J. Plasma Fusion Res. Vol.90, No.6 (2014) 332-337

解説

ITER テストブランケットモジュール計画の世界的動向

The Current Status of the World ITER Test Blanket Module Program

小西哲之[1)]，榎枝幹男[2)]
KONISHI Satoshi[1)] and ENOEDA Mikio[2)]
[1)]京都大学，[2)]日本原子力研究開発機構

（原稿受付：2014年5月2日）

ITER/TBM 計画は，核燃焼プラズマ環境において，燃料トリチウムの増殖回収と，高品質熱エネルギーへの変換取り出しを実証し，またその性能を評価することを目的としており，ITER における研究の主要目的の一つである．国際共同作業で一つの装置を共有する燃焼プラズマ実験と異なり，各参加極が，異なる概念・構造のブランケットモジュールを持ち寄り，それぞれに異なる次期計画に向けて試験を行う，国際競争の面をもつ．ITER の炉内機器として 3 つのポートに 2 個ずつ，計 6 個の異なるモジュールが運転初期から設置されてまず電磁環境での試験を行う．DT 燃焼においては核融合中性子を用いて核融合エネルギーの実現性を検証する．わが国は原型炉に向け，TBM として水冷却固体増殖ブランケットの開発を行っている．構造材に F82H 鋼，増殖材に Li_2TiO_3 微小球（ペブル），中性子増倍材に Be 微小球（ペブル）を用いる．設計と製作技術の開発はほぼ終了し，現在は安全解析などの ITER への設置準備を進めている．

Keywords:
fusion energy, blanket, tritium breeding, neutron, RAFM, solid breeder, liquid breeder, ITER

1．ITER/TBM 計画の概要

1.1　はじめに

本解説は，「ITER テストブランケットモジュール（TBM）計画とは何か」ということからはじめて，その核融合エネルギー開発における意義，世界の取り組みについて解説したい．TBM についてはすでに十分な技術情報がレビュー[1]および各極個別の報告として，毎年のようにどこかの国際学会で開発状況が報告され出版されている．しかしそのおおもとの枠組みは案外知られておらず，説明も不足している恐れがあるので，ここでは技術的詳細の多くには立ち入らず，このプロジェクトの概要，全体像に力点をおいて報告したい．

1.2　TBM の概要と位置づけ

TBM については，2 つの重要な点において，誤解されやすい点があり，注意を要する．

まず「ITER 協定[2]には TBM に関する条項が含まれていない」というと，核融合研究者の多くの人が意外に感じるかもしれない．TBM は，ITER 参加各極が個別に持ち込むモジュール試験体であって，国際協力で共同で建設し，ITER 機構（IO）によって運営運転される ITER 施設に対しては，ユーザーの地位にある．ITER 協定は本来，ITER 事業体の設立と運営に関する条約であり，そこまでは国際約束として義務があるが，TBM 計画への参加，特にモジュールの開発と ITER への持ち込みは，参加極の権利であって義務ではない（このどちらもが重要な意味をもっていることに留意されたい）．ITER 機構は，持ち込まれれば施設運営者として責任をもって照射試験を実施するが，モジュールの所有権は持ち込み極が持ち続ける．ITER 計画の運営の最高意思決定機関は ITER 理事会（IC）であり，そこではすべての参加極と ITER 機構が，プロジェクトの運営について決定する．TBM は少し例外的な地位にあり，TBM Program Committee（TBM-PC，TBM 計画委員会）が，ITER 理事会に直属して，そのための準備検討を行う．つまり TBM 計画は，参加極と ITER 機構が独立な立場で，かつそれぞれが異なる利害関係を持って参加している．TBM 計画委員会は直接その利害調整をして計画のガバナンスを司る．現在のところすべての極が TBM 計画への「参加」を理事会で表明しており，ITER において行われる試験で得られる情報は TBM を保有する／しないに関わらず，ITER 装置と同じく TBM に関しても共有される．しかし各極内での研究開発については，知的財産の所有権は各開発極に保持される．それぞれの極が，異なる概念に基づく原型炉，DEMO などの次期装置に向かう計画をもっており，ITER の利用者として異なるスタンスで臨んでいる．ITER 計画は，参加極に共通の義務を課し，共同で運営し，その規則が協定に定められている．しかし TBM 計画はその外側にあり，モジュールの持ち込みと試験は常に国際調整と，持ち込み極対 ITER 機構間の二者取り決めにより，別途規定されることになる．

所有権が移転しないため，照射後のモジュールについて

1)Kyoto University, Uji, KYOTO 611-0011, Japan
2)Japan Atomic Energy Agency, Naka, IBARAKI, 311-0193, Japan
authors' e-mail: s-konishi@iaea.kyoto-u.ac.jp, enoeda.mikio@jaea.go.jp

©2014 The Japan Society of Plasma Science and Nuclear Fusion Research

は，各極は個別に照射後試験を計画し，そのまま持ち帰ることもできる．一方，廃棄物の最終処分もまた持ち込む極の責任であるので，持ち帰って処分するか，別途フランス国内で費用を支払って処分することになる．

1.3 TBMの目標

二つ目の留意点は，TBMによる試験の意義とその限界である．先に言ってしまうと，これはまだ決定されておらず，明確な試験案も提示されていない．ITERは世界最初かつ唯一の本格的なDT核燃焼装置である．したがってその最大の利用法が，核融合中性子を用いた試験として，核融合エネルギーの取り出しと，燃料トリチウムの自給可能性の実証にあることは広く知られている．そのためにTBM計画が企画されているはずであるし，現にITERの最も重要なミッションの一つとなっている．しかしこのTBMは，核融合エネルギー開発の重要不可欠なマイルストーンであるものの，「燃料の自給」と「エネルギーの取り出し」を直接実証するものではない．ITERは核融合中性子と模擬的な核融合炉環境を提供はするけれども，核融合炉で想定される能力にはまだ足りないし，またTBMもそれだけの能力は備えていない．むしろ，不足するからこそ，それを補って，如何に核融合のエネルギー取り出しと燃料の自給の技術につなげる試験を工夫するかに今後の核融合開発戦略の大きな部分が依存しているといえる．そして原型炉に向けた技術実証という目標を共通にしつつも，具体的に何を行うかは持ち込み極の個別の核融合研究計画にも深くかかわっている．どのようなブランケット概念を選択しても，ITER以降の核融合装置には，トリチウム自給は必須条件になる．しかしITERではトーラス全体に増殖ブランケットを設置しないので，大部分の中性子は遮蔽ブランケット等TBM以外で吸収されてしまう．また放電のフラットトップで500 MWの14 MeV中性子が発生しても，それでモジュールの温度までが定常値になり，タービンの駆動に足る熱が直接取り出せるわけではない．このようにTBMの試験環境は原型炉のそれとはかなり異なり，核融合炉環境での挙動を観測するためには相応の工夫が必要になる．いずれにしてもTBMは“DEMO relevant”つまり技術的にDEMOに外挿可能，ということになっているが，そのDEMOに求める条件が極により異なるのである．

要するに，TBMでどのような試験を行い，ITERの次の装置に結び付くデータを得るかは，これからの課題になっている．たとえば米国やロシアは発電を行う原型炉計画を具体的にはもっていない．また中国は発電炉より小型の核燃焼を行う試験装置を比較的近い将来に建設する計画をもっている．ロシアや中国は，核分裂—核融合ハイブリッド炉を少なくとも考慮に入れている．これらはTBM試験のミッションに，それぞれの国で異なる位置づけを要求している．

1.4 TBM計画の現状と計画

前項に記した状況により，現在はITER参加各極がTBM計画への取り組み方針を決めたところであり，2014年末をめざして．TBM Arrangement（TBM取り決め）が，持ち込み極とITER機構の間でそれぞれ準備されている．この文書が調印されれば，これが各極とITER機構（IO）の間でのTBMの持ち込み，設置から廃棄物処理までの総合的な手順，権利と義務が規定されることになる．現在，このモジュールの持ち込みは，EUが2種，日本，韓国，中国，インドが各1種を計画している．今年度中に，すべての取り決めが相互に等価な効力を持って調印される予定であり，これにより当面の設計製作から据え付けまでの詳細な計画が決まる．この時点で，現在ITER施設の建設について決まっているような国際約束が正式に成立する．運転試験以降の詳細な計画はさらに将来検討される．

ITERでは当初は運転初日からTBMを備えてプラズマ放電を開始する計画でいたが，現在計画されるファーストプラズマはブランケットやダイバータなどの真空容器内機器を備えない状態で点火される予定なので，この時点でTBMは装着されない．モジュールはアセンブリフェーズⅡといわれる真空容器内機器の据え付け時期にまとめて設置されることになる．ただし，トーラスからの配管など，事前に用意や設置しなければならないものもあるので，すでに設計と製作準備は始まっている．モジュールを設置するポートセルとTBM関連装置の位置関係を**図1**に示す．

当初10年の運転期間に，数世代のモジュールが交換，試験される．初代のモジュールはDT放電前に試験されるので，電磁環境での試験が中心となり，EMモジュールと呼ばれる．ディスラプションを含む電磁場での健全性を検証し，中性子や放射線に関連した課題以外が試験される．強磁性体であるフェライト系材料が用いられることによる磁場への擾乱で高性能閉じ込めが悪化する可能性が懸念されているため，軽水素やヘリウムを用いた実験の間に，閉じ込めへの悪影響を評価することも重要な課題である．その結果によっては，場合によりモジュールのフェライト鋼の量を減らす．あるいは位置を遠ざけるなどの対策が要求される可能性がある．もしもITER本体の建設計画にTBM製作が間に合わない極があった場合は，ダミープラグが据え付けられる．

ITERの計画では，ファーストプラズマ後に真空容器内機器を取り付け，HないしHe放電期間ののちにDT運転に

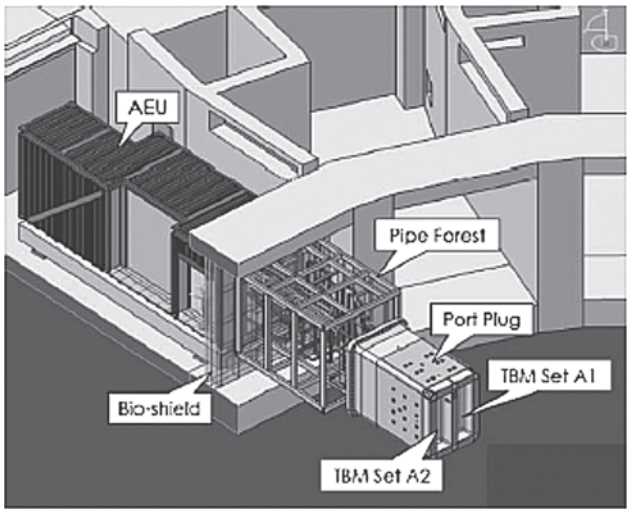


図1　ITER/TBMとポートセル周りの構造[1]．

向けた準備期間があって，ここで別のブランケットモジュールが据え付けられる．DT 運転が開始されると，14 MeV 中性子による試験やトリチウム，熱の取り出し試験が行われる．DT 運転期間にそれぞれのTBM持ち込み極は適宜モジュールを入れ替え，核融合環境での試験を行うことができる．当初運転の10年ののちは，別の概念に基くTBMや，それまでと異なるTBM持ち込み極による試験の可能性がある．

1.5　TBMの技術的な特色

ITERのTBMは，原型炉や動力炉で用いる低放射化材料で筐体を製作し，トリチウムの親物質となるリチウム化合物の増殖材，中性子を増やすためのベリリウムなど増倍材，熱を運び出す冷却材を内包する．とはいえ，前述のようにそれぞれの極が独自に開発した個別の材料を使用するため，組成や構造は異なる．またそれぞれが個別にトリチウム回収と熱の取り出し機能をもったループシステムを備えている．これらを総称して TBS（TBM Systems）と呼んでいて，すべてがポートとそれに付随した空間に内蔵される．回収されたトリチウムと熱交換器で取り出された熱はITER 本体の設備に送られる．ITER では，トーラス赤道面の水平ポート No.2，No.16，No.18 に各々 2 個ずつのモジュールを収容する．それぞれのポートに，ITER 施設とのインターフェースの取りまとめ役の「ポートマスター」が指名された．

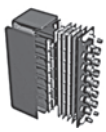
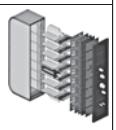
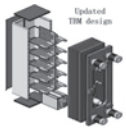
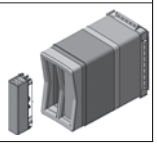
前述のようにITER の条件は原型炉等で想定されるものといくつかの点で大きく異なる．TBM の他のブランケットはすべて遮蔽ブランケットと呼ばれ，遮蔽のみを目的としており，ステンレス鋼と水によって構成される．このため TBM がたとえ原型炉相当のトリチウム増殖能力を持っていても，ITER ではモジュール単体でトリチウム増殖比TBR）＞1 が観測されるわけではない．中性子場はそれぞれのモジュールで個別に測定して核計算に反映する必要がある．温度も原型炉に想定される温度で試験したければ，個別に加熱しなければならない．

TBMはITER真空容器内における試験体であり，それ自体が施設の安全機能の一部を構成するわけではないが，ITER 機構やフランス当局の課す安全要件は満たさなければならず，設計段階から各極はITER 機構と協力して安全解析を行い，審査を受ける．ITER はプラズマ試験装置として相当数のディスラプションなども想定されており，強度要求は原型炉などより楽とは限らない．多数回の放電が行われるため，熱疲労などの条件もある意味原型炉より厳しい．

1.6　各極の TBM

表 1 に，現在各極が持ち込む予定になっている概念をまとめて示す．ポート 2 は中国がポートマスターで，中国のヘリウム冷却固体増殖（HCCB），インドのリチウム鉛冷却固体増殖（LLCB）がそれぞれ入る．中国は独自の低放射化材 CLAM を最近開発しており，増殖材は Li_4SiO_4の微小球（ペブル）を用いる[3]．インドの方式は唯一液体金属（LiPb）を熱媒体として使用し，なおかつ固体増殖材（Li_2TiO_3）も用いる独自の概念である．冷却には He も併用するとしている．モジュール中に液体金属を流す時に発生するMHD 圧力損失を防ぐために流路にアルミナを絶縁材として用いる．インドの TBM 開発にはロシアが技術的に協力している[4]．

表 1　ITER/TBM の分担[3]～[7]．

ポート番号（ポートマスター）	TBM 1	TBM 2
16（欧州）	HCLL（He冷却リチウム鉛：EU） 	HCPB（He冷却ペブルベッド：EU） 
18（日本）	WCCB（水冷却セラミック増殖：JA）	HCCR（He冷却セラミック反射材：KO）
2（中国）	HCCB（He冷却セラミック増殖：CN） 	LLCB（リチウム鉛セラミック増殖：IN） 

ポート16は欧州がヘリウム冷却リチウム鉛増殖（HCLL），ヘリウム冷却ペブルベッド（HCPB）の 2 方式を試験する．構造材には EUROFER を用い，冷却パネルを構成して熱を取り出す．固体増殖方式は KIT，LiPb 方式はCEAが中心になって設計しているが，多数の欧州内の研究機関が協力して開発している．固体増殖材はLi_4SiO_4の予定である[5]．

ポート18は日本がポートマスターで，日本の水冷却固体増殖方式（WCCB，次章で詳述[6]）とともに，韓国が最終的に参加意思を表明して，ヘリウム冷却セラミック反射材（HCCR）方式を持ち込むことになった．増殖材は Li_4SiO_4，または Li_2TiO_3で，低放射化フェライト鋼も開発に着手しているが組成は決まっていない．SiC 被覆した黒鉛反射材を用いるのが特徴となっている[7]．

このように各極が TBM の開発を進めているが，米国とロシアはモジュールを持ち込む予定はない．EDA の時代から米国は当初は二重冷却リチウム鉛（DCLL）方式，ロシアも液体リチウム増殖を検討しており，特に米国は一時期モジュールの持ち込みを約束せず，据え付けを想定した技術検討のみを行う立場で TBM 活動を行っていたが，結局国の方針として，将来の可能性を残しつつも設置計画に至らなかった．韓国がその位置に入った形になる．

1.7　おわりに

以上のように，TBM計画はITERプロジェクトの中でも特殊な位置にあり，原型炉に向けて異なる概念が試験される国際競争の性格を持ち，また各極の政策や開発段階の差が反映される．DT 運転の計画される2020年代末からが本格的な運転であるが，それに向けて各極の独自の研究開発と国際連携など科学的見地だけではなく政治的にも複雑な動きが今後予想され，目が離せないプロジェクトである．

2．我が国の ITER-TBM の開発状況

2.1 水冷却固体増殖方式の TBM の概要

我が国では，水冷却固体増殖方式（WCCB）を主候補案として増殖ブランケットの開発を進めている[8]．核融合炉の増殖ブランケットは，厳しい熱・機械荷重の負荷と中性子照射に耐え，核融合燃料トリチウム生産と核融合エネルギーの熱エネルギーとしての回収をするという複合した機能を，統合されたシステムとして発揮する必要がある．ITER で実現される核融合炉環境下で，増殖ブランケットの機能評価を行うテストブランケットモジュール（TBM）試験は，原型炉の実現に向けた重要マイルストーンの一つであり，日本は水冷却固体増殖方式の TBM（WCCB TBM）の試験を実施することを計画している．TBM 試験では，ブランケットの熱の回収とトリチウム増殖の機能評価を行うために，原型炉と同じ，固体増殖材（Li_2TiO_3）微小球充填層方式の構造概念の TBM（**図 2**）を，原型炉と同等の冷却条件（15 MPa，285-325℃）で運転して熱の回収を行い，トリチウムの増殖・回収を行う．そのため，わが国の TBM 独自の冷却システムとトリチウム回収システムを備える計画としている．既存の発電システムが使用可能な固体増殖水冷却方式を採用しているのは，我が国のITER-TBMが唯一であり，熱交換器を介して小規模の発電試験も計画している．

ITER に TBM を持ち込んで試験を行うために，ブランケットモジュールの製作技術開発が実施されるとともに，ITER の運転の熱負荷や電磁力に対する構造健全性や中性子の遮蔽性能を示すための解析が進展している．また，TBM が ITER の安全性に影響を与えないことを示すために安全性解析が行われている．

2.2 ブランケット製作技術開発の現状

TBM の製作技術の開発としては，低放射化フェライト鋼 F82H を用いて，第一壁表面熱負荷 0.5 MW/m^2，中性子壁負荷 0.78 MW/m^{2}に耐えるモジュール筐体の開発と，増殖・増倍材微小球充填層を形成する微小球充填箱の製作技術開発が行われてきた．ブランケット筐体の製作には，多様な接合技術が必要であり，必要な接合技術の開発が系統的に進められてきている[9]．また，開発された接合技術を用いて，実機模のモックアップ製作試験も進められている．広い面積の第一壁で高い熱負荷に耐えるための第一壁構造として，矩形冷却チャンネルを内蔵する第一壁を製作するために熱間等方圧加圧（HIP）接合法による HIP 条件の研究開発が進められ [9]，TBM の実規模の F82H 製モックアップの製作に成功した．製作したモックアップを実機と同じ条件の冷却水により冷却しつつ，水素イオンビーム加熱装置により，0.5 MW/m^2 の表面熱負荷試験に成功し，除熱性能が確認された[10]．厚さ45㎜の側壁は，中性子照射による核発熱を除熱するために，冷却チャンネルをドリル加工により形成する手法が採用され，その試作に成功した[11]．また，製作された実規模第一壁モックアップと実規模側壁モックアップの組み合わせ接合による第一壁側壁組み合わせモックアップの試作に成功した[12]．ブランケットモジュールは後壁で自重や電磁力を支えるため，最大で110㎜の厚さの板材を用いた後壁が必要となるが，その試作が行われた[13]．最近では，これまでに試作されてきた実規模第一壁側壁組み合わせモックアップと実規模後壁モックアップの組み合わせ接合が実施され，F82H を用いた 6 面のTBM実規模筐体モックアップが試作された．**図 3** に製作された TBM 実規模筐体モックアップの外観写真を示す．TBM 筐体には，冷却水圧力に対する耐久性が要求されており，今後は，耐圧性評価試験用モックアップの製作と耐圧試験の実施について検討を行う計画である．

2.3 TBM 構造強度と中性子遮蔽性能解析の現状

TBM の構造に対しては，ITER の運転で発生する様々な負荷に対する健全性を示すことが要求されている．考慮するべき負荷は，表面熱負荷と中性子壁負荷，プラズマディスラプションによる電磁力，筐体内部に冷却水が侵入した場合の内圧，地震力などである．これまでに，熱応力，電磁力に対する構造強度，冷却水の耐圧性について検討が行われた．

熱応力は，0.5 MW/m^{2}の第一壁表面熱負荷と，0.78 MW/m^2

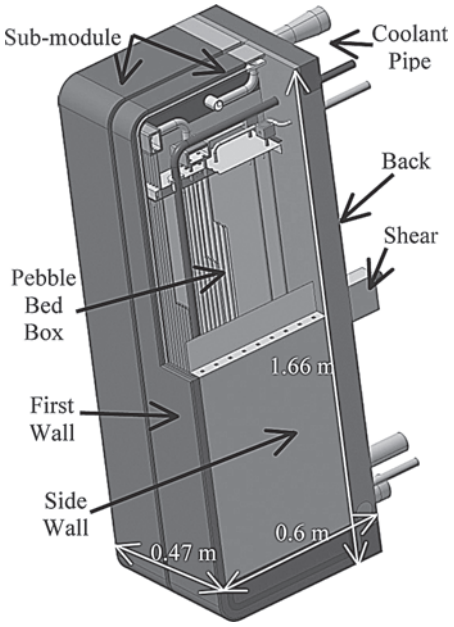


図 2　水冷却固体増殖 TBM の構造．

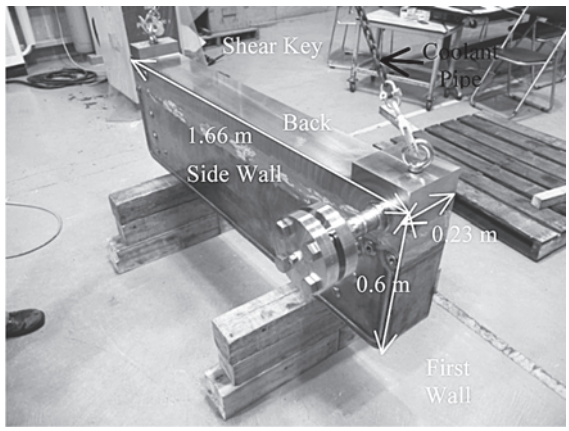


図 3　作成した実規模 TBM 筐体モックアップ．

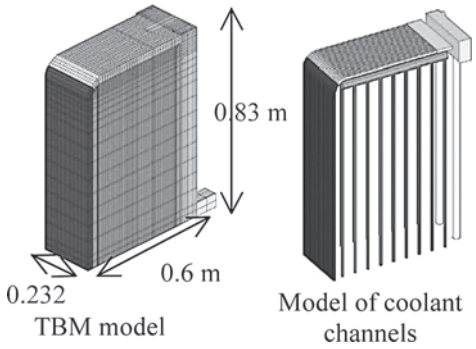


図 4　熱応力解析の有限要素モデル．

の中性子壁負荷による核発熱により発生する．ITER の運転はパルス運転であるため，発生する熱応力の過渡応答が評価され，定常状態での熱応力との比較が行われている．**図 4** に解析に使用した形状モデルの概略を示す[13]．解析は汎用構造解析コード“ANSYS”を用いて実施された．過渡応答には，60秒のプラズマ立ち上げ，400秒の定常運転，90秒のプラズマ停止が仮定された．定常解析の結果としては，最高温度は第一壁の表面で550℃以下であること，熱応力のピーク値は第一壁の矩形冷却チャンネルの隅の表面部分に発生するが，評価断面を設定して健全性を評価した場合，許容範囲内となる見込みであることが明らかにされた[13]．過渡応答による発生熱応力は，定常状態での評価結果と有意な差がないことが明らかになっている．

電磁力評価は，ITER 機構により設定されたディスラプションの条件に従って実施されている[14]．**図 5** に電磁力解析に使用された形状モデルの概略を示す[13]．電磁力解析では，広い範囲の空間をモデル化する必要があり，大きな解析モデルが必要である．プラズマディスラプションの境界条件は，電流分布の時間変化として与えられる．解析は ANSYS により実施され，構造物に発生する渦電流が解析により求められ，その値から発生する電磁力とそれに起因する応力が得られている．TBMの電磁力は，後壁に設置される電磁力支持構造により支持される設計となっている．解析の結果，TBM筐体に発生する変形は 1 ㎜以下であり，周囲の構造物との空隙の10㎜に比べて十分小さいことが明らかにされている[13]．また，TBM 筐体に発生する応力は小さく，電磁力支持構造に発生する応力が最も大きいこと，その応力は 140 MPa より小さく，許容範囲内と考えられることが明らかになっている．

TBM 筐体に高温高圧水が侵入した場合を想定した筐体の耐圧性解析は，ANSYS を用いて行われた（**図 6**）．筐体寸法 1.66 m×0.47 m×0.6 m では，発生応力が許容範囲を超えることが明らかになった．ITER に装着できる TBM のフェライト鋼重量は，フェライト鋼に起因する不整磁場を低減する必要性から 1.3 トンと制限されることが決まっていることを考慮し，TBM 筐体の寸法を 1.66 m×0.47 m×0.375 m として解析を行った結果，耐圧性が確保される見通しが得られ，同時にフェライト鋼重量も 1.3 トンに低減可能となる見通しが得られている[13]．

中性子遮蔽解析による停止後線量率評価に関しては，

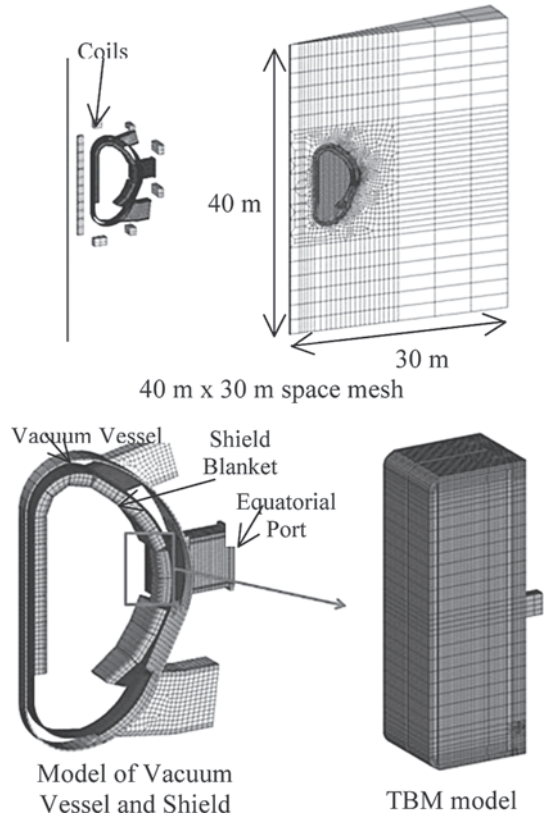


図 5　電磁力解析用の有限要素モデル[6]．

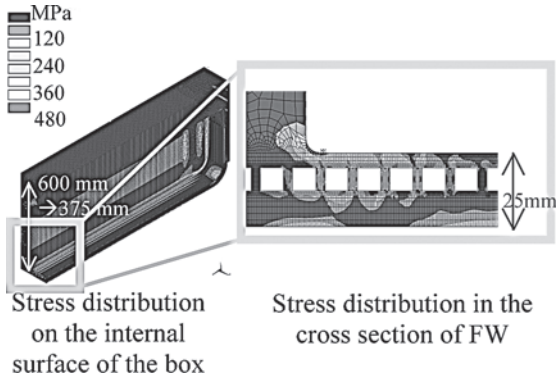


図 6　15.5 MPa の冷却水が TBM 筐体内に侵入した場合の応力計算結果[6]．

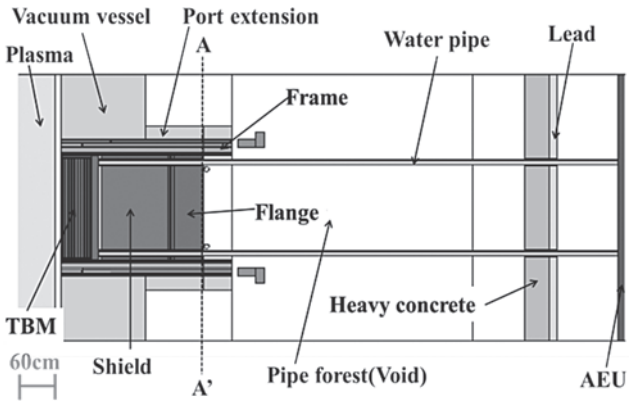


図 7　中性子遮蔽解析用の MCNP 形状モデルの水平断面図[6]．

TBM を設置する水平ポート周辺を，3 次元形状でモデル化し，中性子挙動は MCNP で，放射化は ACT 4 で解析を行っている[13]．**図 7** に，解析に用いた形状モデルの垂直断面図を示す．評価基準は，TBM 試験後の TBM 後方水平ポートでの運転停止後 2 週間での放射化による線量率が 100マイクロ Sv/h を超えないことである．この基準値は，従事者の立ち入りが可能となる値である．解析の結果，この値を満足することが示されている[13]．

2.4 安全性解析の状況

安全解析に関しては，機能に着目した故障事象影響分析（FMEA）により重要な初期事象を摘出し事象のシナリオを設定して[15]，解析が実施されている[16]．これらの従来の解析では，温度応答解析は，1 次元の簡易的な評価を行い，冷却水の圧力挙動のみを熱流体安全解析コード“TRAC-PF1”を用いて解析していた．最新の安全解析では，TRAC-PF1 コードを整備して，ベリリウムと水蒸気の反応熱が温度応答に考慮されるよう改良され，温度応答と冷却水の熱流体挙動の解析を同時に実施されている．また，安全解析を実施したときに要求される解析コードの計算結果の妥当性の検証として，評価済みの解析コードとの解析結果の比較検証を行なうことが計画されている．

2.5 今後の課題

TBM を製作して ITER に持ち込むためには，ITER の機器すべてに要求される設計レビューで承認を得る必要がある．さらに，フランスにおける法規制の要求を満足する必要がある．特に TBM のような高圧流体による冷却を要する機器は，圧力容器指令（ESP/ESPN）の対象となると考えられる．この場合，第 3 者機関により，圧力容器として適正に設計製作されていることの認証を得る必要がある．今後は，このような認証を得るためのデータ取得や設計検討を進める必要がある．

参 考 文 献

[1] L.M. Giancarli *et al.,* Fusion Eng. Des. **87**, 395 (2012).
[2] Agreement on the Establishment of the ITER International Fusion Energy Organization for the Joint Implementation of the ITER Project, INFCIRC/702, IAEA, (2007).
[3] K.M. Feng *et al.,* Fusion Eng. Des. **87**, 1138 (2012).
[4] E. Rajendra Kumar *et al.,* Fusion Eng. Des. **87**, 461 (2012).
[5] L.V. Boccaccini *et al.,* Fusion Eng. Des. **84**, 333 (2009).
[6] 榎枝幹男：本誌（2014）.
[7] Seungyon Cho *et al.,* Fusion Eng. Des. **88**, 621 (2013).
[8] K. Tobita *et al.,* Nucl. Fusion **49**, 075029 (2009).
[9] 廣瀬貴規 他：プラズマ・核融合学会誌 **87** ,172 (2011).
[10] K. Ezato *et al.,* Fusion Eng. Des. **85**, 1255 (2010).
[11] T. Hirose *et al.,* Fusion Eng. Des. **86**, 2265 (2011).
[12] M. Enoeda *et al.,* Fusion Eng. Des. **87**, 1363 (2012).
[13] M. Enoeda *et al.,* Fusion Eng. Des. (2014), http://dx.doi.org/10.1016/j.fusengdes.2014.01.035.
[14] V. Rozov *et al.,* Fusion Eng. Des. (2012), http://dx.doi.org/10.1016/j.fusengdes.2012.11.002.
[15] D. Tsuru *et al.,* Fusion Eng. Des. **83**, 1747 (2008).
[16] D. Tsuru *et al.,* Fusion Eng. Des. **83**, 1238 (2008).

小西哲之（こにし さとし）

京都大学エネルギー理工学研究所教授．東京都出身，京都府宇治市在住？（実際は学校で寝てたりする）．研究分野：核融合炉設計，炉工学，エネルギーシステム全般（著書アリ），サステイナビリティ学．バイオマス燃料化ハイブリッド核融合炉概念を提唱．研究は超絶性能の鍋へと展開中．

榎枝幹男（えのえだ みきお）

独立行政法人日本原子力研究開発機構核融合研究開発部門六ケ所核融合研究所ブランケット研究開発部ブランケット工学研究グループリーダー．1988年日本原子力研究所核融合研究部研究員，2007年核融合研究開発部門核融合炉工学研究開発ユニットブランケット工学研究グループリーダー．現在に至る．核融合炉増殖ブランケット開発に従事．