

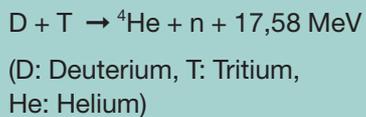
Blanket und Divertor für den Fusionsreaktor

L.V. Boccaccini, R. Meyder, IRS; S. Hermsmeyer, J. Reimann, IKET; R. Krüßmann, P. Norajitra, IMF

Einleitung

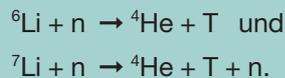
Die Innenwand des Vakuumgefäßes eines Fusionsreaktors ist mit Blanket- und Divertor-Elementen ausgekleidet (s. Abb. 1). Die Blanket-Elemente haben folgende Aufgaben:

a) die kinetische Energie der Neutronen aus der Fusionsreaktion



in Wärme umzuwandeln, die zur Stromerzeugung genutzt werden kann. Als Kühlmittel werden Helium, Wasser oder Flüssigmetall untersucht.

b) Das für die DT-Reaktion benötigte Tritium durch Neutroneneinfang in Lithium (Li) zu erbrüten



Die Aufgabe des Divertors besteht in der Abfuhr der „Fusions-Asche“, wie Helium, unverbranntes Deuterium und Tritium sowie Plasma-Verunreinigungen.

Da im Divertor etwa 17 % der Energie der Fusionsreaktion absorbiert werden, lohnt es sich, seine Kühlung in den Blanket-Kühlkreis zu integrieren, um auf diese Weise den Wirkungsgrad der Anlage zu verbessern. Da die Blanket- und Divertor-Elemente Neuro-

nen- und Gammastrahlen absorbieren, wirken sie auch als Schutz für die Wand des Vakuumgefäßes und der dahinter liegenden supraleitenden Magnete.

Im Laufe der Entwicklung von Fusionsreaktoren sind viele sehr unterschiedliche Konzepte zur Erfüllung der oben genannten Aufgaben untersucht worden. Aus diesen hat man sich im Rahmen des Blanket-Programms in der Europäischen Union auf zwei Konzepte geeinigt, die mit der langfristigen Perspektive ihres Einsatzes in einem Demonstrationsreaktor (DEMO) weiter entwickelt werden sollen: das heliumgekühlte Flüssigmetall-Blanket (HCLL) Blanket) und das helium-

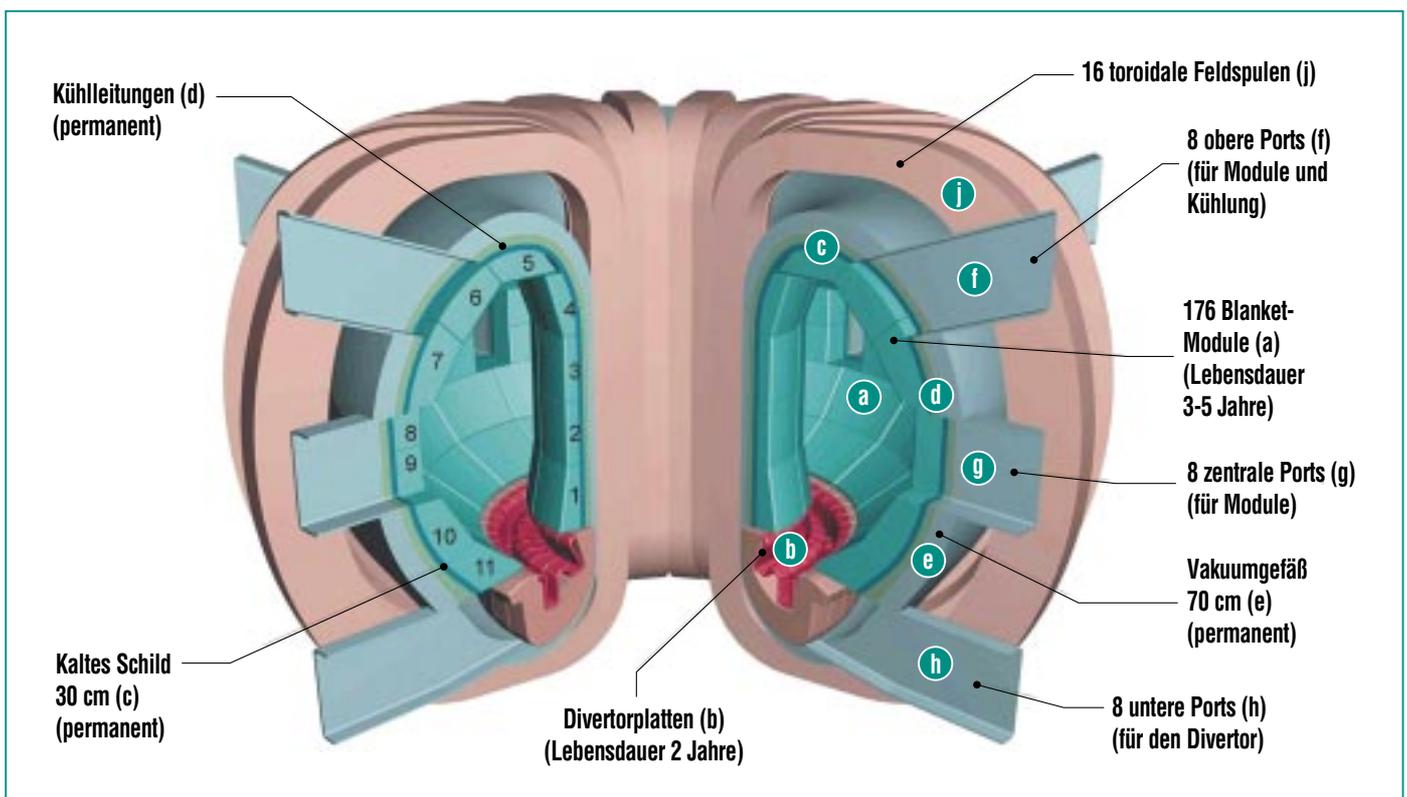


Abb. 1: Blick in den Fusionsreaktor: Blanket (a), Divertor (b), Hochtemperaturabschirmung (c), Niedertemperaturabschirmung (d), Vakuümgefäß (e), Ports (f, g, h), Magnetspulen für das toroidale Feld (j).

gekühlte Feststoff-Blanket (Helium-cooled Pebble Bed (HCPB) Blanket).

Der Divertor, der in den Experimentalreaktor ITER eingebaut werden soll, wird mit Wasser gekühlt. Helium ist aber das bevorzugte Kühlmittel für künftige Fusionsanlagen. Es werden daher langfristige Entwicklungen durchgeführt mit dem Ziel, auch den Divertor mit Helium zu kühlen.

Blanket-Entwicklung in der Europäischen Union

Der Brutstoff des HCPB-Blankets besteht aus einer keramischen Lithiumverbindung (z.B. Li_4SiO_4) in Form von Kugelschüttungen; für das HCLL wurde die eutektische Flüssigmetallmischung aus Blei und Lithium (84 Atom% Blei, 16 Atom% Lithium) mit einem Schmelzpunkt von 235°C ausgewählt. Um die Zahl der für das Brüten erforderlichen Neutronen zu vermehren, verwendet das HCPB-Blanket zusätzlich zur Brutkeramik Schüttbetten aus Beryllium-Kugeln; beim HCLL-Blanket erfüllt das Blei diese Funktion.

Zur Begrenzung des Entwicklungsaufwandes wurde 2002 von der EU gefordert, dass sich die Designs beider Blanket-Typen inkl. der Fertigungsmethoden weitgehend annähern. Dies wurde erreicht durch modular im Torus angeordnete Blanketboxen (maximale Abmessungen ca. $2 \times 2 \times 1 \text{ m}^3$), in die von hinten in die gitterartige Struktur die entsprechenden Bruteinheiten geschoben werden (s. Abb. 2 und Abb. 3).

Beim Entwurf der Blanketbox wurden eine Vielzahl von physikalischen und technischen Anforderungen berücksichtigt, um die geforderte Brutrate zu erreichen und eine effiziente Wärmeabfuhr – der Kühlmitteldruck beträgt 80 bar, die Blanket-Eintritts- und -Austrittstemperaturen sind 300°C und 500°C – zu ermöglichen. Besonders hervorzuheben sind die Gemeinsamkeiten der beiden unterschiedlichen Blanket-Konzepte: die Modularität der Bruteinheiten und die Stabilität der Blanketbox gegen Überdruck infolge von internen Kühlmittleckagen.

Forschungsschwerpunkte des Zentrums für die Blankets liegen in den Bereichen Materialentwicklung [2, 3] – der zur Verminderung langlebiger radioaktiver Abfälle vorgesehene niedrigaktivierende Stahl EUROFER wird eigens für die Fusion entwickelt – und Fertigungstechnologien. Für das HCPB ist darüber hinaus die Beschreibung der thermomechanischen Wechselwirkung zwischen Schüttbetten und Blanket-Struktur [4] von Bedeutung; HCLL-spezifische Forschungsarbeiten beziehen sich z. B. auf experimentelle und theoretische Untersuchungen magnetohydrodynamischer Effekte auf die Blei-Lithium-Strömung [5].

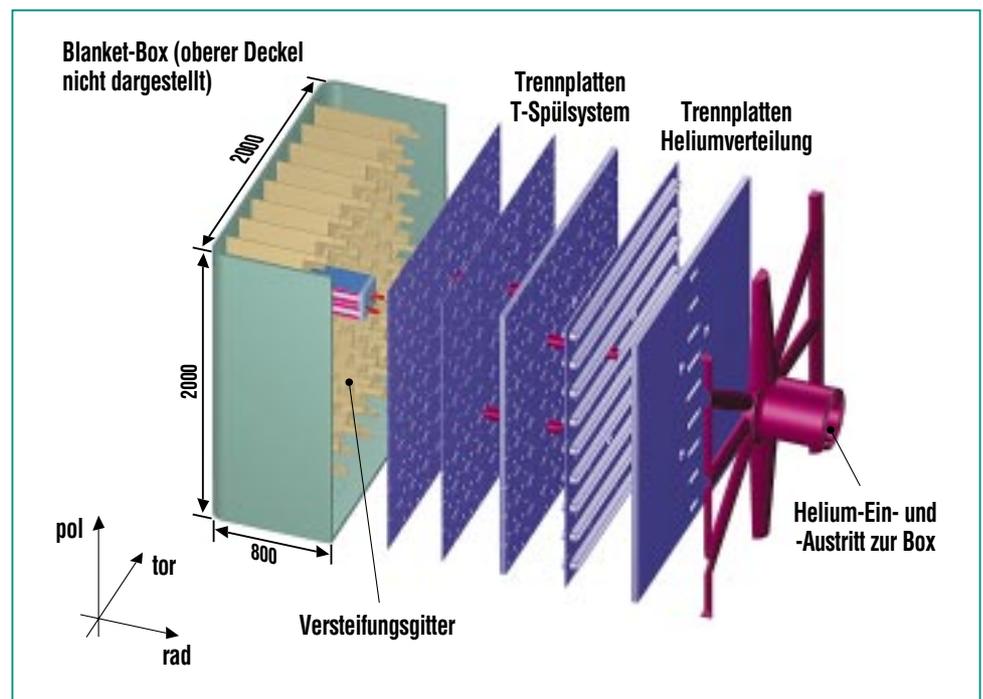


Abb. 2: Die äußere Berandung der Blanketbox besteht aus einer heliumdurchströmten Stahlstruktur. Damit diese Box im Falle einer Heliumleckage in das Box-Innere dem Kühlmitteldruck von 8 MPa standhält, ist sie durch eine ebenfalls gekühlte Plattenstruktur versteift. Zum Zusammenbau einer Blanketbox werden die Bruteinheiten in die Stahlstruktur eingesetzt und fixiert, und dann die Rückwand sukzessive aufgebaut, die neben ihrer mechanischen Funktion die Kühlmittelverteilung in die äußere Stahlstruktur, das Versteifungsgitter und die Bruteinheiten zur Aufgabe hat.

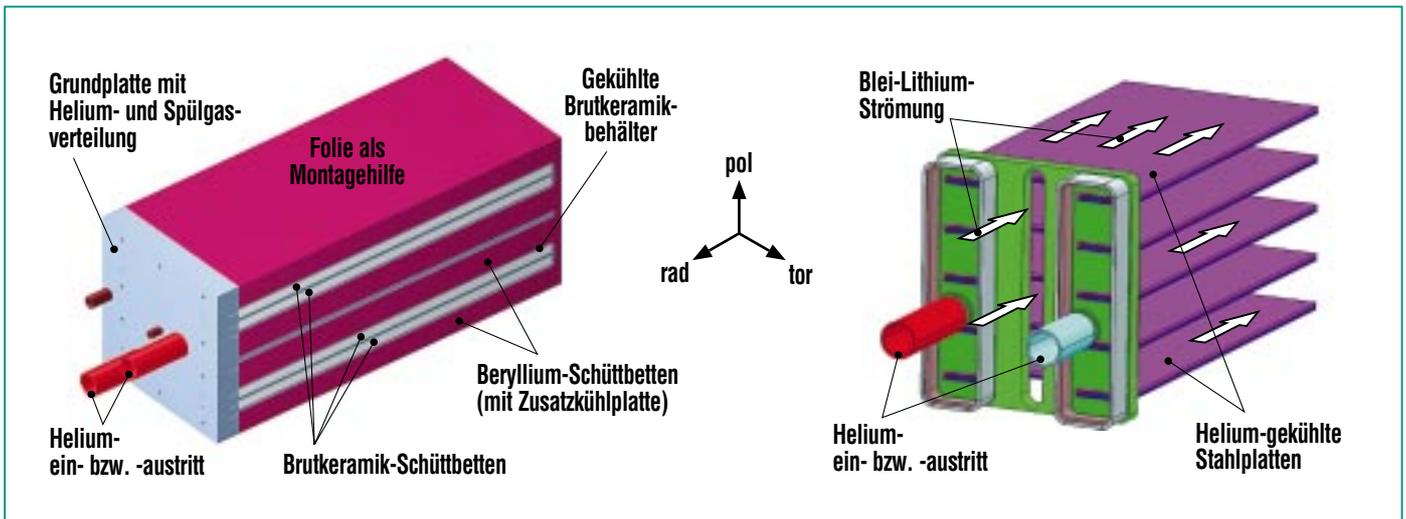


Abb. 3: Bruteinsätze für die zwei alternativen Blanket-Konzepte.

Links: Brutkeramik und Beryllium werden im HCPB-Konzept in Form von Kugelschüttungen verwendet (Kugeldurchmesser ≤ 1 mm), getrennt durch heliumdurchströmte Kühlplatten [1]. Diese Platten sind mit einer Rückwand verbunden, die die Kühlmittelverteilung in der Bruteinheit übernimmt und als Grundplatte für mechanische Stabilität sorgt. Das im Keramikbett erbrütete Tritium wird mit einem Spülgasstrom aus dem Blanket entfernt und dem Brennstoffkreislauf des Fusionsreaktors zugeführt.

Rechts: Die Kühlung des Blei-Lithium im HCLL-Konzept erfolgt durch heliumdurchströmte Stahlplatten, die von der rückwärtigen Grundplatte geführt und gespeist werden. Zur Abfuhr des erbrüteten Tritiums und zur Reinigung des Flüssigmetalls in Komponenten außerhalb des Vakuumbehälters wird das Blei-Lithium umgewälzt. Dabei wird das Flüssigmetall im oberen Bereich der Blanketbox waagrecht verteilt, strömt mäanderförmig nach unten, und wird im unteren Bereich gesammelt und nach außen geführt.

Test der Blanket-Technologie für einen Demonstrationsreaktor in ITER

Die intensive Neutronenstrahlung in einem Fusionsreaktor und die Auslegung des Blankets bis an Temperatur- und Festigkeitsgrenzen der Materialien stellen eine große Herausforderung für die Technologieentwicklung dar. Durch den Einsatz detaillierter physikalischer Computermodelle und ihre Validierung anhand von Experimenten soll erreicht werden, dass das Betriebsverhalten des Blankets schon während der Entwicklung eines Demonstrationsreaktors gut vorhergesagt werden kann. In diesem Zusam-

menhang werden Test-Blanketmodule (TBMs) entwickelt, gebaut und schließlich in Testports des ITER eingebaut (siehe Abb. 4) [6]. Die Versuchsbedingungen in ITER – hohe Neutronendichte, intensive Oberflächenheizung, repräsentatives Magnetfeld etc. – sowie das große Testvolumen von etwa 1 m^3 pro Port sind der Grund dafür, dass diesen Tests im Technologieprogramm der EU höchste Priorität gegeben wird.

Das Forschungszentrum trägt die Verantwortung für die Konzeption und Entwicklung von TBMs für das HCPB-Blanket. Diese TBMs werden für ITER-Randbedingungen entworfen, die im Vergleich zu einem Demonstrationsreaktor

geringere Leistungen, dafür aber pulsierenden Betrieb, ein größeres Leistungsspektrum und starke mechanische Belastungen durch häufig zu erwartende Plasmaabbrüche bringen. Darüber hinaus ist es Ziel der Auslegung, dass physikalische Leitgrößen, insbesondere Maximaltemperaturen, trotz kleinerer Leistungen in ITER vergleichbar und damit das gemessene Verhalten repräsentativ sind.

Eine Serie von etwa vier unterschiedlichen Test-Blanketmodulen soll – unter Berücksichtigung der schrittweisen Inbetriebnahme des ITER (etwa 5 Jahre bis zum Vollbetrieb) – elementare Funktionen des Blankets testen, nämlich

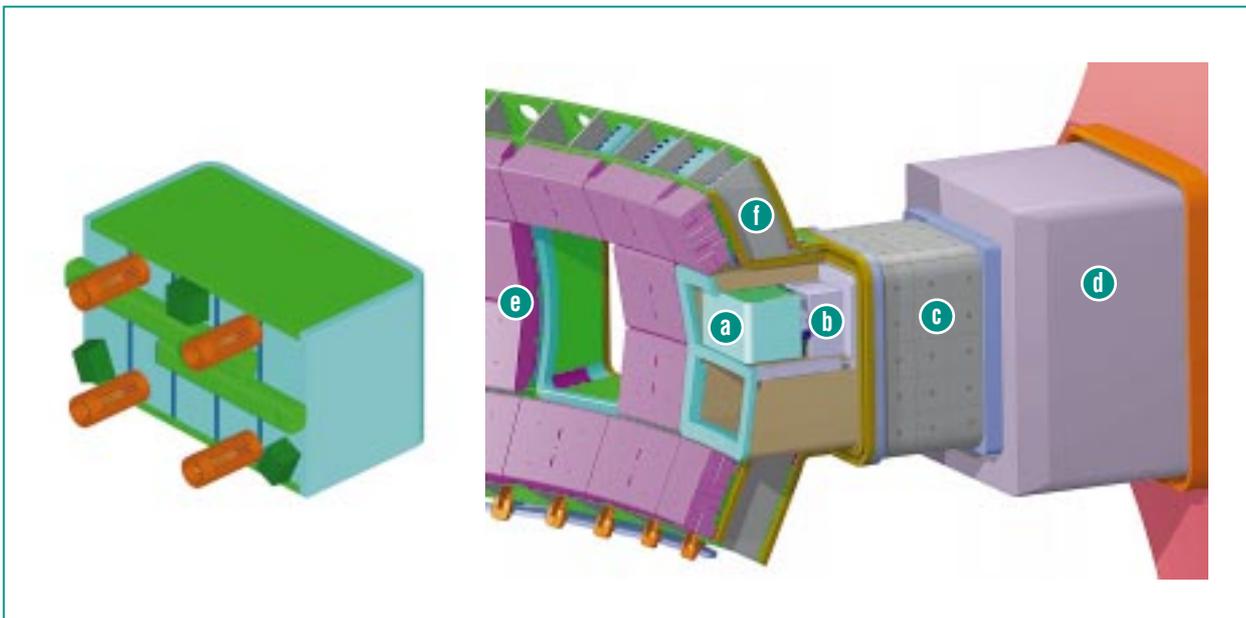


Abb. 4: Links: HCPB-Test-Blanketmodul für den Einsatz in ITER. Rechts: TBM eingebaut in ITER: a) TBM, b) Strahlungsschild, c) Stützen des Vakuumgefäßes, d) Durchführung durch den Kryostat, e) Abschirm-Blanketmodule von ITER, f) doppelwandiges Vakuumgefäß.

- Widerstandsfähigkeit gegen elektromagnetische Kräfte während Disruptionen,
- das neutronische Verhalten und die Tritiumbrutrate, einschließlich einer Bilanzierung des Tritiums,
- die Thermomechanik der Schüttbetten,
- die Erzeugung und Abfuhr von Energie auf einem attraktiven Temperaturniveau und
- den Betrieb des gesamten TBM-Systems, das u.a. aus Kühlkreislauf und Tritiumspülkreis besteht und das zu einem großen Teil weit entfernt vom Blanket außerhalb des Reaktorbehälters steht.

Das TBM-Programm hat das Ziel, TBMs rechtzeitig zum Start von

ITER in 2014 als fertige Komponente zur Verfügung zu stellen. Zwischen der Auslegung und der Betriebsgenehmigung sind dafür eine Reihe von Schritten erforderlich:

- detaillierte Auslegung und Konstruktion
- Untersuchung kritischer technologischer Einzelfragen wie Kühlmittelverteilung und Fertigung
- Demonstration der ausgewählten Fertigungsverfahren
- Bau von Mock-ups im Maßstab bis 1:1
- Mock-up-Tests von hydraulischen Eigenschaften und mechanischer Stabilität
- technische Abnahmetests

Helium-gekühlter Divertor für den Demonstrationsreaktor DEMO

Am Forschungszentrum Karlsruhe wird ein Konzept für einen Helium-gekühlten Divertor in enger Zusammenarbeit zwischen Konstruktion, Simulation der Kühlleistung und der Festigkeit, Materialwissenschaften und Fertigungstechnik entwickelt. Der Divertor wird zur leichteren Handhabung und Wartung in einzelne Kassetten unterteilt (s. Abb. 5). Jede besteht aus den hochbelasteten Targetplatten, auf die die Fusionsasche und andere Verunreinigungen des Plasmas gelenkt werden, dem Dom, der die Absaugöffnung enthält und der Struktur, die die Leitungen zur Verteilung des Kühlmittels aufnimmt.

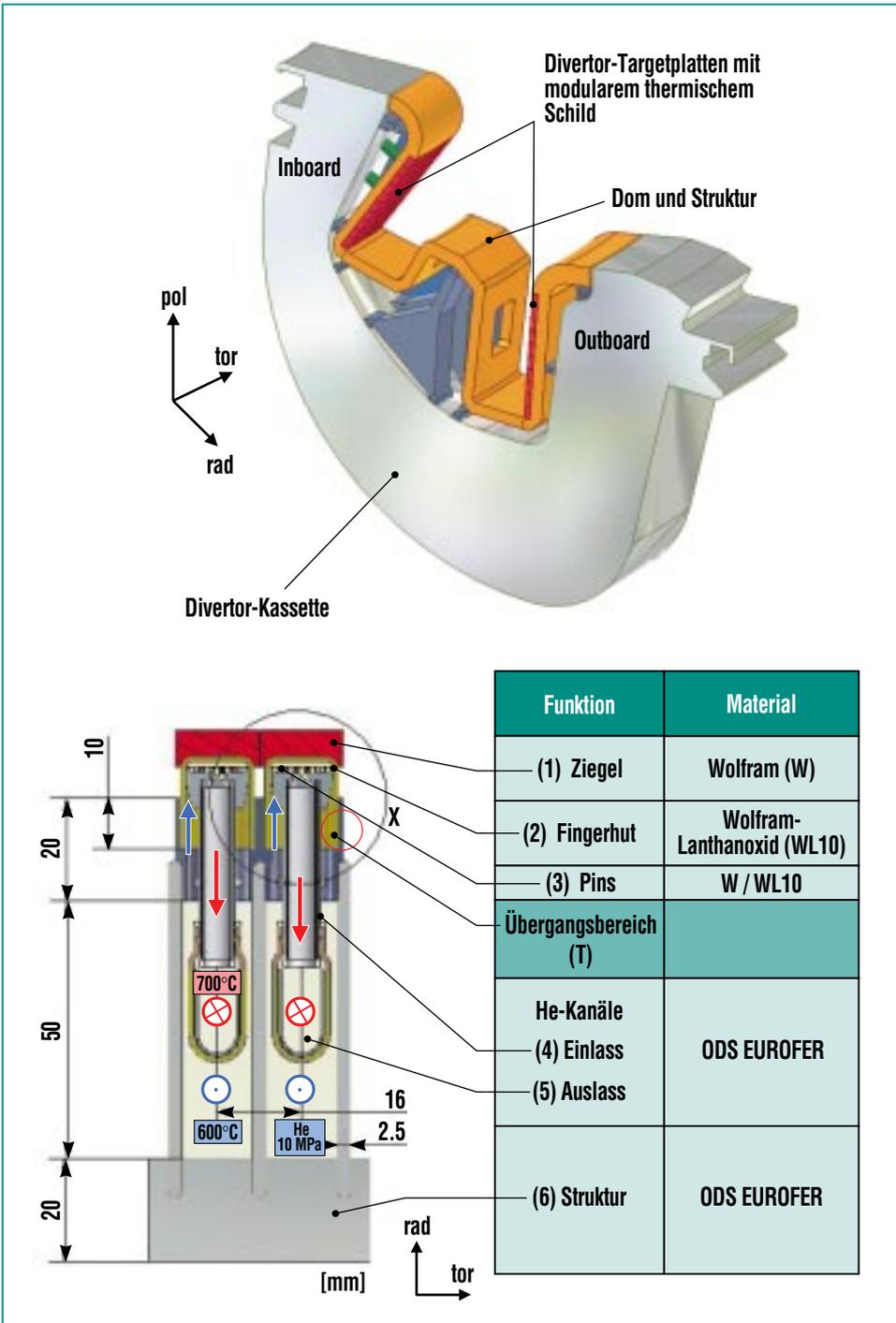


Abb. 5: Darstellung einer einzelnen Divertorkassette. Unter den roten Ziegeln der Targetplatte befinden sich die unten links gezeigten Kühlfinger. Das kalte Helium wird senkrecht zur Targetplatte transportiert, um es möglichst dicht an die Stellen mit der größten Hitzelast zu bringen. Zur Verbesserung des Wärmeübergangs wird auf der Rückseite der Ziegel in einem Fingerhut ein Plättchen eingelötet, das eine Struktur aus „pins“ trägt.

Alle Teilchen der „Fusionsasche“ besitzen eine hohe kinetische Energie, die beim Aufschlag auf die Targetplatten in thermische Energie umgewandelt wird. Wärmelasten von bis zu 15 MW/m^2 werden abzuführen sein, das ist im Vergleich zu sonst technisch relevanten Wärmelasten sehr viel. Durch diese hohe thermische und mechanische Belastung leidet auch die Oberfläche der Targetplatten. Sie erreichen daher nur eine Lebensdauer von voraussichtlich ein bis zwei Jahren und müssen dann ausgetauscht werden.

Helium besitzt als Kühlmittel günstigere Eigenschaften als Wasser, da es chemisch und neutronisch inert ist und weil damit höhere Temperaturen erreicht werden können, was den Wirkungsgrad des Fusionskraftwerks verbessert. Helium kann zudem direkt in den Stromgewinnungsprozess eingekoppelt werden. Vor allem aber dient es der Sicherheit, da Helium im Gegensatz zu Wasser nicht mit dem Beryllium reagiert und daher kein Wasserstoff entstehen kann.

Das Forschungszentrum setzt bei der Entwicklung der Kühlung momentan auf eine Vergrößerung der Kühlfläche, um den Kontakt zwischen Kühlmittel und Targetplatte zu intensivieren. Dazu werden die Targetplatten in kleine Module („Ziegel“) aufgeteilt und auf der Unterseite kleine Noppen („Pins“) angebracht, die in das Kühlmittel hinein ragen. Mit diesem konnten theoretisch bisher mittlere äquivalente Wärmeübergangskoeffizienten von bis zu $50.000 \text{ W/m}^2 \text{ K}$ bei einem vertretbaren Energieaufwand für die

Kühlmittelpumpen erreicht werden. An der Optimierung wird zur Zeit mit kommerziellen Softwareprogrammen gearbeitet. Um die Simulation zu überprüfen, müssen auch Experimente durchgeführt werden. Dazu wird am EFREMOV-Institut in St. Petersburg, Russland, ein Helium-Kreislauf mit Messstrecke aufgebaut. Neben Druckverlustmessungen stehen auch Wärmeübergangsmessungen unter realen Arbeitsbedingungen auf dem Programm. Später soll – ähnlich wie im Blanket-Programm – ein Testmodul für ITER gebaut werden.

Parallel dazu wird das Design des Divertors verbessert und es werden Rechnungen zur Festigkeit und zur Bauteilbeanspruchung durchgeführt. Diese dienen nicht zuletzt auch der Betriebssicherheit.

Schließlich wird auch an Problemen der Material- und Fertigungstechnik gearbeitet. Nur we-

nige Materialien, wie z. B. Wolfram und Wolframlegierungen, halten die erwarteten hohen Temperaturen von bis zu 2100 °C an der Oberfläche der Targetplatte aus, diese sind aber nur schwer zu bearbeiten. An der Verbesserung ihrer Eigenschaften wird gearbeitet. Für die Herstellung der kleinteiligen Oberflächenstrukturen sind ebenfalls völlig neue Fertigungsverfahren notwendig.

Zusammenfassung

Im Kern eines zukünftigen Fusionsreaktors sind das Brutblanket und der Divertor die zentralen Komponenten für elementare Funktionen und den wirtschaftlichen Betrieb der Anlage. Das Forschungszentrum ist im europäischen Fusionsprogramm federführend an der Entwicklung von einem der zwei EU-Referenzblankets und einem heliumgekühlten Divertor beteiligt, die höchste Herausforderungen an Design und Technologie stellen.

Ein wachsender Anteil der Aktivitäten in diesem Bereich widmet sich der Vorbereitung von Testeinsätzen für den geplanten Experimentalreaktor ITER, der etwa ab 2014 zum ersten Mal Komponententests unter fusionsrelevanten Randbedingungen ermöglichen wird.

Literatur

- [1] L.V. Boccaccini, L.Giancarli, G. Janeschitz, S. Hermsmeyer, Y. Poitevin, A. Cardella, E. Diegele, *ICFRM-11, Kyoto 2003, to appear.*
- [2] G. Piazza, J. Reimann, E. Günther, R. Knitter, N. Roux, J.D. Lulewicz, *Journal of Nuclear Materials* 307-311 (2002), 811-816.
- [3] F. Scaffidi-Argentina, G.R. Longhurst, V. Shestakov, H. Kawamura, *Fusion Engineering and Design* 51-52 (2000) 23-21.
- [4] J. Reimann, L.V. Boccaccini, M. Enoeda, A.Y. Ying, *Fusion Engineering and Design*, 61-62 (2002) 319-331.
- [5] U. Müller, L. Bühler, „*Magnetofluidynamics in Channels and Containers*“, 2001, Springer-Verlag, Wien, New York. ISBN 3-540-41253-0.
- [6] L.V. Boccaccini, N. Bekris, Y. Chen, U. Fischer, S. Gordeev, S. Hermsmeyer, E. Hutter, K. Kleefeldt, S. Malang, K. Schleisiek, I. Schmuck, H. Schnauder, H. Tsige-Tamirat, *Fusion Engineering and Design*, 61-62 (2002) 339-344.
- [7] P. Norajitra, L.V. Boccaccini, E. Diegele, V. Filatov, S. Gordeev, V. Heinzl, G. Janeschitz, J. Konys, W. Krauss, R. Kruessmann, S. Malang, I. Mazul, G. Reimann, M. Rieth, G. Rizzi, R. Ruprecht, V. Slobodtchouk, *20th SOFE, San Diego, October 14-17 (2003), to appear.*