



小特集 核融合炉の〇〇を計算せよ-炉設計支援ツールの進展

4. ブランケットを設計せよ

4. Design Blankets in Fusion Reactors

谷川 尚

TANIGAWA Hisashi

量子科学技術研究開発機構

(原稿受付：2016年6月15日)

核融合炉ブランケットはプラズマの周りに設置され、熱の取り出し、燃料の生産、中性子の遮蔽の機能を持つ機器である。これらすべての機能に中性子が関わっていることから、核解析はブランケットの設計検討において最初に取り組むべきものである。さらに、核的な特性は熱的な特性と密接に関係することから、両者を同時に検討する必要がある。本章では、核・熱連成解析コードである DOHEAT の機能と、設計検討における利用例とを解説する。

Keywords:

nuclear heating, decay heat, tritium breeding ratio, Test Blanket Module, DORT, ACT-XN, DOHEAT

4.1 核融合炉ブランケットの機能

核融合炉ブランケットは、真空容器の内側に設置され、主に以下の機能を持つ機器である。

熱の取り出し：D-T 反応を利用する核融合炉では、核融合エネルギーが中性子の運動エネルギーとして放出されるため、これを熱エネルギーに変換して、取り出す必要がある。
燃料の生産：燃料であるトリチウムは天然にはほとんど存在しないため、中性子との核反応を利用してトリチウムを生成する必要がある。

遮蔽：超伝導磁石や真空容器、交換・保守の際に再溶接をする部分などにおける中性子の照射量を下げることが必要とされる。

これらの機能すべてに中性子が関わり、一つの機器として3つの機能を同時に果たすことが求められる。ITER に設置するブランケットは遮蔽の機能しか持たないために、ITER までの実験装置と原型炉以降の核融合炉とを比較したとき、ブランケットはその役割と仕様が最も大きく異なる機器の一つであり、熱の取り出しと燃料生産の機能に関しては原型炉で初めて供用される機器である。本章では、ブランケットの設計検討のうち、特に核的な検討に注目する。ここでは説明を省略するが、ブランケットの核的な検討は当然ながら核融合炉全体の核設計の一環として取り扱うものである[1]。また、ブランケット設計の概要と課題については既報を参照していただきたい[2]。以下では、ブランケットの核設計の概要と、設計支援ツールとして原子力機構が開発した DOHEAT コード[3]について説明する。DOHEAT コードの利用例として、原型炉ブランケットの機能実証試験のために ITER の試験ポートに設置する Test Blanket Module (TBM) [4]を対象とした核熱検討と、停止

時の除熱異常を想定した際のブランケットの過渡熱応答評価への適用例とを報告する。最後に、ブランケットの設計検討の進展にもなって予想される、設計支援ツールに関する今後の展望を簡単に整理する。

4.2 核設計と核熱連成計算コード DOHEAT

上述した3つの機能を同時に担いつつ、核融合プラズマに面する過酷な環境で健全性を維持することがブランケットには要求される。このうち、核融合反応で消費したトリチウムとブランケットで生成したトリチウムとの比をトリチウム増殖比 (Tritium Breeding Ratio: TBR) と呼び、特に重視している。TBR が1を超えなければ、外部からの燃料供給無しでは核融合炉の運転が維持できないためである。したがってブランケットの概念検討の第一歩は、構造材料、冷却材、トリチウム増殖材料と(多くの場合に)中性子増倍材料の組み合わせについて、それぞれの温度制限を満たしつつ必要なTBRを確保できるように、核的な評価に取り組むことである。材料の温度制限を考慮しなければTBRの確保は簡単なので、この段階の核的な検討においても熱的な現象を考慮することが必須である。簡易評価としては3次元的な構造を1次元にモデル化する手法が有効であり、広く取り込まれてきた。設定した体系において核計算によりTBRと核発熱率を求め、核発熱率と材料の熱伝導率を使って温度分布を求めることになる。1次元であれば、モデル作成も核発熱率から温度分布を求めることも比較的容易であるが、2次元に展開すると難易度が高くなり、要する時間も長くなる。材料の組み合わせの絞り込み、寸法の最適化には多数の試行計算が必要となるため、その効率向上を目的として2次元核熱連成コード DOHEAT

が開発された[3]。モデル作成を容易にする GUI を装備し、中性子と γ 線の輸送計算コード DOT3.5[5]と伝熱解析モジュールとを組み合わせたものである。DOHEATの特長や使用方法については既報に詳しいので省略する。さらに、冷却材の温度上昇を計算する機能などを追加し DOHEAT2へ改良されている[6]。

以下では、筆者が開発に携わった DOHEAT3 について説明する。主な改良は以下の 4 点である。

- 輸送計算コードを DORT[7]に変更
- 崩壊熱分布とその時間変化を評価するために放射化計算コード ACT-XN[8]を追加
- 過渡熱計算のモジュールを追加
- 設計パラメータの抽出

図 1 に DOHEAT3 における計算の流れを示す。基本構造は DOHEAT2 と同じであり、輸送コードについて開発が停止している DOT3.5 から DORT へ変更した。DORT の再配布は禁止されているため、利用者が入手した DORT を DOHEAT が呼び出して計算する方式としている。基本的な体系では DOT3.5 と DORT とが全く同じ結果をもたらすことを確認した。さらに DOHEAT2 が扱えなかった停止後の崩壊熱を評価するために ACT-XN コードを組み込み、過渡熱計算のモジュールを追加した。ACT-XN は ACT-4[9]の改良版であり、シーケンシャル反応も考慮して、核変換、残留放射能、崩壊熱などを計算するために原子力機構が開発したコードである。MATCVDORT は DORT と ACT-XN の入力データを自動作成するモジュール

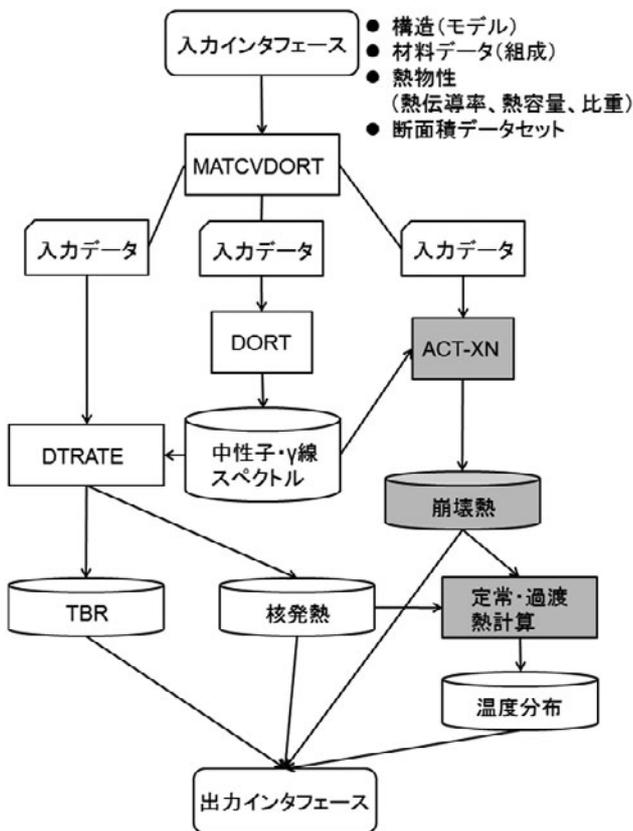


図 1 DOHEAT3 コードの計算の流れ (塗りつぶし部分を DOHEAT2 に追加し、中性子輸送コードを変更している)。

ルであり、DTRATE は DORT が出力したフラックスから核発熱や TBR などを算出するモジュールである。

以下では、DOHEAT3 の計算結果をどのように設計に反映するのか、TBM の検討を例にして説明する。DOHEAT2 でも算出されていたものの出力ファイルから読み取る必要があった設計に必要なパラメータを、自動抽出する機能についても触れる。崩壊熱への熱過渡応答については、原型炉ブランケットを想定した予備検討の結果を報告する。

4.3 Test Blanket Module の検討例

TBM の検討は概念設計段階を終え、詳細設計へと進みつつある。図 2 に TBM の構造を示す。概念設計段階では、ITER の真空容器内環境で TBM に負荷される表面熱負荷、中性子壁負荷、電磁力、冷却水圧 (通常時と筐体内の配管破損時) などに対して構造健全性を維持できるような構造の改良に取り組み、製작성についても検討した[10]。概念設計審査に提出した構造に対しては、モンテカルロ法輸送計算コードである MCNP[11]を用いて、TBR、核発熱率、崩壊熱などを評価したが、それ以前の試行段階では簡便さを重視して DOHEAT3 を用いた。MCNP を利用する場合、モデル化に手間を要し、得られた発熱率分布を有限要素法による熱構造解析コードに渡す過程も複雑になるためである。

図 3 に、TBM の水平断面をモデル化し、DOHEAT3 でトリチウム生成率と核発熱率の分布を評価した結果を示す。TBM のように増殖材料と増倍材料をラジアル方向に層状に並べる構造では、トリチウム生成の特徴は 1 次元の評価と大差がないために、充填体の基本構造は 1 次元解析の評価結果[12]をわずかに修正した程度である。ブランケットの基本的な冷却構造を決定するためには、核発熱率分布の分析が重要であり、図 4 に TBM の例を示す。まず、表面熱負荷と核発熱による全発熱量を除熱するために必要な冷却水の量を計算する。TBM では、発電機能を実証するために加圧水型軽水炉相当の出入口温度を達成することが条件であり、必要な流量は簡単な計算で求めることができる。次に、ブランケットを構成する第一壁、側壁、充填体などの部品について、核発熱率と冷却水の流速を考慮して、部品中の冷却流路もしくは冷却管の間隔と本数を決定する。TBM の検討では、圧力損失と流れ加速腐食を考慮し

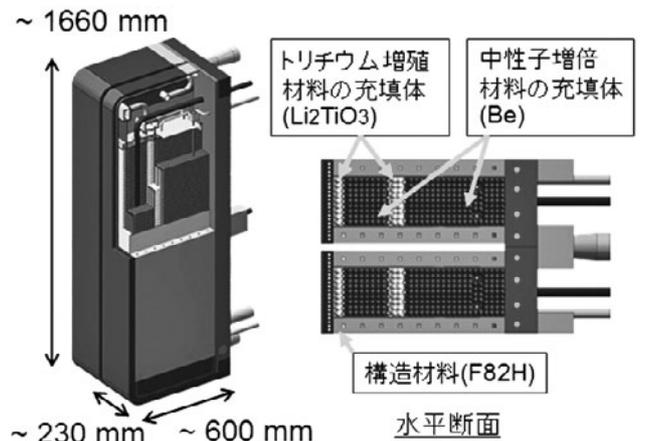


図 2 Test Blanket Module の基本構造。

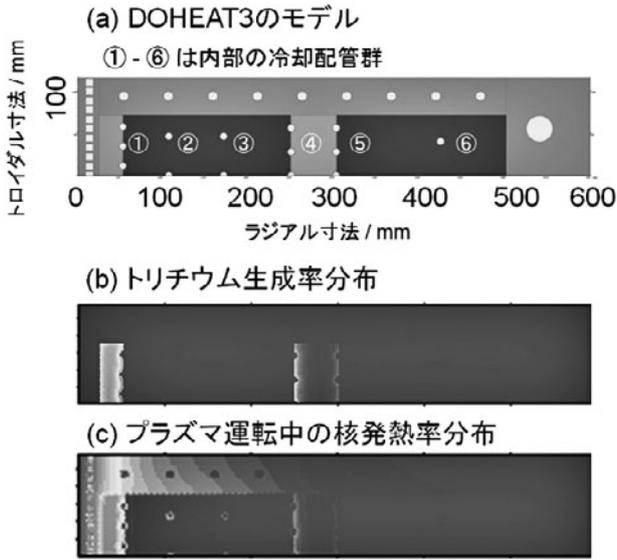


図3 DOHEAT3でモデル化したTest Blanket Moduleの水平断面と、評価したトリチウム生成率と核発熱率の分布。

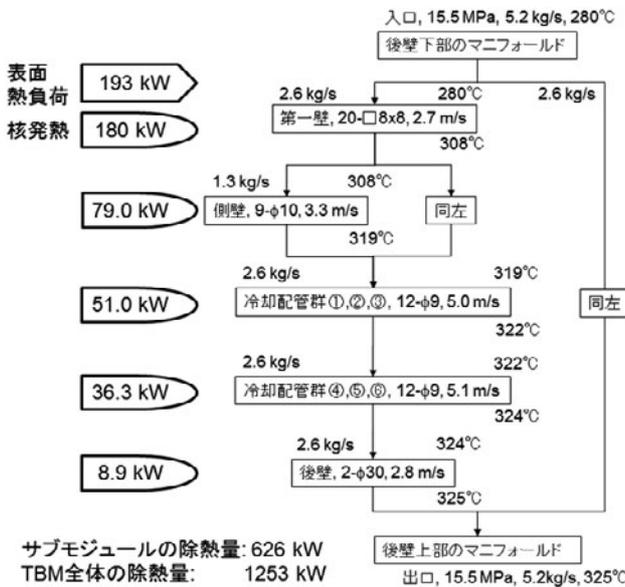


図4 DOHEAT3で求めた核発熱と冷却管への熱流束に基づいて決定したTest Blanket Module内の熱収支(□8×8は8mm角の矩形流路を、①-⑥は図3中の配管群を表す)。

で、冷却水の流速を約5 m/s以下に制限している。同時に3次元的な構造を考慮しつつ、部品間の接続を検討する。部品や冷却配管群を直列で接続するか分岐するかによって、流量(と流速)を調整することができる。TBM程度の複雑さであれば、数度の試行を経て、比較的簡単にこれらの条件を決めることができる。ここでは、第一壁から2枚の側壁に分岐し、ラジアル方向に6列ある内部の冷却配管群については前後2つのグループに分岐して、冷却水を流す構造を採用した。DOHEAT3では、核計算の結果を加工して部品単位の核発熱量を表示し、熱計算の結果から各冷却管への熱流束を抽出する機能を追加しており、上述の試行検討を容易にしている。こうして決めた構造に対して核・熱連成計算を行い、TBM全体の温度分布が想定通りであることを確認することで、妥当な基本構造を得ること

ができる。DOHEATの温度計算では、充填体と充填容器、冷却管などの間の接触熱伝達が考慮されておらず、実際の充填体の最高温度はDOHEATの計算結果よりも高くなる点には注意が必要である。

なお、ここでは固体増殖水冷却方式のブランケットを対象としたが、DOHEATによる解析は液体ブランケットにも適用でき、検討例も報告されている[13]。

4.4 崩壊熱への過渡熱応答の評価例

福島第一原子力発電所では、停止時の除熱異常が大きな事故に繋がりが得ることが示された。停止時の除熱異常を想定した際の崩壊熱による過渡熱応答は、核融合の分野でも古くから注目されており、安全検討の一環として取り組まれている。ITERで想定される中性子壁負荷の範囲では、運転停止直後に冷却系内の冷却水の全量が瞬時に喪失した場合でも崩壊熱密度が十分に低いために、真空容器に加え、真空容器内機器の健全性も維持されることが示されている[14]。原型炉や動力炉を対象とした研究では、輻射や空気其自然対流など、受動的な伝熱手段のみで真空容器の過度な温度上昇を緩和し、閉じ込め機能を維持することをめざした検討がある[15, 16]。我が国の原型炉開発におけるブランケットの安全上の位置付けは未定であるが、崩壊熱への応答特性を向上することは、ブランケットが安全上の重要機器でないとしても財産保全の観点から重要であると考えられる。そこで筆者は、材料の組み合わせや構造の違いが崩壊熱への応答特性に与える影響を評価し、ブランケットの過度な温度上昇を緩和する方策を検討するための支援ツールとして、DOHEAT3に新たな機能を実装した。

計算コードの機能と検討の有効性を確認するために取り組んだ予備的な検討の成果を報告する。図5にDOHEAT3で作成したブランケットのモデルを示す。充填体を冷却するために設置した冷却流路付きのリップが、ラジアル(a)およびトロイダル(b)方向に並んだ2種類のモデルである。構造材料、冷却水、増殖および増倍材料の総量は等しく設定しており、TBRは(a)1.03、(b)1.02であり、ほぼ同等である。プラズマ運転中の条件については図6に示す通りであり、構造材料、増殖・増倍材の混合体ともに、それぞれの温度制限である550℃と900℃以下であることを両モデル

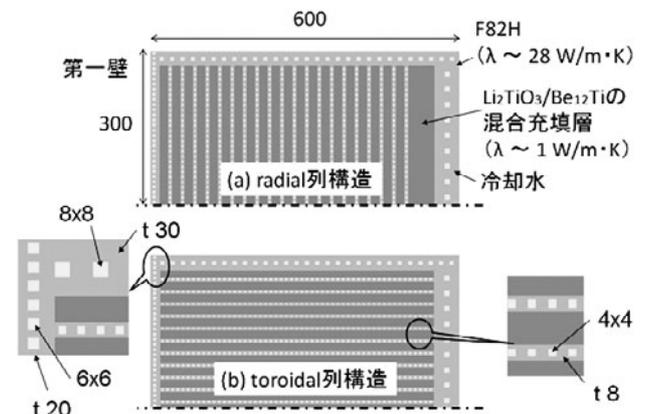


図5 崩壊熱への過渡熱応答評価のためのモデル例(λは材料の熱伝導率)。

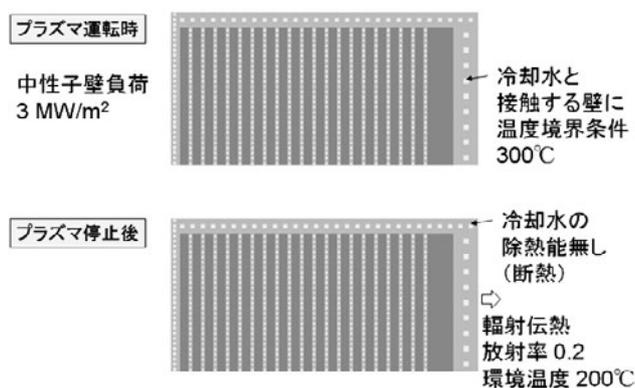


図6 崩壊熱への過渡応答解析における境界条件.

について確認した. つまり両モデルは, TBR と温度分布特性については全く同等であり, 内部のリブの向きだけが異なるものである. DOHEAT3 に追加した機能を用いて, 崩壊熱率分布とその時間変化を求め, さらに過渡熱計算によりブランケットの温度変化を評価した. 除熱異常を想定した境界条件は図6に示す通りで, 筐体の5面を断熱条件とし, 真空容器 (もしくは固定用のプレート) と接する背面のみ, 輻射伝熱の条件を設定した. ブランケットが最高温度に達する時間範囲 (1日程度) では, 真空容器の温度はほとんど変化しないことがわかっており, 簡単のためにこの条件を設定した. 中性子のフラックスはブランケットの中で大きく減衰するため, 核発熱も崩壊熱も第一壁が最も大きな値を持つ. このことと, 設定した除熱の条件とを考えると, 第一壁から後壁への伝熱パスが多いモデル (b) が (a) よりも有利であることは直感的にわかるが, 算出した最高温度の時間変化を図7に示す. 計算結果は予想通りであり, また, その効果は400°C程度の温度差になることがわかる. 内部構造の向きを変えるだけで, 崩壊熱への温度応答特性について大きな改善が得られることが示された. 今後, 材料の組み合わせにも注目し, より好ましい特性をもたらす構造案が検討されることに期待したい. なお, ここで説明した中性子壁負荷 (3 MW/m²) や除熱の境界条件などは, 必ずしも原型炉で想定される条件に対応していないことに注意していただきたい.

4.5 まとめと今後の展望

上述したように TBM の検討をはじめ, ブランケットの開発は製作性検討にも取り組むところまで進んでいる. こうした段階では MCNP などを用いた3次元評価が必要であり, 本章で説明した核発熱率やTBRなどのブランケットの特性を対象とした評価に加えて, TBMを設置するポート全体を対象とした遮蔽解析や停止後線量評価などにも取り組んでいる [17]. MCNP などの計算結果の座標と, 有限要素法のメッシュの座標とは一般には一致しないため, 今後は MCNP などで評価した核特性を有限要素法による熱構造解析への境界条件として効率よく入力するためのインタフェース開発も重要になると予想される. さらには3次元的な現象を効率よく理解し, 改善のための検討を容易にするために, 可視化ツールを利用することも有効だと考

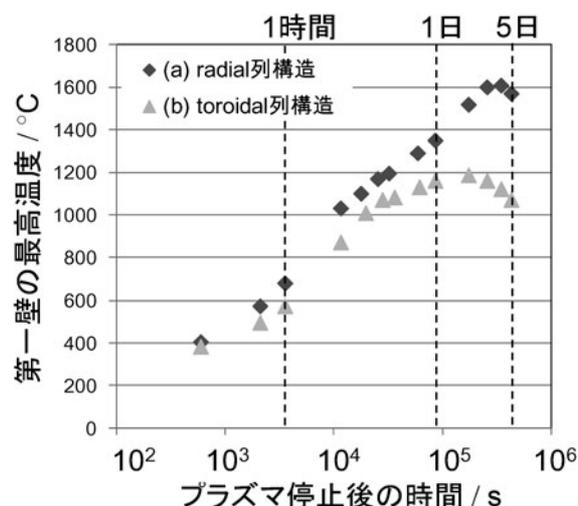


図7 内部構造が異なるブランケットの崩壊熱応答の違い.

えられる [18]. このように機器設計の進展にともない, 解析技術とそのためのツールの専門性が増すことは当然のことである. 一方で筆者は, 全く新しい発想により, 魅力のあるブランケット概念が生まれる可能性が十分に残っていると考えている. 予備的な検討を容易にし, 検討への敷居を下げるができる DOHEAT などのツールの存在意義は, 依然として高いと思われる. これらのツールが新たな発想を生み出す助けになることを, ツール開発の一部に携わった者として強く希望することをお伝えして, 本章の終わりとした.

参考文献

- [1] 真木紘一 他: プラズマ・核融合学会誌 71, 987 (1995).
- [2] 谷川 尚 他: プラズマ・核融合学会誌 87 増刊, 128 (2011).
- [3] 宇藤裕康他: プラズマ・核融合学会誌 87, 118 (2011).
- [4] Y. Nomoto *et al.*, Fusion Eng. Des. 81, 719 (2006).
- [5] W.A. Rhoades and F.R. Mynatt, ORNL/RSIC/CCC-276 (1975).
- [6] H. Utoh *et al.*, Plasma Fusion Res. 7, 2405109 (2012).
- [7] Deterministic Methods in Radiation Transport A Compilation of Papers Presented February 4-5, 1992 ORNL/RSIC-54.
- [8] M. Yamauchi *et al.*, JAEA-Data/Code 2007-016 (2007).
- [9] Y. Seki *et al.*, JAERI 1301 (1986).
- [10] M. Enoda *et al.*, Fusion Eng. Des. 89, 1131 (2014).
- [11] Monte Carlo Team, in: MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory (2003).
- [12] Y. Seki *et al.*, JAEA-technology 2007-067.
- [13] H. Utoh *et al.*, Plasma Fusion Res. 6, 2405053 (2011).
- [14] D. Tsuru *et al.*, Fusion Eng. Des. 58-59, 985 (2001).
- [15] I. Cook *et al.*, EFDA-S-RE-1, EUR(01) CCE-FU/FTC 8/5, April 2001.
- [16] M. Nakamura *et al.*, Fusion Eng. Des. doi:10.1016/j.fusengdes.2015.12.008.
- [17] S. Sato *et al.*, Fusion Eng. Des. 89, 1984 (2014).
- [18] 佐藤 聡, 近藤恵太郎: プラズマ・核融合学会誌 92, 266 (2016).