

核融合原型炉開発への取組み

Efforts for Realization of Nuclear Fusion Demonstration Reactor

浅野 史朗

滝脇 賢也

荒木 隆夫

谷川 尚

■ ASANO Shiro

■ TAKIWAKI Kenya

■ ARAKI Takao

■ TANIGAWA Hisashi

ITER (国際熱核融合実験炉) では、世界の7極の国際協力により、実用の核融合炉と同じレベルの温度と密度のプラズマを実現するための開発が進められる。その後に建設される核融合原型炉 (以下、原型炉と略記) では、数十万kWを超える定常かつ安定な電気出力を実証するとともに、炉の運転や、保守、廃棄物処理などを含む技術的な検証が行われる。

東芝は国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 (JAEA) と連携し、原型炉向けの技術開発を進めている。エネルギー取出しと燃料生産においてキーとなる三重水素 (トリチウム) 増殖ブランケットの開発では、製作性に優れた円筒形の筐体 (きょうたい) を持つ増殖ブランケットが燃料増殖性などの必要な条件を満足する可能性を見いだした。また、原型炉の安全システム構築では、冷却材瞬時全量喪失などの事象を仮定したシミュレーションを行い、建屋内の最大圧力や各部の温度の推移など今後の開発に向けての有益な知見を得た。

The ITER international project is being promoted by seven member entities to develop an experimental nuclear fusion reactor that can realize the levels of plasma temperature and density necessary for a practical device. In the DEMO next-generation demonstration reactor, which will be built after the ITER facility with the objective of achieving stable and continuous production of several hundred thousand kW of electric power, technical verification of various aspects including operation, maintenance, and radioactive waste management will be carried out toward the construction of a commercial reactor.

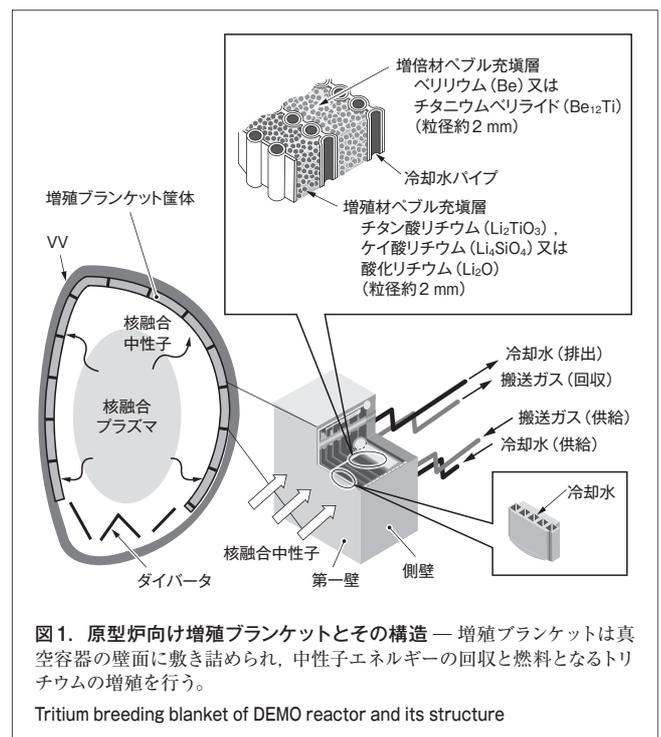
Toshiba has been proceeding with technical development of the DEMO reactor in cooperation with the Japan Atomic Energy Agency (JAEA). We have been concentrating our resources on the development of a tritium breeding blanket having a cylindrical shape that provides high productivity, and have confirmed that it satisfies the required conditions. In addition, we have performed thermal-hydraulic analyses for various types of accident scenarios in the DEMO fusion reactor plant and obtained useful results with respect to the maximum pressure inside the facility and changes in the temperature of individual components in the event of an accident.

1 まえがき

世界の7極の共同体制で進められているITERは、トリチウムと重水素を燃料とした大出力かつ長時間のプラズマ燃焼を目標にしている。核融合発電システムの実用化のためには、実験炉の後に原型炉を用いて、より実用機に近いレベルでの検証を行う必要がある。

原型炉では、数十万kWを超える定常かつ安定な電気出力を実証する⁽¹⁾とともに、炉の運転や、保守、廃棄物処理なども含めた技術的な検証が計画されている。東芝は、JAEAとの連携により、エネルギー取出しと燃料生産においてキー技術となる高い燃料増殖性能を持つ増殖ブランケットの開発、及び安全な原型炉プラントを目指した安全システム構築に注力している。

ここでは、原型炉を対象にした増殖ブランケットの開発と原型炉プラントの安全解析について述べる。



2 増殖ブランケットの開発

2.1 原型炉と増殖ブランケット

原型炉では、真空容器（VV）に重水素とトリチウムの混合燃料を入れ、プラズマ化して保持し、核融合反応で生じる高速中性子からエネルギーを取り出して発電を行う。トリチウムは自然界に微量にしか存在しないので、炉を継続的に運転するには消費分を補うために増殖する必要がある。トカマク型原型炉のVV断面を図1に示す。VVの内面に敷き詰めた増殖ブランケットの内部では核融合中性子の運動エネルギーを熱に変換して回収する過程と併せて、トリチウムが生成される。エネルギー回収のための冷媒には水や、ヘリウム、液体金属などいくつかの方式が提案されているが、発電効率を重視し、早期の発電を目指す原型炉では、水を使用する方式が有望である。

2.2 増殖ブランケットの構造と機能

増殖ブランケットの一例として、特別に成分調整された低放射化フェライト鋼（F82H）⁽²⁾製の筐体にリチウムを含むトリチウム増殖材の層と、ベリリウムを含む中性子増倍材の層を交互に設けた図1に示すような構成が提案されている。筐体の壁中と内部の冷却水パイプには高温高压の冷却水を通し、中性子により発生した熱を回収する。増殖材と増倍材の内部では中性子照射によってヘリウムが生成されて体積が膨張するため、ペブルと呼ばれる直径1～2mmの小球を充填した構造を採用し、あらかじめ空隙を作っておく。図中の第一壁側から筐体内部に入った核融合中性子は、ベリリウムとの核反応による二次中性子の生成や、リチウムとの核反応によるトリチウムの生成を行いながら筐体内を進む。増殖材との核反応により生成されるガス状のトリチウムは、増殖材層を流通する搬送ガス（ヘリウム）と混合された状態で回収される。

ITERには核融合研究の歴史上初めて、増殖ブランケットのテスト機がVV内面の一部に取り付けられる予定である。これらはテストブランケットモジュール（TBM：Test Blanket Module）と呼ばれ、ITER計画の参加国がそれぞれ独自設計に基づいたTBMを据え付けて試験を行う⁽³⁾。TBMでは電磁場及び中性子照射環境下での増殖ブランケットの構造健全性や、燃料増殖性などが測定される。原型炉向けの増殖ブランケットの設計にTBMの試験結果を反映するのは当然であるが、原型炉では核融合中性子の発生量や高温プラズマからの輻射（ふくしゃ）熱がITERの数倍に増えるため、熱的、かつ材料的により厳しい環境に置かれることを考慮する必要がある。

2.3 設計上の制約条件

増殖ブランケット設計では、相反する関係にある①構造健全性、②除熱特性、及び③燃料増殖性について三つのバランスをとる必要がある（図2）。目標としている設計条件は図中に示すとおりである。更に、機械加工や、溶接、後熱処理などを含む製작성や組立性も考慮して、信頼性の高い構造としな

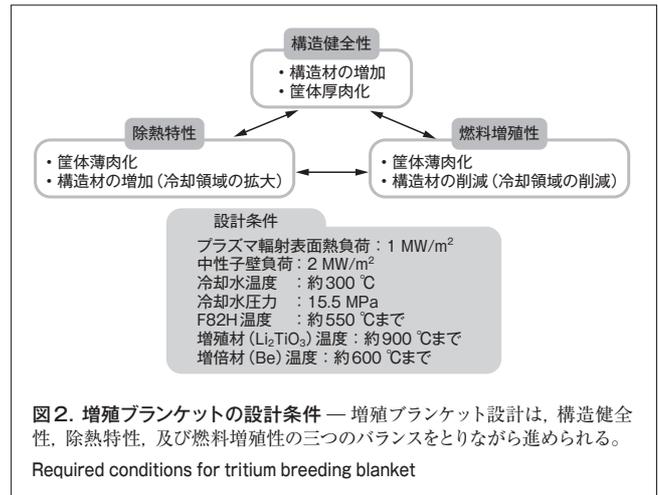


図2. 増殖ブランケットの設計条件 — 増殖ブランケット設計は、構造健全性、除熱特性、及び燃料増殖性の三つのバランスをとりながら進められる。
Required conditions for tritium breeding blanket

ければならない。

燃料増殖性はトリチウム生産量と消費量の比率を表すトリチウム増殖比（TBR：Tritium Breeding Ratio）の大小で評価する。トリチウムの回収過程における透過損失などを考慮して、プラント全体では1.05以上のTBRを達成しなければならないとされている⁽⁴⁾。図1に示すとおり、増殖ブランケットをVVの内面全体にわたって設置できないため、増殖ブランケット単体で1.25以上のTBRを達成することが目標となっている。

2.4 技術課題

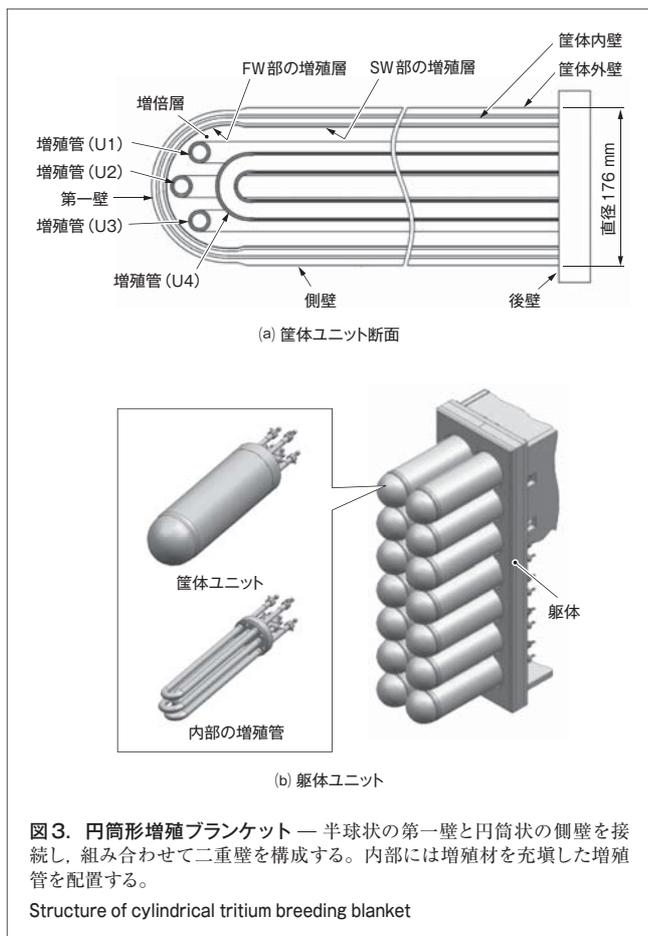
燃料増殖性を高めるためには、核融合中性子が失われる要因となる冷却水と構造材の体積をできるだけ少なくすることはもちろん、中性子エネルギーが減衰する過程で燃料増殖、中性子増倍に適したエネルギー分布を達成できるように、内部構造の配置を考えることが重要である。一方で高压の冷却水を通してることや経年劣化などにより、筐体内の冷却配管で漏水が発生した場合に筐体が破損しないだけの耐圧性を持つことという設計条件の下で、筐体の板厚、大きさ、及び構造が決まり、その制約の中で除熱特性、及び燃料増殖性を満足する内部構造を設計していくことになる。

2.5 開発した増殖ブランケット

2.5.1 構造の特徴 これまでの筐体設計では、炉の内面にできるだけ隙間なく増殖ブランケットを敷き詰めるという考えから、図1に示すように外形が矩形（くけい）かそれに近い形状のものが検討されてきたが⁽⁴⁾、耐圧性を確保するためには筐体の板厚を厚くする必要があるなどの理由により、1.25のTBRは達成されていない。

当社は次のような特徴を持つ円筒形の増殖ブランケットを提案している（図3(a)）。

- (1) 半球状の第一壁と円筒状の側壁とを接続した筒状構造を作り、直径と長さが異なる2個の筒状構造（筐体外壁と筐体内壁）を同心軸上に配置して二重壁筐体を構成する。二重壁の間には冷却水を通す。



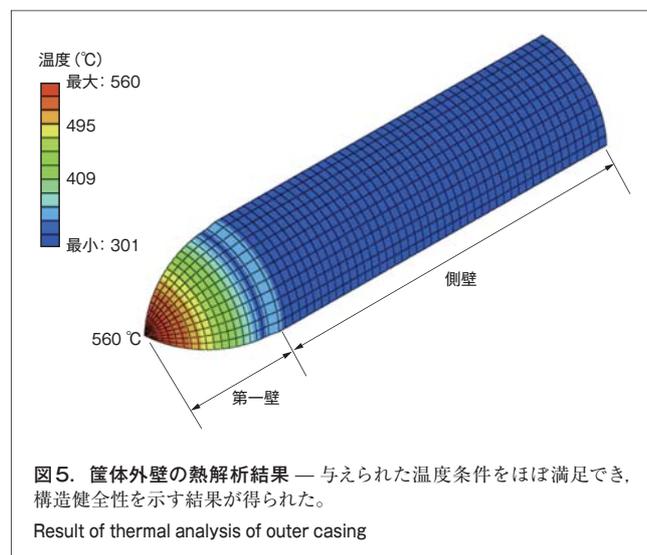
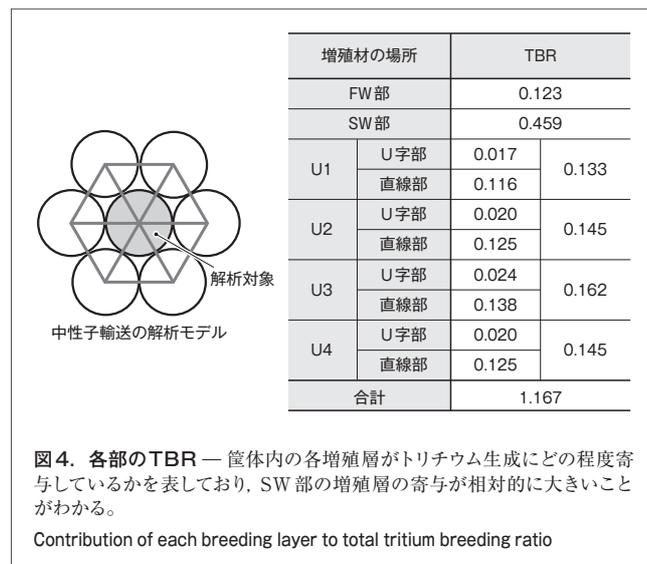
- (2) 増殖材を内部に充填したU字型の二重管（増殖管）を筐体内部に配置し、二重管の間には冷却水を通す。増殖管どうしの隙間には増倍材を充填する。
- (3) 筐体内壁と接する領域に増殖層を設け、その内側に増倍層を設ける。

上記(1)の構造により応力集中が発生しにくくなり、もっとも薄い板厚で筐体に求められる耐圧性を確保できる。また、(2)のように、4本の増殖管(U1～U4)が配置されており、筐体内部の冷却とトリチウム生成に寄与する。半球(FW)部と側壁(SW)部に設けられた(3)に示す増殖層は、プラズマ対向面及び隣り合う筐体どうしの隙間から筐体内に侵入し、構造材及び冷却水との衝突により減速された中性子と、増倍材側から後方に散乱してくる中性子とを捉えてトリチウム生成に寄与する。

筐体ユニットは図3(b)に示すように躯体(くたい)で保持して躯体ユニットとし、VV内面に取り付けられる。

2.5.2 燃料増殖性 図3(a)の筐体ユニットをVVの内面に隙間なく敷き詰めた場合を考える。解析対象となる筐体ユニットを中心とする六角形の各頂点に同一形の筐体ユニットが配置された対称条件の下で、中性子輸送解析によりTBRを求めた(図4)。

円筒形増殖ブランケット各部の増殖材のTBRは図4の表に



示すとおりであり、FW部とSW部の増殖層の寄与が全体の約1/2を占めている。全体のTBRは約1.17であり、耐圧性の確保を考慮した場合には矩形の筐体よりも優位である。

2.5.3 除熱特性と構造健全性 円筒形増殖ブランケットの筐体外壁の温度解析結果を図5に示す。最高温度は先端部の560℃である。また筐体内部の増殖層の最高温度はFW部の増殖層の領域で560℃、増殖管(U3)の領域で850℃となった。増倍層でも内部構造の最適化によって図2に示す設計条件をほぼ満足する見通しを得た。

また通常運転の定常状態における筐体外壁の発生応力を、冷却水内圧と熱応力を考慮して求めると、応力値はいずれも圧力容器の構造設計基準を満足することがわかった。

2.5.4 製作性 矩形筐体と円筒形筐体の製作手順を図6に示す。矩形筐体⁽⁵⁾では、内部に冷却水流路を持つコの字型をした第一壁の両側に電子ビーム溶接により側壁を接続

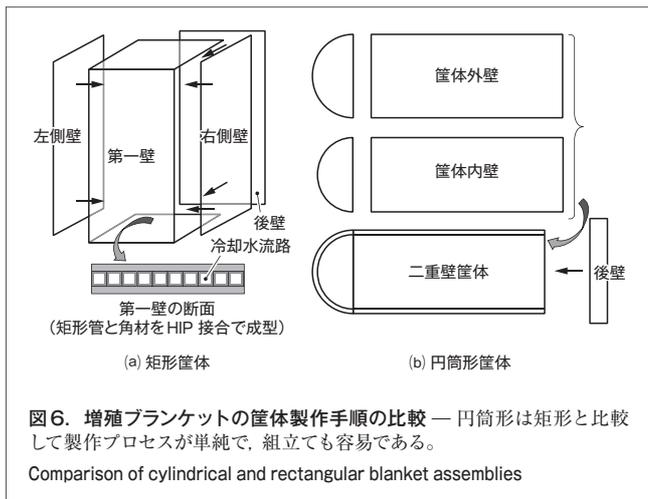


図6. 増殖ブランケットの筐体製作手順の比較 — 円筒形は矩形と比較して製作プロセスが単純で、組立ても容易である。

Comparison of cylindrical and rectangular blanket assemblies

し、最後に後壁をTIG (Tungsten Inert Gas) 溶接して箱型形状を作る手順が予定されている。第一壁は矩形管と角材をHIP (熱間等方圧加圧) 接合する以外に、接合面の構造健全性を担保するための検査方法は確立されていない。また筐体全体が厚さ数十mmの板材で構成されるため重く、組立てには重機が必要である。

一方、円筒形筐体では、まず板曲げと溶接により円筒状の側壁を作り、半球状に成型した第一壁と溶接して筐体壁を作る。次に直径と長さの異なる筐体壁を同軸上に配置して二重壁を構成した後、後壁で封じる手順となる。構成部材の板厚はいずれも10mm以下であり、筐体の全質量は40kg程度と小型、軽量で溶接部が少なく、製作性及び組立性に優れる。

2.6 今後の開発

製作性に優れた円筒形の筐体を採用することにより、VV内面における増殖ブランケットの占有率が多少低下しても、増殖材と増倍材の配置を工夫することにより構造健全性と燃料増殖性の確保を両立できる可能性を見いだした。基本構成案を元に更に最適化設計を進めるとともに、筐体のモックアップ試作を通じて製作性及び組立性の検証を進めていく。

また今後は運転中の中性子照射により筐体材料の伸び、引張りといった機械特性が変化することも考慮していく。

3 原型炉プラントの安全解析

3.1 プラントの安全解析と機器設計

安全システムへの要求が過大にならないよう、安全解析を基に現時点で機器設計の制約条件を設定することは、設計過程での後戻りを少なくするうえで重要である。原型炉で発生する放射性物質は、燃料のトリチウムや炉内構造物の材質に起因する放射化されたタンゲスタストなどであり、原子力発電システムで発生する核分裂生成物より放射線影響度は低い。放射性物質は主にVV内に存在し、一部は補機系を含むプラ

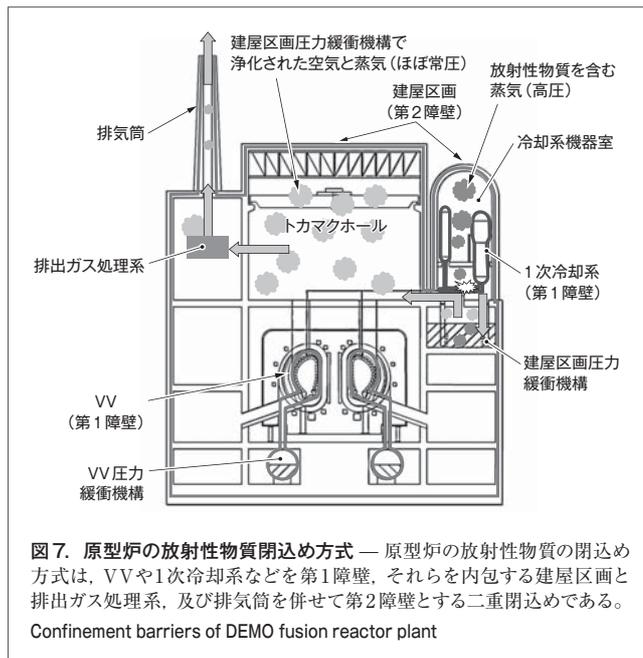


図7. 原型炉の放射性物質閉込め方式 — 原型炉の放射性物質の閉込め方式は、VVや1次冷却系などを第1障壁、それらを内包する建屋区画と排出ガス処理系、及び排気筒を併せて第2障壁とする二重閉込めである。
Confinement barriers of DEMO fusion reactor plant

ント内にも分散している。原型炉プラントの主要な補機系の構成は増殖ブランケットで用いる冷媒の種類を決めればほぼ決まり、プラントとしての想定事故事象や構築されるべき安全システムも、選択される冷媒の種類によってそれぞれ異なる特徴を持ったものになる。

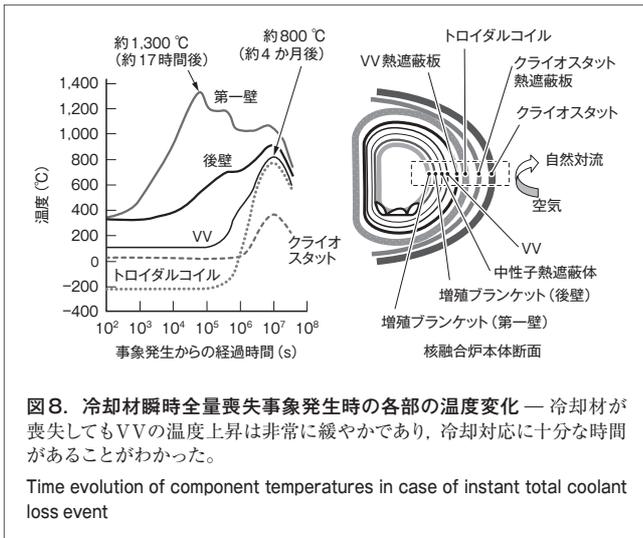
原型炉には水冷却トリチウム増殖ブランケットが装備され、高温高压の一次冷却水が用いられることを考慮し、ITERの安全検討で取り上げられた代表事象を参考にして、①VV内水侵入事象と②VV外一次冷却系配管破断事象に加え、非常に保守的な仮想事象として③VV及びVV内機器の冷却材瞬時全量喪失事象を解析例として選定した。

3.2 解析対象と放射性物質閉込め方式

解析対象は核融合出力約1.5GW、プラズマ大半径8.5mの原型炉で、一次冷却水温度は290～325℃、圧力は15.5MPaである。プラント全体の放射性物質閉込め方式は、放射性物質を内蔵する容器及び配管系を第1障壁とし、それらを内包する建屋区画、排出ガス処理系、及び排気筒を併せて第2障壁とする二重閉込めである(図7)。解析はITERで使用されている事故解析コードにより実施した。

3.3 解析結果

3.3.1 VV内水侵入事象 増殖ブランケットの第一壁破損によるVV内水侵入時は、噴出した冷却水の減圧沸騰などにより蒸気が生じVV内を加圧する。この加圧によるVV破損を防止するために、蒸気をVV外に取り出して凝縮し減圧するVV圧力緩衝機構が設置される。解析は損傷部位の大きさをパラメータとし、計画中の構造における最大の条件まで行った。その結果、VVの最高圧力は0.3～3MPaの範囲となり、増殖ブランケットと圧力緩衝機構の設計を改良及び最適化す



るための条件が得られた。

3.3.2 VV外一次冷却系配管破断事象 図7の右上部に示すように、冷却系機器室に隣接した位置に、第2障壁として蒸気を凝縮する建屋区画圧力緩衝機構を設けた効果を確認した。

解析では一次冷却系最大口径配管（内径：約730 mm）の瞬時両端破断を仮定し、第2障壁の建屋区画の圧力及び温度の応答を求めた。得られた最高圧力及び温度はそれぞれ、冷却系機器室で267 kPa及び95 °C、トカマクホールで116 kPa及び40.2 °Cであり、この構成では冷却系機器室以外の建屋区画を耐圧構造にする必要がないことがわかった。

3.3.3 VV及びVV内機器の冷却材瞬時全量喪失事象

ITERと同様に、原型炉でも中性子照射を受けたVV内の構造物が放射化し、炉が停止した後も放射性核種の壊変に伴う発熱が続く。この解析事象では瞬時にVV及びVV内機器の冷却材が全て喪失し、更に全電源も喪失して冷却不能になったという条件の下に、VV及び炉内機器の温度応答を求めた。

冷却材が存在しないため、解析には構造物内部の熱伝導と構造物間の輻射を模擬したモデルを用いた（図8）。代表的な部位における各機器の温度変化を図8のグラフに示す。第1障壁であるVVの温度は非常に緩慢に上昇し、ピーク温度である約800 °Cに達するのは約4か月後となった。一方、第一壁の温度は約17時間後にピーク温度である約1,300 °Cに達する。すなわちVVを緊急に冷却する必要はなく、仮設電源の設置など冷却の準備を行うための時間があることが示唆される。また第一壁は非常に高温になることから、VVの構造健全性に対して脅威となる水素生成などの現象が起こる可能性について、検討していく必要があることがわかった。

3.4 今後の開発

安全解析により、原型炉の安全上の特徴を把握することが

できた。得られた知見を機器設計に反映するとともに、プラントを保護する安全システムの構築を進める。

4 あとがき

ITERの建設を経て、核融合エネルギー開発はプラズマ研究から炉工学研究へと重点を移し、原型炉建設に向けた研究開発が世界的な規模で更に加速していくものと考えられる。

2015年6月には文部科学省 核融合科学技術委員会の承認の下、原型炉設計合同特別チームが発足し、国内の研究者及び産業界のエンジニアが共同で集中的に、物理、システム、及び安全に関する研究開発と設計に取り組む体制が構築された。当社からも多数のエンジニアが参画しており、原型炉及びその先にある商用炉の早期実現に向け貢献していく。

文 献

- 合同コアチーム. 核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム (略称 合同コアチーム) 報告. プラズマ・核融合学会, 2014. <http://www.jspf.or.jp/2015/genkeiro/140718.pdf>. (参照 2015-11-05).
- 谷川博康 他. 3. 低放射化フェライト鋼製造技術の現状と課題. プラズマ・核融合学会誌. 87, 3, 2011, p.167-171.
- 小西哲之 他. ITERテストブランケットモジュール計画の世界的動向. プラズマ・核融合学会誌. 90, 6, 2014, p.332-337.
- Asaoka, Y. et al. Requirements of tritium breeding ratio for early fusion power reactors. Fusion Technology. 30, 3, 1996, p.853-863.
- 廣瀬貴規 他. 4. 低放射化フェライト鋼接合技術の現状と課題. プラズマ・核融合学会誌. 87, 3, 2011, p.172-180.



浅野 史朗 ASANO Shiro

電力システム社 原子力事業部 原子力先端システム設計部主幹。核融合システムの機器設計、及び研究・開発に従事。日本物理学会、プラズマ・核融合学会会員。Nuclear Energy Systems & Services Div.



滝脇 賢也 TAKIYAKI Kenya

電力システム社 電力・社会システム技術開発センター 原子炉・量子応用技術開発部主査。技術士（原子力・放射線部門）。原子炉システムの熱水解析の研究・開発に従事。日本混相流学会会員。Power and Industrial Systems Research and Development Center



荒木 隆夫 ARAKI Takao

電力システム社 原子力事業部 原子力先端システム設計部。核融合システムの機器設計、安全解析業務に従事。日本原子力学会、プラズマ・核融合学会会員。Nuclear Energy Systems & Services Div.



谷川 尚 TANIGAWA Hisashi, D.Eng.

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門ブランケット工学研究グループ研究副主幹、博士（工学）。ブランケットの研究・開発に従事。日本原子力学会、プラズマ・核融合学会会員。Japan Atomic Energy Agency