

SIV-4 「原型炉に向けた炉工学研究の進展と大学における工学基盤」- BA における原型炉 R&D の進展

"Progress in fusion engineering and research bases in universities towards DEMO"-Recent results on DEMO R&D under BA program

山西 敏彦
Yamanishi Toshihiko

原子力機構 トリチウム工学研究グループ
Tritium Technology Group JAEA

はじめに

幅広いアプローチ (BA) 活動を日欧の共同プロジェクトとして進めている。国際核融合材料照射施設の工学実証及び工学設計活動 (IFMIF-EVEDA)、国際核融合エネルギー研究センター (IFERC)、サテライトトカマクの3つのプロジェクトのうち、IFERCプロジェクトの一環として原型炉工学R&D活動が進められている。現在の日本側とEU側の原型炉概念をベースにして、双方が重要かつ不可欠と考える基盤的なR&Dとして、ブランケット構造材としての低放射化フェライト鋼、SiC/SiC複合材、先進中性子増倍材、先進トリチウム増殖材、トリチウム取扱い技術の5つの項目をBAにおけるR&D項目として選択した。その実施にあたっては、BAの日本側実施機関である原子力機構の他に、多くの大学等のグループが共同研究の形で参加した体制で取り組んでいる。2010年3月には六ヶ所サイトで原型炉R&D棟が竣工し、試験機器の据付、許認可の取得、管理区域設定、RI試料の搬入と順調に計画は進展している。本講演では、大学等との共同研究の成果もふくめて、日本におけるBA原型炉R&Dのこれまでの進展と今後の計画を紹介する。

六ヶ所の原型炉R&D施設の整備状況と今後の展開

六ヶ所サイトの原型炉R&D棟は2010年3月に竣工し、必要な設備 (走査型及び透過型電子顕微鏡、誘導結合プラズマ質量分析計、グローブボックス、トリチウム除去系等) の据付け終了後、2011年7月にRI施設としての許認可申請が完了した。2012年2月には原型炉R&D棟に管理区域を設定し、2012年3月にトリチウム約37 GBq (約0.1mg) を搬入した。さらに、照射済み試料の導入も終わり、本格的なホット実験の遂行準備が完了した。

研究開発目標とこれまでの成果

ブランケット構造材料に関しては、BA終了後に原型炉の工学設計に入ることを想定し、材料の基準化に必要なデータを蓄積することに主眼をおき、低放射化フェライト鋼 (日本: F82H、欧州: EUROFER) の大量溶解技術及び接合技術の確立、中性子照射の機械的特性への影響評価のモデル化等を目標としている。2007年にF82Hの5t溶解 (F82H-BA07) を、2010年には3t溶解 (F82H-BA10) を実施し、大学等の協力も得て、各種特性評価を進めている。F82H-BA07鋼の機械的特性についてはF82H-IEA鋼 (標準材料として背か汽笛に承認されている) と同等の特性が得られていることを確認した (図1参照)。

SiC/SiC複合材は、液体ブランケットの流路保護材料として重要であるが、将来的には耐高温のブランケット構造材料としての可能性も有している。BAでは、材料開発も実施するが、むしろ機械的特性 (異方性等) 及び物理的特性 (電気特性、熱特性、水素He透過特性など) の評価方法の確立に主眼を置き研究を進めている。

先進中性子増倍材については、金属ベリリウムより高温で使用可能であり、かつ水等との反応性の小さい材料として、 Be_{12}Ti 、 Be_{12}V 等のベリリウム金属間化合物の開発を目指している。原子力機構では、新たにプラズマ焼結法によるロッド状の Be_{12}Ti の合成を試み、ベリリウム及びチタンの粉体を原料として1273Kの焼結温度で、約98%がベリリウム金属間化合物 (ベリライド) に合成できることを確認した (20 mm径、60 mm長)。このベリライドロッドより、ベリライドペブルを回転電極法により作成している。現在大学等の協力を得て、合成されたベリリウム金属間化合物の特性評価を実施している。図2に、ベリライドロッド及びペブルを示す。

先進トリチウム増殖材に関しては、再処理/再利用まで考慮した、微小球大量製造法の確立をめざしている。これまで、エマルジョン法により Li_2TiO_3 微小球を製造してきたが、先進ブランケットで用いら

れるLi添加 Li_2TiO_3 ($\text{Li}_{2+x}\text{TiO}_{3+y}$) のミリサイズ微少球の製作を目指し、技術開発に着手した。 $\text{Li}_{2+x}\text{TiO}_{3+y}$ のゲル球を製作した後、1% H_2 -Heガス中で1373 K、2時間焼結した結果、グレインサイズ5-10 μm 、直径1.4 mmの微少球を製作することに成功した。エマルジョン法の有効性がこのように確認された。

トリチウム工学に関しては、トリチウム計量管理手法開発の一環として、リアルタイムでの水素同位体分析を目指し、マイクロガスクロの充填剤開発を行った。その結果、カルシウム-モルデナイト吸着剤が有望であるとの知見を得た。固体中トリチウムの分析に関しては、カロリメトリー法の開発を行い、0.4 $\mu\text{V}/\mu\text{W}$ and 20 nW (2.4×10^7 Bq)の検出が可能であることを示した。またBIXS (β 線誘起X線測定法)による金属中(タングステン)トリチウム分布測定手法の開発を行い、重水素プラズマに照射されたタングステンについて、nm程度のトリチウム深さ分布の測定に見通しを得た。トリチウム耐久性については、水処理に用いられる高分子固体電解膜(ナフィオン)のトリチウム水による劣化挙動を測定した。その結果、 γ 線及び電子線による照射により生じる機械的強度の劣化(引っ張り強度)が、トリチウム水浸漬による結果と、Dose量換算でよく一致することを実証し、 γ 線照射データが適用できることを明らかにした(図3参照)。

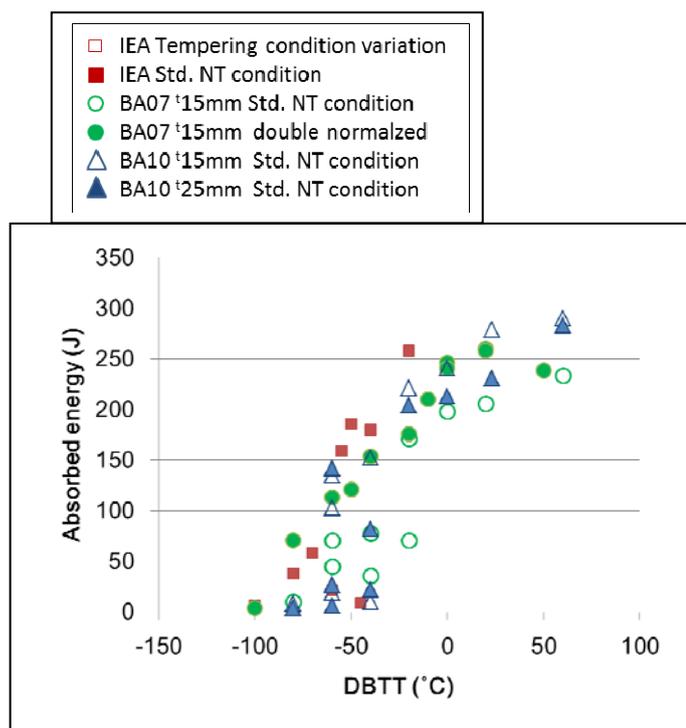


Fig. 1 Charpy impact property and DBTT plotted against 0.2% proof stress at room temperature.

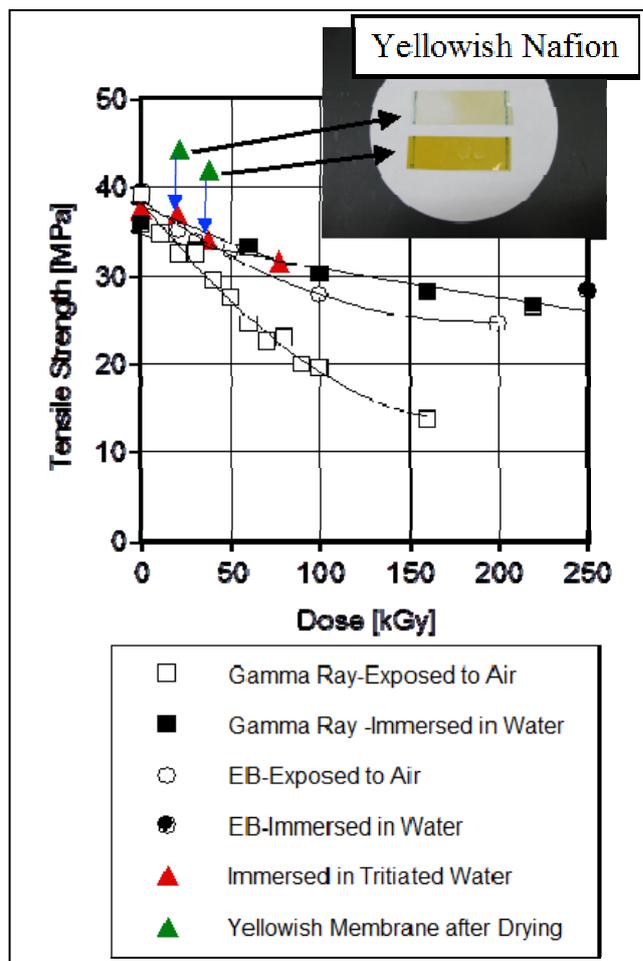


Fig. 3 Tensile strength vs. dose for irradiated Nafion membranes (EB: electron beam). The color of Nafion was changed to yellow, after the immersing in tritium water. However the yellowish Nafion membranes were turned back to original color when they immersed in an acid.

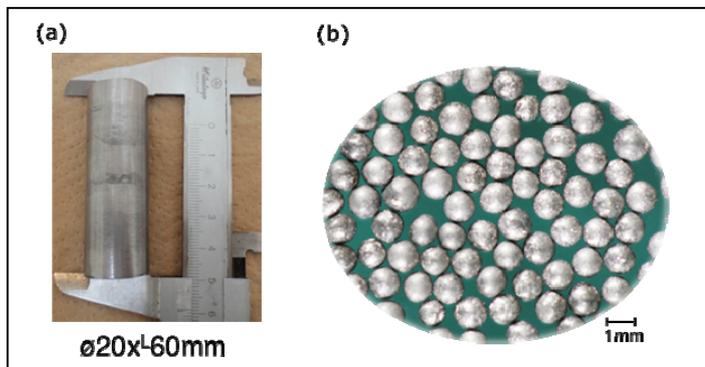


Fig.2 Photographs of (a) the beryllide rod produced by plasma sintering method and (b) beryllide pebbles.