素溶解度	K.S. Forcey et al., J. Nuclear Materials 160 (1998) 117-124.
	Hの拡散係数	
	Tの拡散係数	
パラジウム拡散器	収率	ユーザー定義
パージガス	流量	
	圧力	
	添加水素濃度	
プラズマ	第一壁への入射フラックスT	

させることとなった。ただし機器を支える埋め込み金具は既に施工済みであることから、埋め込み金具を渡るスキッドを敷く設計に変更した。簡易的な地震動解析の結果では埋め込み金具の強度の基準を満たせる見込みである。また、設置エリアを考慮した機器設置3次元CAD図を図21に示す。現在グローブボックスは1つに集約してあるが、TASの一部が外にある。ITER機構のトリチウム責任者との協議が必要である。

4.4.4 まとめ

TES/TASの開発は、国内計画に沿った要求事項と、原子力事業者であるITER機構からの要求事項を満たせるように進めている。特にTES/TASは運転が複雑で、同じ部屋に設置予定のNASの排ガスや、TES/TAS/NASの建屋接続配管を収納したガードパイプのパージガスも受け入れる仕様であり、次年度は特にTAS機能の検証を中心に

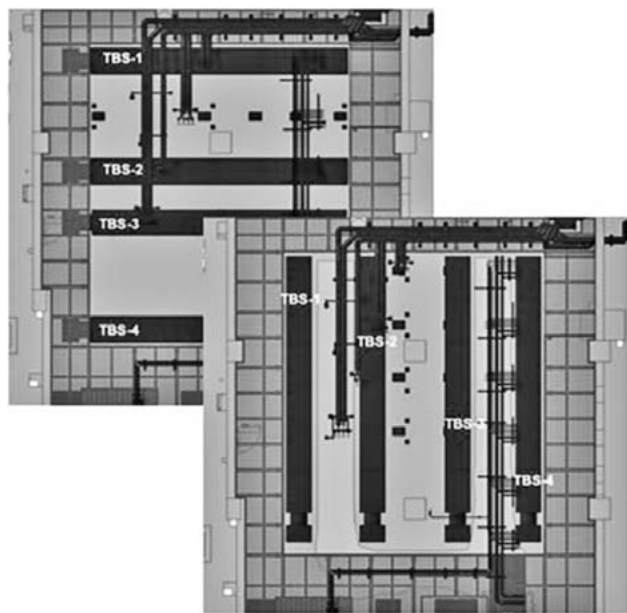


図20 配置の回転, 左上 (旧), 右下 (新).

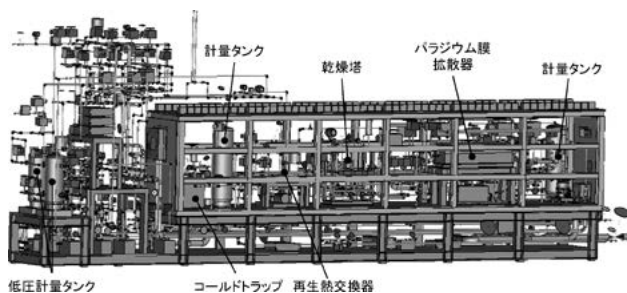


図21 TESの三次元 CAD 図面.

詳細化を進め、設計レビューに臨む予定である。

4.5 NAS

4.5.1 WCCS—TBSでのNASの役割

中性子放射化分析システム (NAS: Neutron Activation System) は放射化サンプルの放射能強度を測定することで測りたい位置での中性子強度やフルエンス等 (以下、中性子場) を測る装置であり、狭い空間での中性子場を測定が可能である。TBMサブモジュール内は狭小のため、NASによる中性子場の測定には有用である。ITERではプラズマからの中性子出力測定用のいわゆる ITER-NAS が装備されるが、TBM-NASの役割はそれとは異なる。TBM-NASはTBMの役割のひとつであるトリチウム生成を定量評価に用いる。日本のWCCS-TBMはリチウム-6濃縮増殖材を用いるため、トリチウム生成は主にサブモジュール内の低エネルギー中性子で作られる。そのため低エネルギー中性子場の定量評価が必要となる。そのため低エネルギー中性子場を実験で検証することはトリチウム生成量を検証する上で重要である。TESの様に生成したトリチウムを直接回収しトリチウム生成量を検証する方法も検討されるべきではあるがWCCS-TBMで生成するトリチウム量がどの程度回収されるかは、TES設計に係る様々な条件や制限のため精度のある定量評価

には課題がある。特にITERのDDプラズマ運転における生成量測定は困難と考えられる。以上の理由からWCCSのトリチウム生成量評価をNASによるTBM内の低エネルギー中性子場で検証する方法を検討している。

4.5.2 測定手順

図22にTBSのNAS操作の流れを示す。放射化サンプルを搭載したキャプセルを気送システムでTBMのサブモジュール内へ送り込みこむ。キャプセルを送りこむガスとして窒素あるいはヘリウムを想定している。ITERのプラズマ運転とともに発生する中性子に曝し、サンプルを放射化させる。サンプルはDT中性子発生率が評価可能なニオブ金属と低エネルギー中性子場の測定に有用な金の小片をキャプセルに同時に搭載することを検討している。現在DTプラズマ (500 MW, 400秒) を1ショット分が測定可能なサンプル重量でNASシステムの設計を検討しているが、Dプラズマによる低出力での中性子場も測定可能のようにサンプルの重量が変更可能な仕様も検討している。プラズマ照射後にトリチウムプロセスルームまでキャプセル回収し、その後サンプルのガンマ線測定を行う。得られたガンマ線の終了からプラズマからTBMに飛来した中性子量と低エネルギー中性子場を導出する。また核解析による比較検証を行うことで、測定の妥当性を確認することも重要な作業となる。得られた実験値から、実際に生成したトリチウム生成量を核解析等によって同定する。最終的にはTESによるトリチウム回収量との比較検証を行い、トリチウム回収性能を評価する。

4.5.3 設計活動について

NASシステムの開発状況について述べる。実際のNASシステムはNAS測定を予定場所であるトリチウムプロセスルームからポート18のサブモジュールまで約40 mの距離があり、また最大で8 mの高低差がある。気送配管の内径は8 mm程度であり、配管の曲げRは150 mmで設定されている。配管内中をキャプセルが確実に移動することが重要であり、必要なガス圧やガス量またキャプセルの速度や移動に伴うキャプセルの状態 (例えばキズや破損) 予め試験で確かめることは詳細な設計を進める上で重要である。QSTではTBM-NASシステム設計の最適化を検討するため、図23のような輸送用模擬装置を製

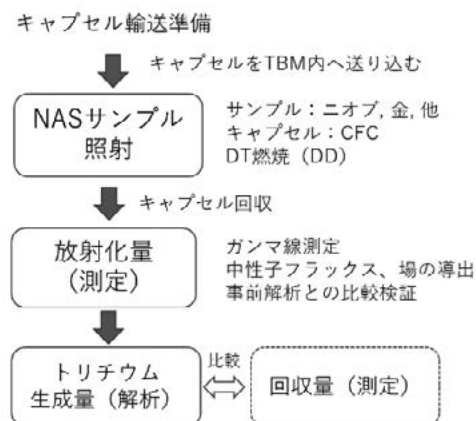


図22 NAS 操作の流れ.

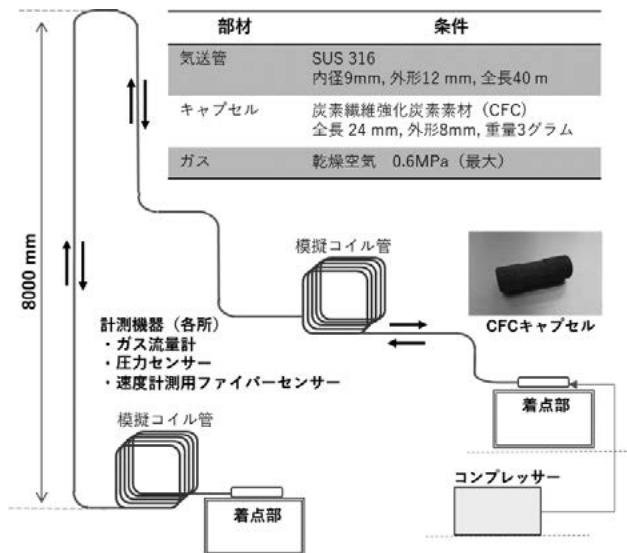


図23 NAS 模擬試験装置の概要と製作した CFC キャプセル。

作し、試験によるカプセルの輸送検証試験を開始した。SUS316製の全長40mの配管で構成された模擬気送管中をCFCで製作したカプセルを各着点部まで圧縮乾燥空気で送り込む。高低差はITERの動線同様8mとした。配管の各所にはガス流量計、圧力センサーが配置されており、またカプセルの速度測定用のファイバーセンサーを設置し、輸送に関するパラメータが測定可能にしている。これまでの試験結果からガス圧は空気0.2 MPa以上で確実に輸送可能であり、輸送時間は一方向あたり約13秒であることが分かっている。現在検討しているDT運転(500 MW, 400秒)における照射スケジュールとして30分毎に1カプセルの照射を計画おり、計画に十分な対応が可能な輸送システムが設計可能であることを明らかにした。またカプセルの輸送速度は最大16 m/秒であり、必要なガス量は60 NL程度であることも明らかにしてきた。

4.5.4 今後の設計計画

今後、PDRまでに必要な設計情報を模擬装置の試験結果とともに進める予定である。特にITERにおける実際のNAS輸送配管の仕様調査はカプセルの適切な輸送を行うために必要であるため、配管内側の溶接裏波の処理や段差についてはITERの配管の担当者と情報交換を行いながら調整を開始した。使用するガスの処理についても更に検討が必要である。特に窒素ガスの場合、N-13(半減期約10分)に対する処置が必要となるため、放射化が少ないヘリウムの利用についても検討が必要である。さらにサブモジュール内のカプセル着点部の詳細な構造については検討中であり、更なるサブモジュールの熱設計や核解析によるトリチウム生成量の解析を通して最適化を図る予定である。

4.6 計装制御システム

TBSを運転するにあたり、各サブシステム単体の運転も単純とは言えないし、ITER本体との連携も必須である(例えばプラズマがついているときには、TBMの溶融を

防ぐためWCSを動かしておく必要がある、など)。このような複雑なシステムの運転を行うにあたり、ITER全体の制御ロジック、TBSをはじめコイル、NBIなど個別のシステムの制御ロジックは共通したプラットフォームに基づいて構築される。本節ではそのようなTBSの制御ロジック制御(Instrumental & Control: I&C)システムの設計現状について述べる。

4.6.1 全体構成

TBSにおいて、I&Cシステムは機能上の違いを考慮し、通常制御系、インターロック系、安全系の独立した3つのシステムから構成される。図24に概略図を示す。

図24はITER全体を統括する中央制御システムと、TBSの制御系がネットワークを介して接続されていることを示している。通常制御系は文字通り何のトラブルもない場合において、基本的な運転を担う。インターロックは何らかの原因でTBSが通常運転の範囲から逸脱した場合(例えば水温が標準より高くなるなど)に、TBSを保護するためのシステムを動かす。安全系は、環境への放射性物質の放出や従事者の被ばくを最小限に抑え、安全を確保するためのシステムである。通常制御系は前述の通りITERの他のシステムとの連携を考える必要がある。そのため中央制御システムと接続されている。インターロックや安全系について、例えばプラズマを停止させるなどTBS以外のシステムを使用する場合があるため、これらも中央制御システムに接続されている。次節よりもう少し詳細を述べる。

4.6.2 通常制御系

中央制御室のオペレーターの指令は、図24のCODAC(中央制御システムの中で通常制御系を統括するシステム)経由でTBSに送られ、TBS-Masterが窓口として指令を受け取る。そして各サブシステムに指令が展開される。ここで、ITER全体の運転やTBSなど各システムの運転の基本ロジックは「運転状態(State Machine)」を定義することで検討される。これはロボットの制御などで使用される考え方であり、簡単に言えばシステムの動き

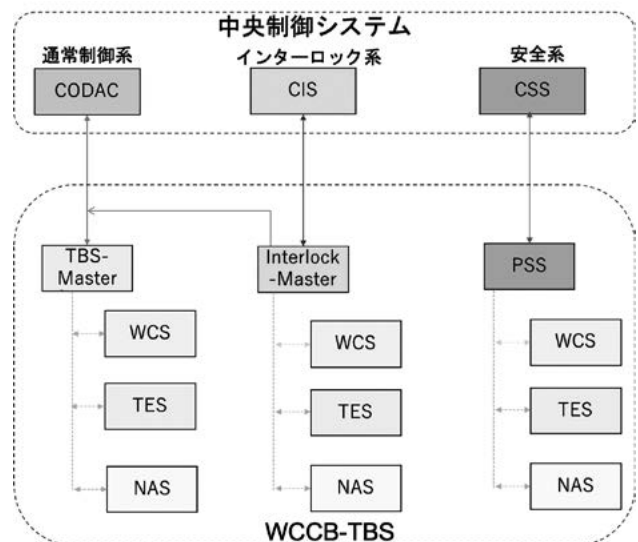


図24 TBS のI&C概略図。

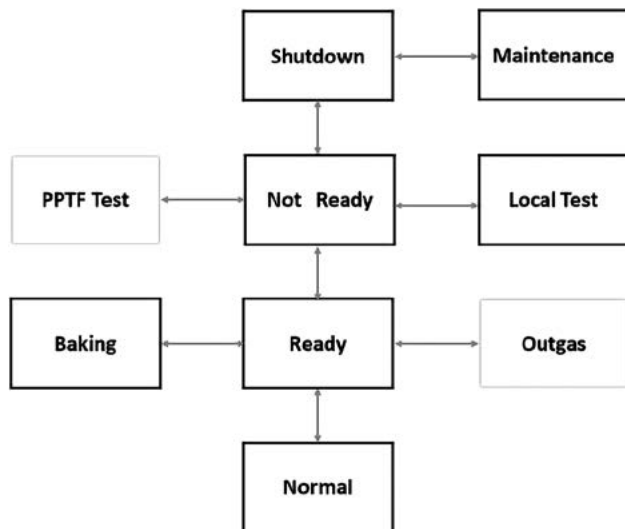


図25 TBSの運転状態.

をフローで記述するものである。TBSの運転状態を図25に示す。

誌面の関係上詳しくは述べないが、電源が入っていない「Shutdown」状態から、通常運転を行う「Normal」状態への動きが主軸となっている。例えばTBM-Masterに「Readyへ移行せよ。」という指令が送られた場合、TBM-Masterは各サブシステムに対応する動きをするように指令を出す。例えばWCSの場合だと、280℃で15.5 MPaの水を循環せよという指令が送られる。すべてのサブシステムが目的の状態になった後、TBS-Masterは「Readyに移行完了。」という信号をCODAC経由でオペレーターに返すことになる。このようなやりとりを通してTBSの運転はなされる。ここで、「ITER全体がA状態の時、TBSはB状態、コイルはC状態。」のような対応関係(Mappingと呼んでいる)が定められており、Mappingに基づきCODACはITER全体の連携をとる。このようなロジックを構築した上で、それを実行するための必要機器(測定器やアクチュエータ)について検討がなされる。

4.6.3 インターロック系と安全系

何かしらの機器故障、正常状態からの逸脱または事故が発生した場合、正常な運転が行えなくなることが想定される。例えばWCSの加圧器が故障し、冷却水の圧力が過圧となってしまったとする。その際、配管が破裂するなどの事故を防ぐため、加圧器のヒーターを停止し、圧力を下げる弁を開けるといった動作が必要になる。これはインターロックの例であるが、このように「圧力の超過を検知したら、特定の弁とヒーターを動かす。」といった動作をプログラムしておく必要がある(安全系も同

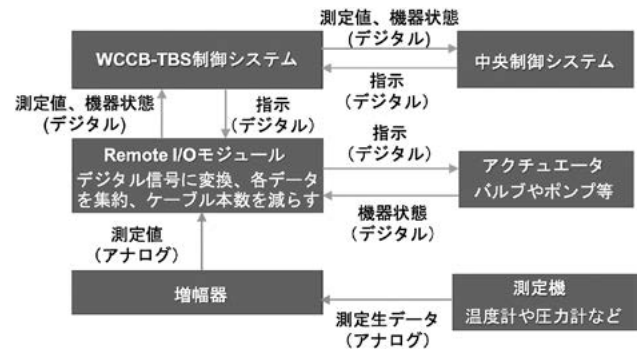


図26 具体的な信号の流れ.

様)。ここで前述の通り、TBS以外のシステムや、TBS内でも他のサブシステムの動作が必要な場合がある。そのためInterlock-Masterを介してCIS (Central Interlock System) やサブシステム同士が接続されている。安全系も同様にCSS (Central Safety System) とPSS (Plant Safety System) が接続されている。

詳細は割愛するが蓄積された安全設計のノウハウに基づき、想定される事故、及びその検知方法と対処方法をリストアップし、どう測定器や弁を設置するかを検討する。

4.6.4 実際の機器構成例

通常制御系やインターロック、安全系で検討された必要機器は、各サブシステムのP&IDに反映されている。具体的に各機器と中央制御室でどう信号が送受信されるのかについて図26に載せる。

各計測機から得られる測定データは概ね微弱な電圧の形(アナログ信号)であるため、増幅器によって一定の電圧まで増幅される。次に増幅された各測定値(電圧情報)はI/Oモジュールと呼ばれる機器で集約・変換され、デジタルの測定値データとしてTBS制御システムに送られる。制御システムは測定値とオペレータの指令、プログラムに基づき各アクチュエータに命令を送る。ここで増幅器をどこに設置するかが課題の一つとなっている。あまりプラズマに近いと半導体が中性子の影響を受けるし、遠くに設置しすぎると正確な測定データが得られなくなる。このような課題も踏まえてI&Cシステム全体の設計が検討される。

参考文献

- [1] W. Guan *et al.*, Fusion Eng. Des. **155**, 111719 (2020).
- [2] W. Guan *et al.*, Fusion Eng. Des. **190**, 113637 (2023).
- [3] W. Guan *et al.*, Fusion Eng. Des. **173**, 112830 (2021).
- [4] ITER 内部文書.



小特集 ITERテストブランケットモジュール計画の進展

5. おわりに

5. Conclusion

谷川 博康

TANIGAWA Hiroyasu

国立研究開発法人 量子科学技術研究開発機構

(原稿受付：2023年 3月22日)

5.1 原型炉にむけた増殖ブランケット開発

本小特集では、ITER-TBM計画について計画の経緯と、課題と進捗および設計の詳細について現時点の状況を報告している。本章では、最初のゴールである原型炉での増殖ブランケット運転にむけて、TBM計画に期待される成果と、TBMでは検証できない課題について整理し、本小特集のまとめとする。

原型炉使用環境では、強磁性体材料である低放射化フェライト鋼を構造材料とする増殖ブランケットは、アウトボード側で4~5 T、インボード側で9~10 Tの傾斜のある強磁場環境下で、プラズマからの熱輻射（最大0.5 MW/m²）および核融合中性子照射（最大1.66 MW/m²）を同時に受ける複合過酷環境下で使用される。

一方でブランケットはエネルギー回収とともに、裕度あるトリチウム増殖を実現するために、高温高压冷却水に対する耐圧性を確保しつつも、容器の壁をより薄くする、矛盾した要求を満たす必要がある。よってブランケットは、要求機能を発揮しつつも、この薄肉耐圧容器が、プラズマからの熱負荷および核発熱による熱負荷を受けつつ、核融合中性子照射による特性劣化や、磁場下にある強磁性体に負荷されるマクスウェル力やプラズマディスラプション時に負荷されるローレンツ力といった電磁力負荷に耐えて、想定する寿命（2~5年）の間、その構造信頼性を有することを示すことが求められる。

当然ながらこのような複合過酷環境下で使用される構造物、特に2 T以上の強磁場下で強磁性体構造を使う想定は磁場閉じ込め核融合炉環境以外に例はなく、よってこのような構造物に対して規定する設計規格基準は存在しない。このため設計規格基準そのものが開発対象となり、当面の設計方針としては、压力容器構造規格や発電用原子力設備規格といった既存の設計規格を参照しつつ、破損の起点となりやすい溶接箇所が出来るだけ少ない、ロバストでシンプルな構造をもつブランケット設計を追求することになる。

5.2 ITER-TBMで期待される成果

新しい環境で使用する構造物の開発にあたっては、実使用環境で試験を重ね、設計を詰めていくことが王道であり、この観点ではTBMは初めての実環境試験の機会となる。原型炉開発ではITER Q10 DT運転の成功を見て原型炉建設判断に入ることが想定されている。よって初期原型炉ブランケット設計と同一設計のFPO-2 TBMの実環境運転実績を示し、運転後評価により十分な構造信頼性が確保されていることを示すことにより、原型炉の安全性を脅かすことのない増殖ブランケットの設計として原型炉建設判断に対し情報を提示できることが期待できる。これらを鑑みつつ、TBMで期待される成果として、最低限達成を期待される成果、達成が期待される成果、および達成が望ましい成果の3つのレベルに分けて整理した結果を示す。

5.2.1 最低限期待される成果

- 製作性の実証：冷却水システムやトリチウム回収システムを含むテストブラケットシステム（TBS）の製作およびITERへの据付達成により、ブランケットシステムの製作性を実証する。PFPO-2までの達成が期待される。
- 増殖ブランケット基本性能の実証：トリチウム回収および核融合エネルギー回収の実績により、増殖ブランケット基本性能が達成されていることを実証する。FPO-2での達成が期待される。
- 設計妥当性および信頼性の実証：核融合炉内実環境においてFPO-2まで故障なくTBM（TBS）の運転を完遂することで、第一期原型炉で想定されるパルス運転に対し、その最初の運転期間でのブランケットの信頼性、ひいてはTBMが受ける核融合中性子照射量と同じ照射量を上限とした設計の妥当性を示すことが期待される。

5.2.2 期待される成果

- 核融合炉内構造設計規格基準の妥当性の実証：運転中の計測データ取得に加えて、運転後試験（PIE）での非破壊・破壊試験評価により変形や損傷蓄積に関わるデータを取得し、設計尤度が期待通りに十分に残存することを示すことで、TBM運転条件を上限とした範囲で核融合

炉内構造設計規格基準の妥当性を実証できることが期待される。

○ トリチウム生成量評価、および燃料サイクルコードの検証：トリチウム計量管理に関わるデータの取得を、運転中の計測に加えて、運転後の除染処理あるいは試験(PIE)を介して実施することにより、最終的なトリチウム生成量評価、およびブランケットループにおける燃料サイクルコードの妥当性を示すことが期待される。

○ 水質管理および放射性腐食生成物(ACP)シミュレーションコードの検証：運転中の水質・線量計測に加え、メンテナンス期間中の配管線量評価やフィルター回収物分析、PIEでの腐食量評価により、水質管理方針の妥当性およびACP管理コードの妥当性を示すことが期待される。

5.2.3 達成が望ましい成果

○ 機能材原料の自国技術による調達：FPO-1以降のTBMには実際に使用する燃料(トリチウム)増殖材および中性子増倍材を充填する。QSTで開発されたLi回収⁶Li濃縮技術による⁶Liの調達や低温精錬技術によるBe精製調達を実施しTBMに供することで、自国技術が核融合炉需要に対して実用レベルにあることを示す。

○ 機能材の健全性の確認：機能材についても実環境下運転により破損や損耗が生じた場合、核発熱除熱やトリチウム回収効率に影響することが設計上の懸案とされている。PIEにより亀裂の発生や粉砕粒量等を評価し、機能材健全性の観点から設計尤度を確認する。

○ リサイクル技術の試行：ブランケット材料を想定寿命毎に全量廃棄すると、放射性廃棄物を排出するのみならず、コスト面の負担が大きくなる。このため、構造材料の熱処理による照射劣化回復技術や、機能材のリサイクル技術の開発が重要であり、TBMのPIEはこれらを実証する重要な機会となる。

○ 発電実証：水冷却システムは、He冷却や機能材自己冷却と比べて原子炉等での実績が豊富であり、発電には既存技術をほぼそのまま利用できる。この利点を生かし、TBS運転により世界発の核融合エネルギーによる発電実証を行うことに期待が寄せられている。現時点ではスペースの制限により発電システムを組み込むことが困難であるが、設計の進展により予備スペースが解放された場合は、実施できる可能性が残されている。

5.3 原型炉開発としての取り組みを要する課題

TBMでは、上記のような要となる設計および技術を実証することが期待できる。その一方で、ITER運転上限より核融合中性子照射量は僅か(1 dpa以下)であり、且つ熱フラックス・中性子束は共に原型炉の半分程度に止まること、TBMはアウトボード赤道面位置でのブランケット検証となること、さらにはリップル影響低減のために周囲の遮蔽ブランケットの第一壁より12 cm後退していることことから周辺プラズマからの粒子束がTBMのプラズマ対向壁に負荷されない、といった原型炉設計要求とのギャップが存在する。以下に、TBMでは実証できない課題について整理した結果を示す。

まず、炉の安全にかかわる課題は、建設可否判断に係る重要な課題と考えられる。ブランケットにおいては、その破損が安全境界である真空容器の破壊につながることを示すことが重要であり、特に以下の評価および設計はTBMでは実証できないことから、原型炉開発として取り組む必要がある。

○ インボードレベルの強磁場影響：プラズマディスラプションはブランケット構造健全性を脅かす負荷であるが、インボード側で想定される10 T程度の強磁場下において耐えることを示す必要がある。実験的な実証が困難である場合は、現時点では課題が多い強磁場下での強磁性体構造の応答を予測するためのコードを開発する必要がある。

○ プラズマ対向被膜およびリミタの開発：炉内では、荷電粒子(Heや電子)が磁力線に沿って飛来するため、特に現在の円筒型ブランケット設計では天球頂部に熱負荷が集中することが予想される。プラズマ立ち上げ時や非定常プラズマ運転時の負荷にも耐えるには、保護リミタによる遮蔽が必須である。保護リミタが配備されても、依然として天球頂部には0.3 MW/m²程度の荷電粒子フラックス負荷が予想されるため、プラズマ対向耐熱被膜の施工が必要となる。耐スパッタ性の観点からタングステン被膜が想定されているが、損耗量のみならずトリチウムインベントリを考慮した被膜の設計と開発が求められる。さらにこの被膜および被膜界面はもっとも重照射を受ける箇所となることから、照射試験を含めた開発を進める必要がある。

一方、運転許認可範囲については段階的に拡張していくシナリオが考えられる。ITERでのTBMの運転を足掛かりとして、前段階の運転実績を定時打ち切り試験と位置づけて信頼性を評価し、これを根拠に次の段階での運転許認可取得をめざす。このロジックにおいては、以下の評価が先行することが必須となる。

○ 核融合中性子照射影響評価：核融合中性子照射効果の主たる特徴は高エネルギー中性子による核変換反応生成物(HeやH)が弾き出し損傷に加えて材料特性劣化に影響する点にある。低損傷量ではこれらの影響は顕著ではなく、弾き出し損傷のみを導入する原子炉照射試験で得られたデータで予測可能と考えられるが、この予測の妥当性を核融合中性子照射試験により各運転段階で想定される損傷量まで運転に先行して検証していく必要がある。

○ 予寿命評価：TBMと同様に運転後試験(PIE)での非破壊・破壊試験評価により変形や損傷蓄積に関わるデータを取得し、設計尤度が予想通りに十分に残存し、信頼性が確保されていることを示すことが求められる。TBMより高い線量の照射を受けていることから、高放射線環境下でのホットセル作業に対応できる試験法の開発を要する。

5.4 まとめ

原型炉建設移行判断から原型炉運転開始までに実証を要する課題は何か、という視点からTBM計画の位置づけを定義するとともに、今後原型炉開発活動として取り組むべき課題を示した。

小特集執筆者紹介

かわ むら よし のり
河村 繕範

量子科学技術研究開発機構 六ヶ所研究所 プランケット工学研究グループ・リーダー・首席研究員 1994年、九州大学大学院工学研究科を学位取得の上修了し日本原子力研究所入所、トリチウム工学研究室（現、量子科学技術研究開発機構トリチウム工学研究グループ）にて核融合炉プランケットにおけるトリチウムの研究に携わる。2014年、プランケット工学研究グループのグループリーダーに就任。ITERテストプランケット計画において、日本のTBMリーダーとして設計製作を主導している。青森単身赴任6年目。ワンパンパスタに凝っています。

ひろ せ たか のり
廣瀬 貴規

量子科学技術研究開発機構 六ヶ所研究所 プランケット工学研究グループ・首席研究員。2002年よりプランケット研究開発に従事。2019年よりITERテストプランケット計画の技術責任者（TRO: Technical Responsible Officer）を務めています。六ヶ所勤務6年目、Burn fat not oilをモットーに夏は自転車、冬はスノーボードを楽しんでいます。

GUAN Wenhai
管 文海

量子科学技術研究開発機構 六ヶ所研究所 プランケット工学研究グループ・研究員 東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻を修了し（博士（工学））2018年から量子科学技術研究開発機構に博士研究員として入所、ITER TBM-setの構造設計、構造健全性評価の活動に従事する。

かた ぎり たく や
片桐 拓也

量子科学技術研究開発機構 六ヶ所研究所 プランケット工学研究グループ・研究員 東北大学大学院工学研究科を修了した。2021年度から量子科学技術研究開発機構に入所、TBMの電磁場解析、噴出漏洩試験に従事。実家の猫を愛でるのが帰省するときの楽しみ。

わか さ あつ し
若佐 厚至

量子科学技術研究開発機構 量子エネルギー部門 六ヶ所研究所 プランケット研究開発部 プランケット工学研究グループ 技術員。CATIAを使用したモデルの作成やP&ID・PFDの作成、プランケット開発における安全実証試験装置の運転・保守などを担当しています。

なか じま もと き
中島 基樹

量子科学技術研究開発機構 六ヶ所研究所 核融合炉構造材料開発グループ主任研究員。専門分野は核融合炉材料（低放射化鋼、銅合金）の腐食。近年苦勞して整備した装置から結果が出てきて楽しくなってきたところです。趣味は読書（主にミステリー、SF）、映画鑑賞（SFが多い）、

音楽（聴くのも弾くのも）、植物いじり、機械いじりなどインドア中心に興味があれば何でも、広く浅く楽しむ。

KIM Jaehwan
金 宰煥

量子科学技術研究開発機構 六ヶ所研究所 増殖機能材料開発グループ・主幹研究員 東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻を修了し（博士（工学））2011年から日本原子力研究開発機構に博士研究員として着任。主な研究は、増殖機能材料研究開発とリサイクル技術開発に関する研究。六ヶ所勤務13年目ですが、現在も自然豊かな環境とグルメに飽きせず、楽しんでます。

う とう ひろ やす
宇藤 裕康

量子科学技術研究開発機構 六ヶ所研究所 核融合炉システム研究グループ・主幹研究員。2009年東北大学大学院博士後期課程修了。博士（工学）。主な研究分野は、超伝導コイル設計、炉構造・遠隔保守設計を中心とする核融合炉システム設計。核融合原型炉の設計に従事しつつ、2018年よりTBM安全性評価に関する設計を担当。コロナを言い訳に増えた体重を戻すべく、最近野球を始めた息子たちと、この写真の頃をめざして運動を再開。

こ が ゆう き
古賀 友稀

量子科学技術研究開発機構 六ヶ所研究所 プランケット工学研究グループ 任期付研究員。2022年に九州大学大学院工学府エネルギー量子工学専攻を修了後、量子科学技術研究開発機構に入所した。大学ではトリチウム製造に関する研究を行い、現在はベリリウム-水蒸気反応性評価試験を担当している。本試験で一通りのデータが得られたため、次の研究テーマに取り掛かる予定。

み よし ゆう や
三善 悠矢

量子科学技術研究開発機構 六ヶ所研究所 プランケット工学研究グループ・主任研究員 東京大学大学院を修了し2015年から日本原子力研究所に博士研究員として入所、原型炉における第一壁熱負荷解析に従事。現在、量子科学技術研究開発機構六ヶ所研究所にてTBMの核解析、I&CおよびNASに関する設計を担当。コロナ禍のウチ活でお菓子作りに目覚めました。

の ざわ たか し
野澤 貴史

量子科学技術研究開発機構 核融合炉構造材料開発グループ・グループリーダー。京都大学博士（エネルギー科学）。SiC/SiC複合材料のマクロ・マイクロメカニクスを専門。ここ数年は低放射化フェライト鋼を中心に、微小試験片技術や材料の規格化に向けた活動など、実用化をめざした研究開発に従事。青森の生活も14年目に突入。街の変遷にしみじみ思うことも。最近では高校生の娘とともにウクレレ・ギターを嗜みストレス発散。



たに がわ ひろ やす
谷 川 博 康

量子科学技術研究開発機構 六ヶ所研究所 プランケット研究開発部 次長。1998年京都大学大学院工学研究科・博士（工学）。核融合炉構造材料研究開発に引き続き携わりつつも、最近はプランケット開発の観点から信頼性工学にも取り組みつつあります。今は特に強磁場影響の分析・解明に注力しており、いささか無茶をやろうとしていることに今更気が付いて冷や汗をかいています。



そめ や よう じ
染 谷 洋 二

量子科学技術研究開発機構 六ヶ所研究所 核融合炉システム研究グループ・主幹研究員、2010年に東京都市大学大学院工学研究科・後期博士課程を修了（博士（工学））し同年から日本原子力研究開発機構に博士研究員として在籍、核融合炉システム研究グループにて核融合原型炉の核設計研究に従事。現在、核融合原型炉の安全確保に向けた設計活動を主導するとともに、TBM水冷却システム（WCS）に関する設計を担当。最近、2人の娘との遊びを利用して運動不足の解消に努める。



おち あい けん た ろう
落 合 謙 太 郎

量子科学技術研究開発機構 六ヶ所研究所 核融合中性子源設計グループ・上席研究員 大阪大学大学院を修了し2001年から日本原子力研究所に博士研究員として入所、核融合中性子工学研究室（FNS）にて核融合中性子に関する実験研究に従事。現在、量子科学技術研究開発機構六ヶ所研究所にて核融合中性子源の設計活動に従事するとともに、TBM中性子計測（NAS）に関する設計を担当。