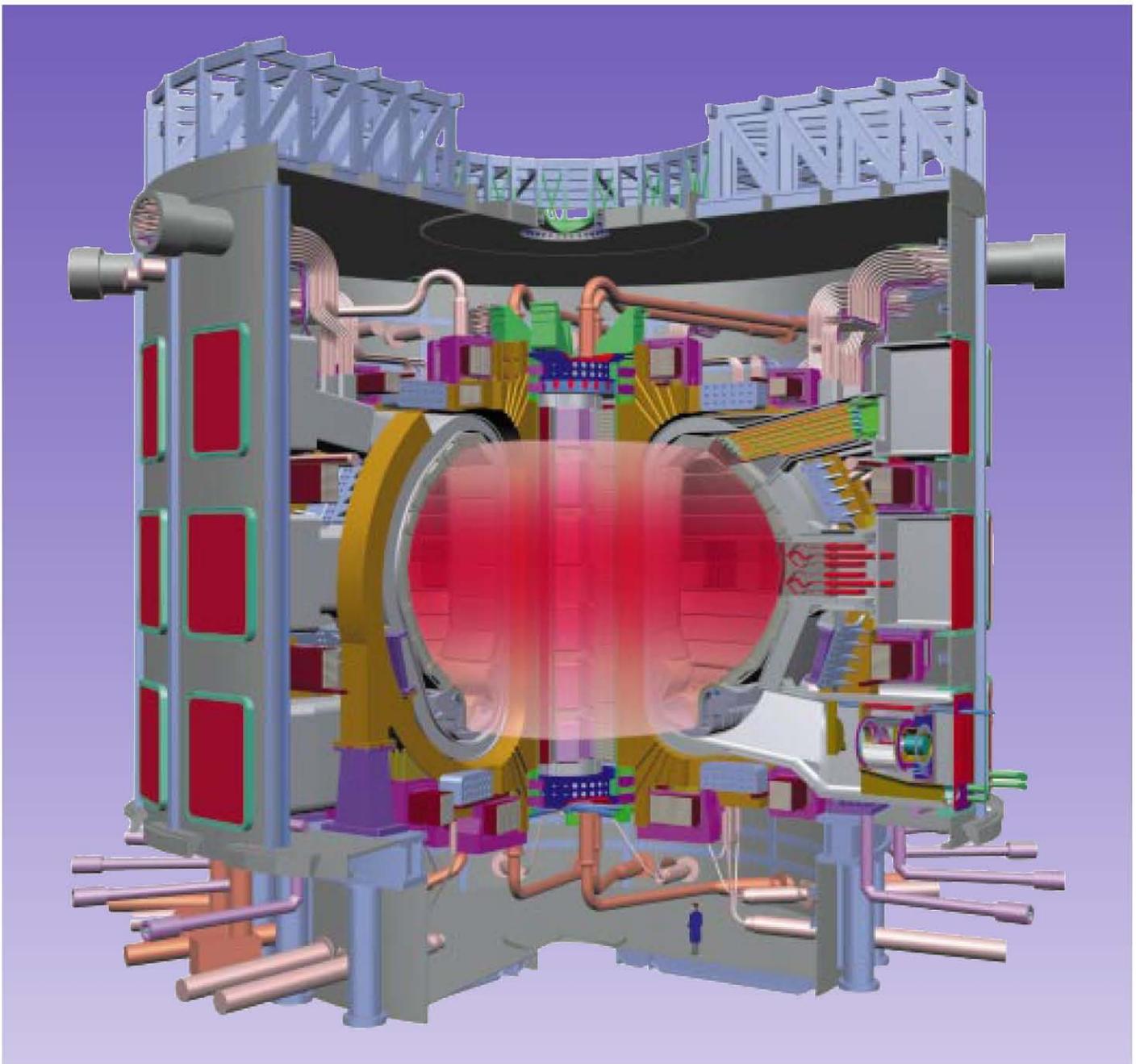




Forschungszentrum Karlsruhe
in der Helmholtz-Gemeinschaft

NACHRICHTEN



Jahrgang 36 • 1/2004

Technologien für die Kernfusion

**Im Inhaltsverzeichnis verwendete
Abkürzungen:**

FUSION	Programm Kernfusion
ITP	Institut für Technische Physik
HVT	Hauptabteilung Versuchstechnik
IHM	Institut für Hochleistungsimpuls- und Mikrowellentechnik
IMF	Institut für Materialforschung
IRS	Institut für Reaktorsicherheit
IKET	Institut für Kern- und Energietechnik

Herausgeber:

Forschungszentrum Karlsruhe GmbH
Postfach 3640 · 76021 Karlsruhe
Telefon-Nr. 07247 82-0

Redaktion:

Dr. Joachim Hoffmann

Redaktionsbeirat:

Prof. Dr. J. Blümer, IK-IEKP
Dr. W. Breitung, IKET
Prof. Dr. E. Dinjus, ITC-CPV
Dr. K. Gompper, INE
Dr. J. Gspann, IMT
Dr. G. Metzsig, FTU
Dr. W. Pfleging, IMF-I
Prof. Dr. U. Schurath, IMK (Vorsitzender)
Dr. K.-F. Weibezahn, IMB

Grafik und Satz:

Stolz Grafisches Atelier · Karlsruhe

Layout:

Tassilo Schnitzer

Druck:

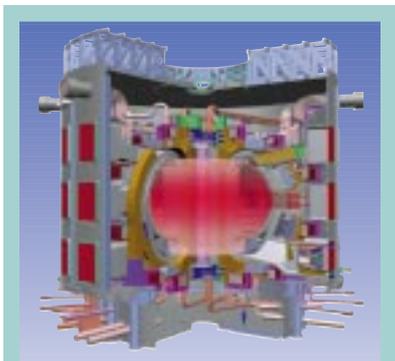
Wilhelm Stober GmbH · Eggenstein

Nachdruck mit Genehmigung des
Forschungszentrums Karlsruhe GmbH
unter Nennung der Gesellschaft und
des Autors gestattet. Beleg erbeten.

Die NACHRICHTEN
können kostenlos über die
Hauptabteilung Bibliothek und Medien
des Forschungszentrums bezogen
werden.

Printed in the Federal Republic of
Germany

Gedruckt auf chlorfrei gebleichtem
Papier



Der in weltweiter Zusammenarbeit
geplante Experimentalreaktor ITER
(International Thermonuclear Experi-
mental Reactor) ist der nächste tech-
nologische Schritt auf dem Weg zu
einem Fusionskraftwerk.
(Quelle: ITER – International Team)

Inhalt / Contents

■ **Forschung auf dem Weg zum Fusionskraftwerk** 5 **Research for a Fusion Power Station**

G. Janeschitz, W. Bahm, FUSION

Nuclear Fusion research is aimed to create the physical and technological basis for the exploitation of fusion energy for electricity production. A fusion power station is characterized by tremendous energy yield as compared to fossil energy sources, attractive safety features and low environmental impact. Furthermore fuel stock is almost unlimited and equally available on our planet. The physical basis of nuclear fusion as well as the model of a future fusion power station are explained and an outlook in terms of a fusion roadmap is presented.

■ **Plasmaphysik – eine Kurzeinführung** 11 **Plasma Physics – a Short Introduction**

G. Janeschitz, W. Bahm, FUSION

At the required plasma temperature for fusion (~ 100 million °C) an isolation of the plasma from any material is essential. Magnetic confinement is the preferred option for the development of commercial fusion energy exploitation. Two principles of magnetic confinement are presently applied in experimental facilities, namely the stellarator and the tokamak, the latter being more advanced. The arrangement and function of the tokamak is explained. Furthermore plasma phenomena such as turbulence leading to enhanced energy transport and thus to deterioration of the plasma confinement as well as counter measures are discussed.

■ **Entwicklung von supraleitenden Magneten für die Fusion** 17 **Development of Superconducting Magnets for Fusion**

W. H. Fietz, S. Fink, R. Heller, A. Nyilas, P. Komarek, G. Zahn, ITP

A sequence of challenging and successful experiments with fusion related, large scale magnets have been carried out in the FZK fusion magnet related program in the last years. In the latest experiment the ITER TF model coil (TFMC) was tested. With a world record current value of 80 kA in the TFMC and in parallel with 16 kA in the LCT coil, ITER relevant forces could be generated. It was demonstrated that the TF coil concept is well suited for ITER and that the expertise and the facility equipment in FZK are well positioned for demanding tasks in future fusion collaborations. The testing of a newly developed 70 kA high Tc current lead and the investigation of structural materials and conductors are other tasks on the way to future fusion magnets.

■ Der Brennstoffkreislauf von Fusionsreaktoren

23

The Fuel Cycle of Fusion Reactors

I. R. Cristescu, L. Dörr, M. Glugla, HVT; Ch. Day, A. Mack, ITP; S. Gross, FUSION

For more than a decade the Forschungszentrum Karlsruhe is significantly contributing to the development of the inner deuterium-tritium fuel cycle systems for ITER. Appropriate facilities operated are the Tritium Laboratory Karlsruhe for prototype component tests, processing tritium in relevant amounts and the test stand for vacuum cryo-pumps. Actual results are illustrated for the exhaust gas clean-up system and for the testing of the ITER model cryo-pump. The long standing experience will be used in the design and procurement of related systems for ITER.

■ Gyrotronröhren und Millimeterwellentechnik für die Kernfusion

30

Gyrotrons and Millimeter Wave Technology for Nuclear Fusion

G. Dammertz, K. Koppenburg, B. Piosczyk, M. Thumm, IHM; R. Heidinger, IMF

Thermonuclear fusion experiments of the next generation as the stellarator Wendelstein 7-X and ITER require multimewatts of millimeter wave power in continuous operation at frequencies of 140 and 170 GHz, respectively. The Forschungszentrum Karlsruhe is engaged in the development of a suitable millimeter wave technology: in particular high-power gyrotrons, transmission lines and in-vessel components for W7-X, the development of 2 MW coaxial gyrotrons for ITER, the development of frequency step-tunable gyrotrons for controlled current drive at ASDEX-Upgrade and the construction of complete millimeter wave port plug systems on ITER.

■ Blanket und Divertor für den Fusionsreaktor

36

Blanket and Divertor for the Fusion Power Plant

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

Breeding blanket and divertor are the plasma-facing components that will carry out critical functions and impose technological limits in tomorrow's fusion power plants. The Forschungszentrum contributes largely to the technology development of the two EU reference blankets, and is responsible for developing, testing and building test blanket modules for ITER. The programme has recently been extended by intense research on a divertor that uses the same coolant as the blanket, i.e. Helium, but enhances allowable heat loads and eases the limit on plasma performance expected from a gas cooled divertor.

■ Strukturwerkstoffe für die Fusionstechnik

42

Structural Materials for Fusion Technology

A. Möslang, J. Aktaa, J. Konys, IMF; S. Gross, FUSION

The development of fusion technology calls for structural materials that provide high performance in a severe environment and attractive radiological features. Significant R&D accomplishments are summarized for ferritic-martensitic steels which combine favourable mechanical properties, irradiation resistance and reduced activation. As a long term perspective even more attractive materials for higher temperatures and divertor applications are oxide dispersion strengthened ferric steels and tungsten based alloys. A fusion relevant material testing facility will be the intensive neutron source IFMIF which is being developed under the auspices of the International Energy Agency (IEA).

■ Analyse des Wasserstoffverhaltens in einem ITER-Unfallszenario

48

Analysis of Hydrogen Behaviour in an ITER Accident Sequence

W. Breitung, W. Baumann, S. Dorofeev, M. Kuznetsov, A. Lelyakin, R. Redlinger, P. Royle, R. K. Singh, IKET; J. R. Travis, Fa. DPT, Offenbach; G. Necker, A. Vesper, Pro-Science GmbH, Ettlingen; W. Gulden, EFDA Support Unit, Garching

The ITER Generic Site Safety Report (GSSR) identifies several accident scenarios which lead to the formation of combustible hydrogen/dust-air mixtures. This article describes the analysis of one specific accident sequence leading to reactive hydrogen-air-steam mixtures. The chain of events is modelled with 3D-numerical programs, addressing the gas distribution, the risk potential of the resulting gas mixtures, the numerical simulation of a gas detonation in the affected sub-system, and the modelling of the structural response of the loaded component. The goal of this work is the analysis of the consequences of combustion events in ITER and their control by suitable countermeasures.

Forschung auf dem Weg zum Fusionskraftwerk

G. Janeschitz, W. Bahm, FUSION

Einleitung

Der Weltenergiebedarf wird heute zu etwa neunzig Prozent aus fossilen Energiequellen gedeckt. Sowohl die begrenzte Reichweite von Kohle, Öl und Erdgas als auch drohende Klimaschäden erfordern langfristig neue Versorgungsstrategien. Hinzu kommen die schnell wachsende Erdbevölkerung sowie die sich abzeichnende industrielle Entwicklung von Schwellenländern, sodass heutige Prognosen weltweit von einem Zuwachs des Energieverbrauchs um den Faktor 2 bis 4 zum Ende dieses Jahrhunderts ausgehen.

Die Kernfusion bietet die Option einer zukünftigen Energieversorgung, die sich durch praktisch unbegrenzte Brennstoffreserven sowie günstige Sicherheitseigenschaften und geringe Umweltbelastungen auszeichnet. Sie ist besonders für die Versorgung von Ballungszentren geeignet und kann im Verbund mit erneuerbaren Energiequellen, die sich aufgrund kleiner Leistungseinheiten eher für den Flächenbedarf eignen, einen wesentlichen Beitrag zu einem umweltverträglichen Energiesystem leisten.

Ziel der Fusionsforschung ist ein Strom lieferndes Kraftwerk, das –

ähnlich wie die Sonne – Energie aus der Verschmelzung von Wasserstoffkernen gewinnt. Aufbau und Funktionsweise eines solchen Kraftwerkes ist auf der Grundlage des heutigen Standes der Technik in Abb. 1 dargestellt. Die folgenden Erläuterungen beziehen sich auf die Nummerierung in Abb.1.

Ein torusförmiger Vakuumbehälter (4) übernimmt die Rolle des Kessels in einem konventionellen Kraftwerk: Hier wird Energie in Form von Wärme frei.

Ausgangspunkt ist ein extrem dünnes Gasgemisch aus schwerem (Deuterium) und überschwe-

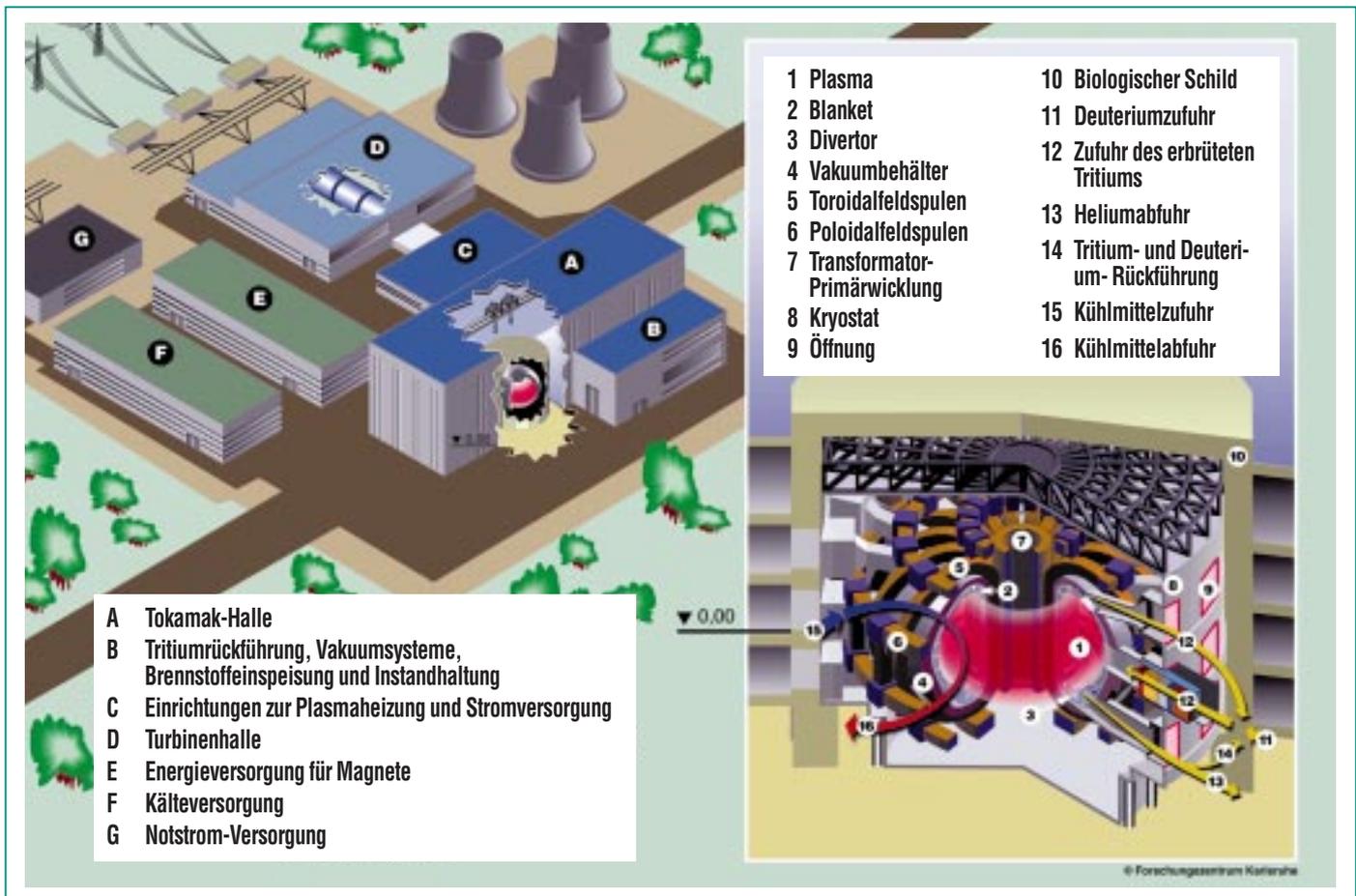


Abb. 1: Das Fusionskraftwerk der Zukunft.

rem (Tritium) Wasserstoff bei einem Druck, der etwa 1/250.000 des Atmosphärendrucks an der Erdoberfläche entspricht. Das heißt, dieser ca. 1000 m³ große Vakuumbehälter enthält nur wenige Gramm des Deuterium/Tritium-Brennstoffs.

Eine Startheizung strahlt für einige Sekunden eine Leistung von 50 bis 100 Megawatt in die Brennkammer ein, wodurch das Brennstoffgemisch auf ca. 100 Millionen Grad aufgeheizt wird und in den Plasmazustand (1) übergeht: Der Atomverband ist aufgelöst und negative Elektronen und positiv geladene Atomkerne bewegen sich völlig unabhängig voneinander. Um Berührungen mit der Innenwand des Vakuumbehälters, der sog. Ersten Wand zu vermeiden, wird das heiße Plasma durch überlagerte starke Magnetfelder eingeschlossen, die im Einzelnen im folgenden Kapitel „Plasmaphysik – eine Kurzeinführung“ näher erläutert werden.

Die im heißen Plasma einsetzenden Fusionsreaktionen setzen

hochenergetische Heliumkerne und Neutronen frei. Die geladenen Heliumkerne können den „magnetischen Käfig“ nicht verlassen. Sie geben Energie durch Stöße mit Plasmateilchen ab und tragen so zur Heizung des Plasmas bei. Dagegen werden elektrisch neutralen Neutronen jedoch in ihrer Bewegung durch das Magnetfeld nicht beeinflusst. Sie werden im Blanket (2) abgebremst, die dabei entstehende Wärme wird über ein Kühlmittel (z.B. Helium) (15, 16) in einen konventionellen Kreislauf eingespeist. Die Stromproduktion erfolgt dann wie in einem konventionellen Kraftwerk durch eine Turbine mit nachgeschaltetem Generator.

Vakuumbehälter, Blanket und Magnete befinden sich innerhalb des Kryostaten (8), eines Tieftemperaturbehälters, der von einem biologischen Schild (10) umschlossen ist. Der Brennstoff Tritium wird im Blanket durch Neutroneneinfang in Lithium erbrütet, mittels Spülgas ausgetrieben, mit Deuterium vermischt und in das

brennende Plasma rückgeführt (11, 12). Die „Asche“ aus der Kernfusion, das Edelgas Helium, wird über den Divertor (3) abgesaugt und entsorgt, das mitgeführte unverbrannte Deuterium/Tritium-Gemisch wird in das Plasma rückgeführt (14).

Im Vergleich zu anderen Energiequellen bietet die Kernfusion eine riesige Energieausbeute: So wird aus der Fusion von einem Gramm Deuterium/Tritium-Gemisch eine Energiemenge von 2600 kWh frei, das entspricht der Verbrennung von 10 t Kohle. Daher kommt ein 1000 MW Fusionskraftwerk jährlich mit 100 kg Deuterium und 300 kg Lithium (aus dem 150 kg Tritium erbrütet wird) aus. Das heißt, ein Lastwagen mit ungefährlicher Ladung reicht aus, um den Jahresbedarf eines solchen Kraftwerkes zu decken. Ein vergleichbares Steinkohlewerk verbrennt im selben Zeitraum ca. 2.7 Millionen Tonnen Kohle. Um eine Familie ein Jahr lang mit Strom aus dem Kraftwerk zu versorgen, reichen 2 Liter Wasser und 250 g Gestein aus (Abb. 2).

<h2 style="text-align: center;">Rohstoffe der Kernfusion</h2> <p style="text-align: center;">für den Jahresverbrauch einer Familie (Elektrizität)</p>	
<p>75 mg Deuterium 225 mg Lithium</p>	
<p><u>Zu finden in:</u></p> <p>2 Litern Wasser 250 Gramm Gestein</p>	<p><u>Energieinhalt:</u></p> <p>48 000 Millionen Joule entsprechend 1 000 Litern Öl</p>



Abb. 2: Rohstoffe der Kernfusion. [Quelle: FZJ]

Die in der Erdkruste verfügbaren Brennstoffreserven reichen für zehntausende von Jahren aus, um den derzeitigen weltweiten-Stromverbrauch zu decken. Im Gegensatz zu den fossilen Brennstoffen Öl, Erdgas und Kohle sind die Rohstoffe Wasser und Lithium in Gesteinen geografisch gleichmäßig verteilt, so dass Verteilungskämpfe um Energiequellen ausgeschlossen sind.

Zudem verfügt ein Fusionskraftwerk über günstige Sicherheitseigenschaften, d.h. aufgrund seiner niedrigen Energiedichte – vergleichbar mit einer 100 W Glühbirne – ist in einem Fusionsreaktor auch bei totalem Kühlmittel-ausfall eine Leistungsexkursion ausgeschlossen. Außerdem emittiert ein Fusionskraftwerk keine klimaschädlichen Gase.

Die Neutronen aus der Fusionsreaktion liefern einerseits die Energie zur Stromproduktion, führen aber andererseits zur Schädigung und Aktivierung des Strukturmaterials. Die hierbei entstehende Menge radioaktiven Materials ist zwar in der Menge mit dem radioaktiven Abfall eines Kernkraftwerkes gleicher Leistung vergleichbar, nicht aber hinsichtlich des Aktivitätsinventars. Die Materialentwicklung ist darauf ausgerichtet, durch geeignete Legierungen den Zeitraum, in dem das aktivierte Material zwischengelagert werden muss, wesentlich zu reduzieren. Nach heutigem Stand der Technik kann man davon ausgehen, dass etwa 80 % des anfallenden radioaktiven Abfalls nach weniger als 100 Jahren rückgeführt werden können und nur der Rest für ein-

ge Jahrhunderte, jedoch nicht für Jahrtausende zwischengelagert werden muss.

Physikalische Grundlagen der Kernfusion

Der Fusion von Atomkernen steht die elektrostatische Abstoßung aufgrund ihrer positiven Ladung entgegen. Die abstoßende Kraft ist proportional zur Kernladung und umgekehrt proportional zum Abstand der Kerne. Daher eignen sich Kerne mit niedriger Ladungszahl für die Fusion, also Wasserstoffkerne. Hinzu kommt, dass die Fusion von Wasserstoffkernen einen besonders hohen Betrag an Bindungsenergie freisetzt. Abb. 3 veranschaulicht den Vorgang der Kernfusion.

Stellen wir uns vor, im Achsenkreuz sitzt ein Wasserstoffkern und ein zweiter rast mit hoher Geschwindigkeit von rechts nach links längs der Abszisse. Je kürzer der Abstand, umso stärker

wird die Abstoßung, oder bildlich gesprochen, der Wasserstoffkern muss die Coulomb-Barriere überwinden. Ist die Spitze des Walls erreicht, so beginnt im Abstand von 10^{-13}cm die starke Kernkraft zu wirken, die Abstoßung kippt um in eine Anziehung und es kommt zur Fusion der beiden Wasserstoffkerne. Um den Wall zu erklimmen, benötigt der Wasserstoffkern jedoch eine kinetische Energie, die etwa 2,6 Milliarden Grad entspricht. Eine derartige Temperatur kommt im Universum nicht vor. Dass Kernfusion doch möglich ist, lässt sich durch den quantenphysikalischen Tunneleffekt erklären: je höher der Wasserstoffkern den Wall erklimmen hat, umso größer ist die Wahrscheinlichkeit, dass er sich einen Tunnel durch den Wall gräbt und so in den Wirkungsbe- reich der starken Kernkraft gelangt.

Um einen Netto-Energiegewinn in einem Fusionsreaktor zu erzielen, ist eine gewisse Mindestzahl von Fusionsprozessen pro Zeiteinheit

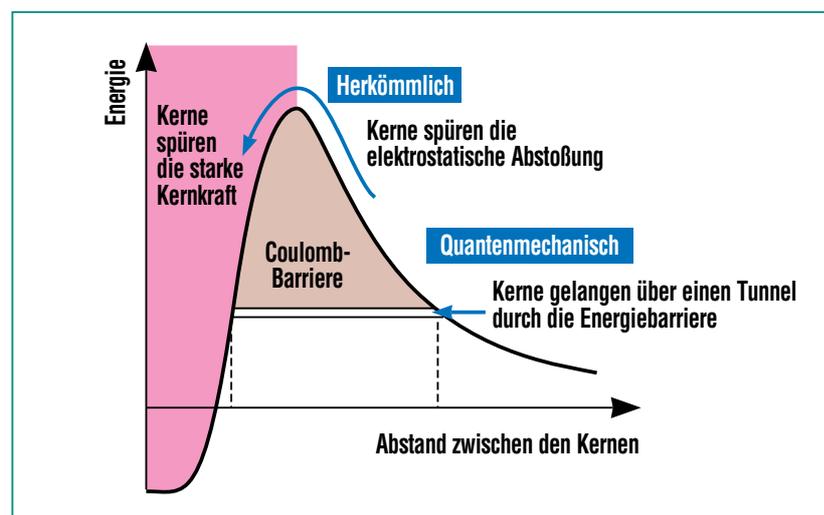


Abb. 3: Der quantenphysikalische Tunneleffekt macht die Kernfusion erst möglich.

notwendig. Daher muss sowohl die Wahrscheinlichkeit, dass bei einem Zusammenstoß zweier Wasserstoffkerne (z.B. Deuterium und Tritium) ein Fusionsprozess stattfindet, als auch die Anzahl der pro Zeiteinheit stattfindenden Stöße maximiert werden, wozu eine hohe kinetische Energie notwendig ist. Allerdings ist sogar bei einer kinetischen Energie von 10 keV die Wahrscheinlichkeit elastischer Stöße um mehrere Größenordnungen höher als die eines Fusionsprozesses, daher kann durch elektrostatische Beschleunigung (z. B. Teilchenbeschleuniger) keine netto Energieausbeute erreicht werden. Der einzig gangbare Weg ist daher, ein Gasgemisch aus Deuterium und Tritium in einem Behälter einzuschließen und soweit aufzuheizen, dass die Energie, die durch Fusionsprozesse freigesetzt wird, den zum Einschluss und zur Aufheizung des Gases nötigen Energiebedarf übersteigt. Ein Gas, dessen Teilchen die notwendige kinetische Energie von 10 keV besitzen, hat allerdings eine Temperatur von etwa 100 Millionen Grad Celsius. Bei derartigen Temperaturen befindet sich das Gas im Plasmazustand, d.h. der Atomverband ist aufgelöst und Atomkerne und Elektronen bewegen sich unabhängig voneinander. Um das heiße Plasma von der Behälterwand zu isolieren, denn kein Werkstoff hält derartige Temperaturen aus, gibt es zwei Möglichkeiten: der magnetische Einschluss und der Trägheitseinschluss.

Unabhängig von der Methode des Plasmaeinschlusses müssen für einen Netto-Energiegewinn

folgende Bedingungen erfüllt sein:

- Die Temperatur sollte in der Nähe des maximalen Fusionsquerschnitts sein, also ~ 10 bis 20 keV betragen. Eine niedrigere Temperatur kann zum Teil durch Änderungen der beiden nachfolgenden Bedingungen ausgeglichen werden, was manchmal für den Trägheitseinschluss wichtig ist.
- Die Anzahl der Teilchen pro Volumeneinheit (m^3) sollte etwa 10^{20} oder höher (bei Trägheitseinschluss) sein um eine genügende Zahl von Stößen pro Zeiteinheit zu erzielen.
- Der Einschluss von Energie und Teilchen sollte einige

Sekunden (im Trägheitseinschluss Millisekunden) betragen. Der Einschluss hat im Prinzip nichts mit der Lebensdauer des heißen Plasma Zustandes zu tun, sondern gibt an, wie lange die Energie und die Teilchen im Mittel im Plasma verweilen. Das bedeutet, dass mehr Energie und Teilchen pro Zeiteinheit zugeführt werden müssen um den Plasmazustand aufrechtzuerhalten, wenn der Einschluss schlechter wird.

Keine der obigen Bedingungen alleine kann eine Netto-Energieausbeute garantieren, sondern nur die richtige Kombination obiger Bedingungen, charakterisiert durch das so genannte „Trippel Pro-

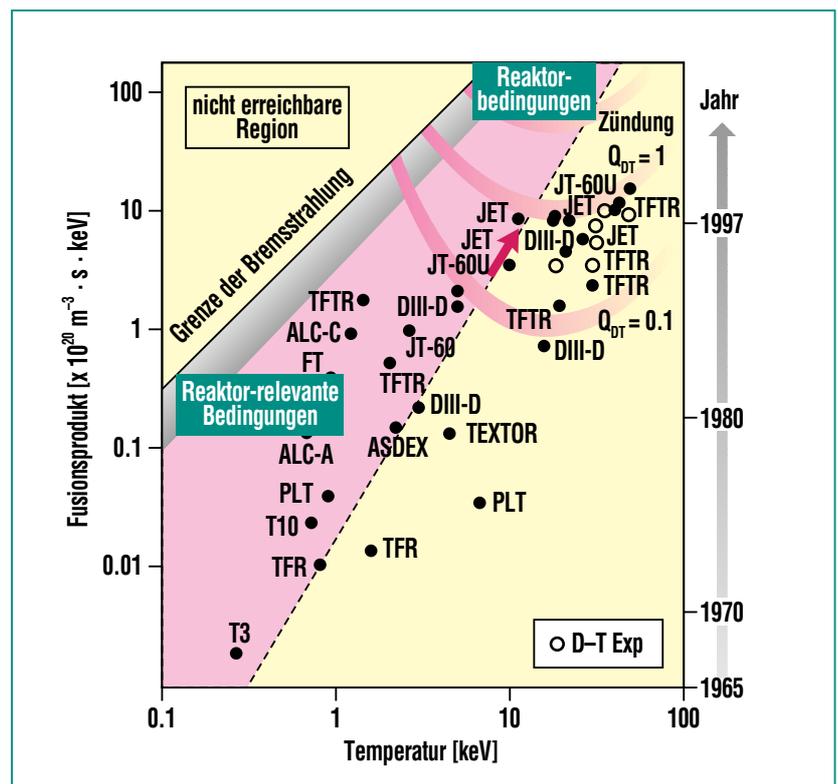


Abb. 4: Das Tripelprodukt aus Temperatur, Dichte und Einschlusszeit; die Zündbedingung ist dann erreicht, wenn dieses Produkt den Wert 6×10^{21} erreicht.

duct“. Die Größe dieses Produkts ist ein Maß für die durch den Fusionsprozess freigesetzte Energie. Hierbei ist berücksichtigt, dass das Plasma neben den externen Heizungen auch durch die aus dem Fusionsprozess freigesetzten Heliumkerne (Alpha-Teilchen) geheizt wird, die anfänglich eine um zwei Größenordnungen höhere kinetische Energie als die Plasmateilchen bei 10 keV besitzen. Wenn die Fusionsrate groß genug ist, dann reicht diese sog. Alphaheizung alleine aus, um das Plasma auf Betriebstemperatur zu halten. Diesen Zustand nennt man Zündung. Die Zündbedingung ist dann gegeben, wenn die Temperatur etwa 10 keV beträgt und das Produkt aus Temperatur (in keV),

Dichte (in Teilchen pro m^3) und Einschlusszeit (in Sekunden) etwa 6×10^{21} beträgt. Wie aus Abb. 4 zu erkennen ist, hat die internationale Fusionsforschung etwa 3.5 Größenordnungen in den letzten 30 Jahren auf diesem Weg geschafft, vergleichbar mit der Geschwindigkeit der Entwicklung im IT-Sektor.

Aktueller Stand der Fusionsforschung und Ausblick

Wie aus Abb. 4 zu erkennen ist, hat die weltweit größte Tokamak-Anlage, der Joint European Torus (JET) den „Break-Even“-Punkt fast erreicht: Im Jahr 1997 wurde in einer Deuterium-Tritium-Kampagne (Experimentieranlagen ar-

beiten gewöhnlich mit Deuterium-Deuterium, um das radioaktive Tritium zu vermeiden) für einige Sekunden 65 % der von außen zugeführten Energie durch Energiefreisetzung aus der Fusionsreaktion wieder zurück gewonnen. Um die Grundlagen für den Bau eines Leistungskraftwerkes zu schaffen, muss in einem nächsten Schritt die Realisierbarkeit eines lang brennenden, reaktortypischen Plasmas sowie eine Reihe von bereits entwickelten Reaktorkomponenten erprobt werden. Dazu gehören supraleitende Magnete, Blanket und Divertor zur Energieauskopplung, Tritium führende Systeme und Fernhandlungstechnik. Dieses Ziel verfolgt der in weltweiter Zu-

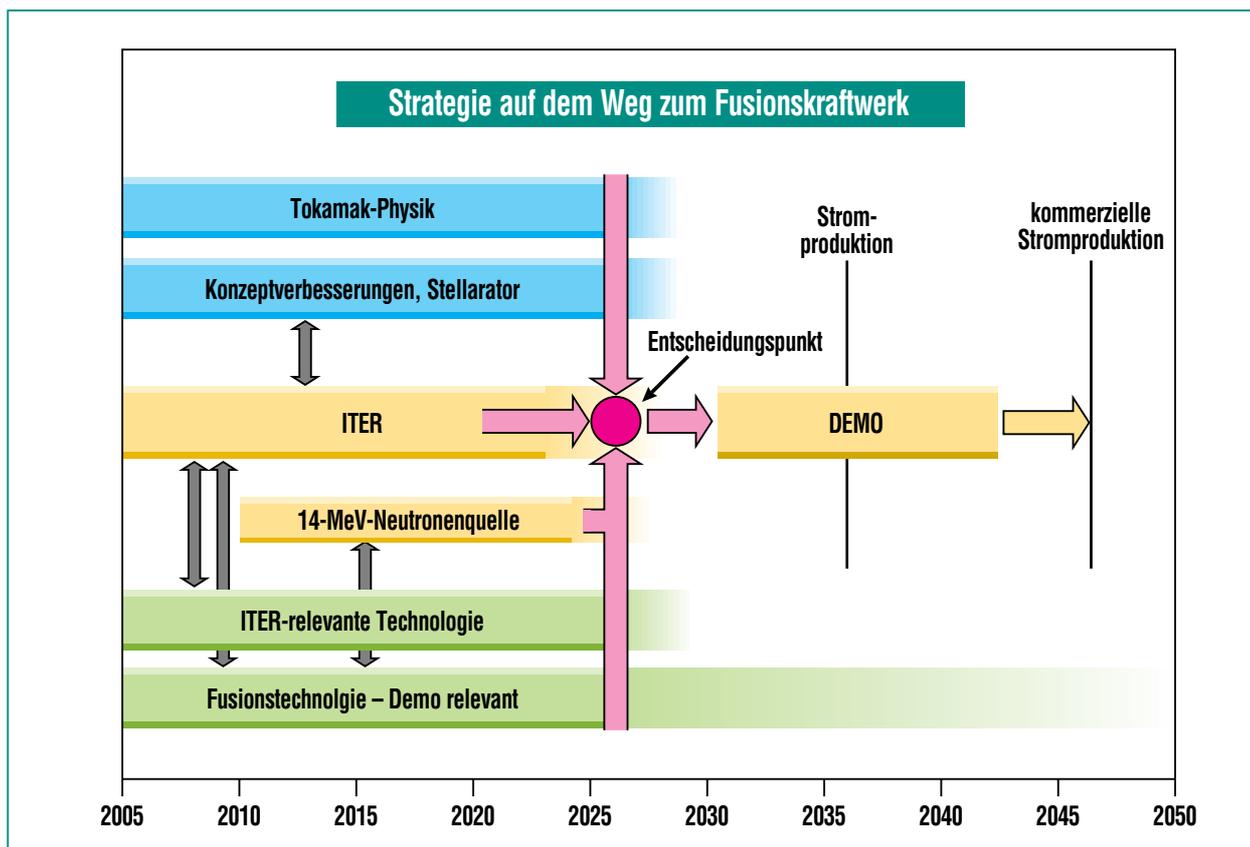


Abb. 5: Die Roadmap zur kommerziellen Nutzung der Fusion.

sammenarbeit geplante Experimentalreaktor ITER. Projektpartner sind die Europäische Union, USA, Japan, die Russische Föderation, China und Südkorea. Mit dem Bau der Anlage wird voraussichtlich im Jahr 2005 begonnen, Beginn des Betriebs ist 2015 geplant. Man geht heute davon aus, dass nach zehnjähriger Betriebszeit genügend plasmaphysikalische und technologische Ergebnisse vorliegen, um mit der Planung eines Demonstrations-Leistungskraftwerkes beginnen zu können, sodass etwa Ende der dreißiger Jahre erstmals Strom aus einem Fusionskraftwerk in das Netz eingespeist werden kann.

Eine wesentliche Voraussetzung hierfür ist die rechtzeitige Verfügbarkeit von Werkstoffen für plasmanähe Komponenten, die über einen Zeitraum von mehreren Jahren der energiereichen Neutronen- und Wärmestrahlung standhalten können. Zur Qualifizierung solcher Materialien wird derzeit unter der Schirmherrschaft der Internationalen Ener-

gie Agentur (IEA) eine Beschleuniger-basierte Neutronenquelle geplant. Die in Abb. 5 dargestellte Roadmap zur kommerziellen Nutzung der Fusion gibt einen Überblick über die physikalischen und technologischen Entwicklungen der nächsten zwanzig Jahre auf diesem Weg sowie über die geplanten Anlagen.

Forschungseinrichtungen aus aller Welt arbeiten an diesem ehrgeizigen Ziel. In Europa haben sich Forschungseinrichtungen aus allen Ländern der Europäischen Union im European Fusion Development Agreement (EFDA) zusammengeschlossen, um das europäische Fusionsprogramm umzusetzen. Die Beiträge des Forschungszentrums umfassen die Bereiche

- Entwicklung und Test von Mikrowellenröhren (Gyrotrons) zur Plasmaheizung,
- Entwicklung und Test von supraleitenden Magnetspulen zum Einschluss des Plasmas sowie von supraleitenden Stromzuführungen,

- Konzeptionelle Entwicklung und Konstruktion der Komponenten Blanket und Divertor zur Energieauskopplung,
- Entwicklung und Test von Tritium führenden Komponenten und Systemen,
- Werkstoffentwicklung und federführende Mitarbeit bei der Planung der Neutronenquelle IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility),
- Sicherheitsuntersuchungen für ITER,
- Entwicklung eines globalen Plasmamodells,

die im Einzelnen in dieser Broschüre dargestellt werden.

Plasmaphysik – eine Kurzeinführung

G. Janeschitz, W. Bahm, FUSION

Der Einschluss des Plasmas

Wie im vorhergehenden Kapitel erwähnt, muss das Plasma eine Temperatur von 100 Millionen Grad erreichen, um eine positive Energiebilanz zu ermöglichen. Solch ein Plasma kann nicht in einem normalen Gefäß eingeschlossen werden. Im Folgenden werden mehrere Möglichkeiten kurz erläutert, wobei das Tokamak-Prinzip, nach dem ITER gebaut werden wird, im Detail erklärt wird.

Der Trägheitseinschluss

Beim Trägheitseinschluss wird ein einige Millimeter großes Kügelchen aus gefrorenem D-T-(Deuterium-Tritium)-Gemisch, das meist von einer gefrorenen Deuterium- oder Kohlenstoffhülle oder von einem durch eine Goldschale gebildeten Hohlraum umgeben ist, durch den Beschuss mit Lasern oder energetischen Teilchen an der Oberfläche sehr rasch aufgeheizt, wodurch ein Teil der Masse explosionsartig verdampft. Durch die entstehende energiereiche, nach innen gerichtete Druckwelle, die durch den Rückstoß der verdampfenden Materie entsteht, wird der Rest des Kügelchens auf mehrere 1000-fache Dichte komprimiert, wodurch die Temperatur auf bis zu 120 Millionen Grad ansteigt. Ist die so hervorgerufene Schockwelle groß genug und sehr homogen, dann werden im Inneren der kleinen D-T-Kugel kurzzeitig die Fusionsbedingungen erfüllt, was zu einer kleinen nuklearen Explosion führt. Wie in einem Automotor, wo bei jeder Kolbenbewe-

gung ein Gasgemisch explodiert, kann man sich vorstellen, dass eine aufeinander folgende Kette von solchen kleinen Nuklearexplosionen (etwa 3-4 pro Sekunde) zur Energieerzeugung genutzt werden kann. Dieser Zweig der Fusionsforschung hat allerdings auch eine militärische Komponente und wird derzeit hauptsächlich in den USA, in Japan und in Frankreich verfolgt.

Der magnetische Einschluss des Plasmas

Beim magnetischen Einschluss macht man sich zu Nutze, dass die Plasmateilchen (Ionen und Elektronen) geladene Teilchen sind und sich daher in einem Magnetfeld aufgrund der Lorentzkraft nur entlang der Feldlinien bewegen können (Abb. 1). Dabei gyrieren die Teilchen je nach ihrer Energie und Masse auf mehr oder weniger großen Spiralbahnen um die Feldlinien. Die erfolgreichsten magnetischen Einschlusskon-

zepte sind jene mit toroidalem Magnetfeld, also ein in einem Torus geschlossenes Feld. Ein solches toroidales Feld alleine kann allerdings das Plasma nicht einschließen und zwar aus folgendem Grund: Da in einem Torus das Magnetfeld von innen nach außen schwächer wird, sehen die Teilchen auf ihren Spiralbahnen stärkere und schwächere Feldstärken, sodass ihre Bahnen nicht mehr kreisförmig sind, sondern im äußeren Teil einen größeren Durchmesser haben als im inneren Teil ihrer Bahn. Weil Elektronen und Ionen mit, beziehungsweise gegen den Uhrzeigersinn um die Feldlinien gyrieren, führt der Gradient im Magnetfeld und die daraus resultierenden nicht kreisförmigen Bahnen zu einem vertikalen Auseinanderdriften der Elektronen und Ionen. Dies führt wiederum zu einem starken vertikalen elektrischen Feld, welches das Auseinanderdriften der Teilchen zu verhindern sucht. Wenn allerdings

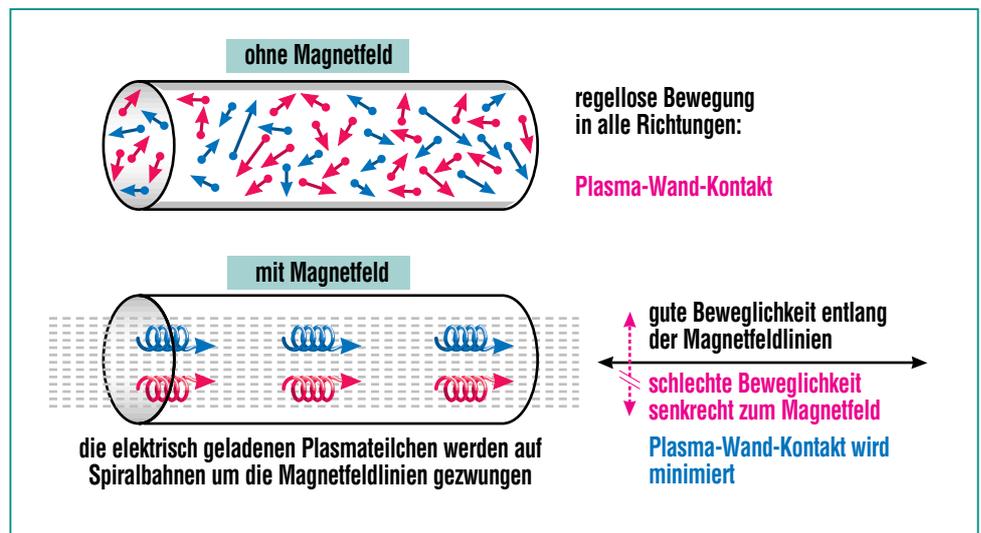


Abb. 1: Magnetischer Einschluss: Durch Anlegen eines Magnetfeldes parallel zur Zylinderachse werden die geladenen Teilchen auf spiralförmige Bahnen längs der Magnetfeldlinien gezwungen. [Quelle: Forschungszentrum Jülich]

ein elektrisches Feld und ein magnetisches Feld rechtwinklig zueinander stehen, entsteht eine Kraft im rechten Winkel zu beiden Feldern, also in diesem Fall radial nach außen gerichtet. Diese Kraft hätte zur Folge, dass die Teilchen innerhalb von Bruchteilen einer Sekunde aus dem Magnetfeld hinausdriften und so einen kon-

trollierten Einschluss des Plasmas unmöglich machen würden. Dieser Schönheitsfehler des toroidalen magnetischen Einschlusses lässt sich durch ein spiralförmig um den Torus laufendes Magnetfeld beheben, wodurch sich die oben beschriebenen Driften ausmitteln. In solch einem Fall entsteht dann auch kein elektrisches Feld und die Plasmateilchen bleiben im Magnetfeld eingeschlossen.

Wie kann man nun ein solches spiralförmiges magnetisches Feld erzeugen? Dazu gibt es mehrere Möglichkeiten, von welchen zwei sehr erfolgreich entwickelt wurden.

Das Stellarator-Prinzip

Dieses Prinzip ist gekennzeichnet durch komplex geformte Spulen, die ein spiralförmiges Magnetfeld generieren. Während die ersten Stellarator-Modelle noch mit planaren toroidalen Spulen ausgestattet waren und zusätzlich spiralförmige Spulen um das Vakuumgefäß gewickelt wurden, haben moderne Stellaratoren wie W7X (Abb. 2), der derzeit in Greifswald in Bau ist, nicht-planare Toroidalfeldspulen, die alleine ein helikales Magnetfeld generieren.

Das Tokamak-Prinzip

Bei diesem Prinzip wird das spiralförmige Feld durch zwei Komponenten erzeugt: nämlich aus einem toroidalen Feld B_t , das durch Spulen von außen erzeugt wird und durch ein zur Torusachse konzentrisches, also poloidales Magnetfeld B_p , das durch ein im Plasma induzierten Strom erzeugt wird (Abb. 3). Dieser Plasmastrom wird durch eine Trans-

formatorwindung im Zentrum des Torus erzeugt, für die das Plasma die Sekundärwindung darstellt. Da das Plasma, wenn es vollständig ionisiert ist, einen sehr geringen elektrischen Widerstand hat, können mit einigen Volt Spannung, die durch den Transformator induziert werden, Millionen Ampere Strom im Plasma erzeugt werden. Die Überlagerung dieser beiden Magnetfelder generiert das erforderliche helikale Magnetfeld.

Das Tokamak-Prinzip, das in den 60-er Jahren in Russland erfunden wurde, ist derzeit das am weitesten entwickelte Konzept zum magnetischen Einschluss und daher die Basis für den nächsten Schritt in der Fusionsforschung, das ITER-Projekt. Im Folgenden wird daher nur noch der Tokamak, was soviel wie maximaler Strom heißt, behandelt. Der im Plasma induzierte Strom wird allerdings durch magneto-hydrodynamische Instabilitäten begrenzt. Andererseits steigt aber die Plasmaeinschlusszeit praktisch linear mit dem Plasmastrom an, sodass diese Grenze soweit wie möglich ausgenutzt bzw. so weit wie möglich erhöht wird. Dies wird durch eine Elongation des Plasmas mit Hilfe der Vertikalfeldspulen erreicht (Abb. 3 und Abb. 4). Die Elongation erhöht die Plasmaquerschnittsfläche, daher kann nun ein größerer Strom bei gleichem spezifischen Strom pro Einheitsquerschnittsfläche fließen. Die äußerste geschlossene Magnetflussfläche, also jene, die gerade noch nicht in die separate Divertorkammer umgeleitet wird, nennt man Separatrix. Diese trennt also

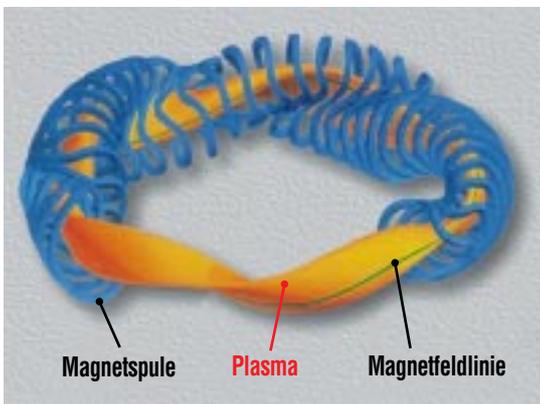


Abb. 2: Das Stellarator-Prinzip: Das helikale Magnetfeld wird durch komplex geformte Magnetspulen erzeugt.

[Quelle: Forschungszentrum Jülich]

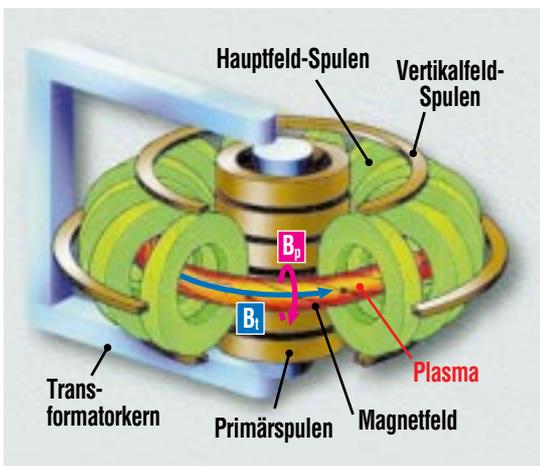


Abb. 3: Das Tokamak-Prinzip: Das helikale Magnetfeld wird durch die Überlagerung des toroidalen Magnetfeldes B_t und des poloidalen Magnetfeldes B_p , das durch den im Plasma fließenden Strom hervorgerufen wird, erzeugt.

[Quelle: Forschungszentrum Jülich]

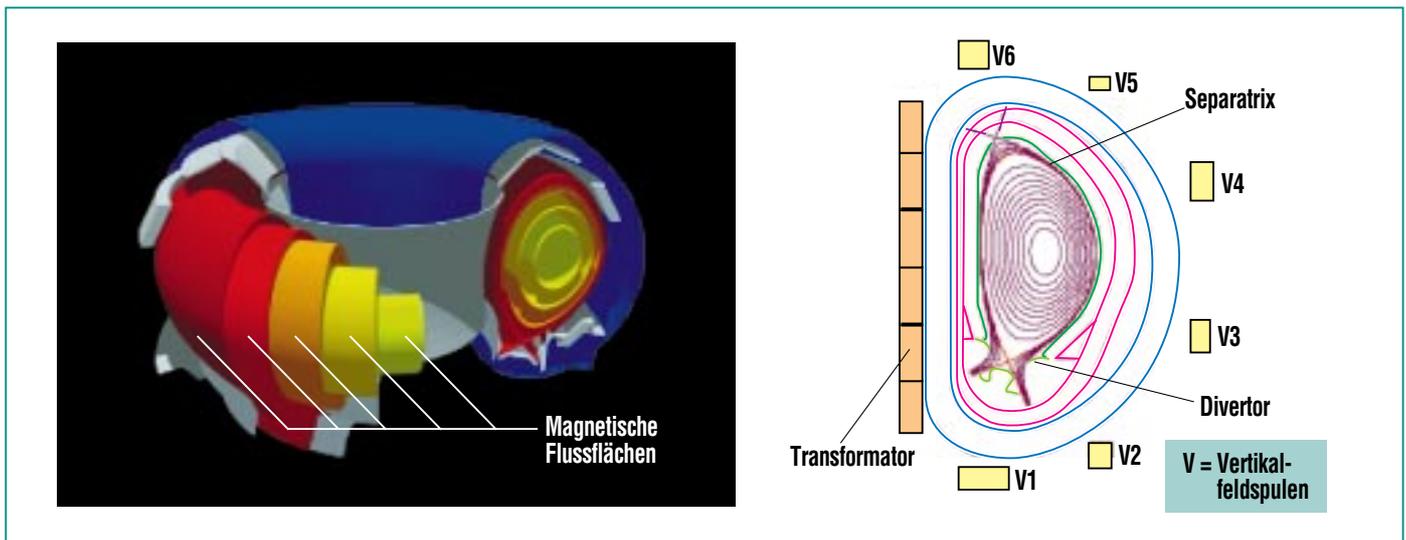


Abb. 4: Das Plasma eines modernen Tokamaks ist elongiert und hat einen Divertor (untere separate Kammer, in der die Plasma-Wand-Wechselwirkung hauptsächlich stattfindet). Die Separatrix (letzte geschlossene Flussfläche) trennt das Hauptplasma von der Scrape-off Layer und dem Divertorplasma. Im linken Bild sind die magnetischen Flussflächen zu sehen, im rechten Bild ein Querschnitt durch einen Tokamak, der die Transformatorspulen und Poloidalfeldspulen zeigt.

[Quelle: Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, Garching].

das Hauptplasma von dem so genannten Scrape-off Layer und dem Divertorplasma (Abb. 4). Der Name Divertor gründet sich auf der Tatsache, dass die aus dem Plasma emittierten Energie- und Teilchenströme zum Großteil in die Divertorkammer umgeleitet werden und daher nicht auf die Gefäßwand treffen können. Aber auch der Elongation sind in der Nähe des Faktors 2 Grenzen durch vertikale Plasmainstabilitäten gesetzt.

Ein weiterer wichtiger Punkt ist die Plasma-Wand-Wechselwirkung (PWW) [1]. Da die Plasmateilchen und die Energie nur für eine bestimmte Zeit (Sekunden) im Plasma verweilen (warum das so ist, wird unten weiter erklärt) gibt es eine permanente Strömung von Teilchen und Energie, die das Plasma verlässt. Dieser Strom energetischer Teilchen

würde unkontrolliert auf alle dem Plasma zugewandten Oberflächen treffen und dort Erosion hervorrufen. Die dadurch erodierten Metall- oder Kohlenstoff Atome würden ins Plasma diffundieren, ionisiert werden und Strahlungsverluste und damit Energieverluste hervorrufen. Zusätzlich würden sie zu einer Verdünnung der für die Fusion relevanten Plasmabestandteile führen, und zwar proportional zu ihrer Ladungszahl. Das heißt, dass zum Beispiel für ein Kohlenstoffatom 6 Deuteronen oder Tritonen das Plasma verlassen müssen, was natürlich sehr schnell zu einer drastischen Reduktion der Fusionsprozesse führen kann.

Ein zusätzlicher negativer Effekt ist das hohe „Recycling“, das in der Nähe des heißen Plasmas stattfindet und das ebenfalls zur Abkühlung des Plasmarandes

führt. Recycling bedeutet, dass energetische Ionen aus dem Plasma auf die Wand treffen, ihre kinetische- und Ionisationsenergie (13,6 eV/Ion) abgeben, dann als neutrale Deuterium- oder Tritiumatome wieder ins Plasma diffundieren, dort ionisiert werden und zum Großteil (90 %) wieder an die Wand gespült werden usw. Ein hohes Recycling bedeutet daher einen zusätzlichen lokalen Energieverlustkanal.

Um dieses Problem in den Griff zu bekommen wird das Magnetfeld des Tokamaks durch zusätzliche Poloidalfeldspulen, also Spulen die toroidal angeordnet sind (siehe Abb. 3 und Abb. 4), in der Weise verändert, dass Feldlinien, die in der Nähe des Vakuumgefäßes verlaufen, nicht mehr helikal um den Torus herumführen sondern nach etwa $1\frac{1}{2}$ toroidalen Umdrehungen in die

Divertorkammer geleitet werden. Neben der nun stark reduzierten Wahrscheinlichkeit für erodierte Atome, das Plasma zu erreichen, entsteht in dieser separaten Divertorkammer durch Recycling eine höhere Plasmadichte und dadurch eine niedrigere Temperatur [2]. Dadurch können die dort anfallenden neutralisierten Gase (D, T, He, usw.), zu denen auch die Heliumasche des Fusionsprozesses gehört, effizient abgepumpt werden. Ein zweiter wichtiger Vorteil, vor allem für den Plasmaeinschluss (siehe unten), ist eine höhere Temperatur des Hauptplasmarrandes, die durch die Reduktion von Verunreinigungen sowie die Reduktion des Recyclings am Hauptplasmarrand hervorgerufen wird.

In einem Tokamak ist also neben den Toroidalfeldspulen und den Transformatorspulen auch ein Satz von Poloidalfeldspulen zur Elongation des Plasmas, zur vertikalen und horizontalen Stabilisierung des Plasmas sowie zur Erzeugung des Divertors notwendig.

Die Tokamak-Physik

Die Tokamak Physik ist ein sehr kompliziertes Problem, das allerdings inzwischen im Großen und Ganzen verstanden ist, und für das es auch Modelle gibt, mit denen man relativ genaue Vorhersagen zu treffen vermag. Eines der Hauptprobleme ist, zu verstehen, weshalb der Einschluss der Teilchen und der Energie in einem

toroidalen Magnetfeld nicht klassisch durch Stöße, oder zumindest neo-klassisch unter Einbeziehung toroidaler Effekte, (z.B. Feldlinienkrümmung) beschrieben werden kann. Dafür gibt es eine Reihe von Gründen: Durch die elektromagnetischen Eigenschaften des Plasmas gibt es elektrostatische und elektromagnetische Fluktuationen, sowie Ausgleichsströme, die entlang der magnetischen Feldlinien und da insbesondere entlang rationaler Flussflächen fließen. Rationale magnetische Flussflächen oder Feldlinien sind solche, die sich nach einem bis einigen toroidalen Umläufen wieder in sich selbst treffen und daher prädestiniert für elektrische Ströme sind, die wiederum durch den kleinen Widerstand entlang von Feldlinien nur geringfügige treibende Kräfte benötigen. Solche Ströme erzeugen Störungen in der Magnetfeldtopologie und führen daher zu einer Verschlechterung des Plasmaeinschlusses, oder im Extremfall zum völligen Zusammenbruch des Plasmas (Disruption). Zusätzlich zu den oben angeführten Effekten rotiert das Plasma in toroidaler und poloidaler Richtung mit unterschiedlichen Geschwindigkeiten, die abhängig vom Radius und von den treibenden Kräften sind.

Vor allem die elektrostatischen und elektromagnetischen Fluktuationen führen zu Turbulenzerscheinungen die eine Art radiale Jets, so genannte „Avelanges“ bilden und daher Energie und Teilchen recht effizient vom Plasma-Zentrum zum Plasma-Rand transportieren. Toroidale und poloidale Rotationsprofile, die im

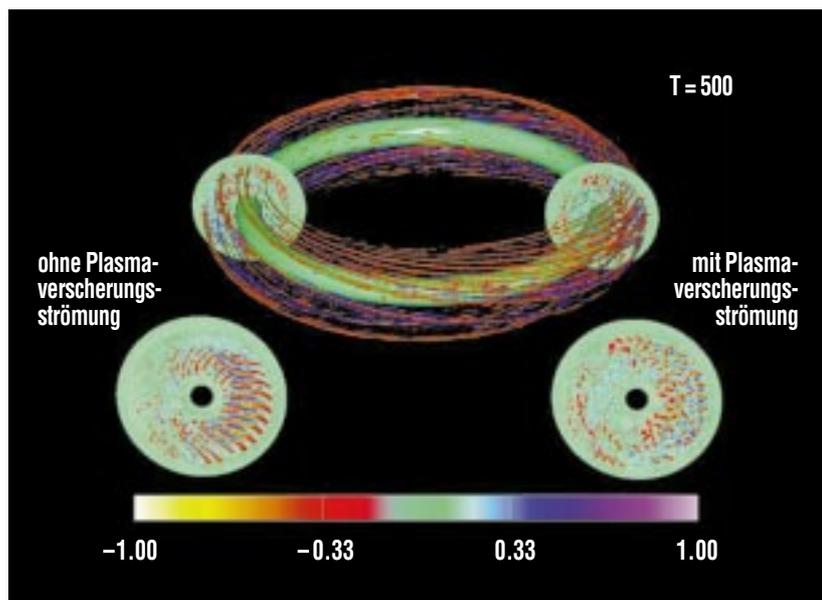


Abb. 5: Turbulenzstrukturen können durch Verscherung poloidaler Flüsse, die wiederum durch Impulszuführung, radiale elektrische Felder oder durch die Turbulenz selbst erzeugt werden, aufgelöst werden. Auf der linken Seite sind die durch die Turbulenz erzeugten Avelanges zu sehen, die rechte Seite zeigt weitgehend aufgelöste Turbulenzstrukturen, was zu einer starken Verbesserung des Energie- und Teilchen-Einschlusses führt.

[Quelle: Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, Garching]

Plasma aufgrund von Impulszuführung (z.B. Neutralteilchen-Injektion), oder aufgrund radialer elektrischer Felder existieren, oder durch die Turbulenz selbst hervorgerufen werden, können diese Turbulenzstrukturen zerstören und so den Energie- und Teilchen-Einschluss wieder verbessern (Abb. 5). Allerdings bleibt auch der beste zu erzielende Energieeinschluss bei stark reduzierter Turbulenz weit hinter dem neo-klassisch zu erwartenden Einschluss zurück. Eine Ausnahme bilden so genannten Transportbarrieren, die nur in einem kleinen Teil des Plasmas existieren, wo durch die Kombination von magnetischer Feldlinienverschönerung mit einem radialen elektrischen Feldgradienten, die zu einem poloidalen Rotationsgradienten führt, eine vollständige Stabilisierung der Turbulenz erzielt wird.

Die Turbulenzerscheinungen selbst, die den Plasmatransport bestimmen, hängen wiederum vom Plasmazustand ab. Zum Beispiel die dominierende Turbulenz der Ionen („Ion Temperature Gradient Modes“: ITG) zeigt ein Schwellenverhalten, wobei die Turbulenz bei einem bestimmten Temperaturgradienten einsetzt, der wiederum von der Temperatur selbst abhängt [3]. Oberhalb dieses kritischen Gradienten wird der Plasma Einschluss schlecht. Daher versucht man, den kritischen Gradienten so hoch wie möglich zu machen, was vor allem durch eine hohe Temperatur am Plasmarand erzielt werden kann. Diese hohe Randtemperatur stellt sich ein, wenn die Turbulenz in einem Bereich von etwa

5% des Plasmaradius innerhalb der letzten geschlossenen Flussfläche (Divertorfläche oder „Separatrix“) durch ein radiales elektrisches Feld und durch das an dieser Stelle stark verscherte Magnetfeld stabilisiert wird, wobei das elektrische Feld durch den Druckgradienten selbst entsteht. Dieses Regime, das man „H-mode“ nennt, stellt sich ein, wenn eine gewisse Plasmaheizleistung überschritten wird, wenn also der Druckgradient am Plasmarand eine gewisse Größe erreicht und der dann sich selbst verstärkende Prozess – höherer Druckgradient – höheres elektrisches Feld –

Turbulenz Stabilisierung – höherer Druckgradient – usw. einsetzt. In Abb. 6 kann man eine empirische Skalierung der Energieeinschlusszeit im H-mode sehen, bei der die Hauptparameter des Plasmas (z.B.: Strom, Magnetfeld, Elongation, Aspektverhältnis – Maschinenradius / Plasmaradius – usw.) anhand experimenteller Ergebnisse skaliert werden. Diese Skalierungen wurden und werden verwendet um neue experimentelle Maschinen auszulegen wobei sie heute bereits von komplexen Turbulenzmodellen, wie in Abb. 5 zu sehen, zunehmend verdrängt werden [4].

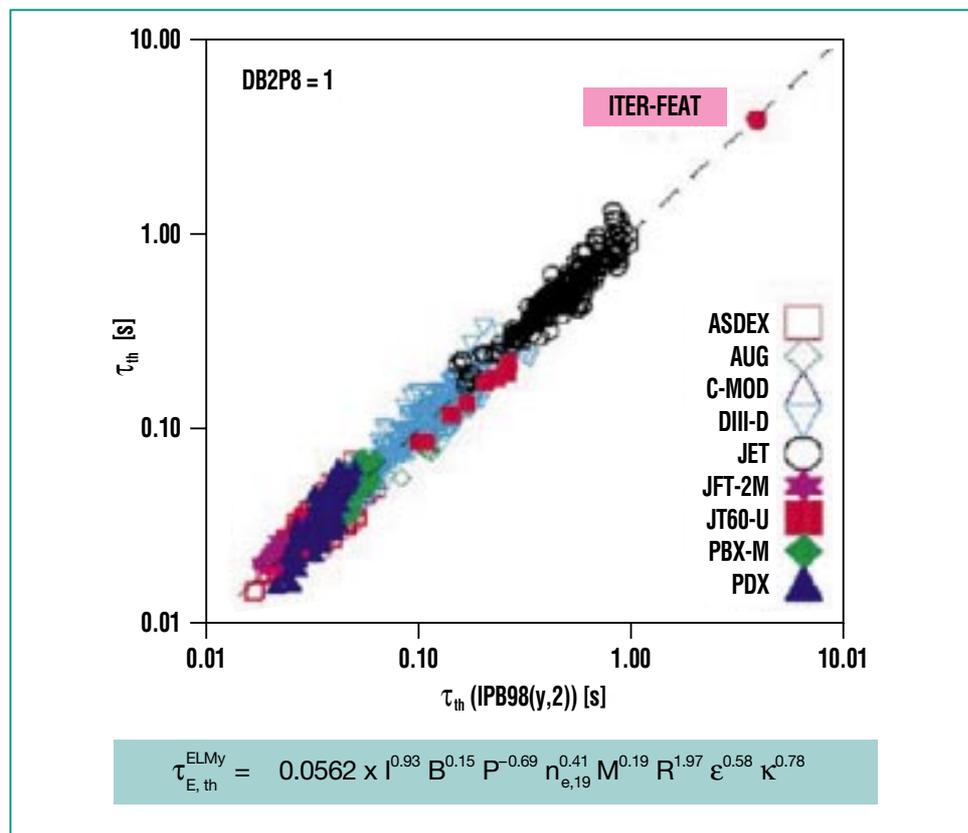


Abb. 6: Empirische Skalierung der Energieeinschlusszeit im H-mode (Formel), aufgetragen gegen die experimentell gemessene Energieeinschlusszeit für alle in der Welt existierenden Tokamaks. Man kann erkennen, dass die Extrapolation zu ITER etwa einen Faktor 4 bis 5 beträgt. [Quelle: ITPA (International Tokamak Physics Activity)-Confinement Group]

Eine neue Herausforderung sind die sogenannten „Advance Tokamak“-Plasmen bei denen durch Manipulation des Stromprofils eine höhere Energieeinschlusszeit sowie ein Druckprofil erzeugt werden, welches zu hohen Anteilen selbst generierten Stroms („Bootstrap Current“) führt. Dies kann zusammen mit externem nicht-induktiven Stromtrieb durch Plasma-Heizsysteme zu einem stationären Betrieb führen.

Die zukünftige Forschung an den existierenden Tokamaks und an dem demnächst in Bau gehenden Großexperiment ITER wird zeigen ob diese neuen Regime eine ökonomische Energieerzeugung in einem zukünftigen Fusionsreaktor ermöglichen werden. Eine ausführliche Darstellung der hier kurz erläuterten Plasmaphysik findet sich in [5]. Es ist anzunehmen, dass eine Entscheidung über den ITER-Stand-

ort innerhalb der ersten Hälfte des Jahres 2004 fallen wird, so dass ITER etwa im Jahr 2015 den Plasmabetrieb aufnehmen könnte. Das Forschungszentrum wird sich federführend an der Konstruktion und der Herstellung einiger Komponenten beteiligen und den Einbau und die Inbetriebnahme begleiten.

Literatur

- [1] G. Janeschitz, et.al.
Journal of Nucl. Materials 290 – 293 (2001) 1-11
- [2] P.C. Stangeby, G.M. McCracken,
Nucl. Fusion 30 (1990) 1225
- [3] M. Kotschenreuter, et.al.
Phys. Plasmas 2 2381 (1995)
- [4] G. Janeschitz, et.al.
Plasma Phys. Control. Fusion 44 (2002) A459-A471
- [5] M. Kaufmann,
Plasmaphysik und Fusionsforschung, Teubner Verlag, 2003

Entwicklung von supraleitenden Magneten für die Fusion

W. H. Fietz, S. Fink, R. Heller, A. Nyilas, P. Komarek, G. Zahn, ITP

Einleitung

Die Entwicklung und Erprobung supraleitender Magnete für Fusionsanlagen hat im Forschungszentrum Karlsruhe schon seit über 25 Jahren einen hohen Stellenwert. Die Entwicklungen begannen mit einer Beteiligung am „Large Coil Task“ (LCT) im Rahmen eines IEA-Vertrags (IEA = International Energy Agency) in Paris. Ziel war die erstmalige Erprobung von 6 großen supraleitenden Toroidal-feld-Spulen in einer ringförmigen Anordnung (Torus). Das Forschungszentrum Karlsruhe entwickelte zusammen mit der deutschen Industrie eine von sechs Spulen, die zusammen mit denen der anderen Partner (Japan, Schweiz, USA) im Oak Ridge National Laboratory, USA, getestet werden sollte. Um die Spule vor der Lieferung in die USA prüfen zu können, wurde im Forschungszentrum Karlsruhe die Testanordnung „TOSKA“ (TOroidale Spulentestanlage Karlsruhe) aufgebaut, die so konzipiert war, dass sie für das absehbare weitere EURATOM-Entwicklungsprogramm für Fusionsspulen ausgebaut werden konnte. Die in TOSKA durchgeführten Tests der LCT-Spule zeigten, dass die Spule die in sie gesetzten Erwartungen problemlos erfüllen konnte [1,2]. Daher wurde die LCT-Spule im Jahr 1984 in die USA versandt und dort gemeinsam mit den anderen Spulen getestet. Nach dem sehr erfolgreichen Abschluss wurde die LCT-Spule zurückgeholt und mechanisch verstärkt, um für künftige Experimente bei noch höheren Strömen und Feldern vorbereitet zu sein. Die LCT-

Spule konnte anschließend bei einer Temperatur von 1,8 Kelvin in TOSKA betrieben werden, wobei demonstriert wurde, dass mit dem auf der NbTi-Technologie basierenden Stromleiter ein Magnetfeld von 11 Tesla erreicht werden kann.

Parallel begannen die Entwurfsarbeiten für das große ITER-Projekt der Partner EURATOM, Japan, Russland und USA, mit dem die prinzipielle Machbarkeit eines Fusionskraftwerkes demonstriert werden soll. Ein großes Entwick-

lungsprojekt war hierbei der Bau und Test einer Toroidal-feld-Modellspule (TFMC), deren Entwurf auch auf den Erfahrungen des LCT-Tests beruhte. Hierdurch sollte die Verfügbarkeit der Magnet-Technologie für den Bau von ITER demonstriert werden. Die Möglichkeiten der TOSKA und die Verfügbarkeit der LCT-Spule für die Erzeugung eines Hintergrundfeldes führten zu der Entscheidung, die TOSKA für den Test der ITER-TFMC auszuwählen. Es wurde eine Anordnung gemäß Abb. 1 gewählt, mit

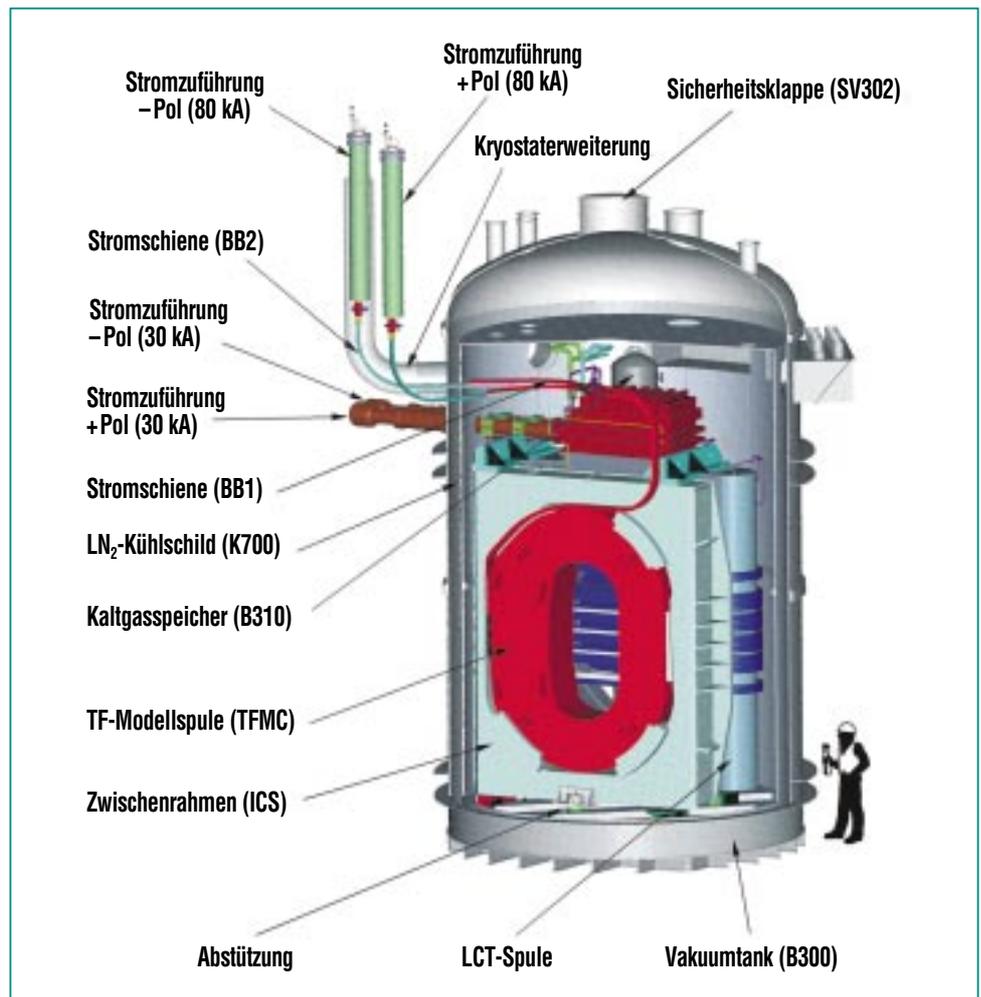


Abb. 1: Anordnung der beiden miteinander verbundenen Spulen TFMC und LCT im Vakuumtank der TOSKA-Anlage.

dem Ziel, eine ITER-typische Belastung der TFMC-Spule zu erzeugen. Die TFMC wurde in einen Zwischenrahmen eingesetzt, der in kraftschlüssiger Verbindung mit der LCT-Spule steht. Die LCT-Spule hatte hierbei die Aufgabe, während des Experiments das Feld einer Nachbarspule im Torusverband nachzubilden. Hierfür wurde die TOSKA-Anlage nochmals aufgerüstet. Eingesetzt wurde eine Grundversorgung mit He-Kälteleistung aus zwei Refrigeratoren (2 kW und 0,5 kW bei 4,4 K), kalte He-Pumpen für die Sekun-

därkreise zur Durchströmung der Spulen mit überkritischem Helium, Netzgeräte für 20 kA und 80 kA und Schnell-Entladungskreise mit Leistungsschaltern, um die in den Spulen gespeicherte Energie in externe Widerstände entladen zu können. Neu entwickelt werden mussten auch Stromzuführungen für den hohen Strom von 80 kA, die es ermöglichen, den Strom von Raumtemperatur nach 4.5 K zu führen, ohne eine zu hohe Wärmelast zu erzeugen, die die Kälteanlagen unzulässig belastet hätte.

Vor dem Einbau der TFMC konnte die TOSKA noch bei einem Test der supraleitenden Demospule für den Stellarator W7-X des Max-Planck-Instituts für Plasmaphysik ihre neue Funktionstüchtigkeit nachweisen. Dafür wurde bereits eine Testanordnung analog zu Abb. 1 verwendet, mit der W7-X-Spule anstatt der TFMC. Dieser Test diente gleichzeitig als Qualifizierung für die Freigabe der Serienfertigung der 50 nichtplanaren W7-X-Spulen [3].



Abb. 2: Die TFMC in ihrem Zwischenrahmen. Auf der rechten Seite ist gerade noch ein Teil der LCT Spule zu sehen.

Die TFMC

Die TFMC wurde im Rahmen einer EURATOM Task von dem europäischen Firmenkonsortium AGAN (ACCEL Instruments GmbH, Alstom Energie S.A., Ansaldo Superconduttori S.p.a., Babcock Noell Nuclear GmbH) gefertigt. Um die bei den geplanten hohen Strömen auftretenden enormen Kräfte aufzufangen, wurde bei dieser Spule der Leiter in Nuten von Stahlplatten elektrisch isoliert eingelegt. Fünf solcher Radialplatten wurden aufeinander gestapelt und die Supraleiter wurden seriell miteinander verbunden, so dass man ein Wicklungspaket erhielt. Das Wicklungspaket wurde in ein massives Stahlgehäuse eingefügt und stellt die eigentliche TFMC dar. Diese ovale Spule wurde dann in den Zwischenrahmen eingebaut, so dass sie mit der LCT Spule verbunden werden konnte (Abb. 2).

Da bei einem Supraleiter bei konstantem Strom kein elektrischer Widerstand auftritt, erwartet man bei supraleitenden Spulen keine

elektrische Spannung. Im Fehlerfall oder aber bei einer bewusst herbeigeführten Sicherheitsentladung muss aber die im Magnetfeld gespeicherte Energie schnell ausgekoppelt werden, um eine Überhitzung des Supraleiters zu vermeiden. Hierbei können Spannungen im Bereich einiger Kilovolt auftreten, die sicher beherrscht werden müssen. Für die TOSKA bedeutete dies, dass entsprechende Schaltanlagen aufgebaut werden mussten, um die Energien sicher aus den Spulen auskoppeln zu können (z.B. 86,4 MJ bei 80 kA in der TFMC). Für die TFMC waren zahlreiche aufwendige Maßnahmen zur elektrischen Isolation die Folge. Die Situation wird weiter dadurch kompliziert, dass bei schnellen Abschaltvorgängen nichtlineare Spannungsverteilungen auftreten

können, so dass die Verträglichkeit von geplanten Abschaltprozessen oder auch von Hochspannungsprüfungen durch Berechnung des transienten elektrischen Verhaltens der Spule abgeschätzt werden mussten. Aus diesem Grund werden im ITP umfangreiche Arbeiten zur Hochspannungstechnik durchgeführt.

Der Test der TFMC

Für den Test der TFMC waren zwei Testphasen vorgesehen. In Phase 1 wurde die Spule allein, d.h. ohne die LCT-Spule in den Kryostaten der TOSKA eingebaut und in sorgfältigen Experimenten geprüft. In Phase II wurde dann der Test der TFMC im Hintergrundfeld der LCT-Spule durchgeführt. Aufgrund der Platzbeschränkung geben wir in diesem

Artikel nur Details aus der kritischeren Testphase II wieder. Abb. 3 zeigt eine komprimierte Darstellung der zahlreichen Tests, die an dieser Spule in der Phase II durchgeführt wurden. Nach einer zweiwöchigen Abkühlphase wurden zunächst Lecktests und Hochspannungstests durchgeführt. Bei den Hochspannungstests zeigte sich wie bereits in Phase I eine deutlich niedrigere Spannungsfestigkeit gegenüber der Spezifikation. Eine Schwachstelle konnte lokalisiert werden, und zur Zeit wird mit AGAN geprüft, wie bei künftigen Spulen solche Schwachstellen sicher vermieden werden können. Da der Spannungszusammenbruch bei Vakuumumgebung erst ab 4 kV erfolgte, war der Hochstrombetrieb bis 80 kA sicher beherrschbar. Lediglich für

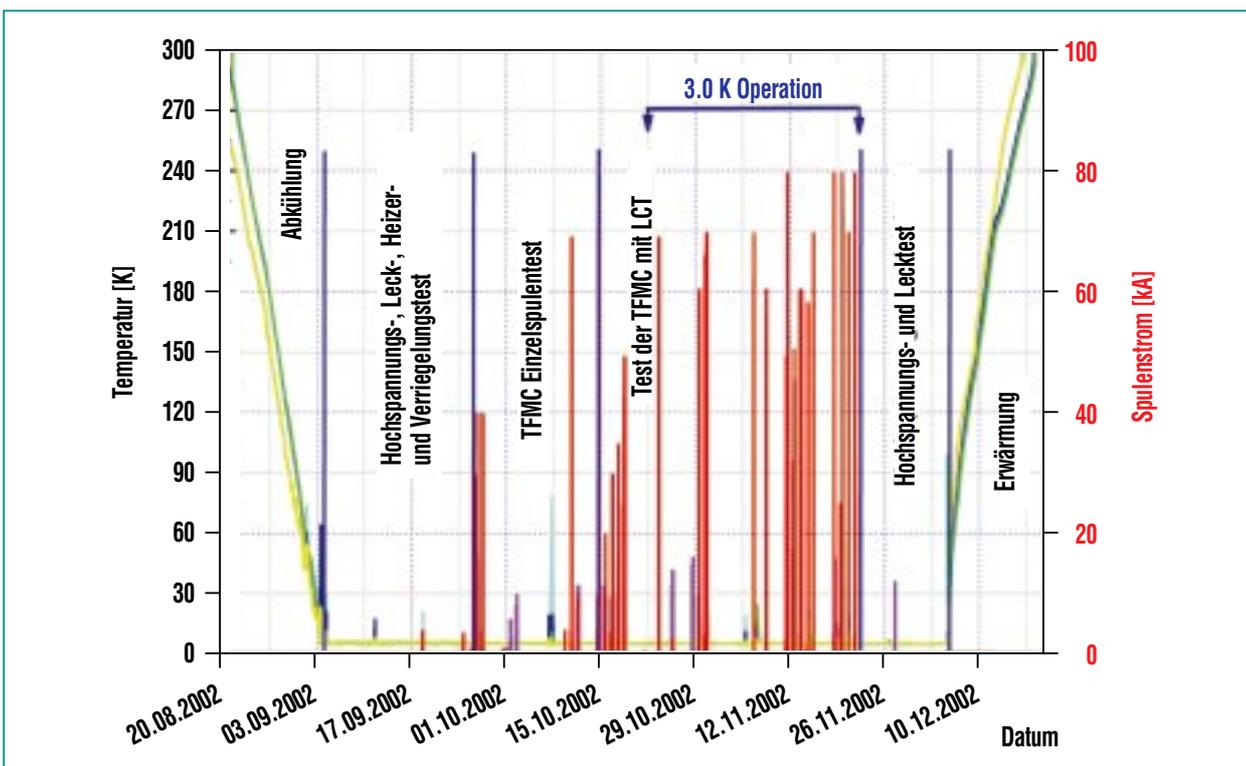


Abb. 3: Übersicht der Experimente an der TFMC in Phase II.

einen Test mit einer sog. Hochspannungsentladung war eine Reduzierung der Testparameter notwendig.

Der Betriebsstrom beider Spulen wurde in einzelnen Stufen schrittweise angehoben und bei jedem Schritt wurde in einer Sicherheitsentladung demonstriert, dass die Energie aus dem Spulenpaar innerhalb von wenigen Sekunden in den Entladewiderstand ausgekoppelt werden konnte.

Der Höhepunkt des Spulentestes war dann der gleichzeitige Betrieb der TFMC bei 80 kA und der Betrieb der LCT Spule bei 16 kA. Ein Strom von 80 kA in einer supraleitenden Magnetspule ist Weltrekord und in Phase II wurde dieser Strom sogar im Hintergrundfeld der LCT-Spule erreicht. Wie herausragend dieses Ergebnis ist, ist aus Abb. 4 ersichtlich. In diesem Bild findet man bei 68 kA und einem Feld von knapp 12 Tesla den geplanten Betriebspunkt für die ITER-TF-Spulen. Ein solch hohes Feld war im TFMC-

Test nicht möglich, weil die LCT-Spule nicht so weit belastet werden konnte. Auf der anderen Seite konnten durch den höheren Strom von 80 kA bei der Krafterwirkung auf den Leiter dieselben Bedingungen erreicht werden, wie sie später bei den ITER-TF-Spulen vorliegen werden. Damit

erschließt die TFMC weltweit einen neuen Horizont in der Technologie supraleitender Magnete.

Nachdem die Spule somit die in sie gesetzten Erwartungen erfüllen konnte, wurde in weiteren detaillierten Untersuchungen die Eigenschaften in Hinblick auf Su-

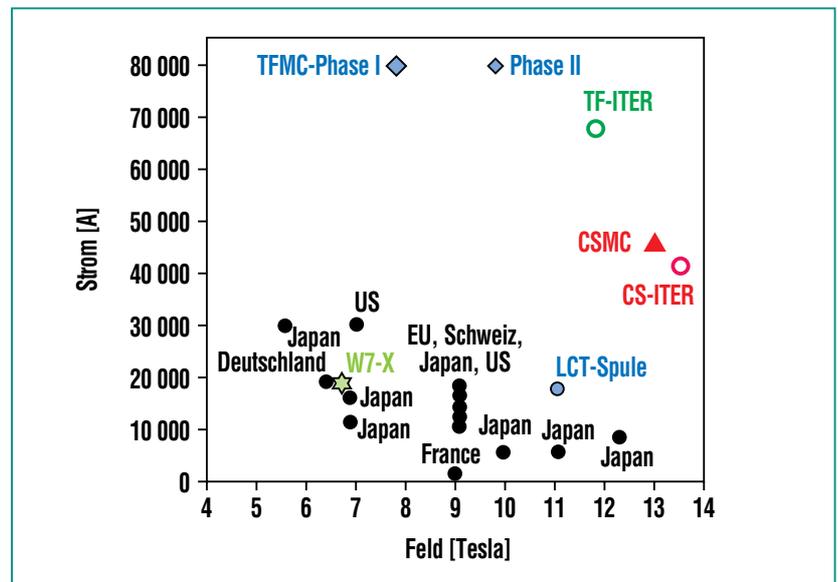


Abb. 4: Strom-Feld-Diagramm supraleitender Fusionsspulen. Neben der TFMC und der TF-ITER-Spule ist auch die Central-Solenoid-(CS)-ITER-Spule und die CS-Model-Coil (CSMC) gezeigt.

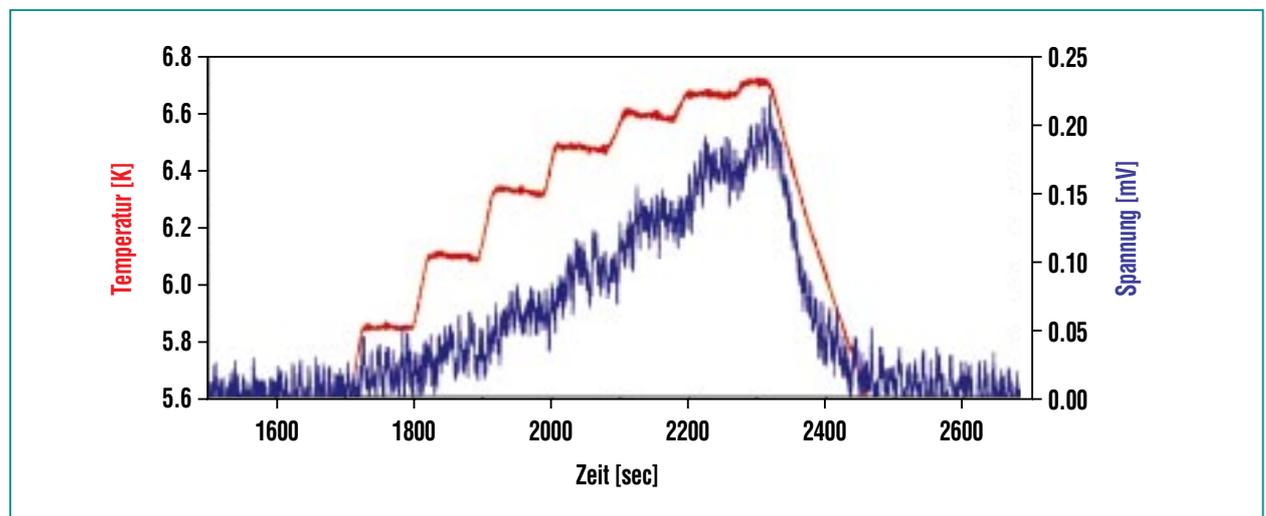


Abb. 5: Temperatur und Spannung während eines Heiz-Experiments an der TFMC-Spule bei einem Strom von 80 kA.

praleitung, Thermohydraulik, Mechanik und Hochspannung überprüft, so dass die experimentellen Befunde nunmehr mit den zuvor berechneten Werten verglichen werden können. Dieser Vergleich dient zur Validierung der Rechen-Modelle, mit deren Hilfe die noch größeren ITER-TF-Spulen geplant werden.

Besonders erwähnenswert bei diesen Experimenten ist die Überprüfung der tatsächlichen Leistungsgrenzen des verwendeten Supraleiters. Mittels eines der oben erwähnten Modelle wurde vorhergesagt, wie weit man den Supraleiter erwärmen kann, bis er seine Supraleitung bei einem vorgegebenen Strom verliert und elektrische Spannungen am Supraleiter auftreten. In Abb. 5 sieht man das Auftreten einer solchen elektrischen Spannung, während ein Strom von 80 kA durch den Supraleiter fließt. Ab einer Temperatur von etwa 5,7 K geht der Supraleiter allmählich in die Normalleitung über. Aus solchen Experimenten kann man Temperatur-Spannungscharakteristiken gewinnen, die eine eindeutige Aussage über die Qualität und Leistungsfähigkeit des Supraleiters geben. Diese Daten werden sodann mit den aus den Modellen erwarteten Werten verglichen.

In weiteren Tests wurden unter anderem die mechanischen Verformungen ermittelt, um die so gewonnenen Daten mit den berechneten Werten zu vergleichen. Obwohl noch nicht alle Daten ausgewertet sind, lässt sich schon heute sagen, dass die TFMC die in sie gesetzten Erwartungen mehr als erfüllt hat [4]. Durch dieses Experiment ist zu

erwarten, dass die ITER-TF-Spulen nach dem hier verwendeten Konstruktionsprinzip sicher zu bauen und zu betreiben sind.

Weitere Entwicklungen

Im Hinblick auf einen wirtschaftlichen Betrieb künftiger Fusionskraftwerke ist die Reduktion von Verlusten besonders wichtig. Ein großes Einsparpotential ist hierbei bei den Stromzuführungen zu finden, mittels derer der Strom für die supraleitenden Spulen von Raumtemperatur zu tiefer Temperatur geführt wird. Unter Verwendung der mittlerweile kommerziell verfügbaren Hochtemperatursupraleiter (HTSL) kann man den Temperaturbereich von etwa 70 bis 4 K ohne Ohmsche Verluste überbrücken und somit einen Einsparfaktor von 4 bei der Kälteleistung erreichen. Das bedeutet, dass man bereits für das ITER-TF-Spulensystem eine elektrische Anschlussleistung von etwa 2,6 MW einsparen könnte. Im ITP wird daher zur Zeit eine 70-kA-HTSL-Stromdurchführung gebaut, die im ersten Halbjahr 2004 in TOSKA getestet werden wird.

Neben der Vorbereitung dieses Experimentes werden im ITP zahlreiche andere Aktivitäten durchgeführt, um die Entwicklung supraleitender Fusionsmagnete voran zu treiben. So wird die industrielle ITER-Leiter- und Strukturkomponentenfertigung durch Messungen bei tiefen Temperaturen unterstützt, indem an repräsentativen Probestücken und an Schweißnähten massiver Strukturwerkstoffe Untersuchungen durchgeführt werden. Somit können für den Bau von großen

supraleitenden Magneten mechanische Kenngrößen der Strukturmaterialien bereitgestellt werden, wie z.B. Daten zur mechanischen Festigkeit, Bruchzähigkeit, Rissausbreitung und Materialermüdung. Die hierfür entwickelten, äußerst präzisen Apparaturen werden während des Baus von ITER weiter genutzt werden, um das verwendete Material zu qualifizieren. In ähnlichen Apparaturen werden die zur Zeit von der europäischen Industrie neu entwickelten Supraleiter charakterisiert.

Die mittlerweile allgemein als sicher geltende positive Entscheidung über den Bau des ITER steht zwar noch aus, trotzdem werden im ITP zur Zeit zahlreiche EURATOM Tasks durchgeführt bzw. vorbereitet, um den Bau von ITER in den nächsten Jahren zu unterstützen. So werden die Hochspannungsbelastungen für die ITER-TF-Spulen berechnet, um damit Testprozeduren für diese Spulen vorzugeben. Gleichzeitig wird das ITP zusammen mit anderen europäischen Labors die Randbedingungen für einen Funktionstest des ITER-Spulensystems vor dem Einbau untersuchen und eine Optimierung des TF-Spulendesigns erarbeiten.

Eine nächste große Aufgabe für die TOSKA-Anlage könnte der Aufbau von Prototypen der ITER-Versorgungsleitungen für Strom und Helium sein, da sich aufgrund der vorhandenen Anlagen (80 kA Netzgerät und Kälteanlagen mit 2,5 kW Kälteleistung) ein Testaufbau im ITP anbietet. Über ein solch umfangreiches Experiment kann aber erst nach dem

Beschluss des Baus von ITER entschieden werden.

Generell gilt, dass die Erfahrungen und die Testeinrichtungen des Forschungszentrums für die europäische Industrie für die Übernahme von Fertigungsaufträgen für die ITER-Spulen unverzichtbar sind, da sie bei den Firmen nicht vorhanden sind.

Die jahrelange Expertise des ITP in Design, Bau, Test und Betrieb von supraleitenden Spulen wird

auch in Zukunft verwendet werden, um wertvolle Beiträge in diesem Bereich zu leisten. Hierdurch wird zunächst der Bau von ITER unterstützt werden. Eine langfristige Vision für die Fusionsmagnetetechnologie nach ITER ergibt sich aber aus den im ITP durchgeführten Arbeiten zur Entwicklung von HTSL. Die Verbindung beider Forschungsbereiche wird langfristig zur Bereitstellung von HTSL-Fusionsmagneten und Stromzuführungen führen, die im

ITP gebaut und getestet werden können. Aufgrund der Energieeinsparung durch solche HTSL-Komponenten werden künftige Fusionskraftwerke effizienter, was die kommerzielle Markteinführung wesentlich erleichtern wird.

Literatur

- [1] W. Maurer,
Technik für die Kernfusion,
Kernforschungszentrum Karlsruhe,
S. 13, März 1985
- [2] D.S. Beard et al.,
„The IEA Large Coil Task“,
Fus. Eng. A. Design Volume 7,
Sept. 1988
- [3] R. Heller et al.,
„Abschlussbericht zum Test der
Wendelstein 7-X (W 7-X)
Demonstrationsspule in TOSKA“,
FZKA 6486, Juli 2000
- [4] A. Ulbricht et al.,
„Test results of the ITER toroidal
model coil experiment in the TOSKA
facility of the Forschungszentrum
Karlsruhe“, *Proc. 22nd SOFT,*
Helsinki, Finland, Sept. 9-13, 2002,
Fusion Engineering und Design. Des.
in print.

Der Brennstoffkreislauf von Fusionsreaktoren

I. R. Cristescu, L. Dörr, M. Glugla, HVT; Ch. Day, A. Mack, ITP; S. Gross, FUSION

Einleitung

In kommenden Fusionsreaktoren werden die Wasserstoffisotope Deuterium und Tritium als Brennstoffe verwendet. Um die Reaktionsbedingungen zur Energieerzeugung innerhalb des Plasmas aufrecht zu erhalten, muss das bei der Fusionsreaktion gebildete Helium bereits bei geringen Konzentrationen kontinuierlich entfernt werden. Daher besteht das Abgas eines Tokamaks typisch aus etwa 95% unverbranntem Deuterium und Tritium, begleitet von der Helium-„Asche“ sowie von durch Plasma-Wand-Wechselwirkungen gebildeten Verunreinigungen. Der hohe Anteil an unverbrauchtem Brennstoff fordert einen inneren Brennstoffkreislauf (Abb. 1), in welchem die Begleitgase abtrennt und das gewonnene Gemisch aus reinem Deuterium und Tritium direkt zurückgeführt wird.

Während verbrauchtes Deuterium von außen ersetzt wird, muss das radioaktive Tritium in einem Brutblanket durch Einfang von Fusionsneutronen aus Lithium mit Beryllium als Neutronenvervielfacher gewonnen werden. In diesem äußeren Brennstoffkreislauf wird das Tritium mit Hilfe des Spülgases Helium aus dem Blanket extrahiert, vom Helium abgetrennt und in den inneren Brennstoffkreislauf eingeleitet. Letztlich werden Deuterium und Tritium in äquimolarem Verhältnis wieder in das Plasma des Fusionsreaktors eingespeist.

Ausführliche Kenntnisse und Erfahrungen im Bereich der fusions-spezifischen Vakuumtechnik und der Tritiumtechnologie sind unab-

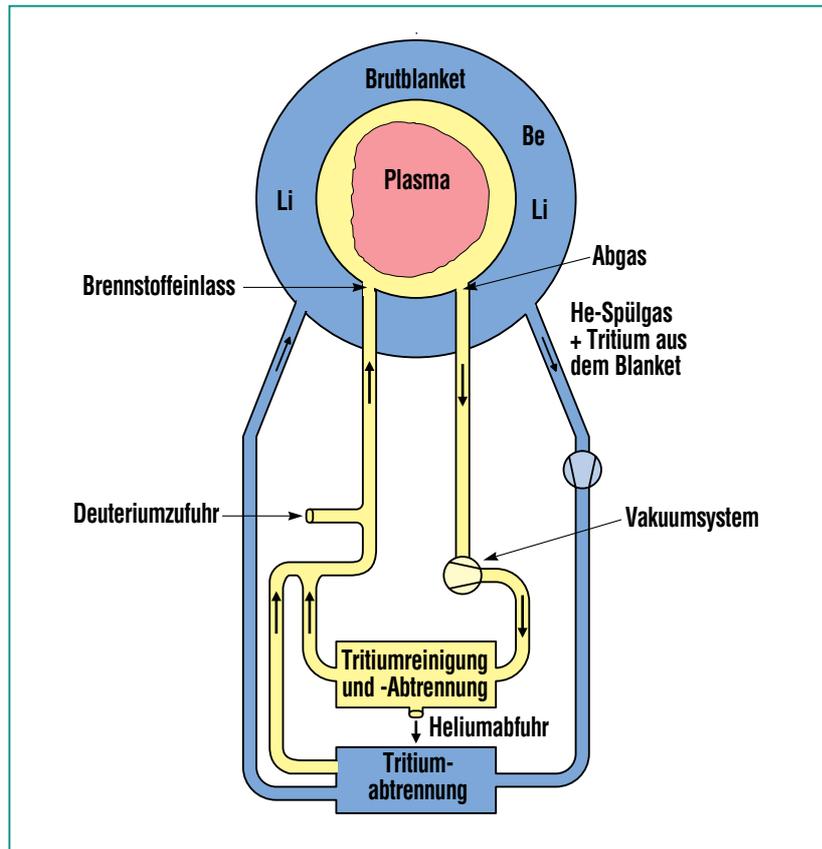


Abb. 1: Der Brennstoffkreislauf eines Fusionsreaktors gliedert sich in einen inneren und äußeren Teil, wobei im inneren Teil (gelb) die Brenngase Deuterium und Tritium sowie das Fusionsprodukt Helium prozessiert werden, während im äußeren Teil (blau) das Tritium erbrütet und abgetrennt wird.

dingbare Voraussetzungen für den sicheren und wirtschaftlichen Betrieb eines Fusionsreaktors. Innerhalb des Forschungszentrum Karlsruhe beschäftigen sich speziell das Institut für Technische Physik (ITP) und das Tritiumlabor Karlsruhe der Hauptabteilung Versuchstechnik (HVT-TLK) seit mehr als einer Dekade mit diesen Technologien. Beide Arbeitsgruppen können bis heute nicht nur auf umfangreiche F+E-Ergebnisse verweisen, sondern testen bereits prototypische Komponenten. Die Resultate der Arbeiten haben längst auch Eingang in de-

taillierte Auslegungsstudien für den geplanten Experimentalreaktor ITER gefunden [1, 2].

Systeme und Komponenten des inneren Brennstoffkreislaufs von ITER

Im Gegensatz zu zukünftigen, energieliefernden Fusionskraftwerken wird der geplante Experimentalreaktor ITER nicht über ein vollständiges Brutblanket verfügen – allerdings soll die Technologie des Brütens von Tritium im Rahmen des Einsatzes von

kleineren Testblankets unmittelbar weiterentwickelt werden. Ohne äußeren Brennstoffkreislauf mit ausreichender Kapazität muss das Tritium für den ITER-Betrieb von außen bereitgestellt werden. Betrachtet man den verbleibenden inneren Brennstoffkreislauf (Abb. 2), so lassen sich drei Systeme unterscheiden: die Brennstoffeinspeisung, das Pumpsystem des Torus und die Tritiumanlage. Insbesondere die Komponenten der beiden letztgenannten Systeme stehen im Mittelpunkt der Arbeiten des Forschungszentrums.

Das Pumpsystem des Torus besteht aus zwei Untersystemen, dem Vorvakuumssystem und dem Hochvakuumssystem. Bei der

Auswahl der Hochvakuumumpen sind neben dem hohen erforderlichen Saugvermögen erschwerende Randbedingungen am Einbauort der Pumpen zu berücksichtigen. Dort herrschen hohe Magnetfelder, die den Einsatz schnell laufender Rotoren verbieten, weil sie sich durch induzierte Wirbelströme unzulässig erwärmen würden. Organische Materialien, wie Schmiermittel, Dichtungsmaterialien oder elektrische Isolierungen, können im prozessgasexponierten Teil der Pumpen nicht verwendet werden, da sie gegenüber Tritium und der vorherrschenden Neutronenstrahlung nicht resistent sind. Die Pumpen müssen auch unter mechanischen Erschütterungen, die von Plasmaabbrüchen aus-

gelöst werden, störungsfrei arbeiten. Da für all diese Anforderungen keine handelsüblichen Vakuumpumpen verfügbar sind, wurden im Forschungszentrum spezielle Kryopumpen entwickelt. Deren Wirkungsweise beruht auf der Kondensation oder Adsorption der abzupumpenden Gase an extrem kalten Pumpflächen, bzw. an speziell präparierten Aktivkohlebeschichtungen [3]. Das Pumpsystem des ITER Torus besteht aus acht Kryopumpen, die über den Divertor und nachgeordnete Kanäle das Abgas des Torus sammeln. Während des Plasmabetriebs von ITER befindet sich ein Teil der Kryopumpen im Pumpmodus, während ein anderer Teil regeneriert wird. Zur Regenerierung wird

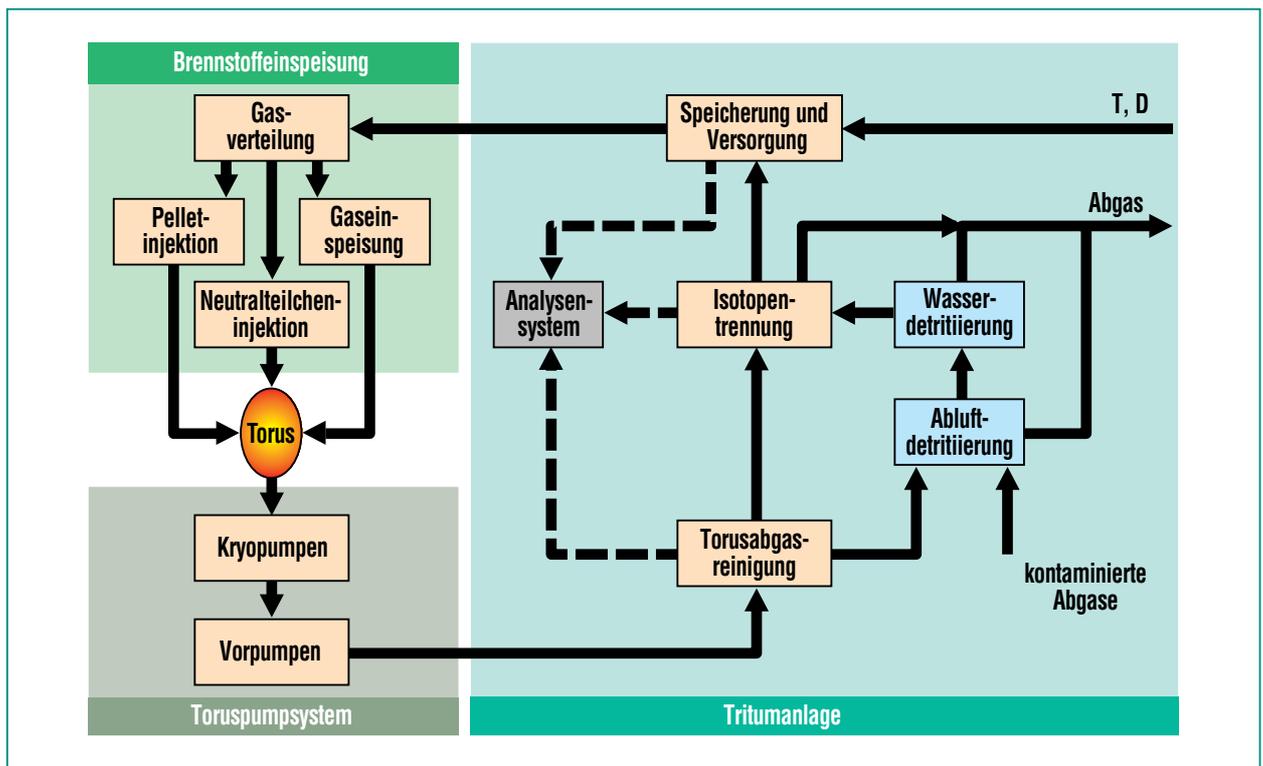


Abb. 2: Der innere Brennstoffkreislauf von ITER besteht neben der Brennstoffeinspeisung aus dem Pumpsystem des Torus und der Tritiumanlage mit einer Reihe von Komponenten zum Fördern und Prozessieren der Brennstoffe.

der Zugang zum Torus verschlossen, die auf den Pumpflächen abgeschiedenen Gase durch Aufheizen ausgetrieben und vom Vorpumpsystem abgesaugt. Die Vorpumpen sind weitgehend konventioneller Bauart, müssen aber für den Betrieb mit Tritium ertüchtigt werden, da die Verwendung ölgeschmierter oder gar ölgedichteter Pumpen in tritiumführenden Systemen nicht möglich ist.

Da Tritium im Plasma des Tokamak über D-D-Fusionsreaktionen gebildet wird, muss die Tritiumanlage schon während des anfänglichen Betriebs von ITER mit reinem Deuterium voll verfügbar sein. Tritiierte Gasströme mit unterschiedlichstem Ursprung müssen hier prozessiert und Deuterium und Tritium zu spezifizierten Massenflüssen und Isotopenzusammensetzungen für den Reaktorbetrieb bereitgestellt werden; Ab-

gase sind vor deren Abgabe vollständig zu detritieren. Die Tritiumanlage muss darüber hinaus für den Empfang externer Tritiumlieferungen und gegebenenfalls die Abgabe von überschüssigem Tritium ausgerüstet sein. Dabei müssen natürlich die ein- und ausgehenden Tritiummengen gemessen werden und das gesamte Tritiuminventar von ITER über entsprechende Analysen verfolgt werden. Übergeordnete Designkriterien für die Tritiumanlage sind z.B. die Minimierung des Tritiuminventars und die Minimierung von Abfallmengen.

Das System zur Speicherung und Versorgung hat die Aufgabe, Deuterium und Tritium bei einem Druck von 0,13 MPa und Flüssen bis herauf zu $200 \text{ Pam}^3\text{s}^{-1}$ zu liefern. Andererseits werden hier die Wasserstoffisotope durch Speicherung als Metallhydrid sicher verwahrt. Die Isotopentrennung

basiert auf der kryogenen Destillation der Wasserstoffisotopengemische. Diese Anlage ist von besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung, da sie ein hohes Tritiuminventar besitzt und die Hauptquelle für die Abgabe von Tritium in molekularer Form als HT in die Umgebung darstellt. Ein weiteres Kernstück der Tritiumanlage ist die Torus-Abgasreinigung, die dreistufig aufgebaut ist. Komplettiert wird die Tritiumanlage durch Systeme zur Detritierung von Abluft und von Wasser.

Versuchseinrichtungen des Forschungszentrums

Das Tritiumlabor Karlsruhe (TLK)

Da keine ausreichenden Erfahrungen im Umgang mit Deuterium und vor allem in der Handhabung des radioaktiven Isotops Tritium bestanden, wurde 1994 das Tritiumlabor Karlsruhe (TLK) in Betrieb genommen. Zentrale Aufgabe des TLK ist die Entwicklung von Technologien für den Brennstoffkreislauf von Fusionsreaktoren über Experimente mit signifikanten Konzentrationen an Tritium und bei Durchsätzen, die eine belastbare Skalierung auf die bei ITER zu prozessierenden Ströme erlauben [4]. Das TLK ist neben einem Labor in Japan weltweit einzigartig und besitzt eine Genehmigung für den Betrieb mit bis zu 40 g Tritium, was einer Aktivität von ca. $1,5 \times 10^{16} \text{ Bq}$ ($4 \times 10^5 \text{ Ci}$) entspricht. Auf einer Grundfläche von ca. 1000 m^2 sind Handschuhboxen mit einem Gesamtvolumen von ca. 125 m^3 untergebracht (Abb. 3). Kernstück



Abb. 3: Blick in das Tritiumlabor Karlsruhe (TLK): Das radioaktive Wasserstoffisotop Tritium wird in Anlagen prozessiert, die in Handschuhkästen als zweiter Barriere gegen den Austritt von Tritium untergebracht sind.

der Infrastruktursysteme des TLK ist das zentrale Tritiumtransfersystem, welches über Rohrleitungen mit dem Tritiumlager, der Isotopentrennung, der Tritiummesstechnik und mit Experimentiersystemen verbunden ist. Das TLK hat einen geschlossenen Tritiumkreislauf. Die in Metallhydridspeichern aus Kanada jeweils angelieferte Menge Tritium (dort wird es aus dem schweren Wasser der CANDU Reaktoren extrahiert) wird im TLK zunächst über kalorimetrische Messungen (von der Zerfallswärme des Tritiums schließt man auf das Inventar) genau ermittelt und danach die Reinheit analysiert. Über das Transfersystem gelangt das Tritium dann in die Experimentieranlagen. Aktuell für Tests nicht mehr benötigtes oder nicht mehr brauchbares Tritium wird zur weiter unten beschriebenen Anlage

CAPER transferiert, dort gereinigt und über das Transfersystem an die chromatographisch arbeitende Isotopentrennung geleitet. Von dort wird reines Tritium dann entweder im Tritiumlager zwischengespeichert oder unmittelbar wieder den Experimenten zur Verfügung gestellt.

Handschuhkästen bilden die sekundäre Barriere im Konzept des TLK für den sicheren Einschluß von Tritium. Sie haben inertisierte Atmosphären und unterliegen im Hinblick auf die Konzentration an Tritium einer ständigen Überwachung. Alle Handschuhkästen sind individuell mit Tritiumrückhaltesystemen ausgestattet, die auf der katalytischen Oxidation von Tritium und tritiierten Verbindungen zu Wasser mit anschließender Absorption an Molsieben basieren. Das in den Rückhalte-

systemen des TLK anfallende tritiierte Wasser wird gesammelt und zukünftig in einer im TLK im Aufbau befindlichen Wasserdetritierung und kryogenen Isotopentrennung aufgearbeitet (Abb. 4).

Letztlich deckt das TLK mit seinen Experimenten und seinen Infrastruktursystemen nahezu die gesamte Tritiumtechnologie für ITER ab.

Die Testanlage für Kryovakuumpumpen (TIMO)

Die Anlage TIMO (Test Facility for ITER Model Pump) dient der Untersuchung des Betriebsverhaltens einer Modellkryopumpe, die, im Maßstab 1:2 verkleinert, der ITER-Toruspumpe weitgehend entspricht (Abb. 5). Es können komplette Pumpzyklen (Abpumpen und anschließendes Regenerieren) mit ITER-relevanten Gas-

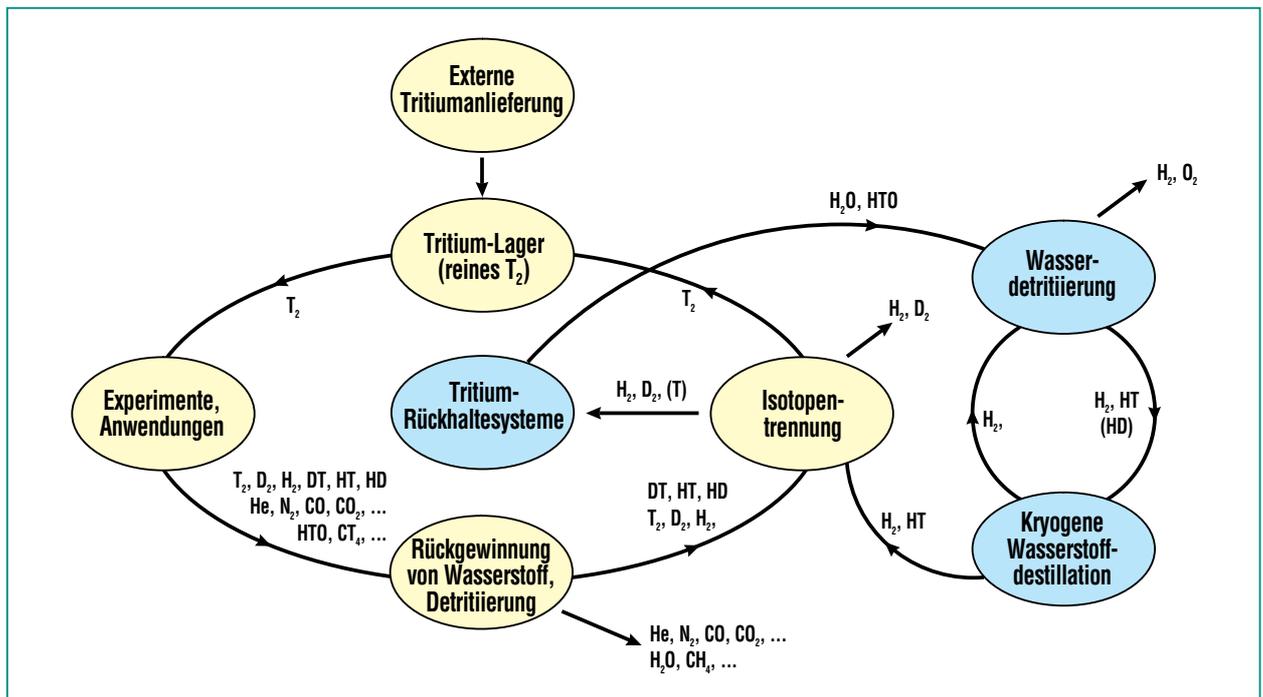


Abb. 4: Der geschlossene Tritiumkreislauf des TLK mit der im Aufbau befindlichen Wasserdetritierung und kryogenen Destillation.

mischungen simuliert werden und die quantitative Bestimmung von Saugvermögen, Beladung, Enddruck, erforderlicher Regenerierungstemperatur etc. vorgenommen werden [2]. Der Betrieb mit Tritium ist in TIMO nicht möglich, dessen Einfluss wird durch ergänzende Versuche, z.B. in der Tritiumanlage von JET (Joint European Torus), ermittelt. Die Modellpumpe mit einer auf 16 Einzelflächen aufgeteilten Pumpfläche von 4 m² ist in einem Ultrahochvakuumbehälter untergebracht, über den die Einspeisung des zu pumpenden Gases erfolgt. Zur Regeneration sowie zum Drosseln des Durchsatzes bzw. des Druckniveaus dient ein pneumatisch angetriebenes Einlassventil. Die Versorgung der Pumpe mit kryogenen Medien erfolgt über zwei Kältekreisläufe mit 80 K kaltem Helium und 4,5 K kaltem Helium mit Hilfe der 2-kW-LINDE-Anlage des ITP. Superkritisches Helium wird über einen Kontrollkryostat geliefert, mit dem durch Zwischenspeicherung kurzfristig erhöhte Durchflüsse realisiert werden können. Gasförmiges Helium zur Versorgung der Abschirmung wird durch eine spezielle Anlage über Wärmeaustausch gegen flüssigen Stickstoff zur Verfügung gestellt.

Exemplarische Ergebnisse

Während des Plasmabetriebs von ITER muss etwa 1000 g Tritium pro Stunde zugeführt werden. Angesichts des geringen Umsatzes im Reaktor entspricht dies auch dem Abgasstrom aus dem Tokamak und damit dem Eingangsfloss in die Tritiumanlage.

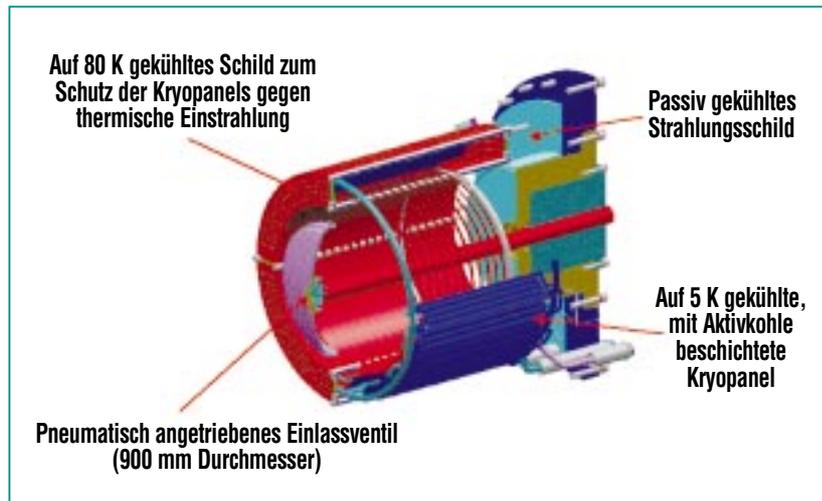


Abb. 5: Die Torusvakuumpumpe von ITER ist eine Kryopumpe, deren Funktionsweise auf der Kondensation bzw. Adsorption der zu pumpenden Gase an extrem kalten Oberflächen (5 K) beruht.

Gemäß den Anforderungen von ITER darf über das detritiierte Abgas nicht mehr als 10⁻⁵ gh⁻¹ Tritium abgeführt werden. Daraus errechnet sich ein geforderter Dekontaminationsfaktor von 10⁸ bezogen auf die Tritiumflüsse in der Reinigungsanlage für das Plasmaabgas. Ein derart hoher Wert der Tritiumabreicherung kann nur über mehrstufige Prozesse erzielt werden (Abb. 6). Im TLK ist hierzu das Reinigungsverfahren CAPER

entwickelt und experimentell getestet worden [5]. In einer ersten Stufe des Prozesses wird das unverbrannte und in molekularer Form vorliegende Deuterium und Tritium über sogenannte Permeatoren mit Palladium/Silber-Membranen abgetrennt. Experimentell wurden für diese Stufe unter ITER relevanten Bedingungen Dekontaminationsfaktoren zwischen 10 und 100 ermittelt. Damit kann mehr als 95% des unverbrauch-

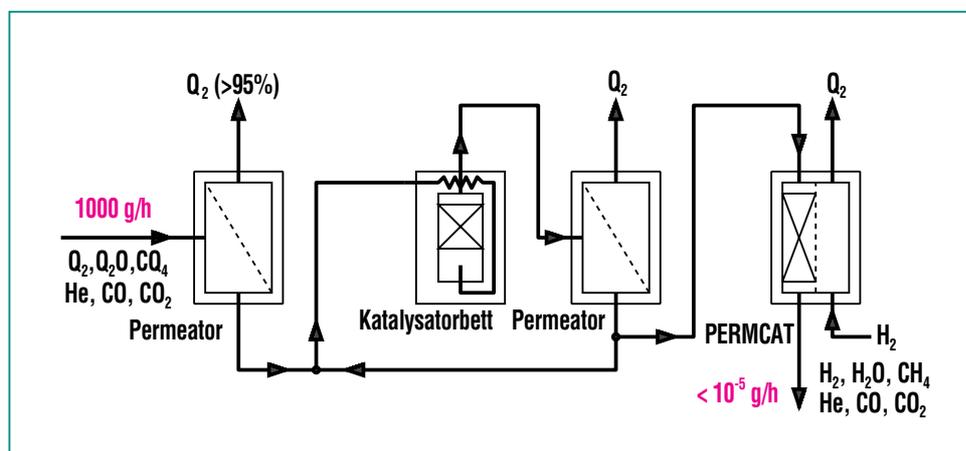


Abb. 6: Die Torusabgasreinigung nutzt einen dreistufigen Prozess, der im Gesamtergebnis zu einem Dekontaminationsfaktor für Tritium von 10⁸ führt.

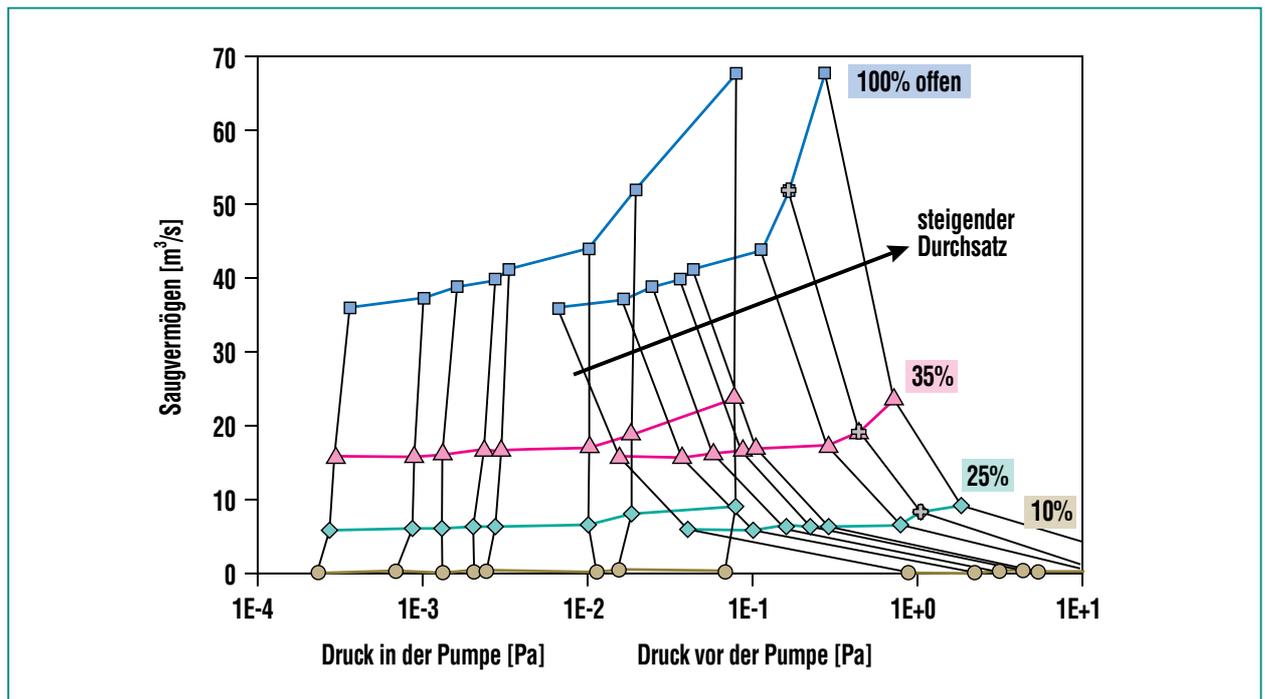


Abb. 7: Das Saugvermögen der Modellkryopumpe ist sowohl über dem Druck vor der Pumpe als auch in der Pumpe dargestellt. Das Parametergitter wird vom Öffnungsgrad des Drosselventils und dem Durchsatz gebildet.

ten Fusionsbrennstoffs unmittelbar in hochreiner Form zurückgewonnen und über die Isotopentrennung dem Reaktor erneut zur Verfügung gestellt werden. Durch Plasma-Wand-Wechselwirkungen im Tokamak werden deuterierte und tritiierte Kohlenwasserstoffe (z.B. CQ_4 , $Q=H, D, T$) und Wasser (Q_2O) gebildet, welche in der zweiten Stufe des CAPER-Prozesses durch eine Kombination von heterogen katalysierten Reaktionen mit der Permeation von Deuterium und Tritium durch Palladium/Silber-Membranen aufgearbeitet werden. Der experimentell ermittelte Dekontaminationsfaktor dieser Stufe ist typischerweise größer als 1000. In einem letzten Schritt zur Feinreinigung werden unter Verwendung einer PERMCAT genannten Kompo-

nente, in welcher die Technologie der Wasserstoffpermeation durch Membranen direkt mit heterogen katalysierten Reaktionen kombiniert ist, über Isotopenaustausch mit Protium (H , „leichter“ Wasserstoff) im Gegenstrom auch geringste Restmengen an Deuterium und Tritium zurückgewonnen. Der experimentell mit Tritium für die dritte Stufe nachgewiesene Dekontaminationsfaktor beträgt bis zu 200 000 [6]. Damit ist der Abgasreinigungsprozess als wesentliches Teilsystem für die Tritiumanlage von ITER prinzipiell bereits in der Praxis im TLK demonstriert und ein Dekontaminationsfaktor von 10^8 nachgewiesen.

Die Testkampagnen mit der Modellkryopumpe in der TIMO-Anlage haben den Nachweis erbracht, dass die gewählte Bauart den

ITER-Anforderungen entspricht und die Pumpe allen auftretenden Betriebsweisen von ITER mit den verschiedensten Gasgemischen gerecht wird. Darüber hinaus ergaben sich durch die Versuche Hinweise darauf, welche Detailverbesserungen für Auslegung und Bau der 1:1 Pumpe noch möglich sind [7]. In Abb. 7 ist beispielhaft das Saugvermögen von Kryopumpen für ein ITER-typisches Abgasgemisch dargestellt. Aufgezeigt sind die Zusammenhänge zwischen Saugvermögen, den Drücken am Einlass und im Innern der Pumpe, dem Öffnungsgrad des Pumpenventils (10% bis 100%) und dem Durchsatz. Dieses Parameterfeld deckt alle denkbaren Betriebsarten ab.

Ausblick

Das Forschungszentrum Karlsruhe wird seine langjährigen Erfahrungen bei der Entwicklung der Schlüsselkomponenten des inneren Brennstoffkreislaufs in den anstehenden Bau des Experimentalreaktors ITER einbringen. Deshalb wurde eine Task Force „Brennstoffkreislauf“ etabliert, deren Aufgabe vom Design der Systeme und Komponenten bis hin zu Fertigungsunterlagen und zugehörigen Dokumentationen reicht. Der Bau wird zu gegebener Zeit durch kompetente

Industriepartner erfolgen. Voraussetzung dazu ist die Auswertung aller F+E-Ergebnisse unter qualitätssichernden Gesichtspunkten, sowie ein die Konstruktion von ITER begleitendes F+E-Programm, das der Absicherung der für die Auslegung benötigten Daten und der Modellierung der Systeme dienen soll. Da die Verantwortung für den bestimmungsgemäßen Betrieb der Tritiumanlage und der Vakuumsysteme von ITER während der gesamten Betriebszeit von ITER bei den Designern bleiben wird und nicht an die Industrie abgetreten

werden kann, wird die Fertigungsbegleitung unter dem Augenmerk der Qualitätskontrolle und -sicherung von höchster Wichtigkeit sein. Die Fachkompetenz ist auf wenige Personen beschränkt, so dass die bisher bereits gepflegte internationale Zusammenarbeit angesichts der Herausforderungen weiter intensiviert werden muss.

Literatur

- [1] M. Glugla, R. Lässer, L. Dörr, D. Murdoch, R. Haange, H. Yoshida, *The Inner Deuterium/Tritium Fuel Cycle of ITER*, *Fusion Eng. Design* 69, 39 (2003).
- [2] H. Haas, Chr. Day, A. Mack, D.K. Murdoch, *Performance tests of the ITER model pump*, *Fusion Eng. Design* 69 (2003) 91-95.
- [3] Chr. Day, *The use of active carbons as cryosorbent*, *Colloids and Surfaces A* 187-188 (2001) 187-206.
- [4] R.D. Penzhorn, N. Bekris, P. Coad, L. Dörr, M. Friedrich, M. Glugla, A. Haigh, R. Lässer, A. Peacock, *Status and Research Progress at the Tritium Laboratory Karlsruhe*, *Fusion Eng. Design* 49 - 50, 753 (2000).
- [5] M. Glugla, L. Dörr, R. Lässer, D. K. Murdoch, H. Yoshida, *Recovery of Tritium from Different Sources by the ITER Tokamak Exhaust Processing System*, *Fusion Eng. Design* 61 - 62, 537 (2002).
- [6] B. Bornschein, M. Glugla, K. Günther, R. Lässer, T. L. Le, K. H. Simon, S. Welte, *Tritium Tests With a Technical Permeat for Final Clean-up of ITER Exhaust Gases*, *Fusion Eng. Design* 69, 51 (2003).
- [7] A. Mack, A. Antipenkov, J.C. Boissin, Chr. Day, S. Gross, H. Haas, V. Hauer, D.K. Murdoch, Th. Waldenmaier, *Design of the ITER torus cryopump*, *Fusion Eng. Design* 61-62 (2002) 611-615.

Gyrotronröhren und Millimeterwellentechnik für die Kernfusion

G. Dammertz, K. Koppenburg, B. Piosczyk, M. Thumm, IHM: R. Heidinger, IMF

Einleitung

Für die Heizung von Fusionsplasmen auf viele Millionen Grad stehen mehrere Methoden zur Verfügung. Die einfachste, die Ohmsche Heizung, nimmt mit zunehmender Temperatur stark ab. Bei hohen Temperaturen wird daher das Plasma durch den Einschuss energiereicher Wasserstoffatome bzw. deren Isotope oder durch Einstrahlung elektromagnetischer Hochfrequenz-(HF)-Wellen geheizt.

Plasmaheizung mit HF-Wellen

Die Absorption elektromagnetischer Wellen in einem Plasma ist besonders stark, wenn sich Wellen und Ladungsträger nahezu synchron (resonant) bewegen. Die Kräfte auf die Ladungsträger sind ähnlich wie bei einem Wellenreiter: Ist dessen Geschwindigkeit im Vergleich zur Wasserwelle zu schnell oder zu langsam, so bewegt er sich über Wasserberge und durch Wassertäler; im Mittel gibt es keinen Energieaustausch. Ist die Geschwindigkeit identisch, so wird der Wellenreiter ohne Wechselwirkung zwischen zwei Wellenbergen pendeln. Es kommt zum Energieaustausch, wenn die Geschwindigkeiten der Welle und des Reiters nur geringfügig voneinander abweichen. Bei geringerer Geschwindigkeit des Wellenreiters überholt ihn die Wasserwelle, er fährt an der Vorderseite der Wasserwelle und entnimmt dieser Energie, bei höherer Geschwindigkeit fährt er an der Rückseite und verliert Energie.

Die Ladungsträger (Elektronen oder Ionen) besitzen im Plasma eine nahezu Maxwell'sche Geschwindigkeitsverteilung. Die Anzahl der Ladungsträger mit geringerer Geschwindigkeit ist größer als die mit höherer Geschwindigkeit und im Mittel erfolgt eine Energieabgabe an die Ladungsträger. Die Ankopplung kann an die Ionen (Ionen-Zyklotron-Resonanz-Heizung: ICRH), an Elektronen und Ionen (Lower-Hybrid-Heizung: LHH) oder an die Elektronen (Elektronen-Zyklotron-Resonanz-Heizung: ECRH) erfolgen.

Bei der ECRH ist wegen der kurzen Wellenlängen die Übertragung der Wellen mit überdimensionierten Hohlleitern oder optisch mit Spiegeln und eine gebündelte Abstrahlung ins Plasma unproblematisch. Zur Zeit werden Abstrahlsysteme mit korrigierten (mit Rillen versehenen) Hohlleitern untersucht, die eine Veränderung des Einstrahlwinkels ohne im Plasmagefäß angeordnete Spiegel ermöglichen.

Die Wechselwirkung der Millimeterwellen mit dem Plasma ist bei der ECRH gut lokalisiert, da Absorption nur dort stattfindet, wo die oben beschriebene Resonanzbedingung erfüllt ist. Daher kann das radiale Temperaturprofil des Plasmas geändert werden und durch nicht-induktives Treiben eines lokalen Stromes auch die Stabilität des Plasmas in Tokamaks kontrolliert werden. Es wurde weiterhin nachgewiesen, dass die ECRH auch zur effektiven Erzeugung eines heißen Plasmas aus dem neutralen Füllgas eingesetzt werden kann.

Das ECRH-Verfahren zur Heizung und zum nicht-induktiven Stromtrieb ist seit langem bekannt. Erst mit der Entwicklung leistungsstarker Millimeterwellen-Röhren (Gyrotrons) für den stationären Betrieb wurde diese Heizung und der nicht-induktive Stromtrieb für die Reaktoren der Zukunft wie z. B. für den „International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER)“ und für den im Bau befindlichen Stellarator Wendelstein 7-X (W7-X) in Greifswald interessant.

Funktionsprinzip eines Gyrotrons

Das Prinzip dieser Mikrowellen-Oszillatordröhre beruht auf der Wechselwirkung zwischen einer Hohlleiterwelle in der Nähe ihrer Grenzfrequenz, bei der die Wellenlänge im Hohlleiter groß ist im Vergleich zu der im freien Raum, und einem hochenergetischen Elektronenstrahl. Das Prinzip der Energieabgabe zwischen Ladungsträgern und HF-Wellen wurde oben mit Hilfe des anschaulichen Effekts eines Wellenreiters erklärt. Zur Energieabgabe an die Welle ist es notwendig, dass die Geschwindigkeit des Wellenreiters etwas größer ist als die Geschwindigkeit der Welle. Bei einem Gyrotron (aus: Gyro = Kreisel und Elektron) wird die Wechselwirkung mit dem rotierenden HF-Feld auf Grund einer durch ein statisches Magnetfeld verursachten Transversalbewegung erzeugt. Da die Zyklotronfrequenz wegen der relativistischen Massenzunahme der Elektronen mit zunehmender Elektronengeschwindigkeit abnimmt (und die Teilchengeschwindigkeit

etwas größer als die Wellengeschwindigkeit sein muss), muss die Zyklotronfrequenz geringfügig kleiner sein als die Wellenfrequenz. Für nicht-relativistische Elektronen entspricht ein Magnetfeld von 1 Tesla einer Wellenfrequenz von 28 GHz.

Um eine Resonanzhöhung bei der Wechselwirkung zwischen Hohlleiterwelle und Elektronenstrahl zu erhalten, muss der Hohl-

leiter als Resonanzkörper ausgebildet werden. Dies erreicht man durch zwei Reflexionsstellen. Zum Erzeugungssystem des Elektronenstrahls hin verjüngt sich der Hohlleiter derart, dass dort keine HF-Wellen austreten können (Totalreflexion). Am Ausgang wird der Hohlleiter konisch aufgeweitet, sodass durch die Impedanzänderung eine teilweise Reflexion stattfindet. Ein Vorteil des Gyrotrons gegenüber ande-

ren Mikrowellenröhren besteht in der Möglichkeit, den Resonator bei sehr hohen Oberschwingungen anzuregen, da die angeregte Schwingung nicht nur durch dessen Eigenfrequenz, sondern auch durch die Resonanzbedingung zur Zyklotronfrequenz bestimmt ist.

Der Elektronenhohlstrahl wird von einem ringförmigen Emitter frei gesetzt und zur radial angeordneten Anode beschleunigt. Durch das zwischen Elektronenkanone und Resonator liegende und zum Resonator hin ansteigende statische Magnetfeld wird die Transversalgeschwindigkeit erhöht (magnetische Flasche) und der Elektronenhohlstrahl komprimiert, so dass er im Bereich der maximalen elektrischen Feldstärke der Resonatormode wechselwirkt. Das Anschwingen der Röhre (im „leeren“ Resonator) wird durch das in jedem Resonator vorhandene Rauschen initiiert.

Die HF-Welle wird durch einen überdimensionierten Hohlleiter zu einem quasi-optischen Wellentypwandler geleitet, der die Resonatormode in eine linear polarisierte, rotationssymmetrische Gauß'sche Mode umwandelt (Abb.1).

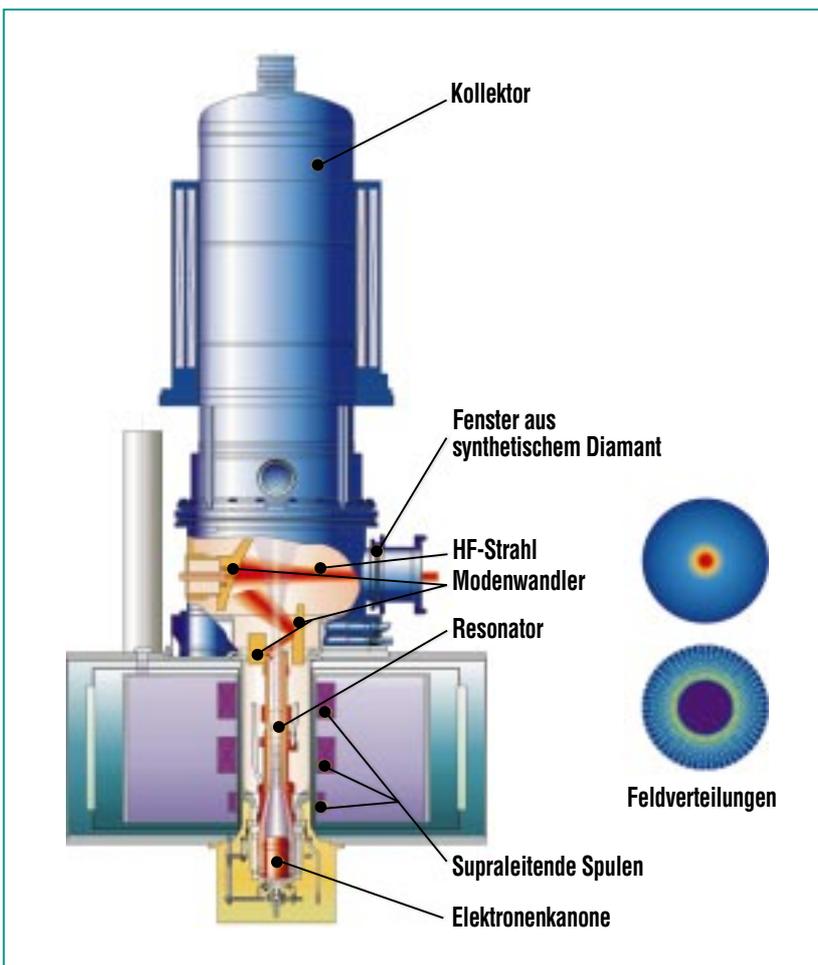


Abb. 1: Schematischer Aufbau eines Gyrotrons mit der Elektronenkanone, dem supraleitenden Magnetsystem, dem Resonator, dem Modenwandler, dem Diamantfenster und dem Kollektor. Auf der rechten Seite ist die Feldverteilung am Auskoppelfenster (oben) und im Resonator (unten) dargestellt. Die Umwandlung geschieht mittels eines optimierten Modenwandlers.

Entwicklungsaufgaben

Die Aufgaben im Forschungszentrum konzentrieren sich auf die Entwicklung und den Aufbau des 10 MW ECRH-Systems an W7-X, die Entwicklung von Gyrotrons mit koaxialem Resonator für ITER, von frequenzdurchstimmbaren Gyrotrons mit kon-

ventionellen Resonatoren für den Garching Tokamak ASDEX-Upgrade sowie die Entwicklung eines kompletten Antennenblocks zur Einkopplung der ECRH-Welle bei ITER.

ECRH-System für den Stellarator Wendelstein 7-X

Die Leistung von 10 MW an W7-X für nahezu stationären Betrieb soll von zehn Gyrotrons mit einer Ausgangsleistung von je 1 MW bei einer Frequenz von 140 GHz geliefert werden [1]. Die ECRH-Arbeiten werden innerhalb des „Projektes Mikrowellenheizung für W7-X (PMW)“ durchgeführt, dem das IHM, das Institut für Plasmaphysik (IPP) in Garching bzw. Greifswald und das Institut für Plasmaforschung (IPF) der Universität Stuttgart angehören. Bei der Entwicklung der Gyrotrons sind das Centre des

Recherches en Physique des Plasmas (CRPP) in Lausanne, Schweiz, und die Röhrenfirma Thales Electron Devices (TED) in Frankreich beteiligt.

Der Einsatz von synthetischen Diamantscheiben (Abb. 2) zur Auskopplung des HF-Strahls aus dem Gyrotron stellte einen großen Schritt bei der Entwicklung von Gyrotrons dar, da andere Materialien durch ihre hohen Hochfrequenzverluste für Hochleistungs-gyrotrons ungeeignet sind. Ein weiteres Problem stellt die unvollständige Umwandlung der Resonatormode in die Ausgangsmode (Abb. 1) dar. Trotz Optimierung des Systems und einem experimentell ermittelten Wirkungsgrad von weltweit einzigartigen 97% verursacht die restliche vagabundierende HF-Strahlung, die teilweise im Gy-

rotron absorbiert wird, Temperaturerhöhungen, die auf Grund der damit verbundenen Druckerhöhungen (Ausgasen) zum Abschalten des Gyrotrons führten.

Abb. 3 zeigt die Ausgangsleistung der Prototypöhre als Funktion für verschiedenen Pulslängen. Für knapp 12s konnten 970 kW mit einem Wirkungsgrad von 44% erzeugt werden. Bei erniedrigter Leistung – 540 kW – führte eine Druckerhöhung nach 938 s zur Abschaltung des Gyrotrons.

Auf Grund der hervorragenden Ergebnisse in Ausgangsleistung und Pulslängen wurde die Entwicklung abgeschlossen und die Serienröhren mit den dazugehörigen supraleitenden Magnetsystemen bestellt. Die Röhren werden 2004 - 2007 geliefert, im Forschungszentrum getestet und im IPP Greifswald installiert. Die

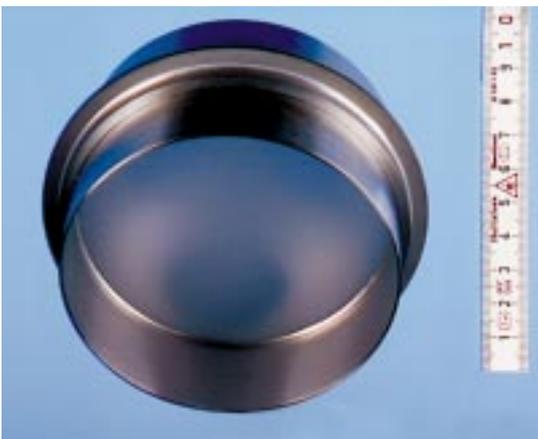


Abb. 2: Ein in Zusammenarbeit zwischen dem Forschungszentrum (IHM und IMF I), dem „Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI)“, Japan, und DeBeers, Vereinigtes Königreich, entwickelte Scheibe aus synthetischem (CVD) Diamant. Die Scheibe hat einen Durchmesser von 106 mm und eine Dicke von 1,8 mm (300 Karat).

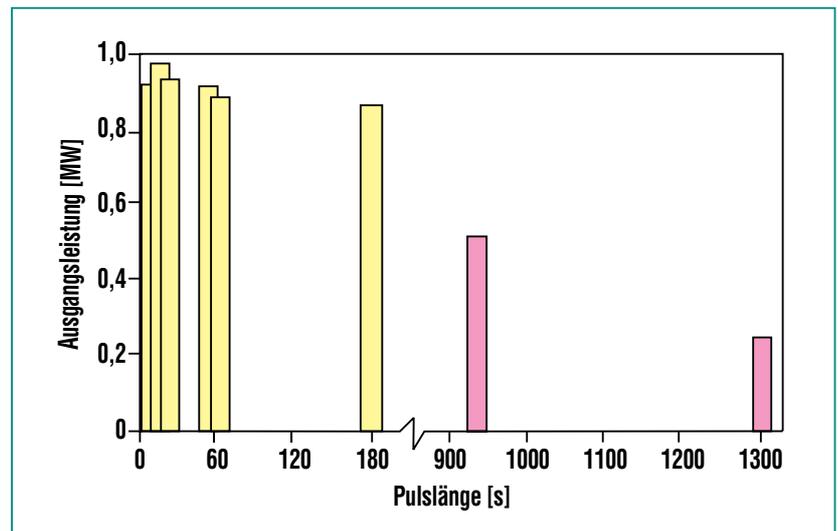


Abb. 3: Ausgangsleistung der Prototypöhre für W7-X bei verschiedenen Pulslängen. Bis zu 180 s ist die Pulslänge durch das Hochspannungsnetzgerät begrenzt. Bei niedrigen Leistungen (500 kW) sind längere Pulse möglich und die Begrenzung ist durch Ausgasen auf Grund vagabundierender HF-Strahlung innerhalb des Gyrotrons gegeben. Mit 505 MJ Energieinhalt stellt der 938 s lange Puls einen Weltrekord in diesem Frequenzbereich dar.

Übertragung der HF-Welle erfolgt quasi-optisch mit Hilfe von Anpass- und Fokussierspiegeln, die vom IPF der Universität Stuttgart entwickelt wurden.

Gyrotron mit koaxialem Resonator für Ausgangsleistungen von 2 MW

Für reduzierte ECRH-Kosten bei zukünftigen Fusionsreaktoren ist es günstig, möglichst hohe Ausgangsleistungen zu erzielen und damit die Anzahl der Gyrotrons und Magnete zu reduzieren. Gyrotrons mit zylindrischen Resonatoren stoßen wegen der Ohmschen Verluste im Resonator bei einer Ausgangsleistung von 1 MW an ihre technischen Grenzen. Für höhere Ausgangsleistungen müssen die Resonatoren vergrößert werden, womit die Anzahl der möglichen Schwingungsmoden steigt und die Anregung der gewünschten Schwingung schwieriger wird. Durch Einführung eines Innenleiters mit optimiertem Radius und Längsrille (Korrugation) können auch bei größeren Resonatoren stabile Schwingungsverhältnisse erzielt werden.

Ziele der Arbeiten sind Untersuchungen an Gyrotrons mit koaxialem Resonator in Hinblick auf die Verwirklichung für Langpulsbetrieb bei 170 GHz mit einer Ausgangsleistung von 2 MW für ITER. Dazu wurde im Forschungszentrum ein Gyrotron entwickelt und untersucht, das zwar im Kurzpulsbetrieb getestet wurde, jedoch mit für Langpulsbetrieb geeigneten Komponenten versehen war [2].

Die Ausgangsleistung betrug 2,2 MW (Weltrekord). Insbesondere wurden der Anteil der interneren Streustrahlung, der Einfluss der radialen Dejustierung des Innenleiters und die Verluste am Innenleiter bestimmt. Es wurden für Langpulsbetrieb keine begrenzenden Effekte gefunden.

Auf Grund dieser Messungen wurde ein Entwurf eines 170 GHz koaxialen Gyrotrons für eine kontinuierliche Ausgangsleistung von 2 MW erstellt. Dieser Entwurf erfolgte in Zusammenarbeit zwischen den verschiedenen EURATOM-Assoziationen – dem Forschungszentrum, dem CRPP, der Helsinki University of Technology – sowie TED. Dabei wurden auch die bei ITER durch den Betrieb mit Deuterium und Tritium gegebenen Bedingungen berücksichtigt. Ein mit Wasser randgekühltes Einscheiben-Diamantfenster mit einem Durchmesser von 106 mm ist vorgesehen.

Frequenzdurchstimmbares Gyrotron für ASDEX-Upgrade

Magnetohydrodynamische (MHD) Instabilitäten schränken den Plasmadruck sehr stark ein und begrenzen damit die Effizienz von Reaktoren. Die Unterdrückung dieser Instabilitäten stellt eine der wesentlichen Herausforderungen bei der Entwicklung eines Fusionsreaktors dar.

Bei bisherigen Plasmaexperimenten beschränkte man sich zur Vermeidung von MHD-Instabilitäten auf den Ausschluss gefährlicher Plasmamaparameterbereiche. Eine Rückkopplung auf die Verteilung der Plasmaströme

ist effektiver, da die Stabilität eines Tokamaks stark durch die Verteilung der Plasmaströme bestimmt ist. Dazu ist die ECRH hervorragend geeignet, da die Absorptionszone durch die Gyrotron-Frequenz und durch das Magnetfeld vorgegeben ist und gut lokalisierter Stromtrieb erreicht werden kann.

In früheren Experimenten wurde die Möglichkeit der stufenweisen Frequenzänderung zwischen 114 GHz und 166 GHz durch Veränderung des Magnetfeldes experimentell nachgewiesen [3].

In dem HGF-Strategiefondsprojekt „Optimisation of Tokamak Operation with Controlled ECRH-Deposition“ zwischen Forschungszentrum, IPP Garching und Forschungszentrum Jülich wird die Möglichkeit der Plasmastabilisierung untersucht. Die Entwicklung der frequenzdurchstimmbaren Gyrotrons wird in Zusammenarbeit mit dem Institut für Angewandte Physik (IAP) der Russischen Akademie der Wissenschaften in Nizhny Novgorod durchgeführt. Im Forschungszentrum werden die durch die Breitbandigkeit hervorgerufenen Probleme untersucht: Die Minimierung der Streustrahlung und die reflexionsfreie Auskopplung der HF-Welle.

Entwicklung eines ECRH-Einspeisesystems für ITER zur Unterdrückung von Plasmainstabilitäten

Der Ausbildung der MHD-Instabilitäten soll bei ITER durch Einspeisung von Millimeterwellen mit einer Leistung von etwa 20 MW in kontinuierlichem Be-

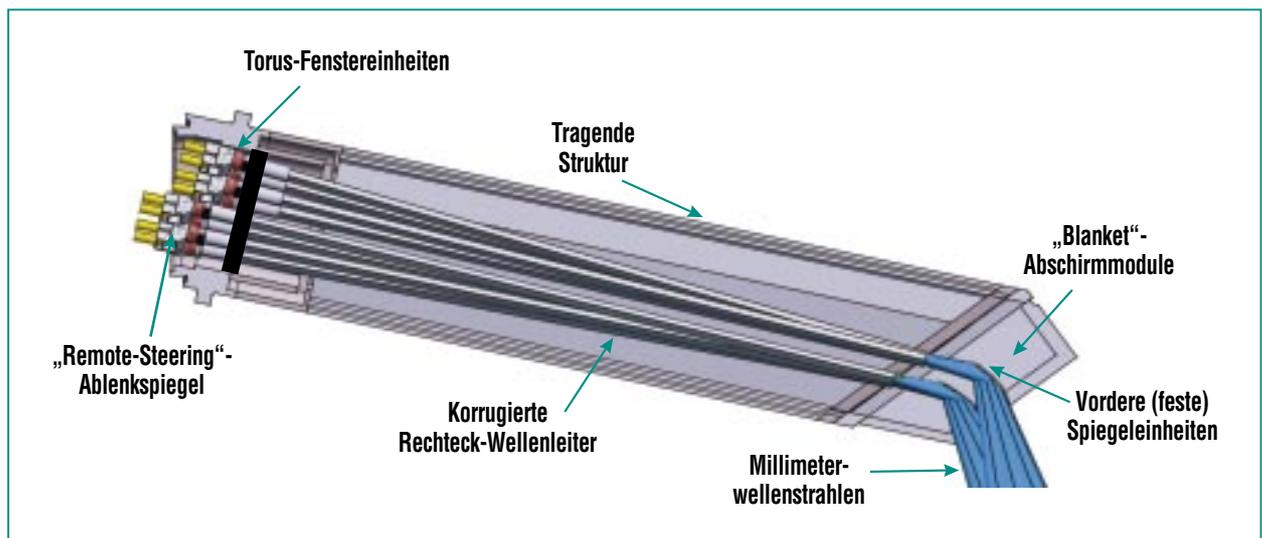


Abb. 4: „Remote-Steering“-Aufbau eines ECRH-Einspeisesystem für ITER: Millimeterwellen-Leistung wird von beweglichen plasmafernen Ablenkspiegeln über winkelerhaltende Hohlleiter auf starre plasmanaher Spiegel geführt.

trieb entgegen gewirkt werden, wobei die Absorptionszonen im Plasma bei fester Frequenz (170 GHz) über den poloidalen Einstrahlwinkel verändert werden. Auf Grund der aktuell erreichten Ausgangsleistungen in der Gyrotronentwicklung sind Strahlführungseinheiten für 1 MW projektiert (mit der Option auf 2 MW). So werden derzeit 24 Einheiten vorgesehen, die auf drei identische Antennenblocks („Plugs“) in der oberen Port-Ebene des Plasmatorus verteilt sind [4].

Die wesentlichen Komponenten eines Port-Plugs sind in Abb. 4 dargestellt. Der thermischen und neutronischen Belastung wird durch Abschirmkomponenten (Blanket Shield Module: BSM) begegnet, die die Blanketstruktur des Torus schließen. Die ersten Tritiumbarrieren werden durch Hochleistungsfenstereinheiten aus synthetischem Diamant gebildet. Außerhalb dieses primären Vakuumbereichs befinden sich

die Spiegeleinheiten, über die die Winkelabstimmung erfolgt. In Plasmanähe verbleiben nur starre Spiegel. Dieses „Remote Steering Concept“ verzichtet damit auf eine hochpräzise Abstimmung der Spiegelneigungen und flexiblen Kühlwasserführung im hochbelasteten BSM.

Zusammen mit europäischen Partnern (z.B. „Fundamenteel Onderzoek der Materie (FOM)-Institut für Plasmaphysik in Rijnhuizen (Niederlande) für das Millimeterwellen-Design) wurde der Aufbau auf einfache Zerlegbarkeit optimiert, damit aktivierte und mit Beryllium kontaminierte Komponenten ausgetauscht werden können. So wurde vorerst auf eine aufwändige gewinkelte Strahlführung verzichtet. Modellrechnungen, die den Strömungseffekt der Neutronen entlang der Mikrowellen-Hohlleiterstrukturen quantifizieren, sind ein wichtiger Bestandteil der Designentwicklung. Schlüsselkomponenten bil-

den die Torusfenstereinheiten, die in Form von Einscheiben- bzw. Doppelscheiben-Anordnungen mittels thermo-mechanischer Modellrechnungen ausgelegt werden. Ein Hochleistungstest einer Einspeiseeinheit wird für 2005 am Gyrotronteststand des Forschungszentrums vorbereitet und bildet einen wesentlichen Meilenstein in der nächsten Programmphase.

Für die endgültige Festlegung des Designs wird die Größe des erreichten Stromtriebes im Plasma unter der Federführung des IPP Garching modelliert. Durch geeignete Fokussierung kann die Gütezahl für den Stromtrieb verdoppelt werden, dies wird durch Einschränkungen im Winkelbereich erkauft. Die daraus sich ergebenden Konsequenzen für den Aufbau der „Port Plugs“ bilden den Gegenstand der nächsten Entwicklungsarbeiten.

Literatur

- [1] G. Dammertz, S. Alberti, A. Arnold, E. Borie, V. Erckmann, G. Gantenbein, E. Giguet, R. Heidinger, J.P. Hogge, S. Illy, W. Kasperek, K. Koppenburg, M. Kuntze, H.P. Laqua, G. LeCloarec, Y. LeGoff, W. Leonhardt, C. Liévin, R. Magne, G. Michel, G. Müller, G. Neffe, B. Piosczyk, M. Schmid, K. Schwörer, M. Thumm, M.Q. Tran, *IEEE Trans. on Plasma Science*, vol. 30 (2002) 808-818
- [2] B. Piosczyk, A. Arnold, G. Dammertz, O. Dumbrajs, M. Kuntze, M. Thumm, *IEEE Trans. on Plasma Science*, vol. 30 (2002) 819-828
- [3] M. Thumm, A. Arnold, E. Borie, O. Braz, G. Dammertz, O. Dumbrajs, K. Koppenburg, M. Kuntze, G. Michel, B. Piosczyk, *Fusion Engineering and Design* 53 (2001) 407-421
- [4] R. Heidinger, I. Danilov, G. Dammertz, U. Fischer, G. Hailfinger, K. Kleefeldt, A. Meier, E. Stratmanns, M. Thumm, A.G.A. Verhoeven, *Proc. Joint US-JA and EU-JA Workshop on RF Heating Technology, Tokai (Japan), 25-26 September 2003*

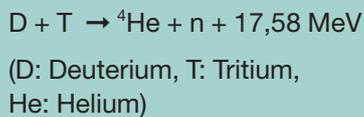
Blanket und Divertor für den Fusionsreaktor

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

Einleitung

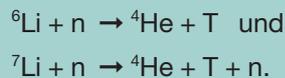
Die Innenwand des Vakuumgefäßes eines Fusionsreaktors ist mit Blanket- und Divertor-Elementen ausgekleidet (s. Abb. 1). Die Blanket-Elemente haben folgende Aufgaben:

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-

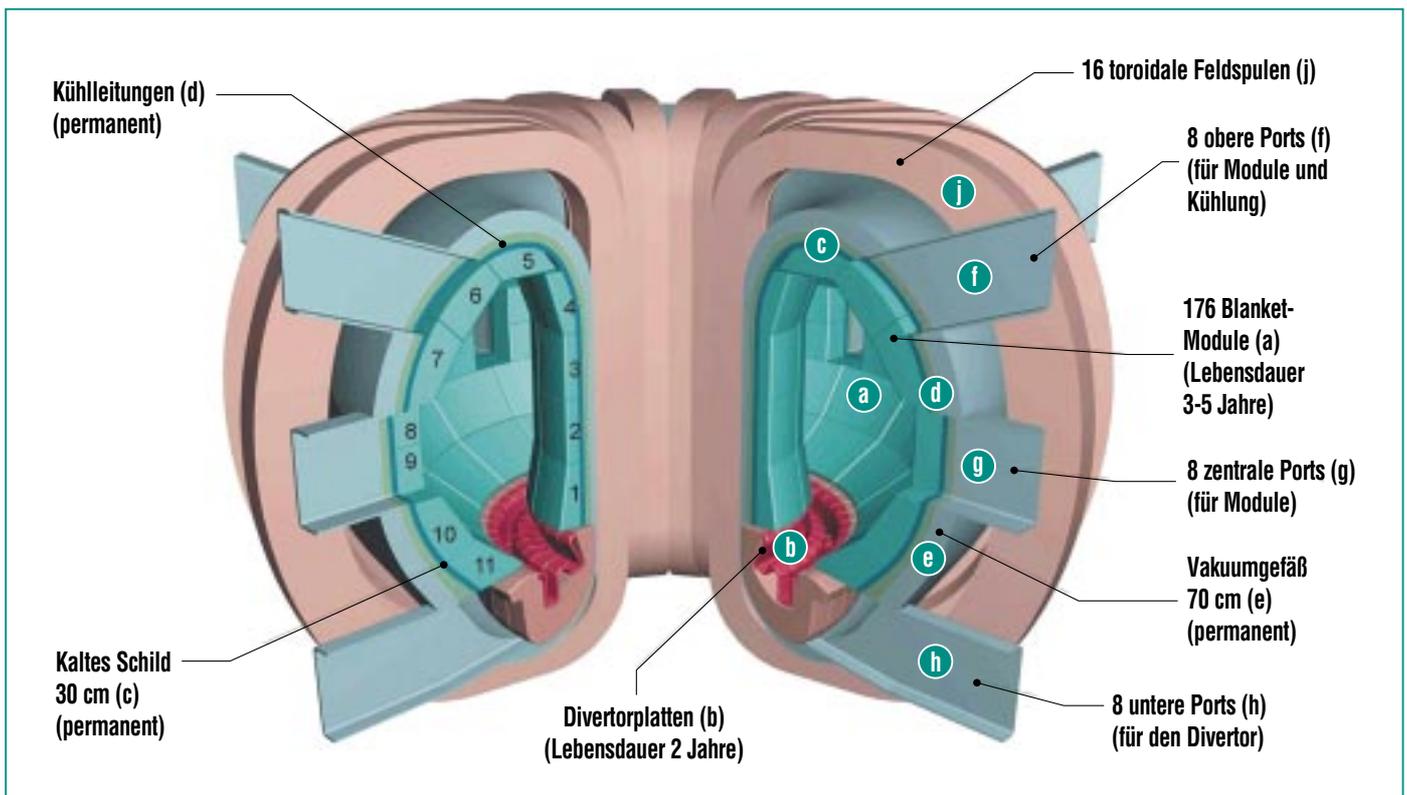


Abb. 1: Blick in den Fusionsreaktor: Blanket (a), Divertor (b), Hochtemperaturabschirmung (c), Niedertemperaturabschirmung (d), Vakuümgefäß (e), Ports (f, g, h), Magnetspulen für das toroidale Feld (j).

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].

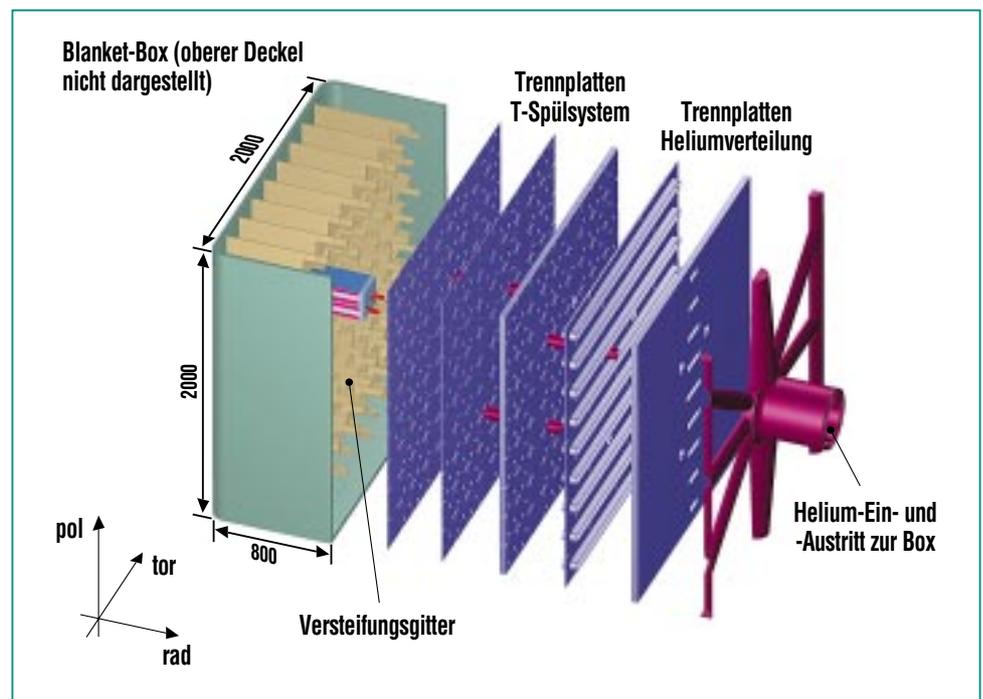


Abb. 2: Die äußere Berandung der Blanketbox besteht aus einer heliumdurchströmten Stahlstruktur. Damit diese Box im Falle einer Heliumleckage in das Box-Innere dem Kühlmitteldruck von 8 MPa standhält, ist sie durch eine ebenfalls gekühlte Plattenstruktur versteift. Zum Zusammenbau einer Blanketbox werden 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.

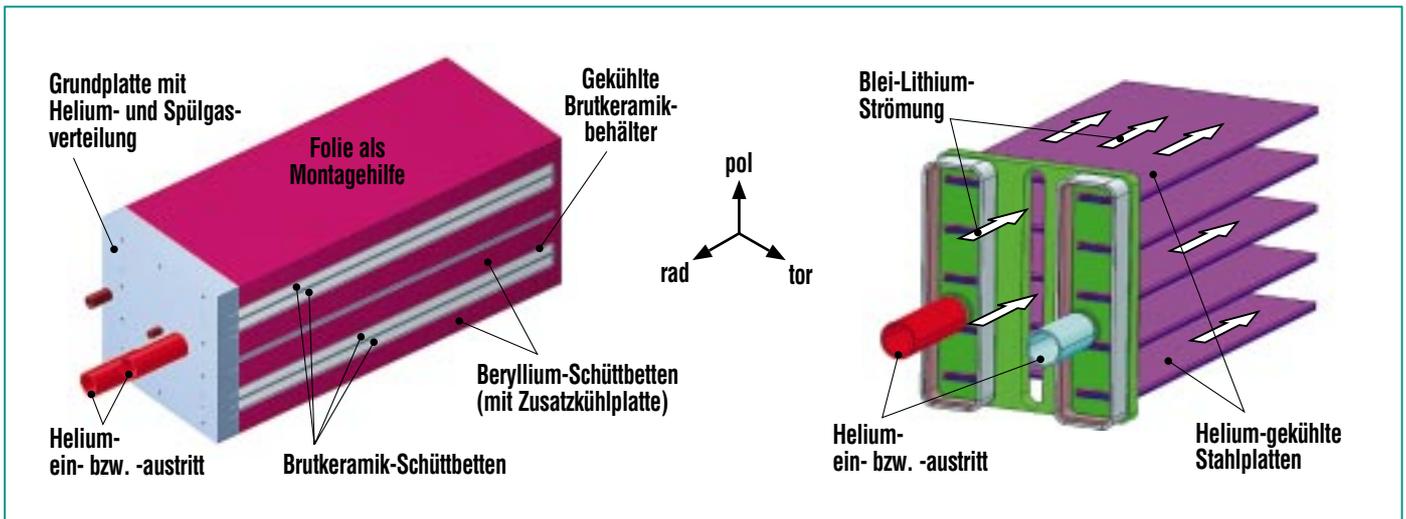


Abb. 3: Bruteinsätze für die zwei alternativen Blanket-Konzepte.

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

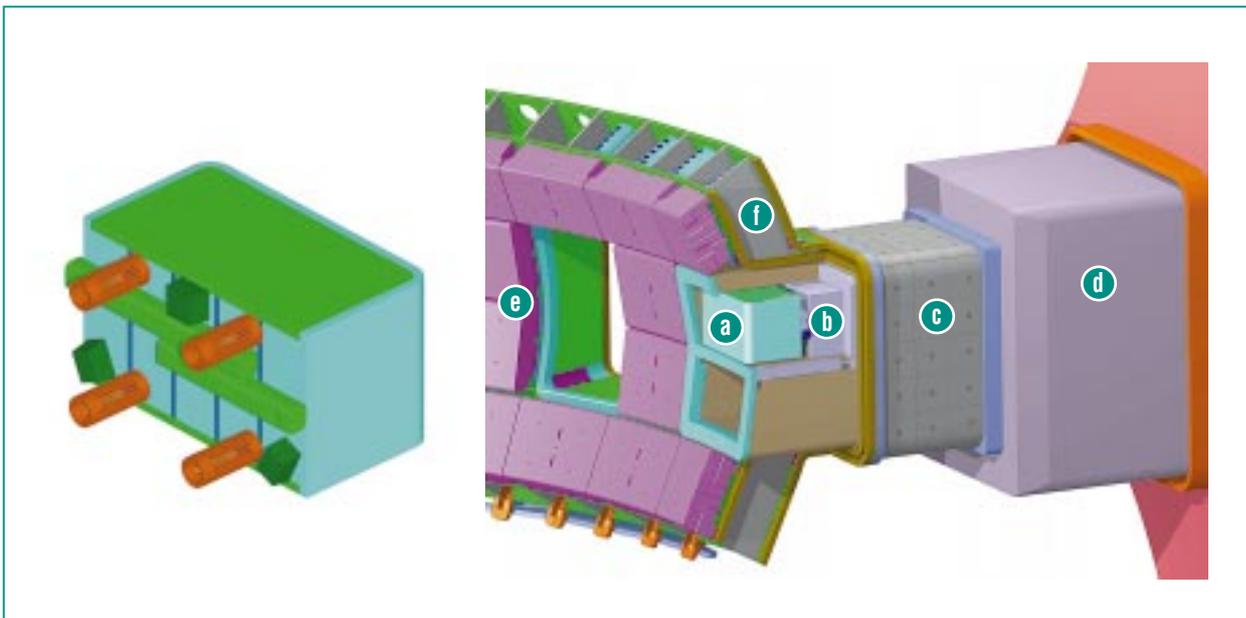


Abb. 4: Links: HCPB-Test-Blanketmodul für den Einsatz in ITER. Rechts: TBM eingebaut in ITER: a) TBM, b) Strahlungsschild, c) Stützen des Vakuumgefäßes, d) Durchführung durch den Kryostat, e) Abschirm-Blanketmodule von ITER, f) doppelwandiges Vakuumgefäß.

- 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.

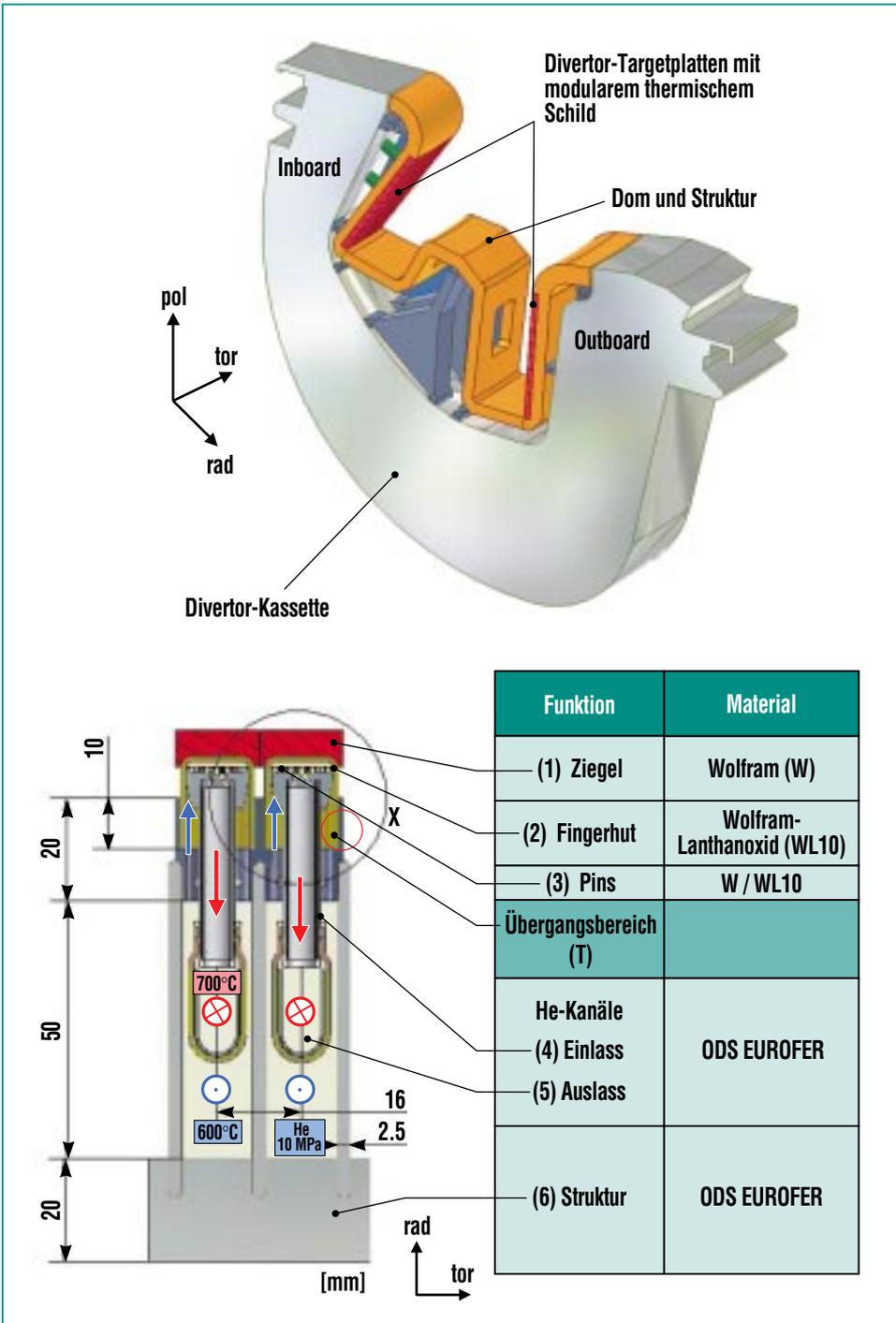


Abb. 5: Darstellung einer einzelnen Divertorkassette. Unter den roten Ziegeln der Targetplatte befinden sich die unten links gezeigten Kühlfinger. Das kalte Helium wird senkrecht zur Targetplatte transportiert, um es möglichst dicht an die Stellen mit der größten Hitzelast zu bringen. Zur Verbesserung 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.*

Strukturwerkstoffe für die Fusionstechnik

A. Möslang, J. Aktaa, J. Konys, IMF; S. Gross, FUSION

Anforderungen an Strukturwerkstoffe

Die rechtzeitige Verfügbarkeit von geeigneten Strukturwerkstoffen ist entscheidend für Langlebigkeit, Reaktorwirkungsgrad, Wirtschaftlichkeit, Sicherheit und Entsorgung von zukünftigen Fusionsreaktoren. In Tab. 1 sind einige Eckdaten für die Entwicklungsstufen von Fusionsreaktoren dargestellt. Die für die Materialentwicklung entscheidenden Daten [1] sind insbesondere Oberflächenwärmestrom und Neutronenbelastung in MW/m², Verlagerungsschädigungsraten, die jeweiligen integralen Jahresdosen, sowie Betriebsmodi und erwartete Gesamtlebensdauer. Langfristig gesehen sind Strukturwerkstoffe zu entwickeln, die in wirtschaftlich attraktiven Blankets und Divertoren einer komplexen Überlagerung intensiver Neutronen- und Wärmestrahlung, Brut- und Kühlmiteleinflüssen und thermisch-mechanischer Wechselverformung über viele Jahre hinweg standhalten und darüber hinaus umweltschonende radiologische Eigenschaften haben. Dabei dient das sogenannte Blanket – die Ummantelung der Plasmabrennkammer – der Umwandlung der Neutronenenergie in Wärme, der Erbrütung des Brennstoffs Tritium und der Abschirmung der Magnete gegen Strahlung. Die Hauptaufgabe des sogenannten Divertors liegt hingegen in der Abfuhr gasförmiger „Ascheprodukte“ aus der Brennkammer.

Während für das neutronisch hochbelastete Brutblanket das avisierte Temperaturfenster der Strukturwerkstoffe zwischen 250 und 550 °C (eventuell 650 °C) liegt, werden für den thermisch extrem belasteten Divertor Strukturwerkstoffe bzw. Schutzschichten bis ca. 1200 °C gefordert.

Auswahlkriterien

Bei vorgegebenem Designkonzept sind für die Werkstoffauswahl in einem ersten Schritt klassische Eigenschaften zur Thermophysik, Mechanik, von grundlegender Bedeutung. Um die aussichtsreichsten Kombinationen zwischen Strukturwerkstoff, Kühlmedium, Neutronenvervielfacher und Brutmedium zu bestimmen sind darüber hinaus umfangreiche Korrosions- und Kompatibilitätsuntersuchungen notwendig. Schließlich sollte für die ausgewählten Werkstoffklassen industrielle Erfahrung in der Herstellungs- und Verbindungstechnologie sowie in der Halbzeugbearbeitung verfügbar sein. Der neutronisch nur schwach belastete Fusionsreaktor ITER bedarf noch keiner eigenständigen Strukturwerkstoffentwicklung; ein aus der konventionellen Kerntechnik gut bekannter austeniti-

	ITER	DEMO	REACTOR
Fusionsleistung	0.5-0.7 GW	2-4 GW	3-4 GW
Blanket (Erste Wand): – Neutronische Belastung – Integrale Belastung – Integrale Strahlenschädigung	0.5-0.7 MW/m ² 0.2-0.4 MWy/m ² 2-4 dpa	2-3 MW/m ² 3-8 MWy/m ² 30-80 dpa	2-3 MW/m ² 10-15 MWy/m ² 100-150 dpa
Divertor: – Wärmebelastung – Integrale Strahlenschädigung	ca. 10 MW/m ² ≤ 2 dpa	10-15 MW/m ² ≤ 27 dpa	10-15 MW/m ² ≤ 50 dpa
Betriebsmodus	Gepulst (> 400 s) < 5 · 10 ⁴ Zyklen	Quasikontinuierlich	
Nettowirkungsgrad (Gesamtanlage)			≥ 35 %

Tab. 1: Für die Werkstoffentwicklung relevante Eckdaten zukünftiger Fusionsreaktoren. 1 dpa (displacements per atom) bedeutet, dass während der Bestrahlung jedes Atom im Mittel einmal von seinem Gitterplatz verlagert wurde.

scher Stahl, ein sogenannter X2CrNiMo17-13-3 Stahl (316 LN), reicht dafür aus heutiger Sicht aus.

Ein zweites wichtiges Auswahlkriterium ist das Werkstoffverhalten unter massiver Bestrahlung mit Fusionsneutronen. Auf ihrem Weg durch das Blanket bzw. den Divertor erzeugen die Neutronen durch Stöße mit den Gitteratomen der Materialien die sogenannte Verlagerungsschädigung, welche ihrerseits makroskopische Werkstoffeigenschaften deutlich verschlechtern kann. Als ein Maß dieser sogenannten Verlagerungsschädigung hat sich die Zahl der Verlagerungen pro Gitteratom (*displacement per atom*) etabliert. Schließlich sind mit den hohen Neutronenenergien Kernumwandlungsreaktionen verbunden, bei denen die versprödungswirksamen Elemente Wasserstoff und Helium im Gegensatz zu Spaltreaktoren in signifikanten Konzentrationen anfallen. Die neutroneninduzierte Schädigung der ersten Wand eines Leistungsreaktors wird sich in metallischen Werkstoffen auf typischerweise 25 dpa, 0,025 % Helium und etwa 0,1250 % Wasserstoff pro Betriebsjahr belaufen, so dass an Strukturmaterialien eines Fusionsreaktors bei vergleichbaren Neutronenflüssen und Standzeiten höhere Anforderungen zu stellen sind als an jene konventioneller Spaltungsreaktoren.

Ein drittes und für die Werkstoffentwicklung einzigartiges Auswahlkriterium ist schließlich die bestrahlungsinduzierte Aktivierung. Ein besonderer Vorteil der Fusionstechnologie ist das völlige

ge Fehlen spaltbarer schwerer Elemente und die damit einhergehende Bildung sehr langlebiger und zum Teil weiterhin spaltbarer Radioisotope. Damit verbleibt im Fusionsreaktor als wesentliche Quelle für die Bildung von Radioaktivität ein Neutroneneinfang in plasmanahen Werkstoffen. Es ist deshalb nur konsequent, durch geschickte Wahl von Legierungselementen nur reduziert aktivierbare Werkstoffe anzustreben, um Probleme der Wiederaufarbeitung, Stilllegung und Endlagerung von Anfang an grundlegend zu entschärfen.

Bewertung unterschiedlicher Werkstoffklassen

Die genannten Kriterien haben in jüngerer Zeit zu einer weltweiten Konzentration der FuE-Untersuchungen auf wenige Werkstoffklassen geführt. Für Blanketanwendungen sind dies die drei Strukturwerkstoffklassen der reduziert aktivierbaren ferritisch-martensitischen (RAFM) Stähle, der Vanadiumlegierungen und der SiC/SiC-Faserverbunde. Alle drei Klassen erfüllen zwar heute prinzipiell das Kriterium der „niedrigen Aktivierbarkeit“, sind aber ansonsten schon allein aufgrund ihres unterschiedlichen technischen Entwicklungsgrads nur bedingt vergleichbar. Derzeit untersuchte Vanadium-Legierungen haben zwar eine attraktive Kombination von thermophysikalischen Eigenschaften, Warmfestigkeit und Radioaktivitätszerfall, neigen allerdings bei Bestrahlung unterhalb 400 °C zu erheblichem Bruchzähigkeitsverlust und über die hohe Löslichkeit

interstitieller Verunreinigungen (H-Isotope, O, C, N) zu massiver Versprödung oberhalb ca. 550 °C. SiC/SiC-Faserverbunde zeichnen sich durch geringe Aktivierbarkeit und Nachzerfallswärme sowie durch sehr hohe Einsatztemperaturen aus. Die Wahrung der strukturellen Integrität muss aber für hohe Neutronendosen noch grundlegend nachgewiesen werden. Außerdem fehlen für große SiC/SiC-Komponenten die Herstellungstechnologien sowie ein geeignetes Auslegungsregelwerk für den Komponentenbau. Im Hinblick auf die extreme Wärmebelastung von Divertoren kommen im plasmanahen Bereich aus heutiger Sicht nur hochwarmfeste, oxiddispersionsgehärtete (ODS) W-Legierungen (z.B. W-La₂O₃), und im Kühlmittel ein- und -auslassbereich ebenfalls oxiddispersionsgehärtete, reduziert aktivierbare ferritisch-martensitische (RAFM-ODS) Stähle in Betracht.

Entwicklung und Eigenschaften reduziert aktivierbarer Stähle

Das Forschungszentrum Karlsruhe trug zunächst mit wesentlichen Erweiterungen bestehender Kerndatenbibliotheken und entsprechenden Rechencode-Optimierungen zu einer verlässlichen Vorhersage des Aktivierungsverhaltens in Fusionsreaktoren bei. Mit Hilfe dieser Aktivierungsrechnungen [2] und ausgehend vom konventionellen, ebenfalls am Forschungszentrum entwickelten konventionellen Stahl MANET, beteiligte sich das Zentrum anschließend wesentlich an der weltweiten Entwicklung reduziert

aktivierender, sogenannter RAFM-Stähle durch eine breitangelegte, systematische Legierungsvariation (OPTIFER-Schmelzen). Ein besonderes Merkmal der RAFM-Stahlklasse ist die vollständige Substitution radiologisch unerwünschter Hauptlegierungselemente wie Mo, Ni, Nb durch die Elemente W, Ta und Ti. Als Ergebnis der bisherigen Arbeiten wurde unter Federführung des Forschungszentrums der Referenzwerkstoff EUROFER-97 als 3,5-Tonnenschmelze eingeführt und an europäische Assoziationen

verteilt. In der Abb. 1 ist das berechnete Abklingverhalten für die genannten Stähle, den japanischen Referenzstahl F82H-mod sowie für reines Eisen nach einer angenommenen Bestrahlung von 12,5 MWa/m² in einer Ersten Wand eines DEMO-Reaktors aufgetragen. Der Schnittpunkt der einzelnen Abklingkurven mit dem sogenannten „Hands-on-Level“, ab dem eine ganzjährige Hantierung ohne jegliche Abschirmung erlaubt ist, verdeutlicht das erhebliche Potential einer diesbezüglichen Materialoptimierung.

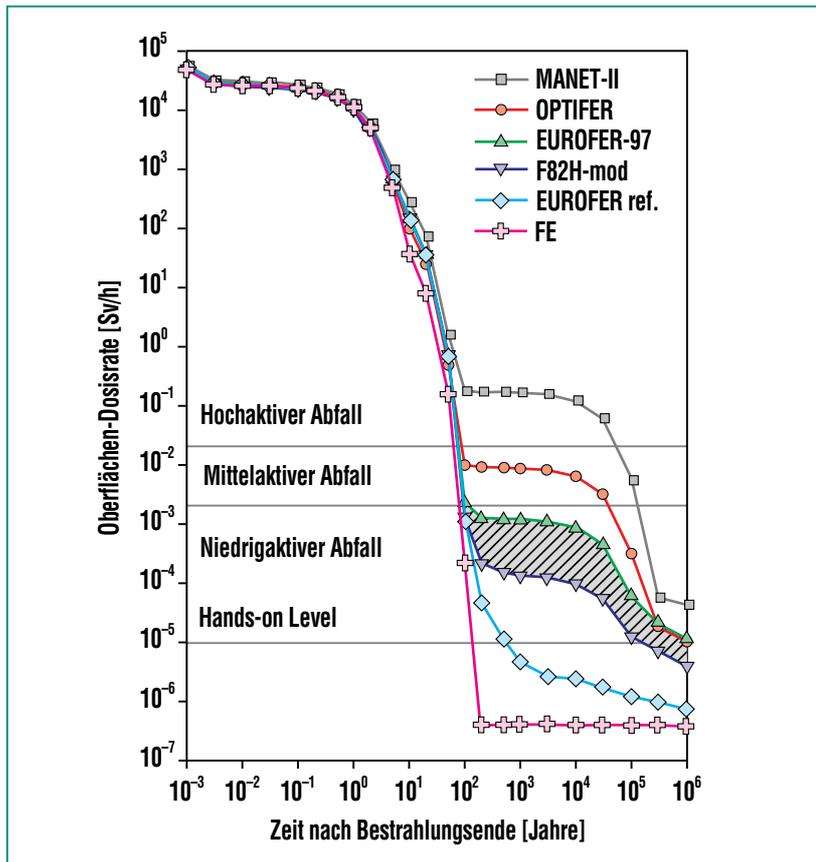


Abb. 1: Berechnetes Abklingverhalten der Oberflächen-Dosisrate in Eisen und ferritisch-martensitischen Stählen nach Bestrahlungsende in der Ersten Wand eines Fusionsleistungsreaktors. Radiologische Verunreinigungen – bisherige Legierungen liegen aus Kostengründen innerhalb der schraffierten Fläche – begrenzen noch das Entwicklungspotential (EUROFER-ref).

Das schraffierte Gebiet heutiger technologischer Großschmelzen ist im Wesentlichen durch den Nb-Gehalt bestimmt und damit letztlich eine Kostenfrage. EUROFER-ref ist mit gleichen Legierungselementen, aber auf der Basis technisch noch umsetzbarer Verunreinigungskonzentrationen errechnet worden. Für die Praxis von erheblicher Bedeutung ist die Tatsache, dass schon nach etwa 80 Jahren Abklingzeit alle genannten RAFM-Stähle die Klassifikation „mittelaktiver Abfall“ und nach ca. 90-120 Jahren die Klassifikation „niedrigaktiver Abfall“ erfüllen.

Da plasmanaher RAFM-Strukturwerkstoffe je nach Blanketdesign ein weites Temperaturfenster von ca. 250-550 °C abdecken müssen und die Hochtemperatureigenschaften oberhalb 400 °C als unkritisch gelten, steht bezüglich der mechanischen Eigenschaften besonders die Optimierung der Bestrahlungsversprödung im unteren Temperaturbereich bis zu mittleren Schädigungsdosen (15-30 dpa) im Vordergrund derzeitiger Spaltreaktorbestrahlungen. Abb. 2 zeigt, dass reduziert aktivierbare 7-9CrWVTa Stähle wie OPTIFER-V, F82H-mod oder EUROFER weit geringere Sprödbruchübergangstemperaturen aufweisen als konventionelle Stähle wie MANET, und dass hierbei der Bor- bzw. Heliumgehalt eine sehr entscheidende Rolle spielt [3]. Das Isotop ¹⁰B – es ist in natürlichem Bor zu 20% enthalten – wandelt sich unter Neutronenbestrahlung innerhalb kurzer Zeit vollständig in versprödungswirksames Heliumgas um.

Derzeit werden die Bestrahlungen der EUROFER-Entwicklungslinie bis zu 70 dpa ausgedehnt. Des Weiteren sind hier nicht mehr näher beschriebene Korrosionsanalysen sowie breit angelegte metallkundliche, mechanische und verfahrenstechnologische Untersuchungen im Gange zur Etablierung einer auslegungsrelevanten Datenbank.

Ein junges Arbeitsthema befasst sich mit der Neuentwicklung von reduziert aktivierbaren Legierungen mit nanometergroßen, oxidischen Einschlüssen auf pulvermetallurgischer Basis. Erste Langzeit-Festigkeitsuntersuchungen zeigen (Abb. 3), dass oxiddispersionsgehärtete Legierungen wie EUROFER-ODS in auslegungsrelevanten Spannungsbereichen die obere Betriebstemperatur von 550 °C um etwa 100 °C anheben und damit einhergehend in

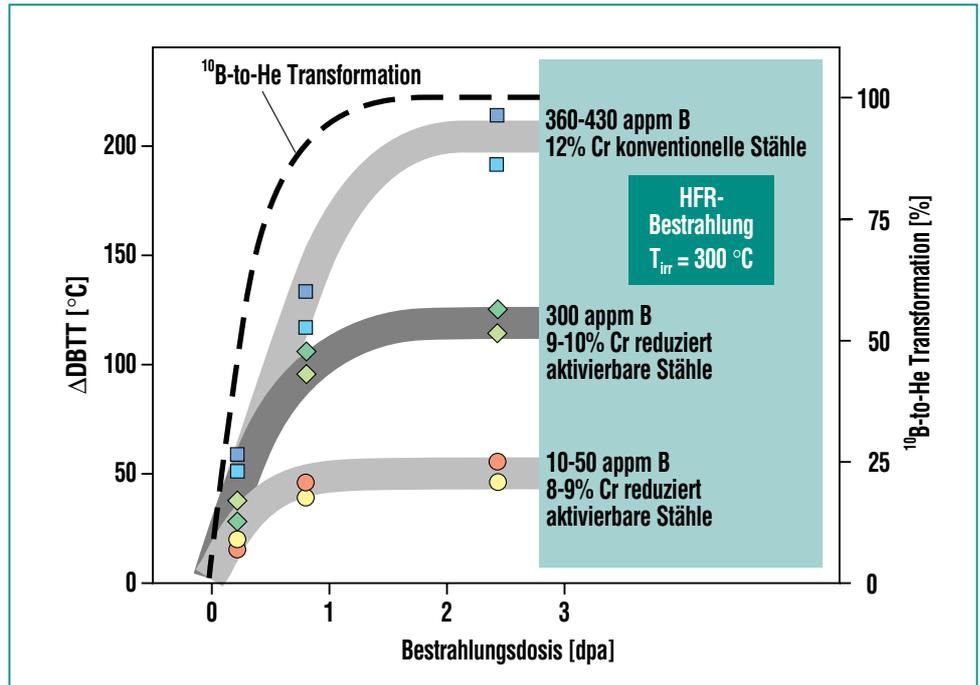


Abb. 2: Spröbruchübergangstemperatur (DBTT) als Funktion der Verlagerungsschädigung in dpa nach Neutronenbestrahlung. Die reduziert aktivierbaren ferritisch-martensitische Stähle OPTIFER-V, ORNL 3971 und F82H sind mit ihren niedrigen Borgehalten den konventionellen Stählen MANET I und MANET II (obere Bildhälfte) deutlich überlegen.

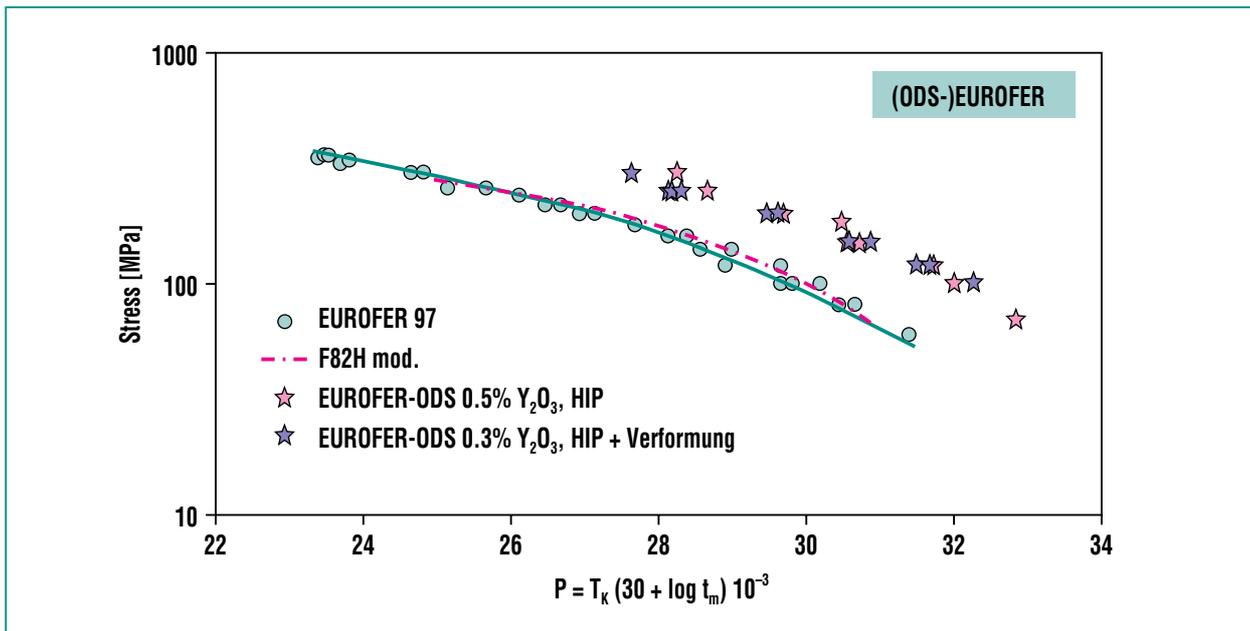


Abb. 3: Zeitstand-Hauptkurven (Larson-Miller-Parameter) für reduziert aktivierbare ferritisch-martensitische Referenzlegierungen. Oxiddispersionsgehärtete Stähle (EUROFER-ODS) erhöhen die obere Einsatztemperatur von 550 °C auf ca. 650 °C.

geeigneten Blanketdesigns den Wirkungsgrad von Fusionsreaktoren erheblich verbessern [4]. Im gezeigten standardisierten Larson-Miller Diagramm lassen sich

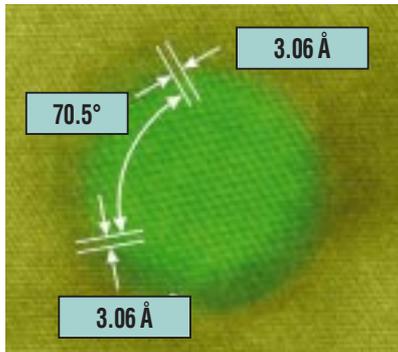


Abb. 4: Hochaufgelöste transmissionselektronenmikroskopische Aufnahme eines teilkohärenten Y_2O_3 -Teilchens in EUROFER-Stahlmatrix.

auf der Abszisse Bruchzeit t_m und Testtemperatur T_k ineinander umrechnen. Qualität und Leistungsfähigkeit pulvermetallurgisch hergestellter ODS-Legierungen hängen entscheidend von der homogenen Verteilung sowie der mittleren Größe (typischerweise 5-20 nm) der Y_2O_3 -Nanoteilchen ab (Abb. 4).

Parallel zur Werkstoffentwicklung werden am Forschungszentrum Karlsruhe zur mechanischen Auslegung von Komponenten in Fusionsreaktoren Regelwerke (sogenannte Designcodes) zum sicheren Reaktorbetrieb entwickelt, die den speziellen Eigenschaften von RAFM-Stählen Rechnung tragen. Die Arbeiten umfassen die Formulierung neuer

Regeln für verschiedene Temperaturbereiche, die Qualifizierung fortgeschrittener Lebensdauer vorhersage-Modelle sowie die Validierung der Regeln durch Versuche an Blanketkomponenten.

Die Materialforschungsinstitute des Forschungszentrums Karlsruhe decken die wesentlichsten zur Strukturwerkstoffentwicklung notwendigen Expertisen ab. In Europa und Japan ist diese Entwicklung zentraler Bestandteil einer Fusionsstrategie, welche auf dem Weg zu einem Demonstrations-Leistungsreaktor neben ITER auch den Bau einer geeigneten intensiven Neutronenquelle beinhaltet. Da ITER aufgrund der geringen Neutronendosis praktisch keinen Beitrag zur Werk-

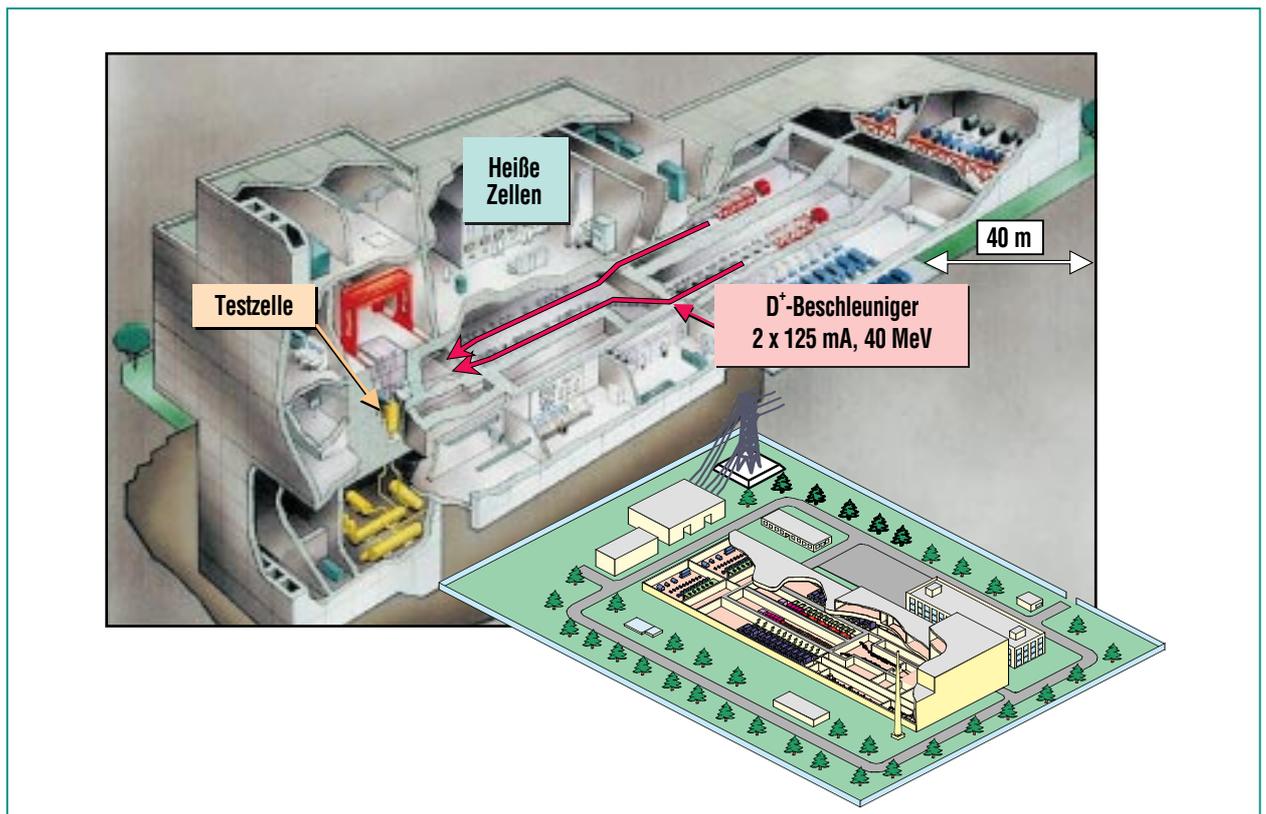


Abb. 5: Designstudie der beschleunigergetriebenen intensiven Neutronenquelle IFMIF zur Werkstoffentwicklung unter fusionspezifischen Belastungen.

stoffentwicklung für Leistungsreaktoren beitragen kann, ist eine solche Neutronenquelle für eine auslegungsrelevante Qualifizierung von Strukturwerkstoffen unabdingbar. Das favorisierte Konzept basiert auf zwei beschleunigergetriebenen 40 MeV Deuteronenstrahlen, welche mit Hilfe eines gemeinsamen Lithiumtargets in einem genügend großen Volumen eine sehr intensive Neutronenquelle mit fusionsähnlichem Spektrum erzeugen (Abb. 5). Im Rahmen einer IEA-kooordinierten Studie werden für diese „International Fusion Materials Irradiation Facility (IFMIF)“ Entwicklungsarbeiten durchgeführt, die darauf ausgerichtet sind, die für eine Bauentscheidung erforderlichen technischen Grundlagen zu schaffen [5]. Zu dieser Neutronenquelle hat das Forschungszentrum die Designentwicklung der Bestrahlungskomponenten sowie die Leitung der europäischen Beiträge übernommen.

Zusammenfassung

Wesentliches Ziel einer reaktororientierten Entwicklung ist die Bereitstellung einer Datenbasis von neutronisch und thermisch hochbelastbaren Strukturwerkstoffen, welche darüber hinaus das Kriterium niedrige bzw. reduzierte Aktivierbarkeit erfüllen. Eine seit den frühen neunziger Jahren in Richtung niedrige Aktivierbarkeit betriebene Legierungsentwicklung auf dem Gebiet der ferritisch-martensitische Stähle konnte bis dato zeigen, dass eine wesentliche Verbesserung der radiologischen Eigenschaften gleichzeitig auch mit deutlich verbesserten Bestrahlungseigenschaften einhergeht. Darüber hinaus haben reduziert aktivierbare ferritische Stähle durch Oxiddispersionshärtung das Potential, bis zu 650 °C oder noch darüber hinaus eingesetzt werden zu können. Demgegenüber steht die Wolfram-Legierungsentwicklung

für Divertoren noch am Anfang. Zur fusionsrelevanten Hochdosisbestrahlung aller Werkstoffe wird derzeit unter der Schirmherrschaft der Internationalen Energieagentur (IEA) die intensive Neutronenquelle IFMIF entwickelt.

Literatur

- [1] K. Ehrlich, E.E. Bloom, T. Kondo, *Journ. Nucl. Mater.* 283-287 (2000) S. 79-88
- [2] K. Ehrlich, S.W. Cierjacks, S. Kelzenberg, A. Möslang, "The development of structural materials for reduced long-term activation"; in: *Effects of Radiation on Materials STP 1270*; Hrgr: D.E. Gelles, ASTM West Conshohocken, USA, August 1996, S. 1109-1122.
- [3] H.C. Schneider, B. Dafferner, J. Aktaa, *Journ. Nucl. Mater.* 321 (2003) 135.
- [4] R. Lindau, M. Klimiankou, A. Möslang, M. Rieth, "Development of a RAFM ODS Steel with improved ductility basing on the European RAFM reference steel Eurofer97"; *ICFRM-11*, 6.-12. Dec. 2003, Kyoto
- [5] W. Krauss, J. Konys, P. Norajitra, V. Filatov, "Materials development for gas-cooled high-performance divertors for power plant application"; *ICFRM-11*, 6.-12. Dec. 2003, Kyoto
- [6] A. Möslang et. al., "Recent advances at the International Fusion Materials Irradiation Facility IFMIF"; *19th IAEA Fusion Energy Conference, 14-19 Oct. 2002, Lyon*; Tagungsband http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/csp_019c/html/node328.htm

Analyse des Wasserstoffverhaltens in einem ITER-Unfallszenario

W. Breitung, W. Baumann, S. Dorofeev, M. Kuznetsov, A. Lelyakin, R. Redlinger, P. Royl, R. K. Singh, IKET; J. R. Travis, Fa. DPT, Offenbach; G. Necker, A. Vesper, Pro-Science GmbH, Ettlingen; W. Gulden, EFDA Support Unit, Garching

Einleitung

Im standortunabhängigen ITER-Sicherheitsbericht (GSSR) werden unter anderem Unfallszenarien identifiziert und analysiert, die zur Bildung von brennbaren Mischungen in Systemkomponenten führen [1]. Die sicherheitstechnische Bedeutung von brennbaren Substanzen liegt dabei darin, dass ein Verbrennungsprozess gleichzeitig Tritium sowie radioaktiven Staub mobilisieren und die Integrität der Sicherheitsbarrieren gegenüber der Umwelt gefährden kann. Bei Unfallsequenzen mit Lufteinbruch können sich insbesondere brennbare Staub-Luft-Mischungen,

Wasserstoff-Luft-Gemische oder Kombinationen von beiden bilden.

Ziel der hier an einem Beispiel vorgestellten Arbeiten ist die sicherheitstechnische Bewertung brennbarer Substanzen im ITER und ihre Beherrschung durch geeignete Gegenmaßnahmen. Zum Verständnis der Vorgänge und zur Voraussage von Druck- und Temperaturlasten, sowie der strukturellen Konsequenzen, wird eine umfassende Analyse methodisch eingesetzt, die zunächst im Rahmen des Programms NUKLEAR entwickelt und dann auf ITER-typische Fragestellungen erweitert wurde [2].

Unfallanalyse nach einem Bruch im Kühlwasserkreislauf außerhalb des Vakuumgefäßes

Als Beispiel für eine durchgehende Unfallanalyse wird hier von einem Bruch in einem Kühlkreislauf außerhalb des Vakuumgefäßes ohne Plasmaabschaltung ausgegangen (ex-vessel loss-of-coolant-accident, LOCA [3]). Dieses Ereignis verursacht durch unzureichende Kühlung des betreffenden Abschnitts der Ersten Wand einen weiteren Bruch mit Freisetzung von Dampf in das Vakuumgefäß (Abb. 1). Die Reaktion des Dampfes mit heißen Berylliumoberflächen führt zur Wasserstoffentstehung, entsprechend der Gleichung $\text{Be} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{BeO} + \text{H}_2$. Nachdem der betroffene Kühlkreislauf ausgedampft ist, strömt Luft über das primäre und sekundäre Leck in das Vakuumgefäß nach (rechts bzw. links in Abb. 1), wodurch sich brennbare H_2 -Luft-Dampfgemische bilden können. Im Folgenden wird eine mechanistische Analyse dieses Unfalls dargestellt.

Gemischbildung

Die Entwicklung der Gasmischungen, die sich bei dem hier untersuchten Unfallszenario in den verschiedenen ITER-Behältern ansammeln, wurde mit dem 3D-Programm GASFLOW berechnet [4]. Das Geometriemodell ist in Abb. 2 dargestellt. Bei Normalbetrieb ist der Vakuumbehälter (VB) vom Druckabbausystem (DAS) und vom Sammelbehälter (SB) getrennt und erst wenn der Differenzdruck 0,8 bar übersteigt,

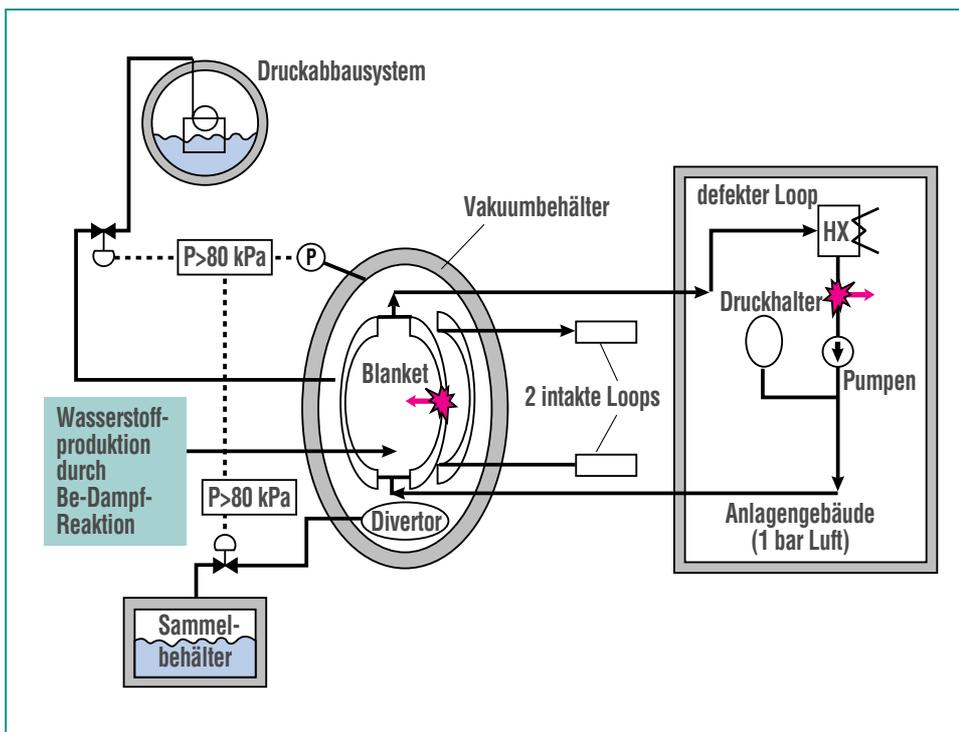


Abb. 1: Untersuchtes Unfallszenario im ITER: Bruch einer externen Kühlwasserleitung im Anlagengebäude (rechts) bewirkt eine lokale Überhitzung und Versagen des Blankets im Vakuumbehälter (links), einströmender Dampf reagiert mit heißem Be zu Wasserstoff, und der nachfolgende Lufteintritt über beide Bruchstellen führt zur Bildung von brennbaren H_2 -Luft-Dampfmischungen (sog. ex-vessel loss-of-coolant-accident) [3].

öffnen sich die Ventile in den Verbindungsleitungen. Das DAS ist zur Aufnahme von Dampf, und der SB zur Aufnahme von Wasser bei Unfällen vorgesehen. Das Geometriemodell besteht aus insgesamt 23.000 Rechenzellen. In der GASFLOW-Simulation wurde das DAS, das aus einem

horizontal liegenden, halb mit Wasser gefüllten Zylinder besteht, vereinfacht als vertikaler Zylinder mit dem gleichen freien Gasvolumen abgebildet.

Wasserstoff entsteht nur im VB während der ersten 2000 s mit einer maximalen Rate von ca. 18 g/s und einer Gesamtmenge

von 14,2 kg [5]. Luft tritt nach den in [5] durchgeführten Analysen des Kühlwasserkreislaufs etwa 10.000 s nach Unfallbeginn in den Vakuumbehälter ein. Nach ca. 800 s öffnen sich die Ventile in den beiden Verbindungsleitungen, und Dampf und Wasserstoff strömen nun vom VB in den SB und das DAS. Durch Dampfkondensation im mit kaltem Wasser gefüllten Druckabbausystem wird ständig Wasserstoff mitgerissen, so dass sich am Ende der Simulation fast der gesamte Wasserstoff im DAS befindet. Abb. 3 zeigt die berechnete zeitliche Entwicklung der Gasmischung im Druck-

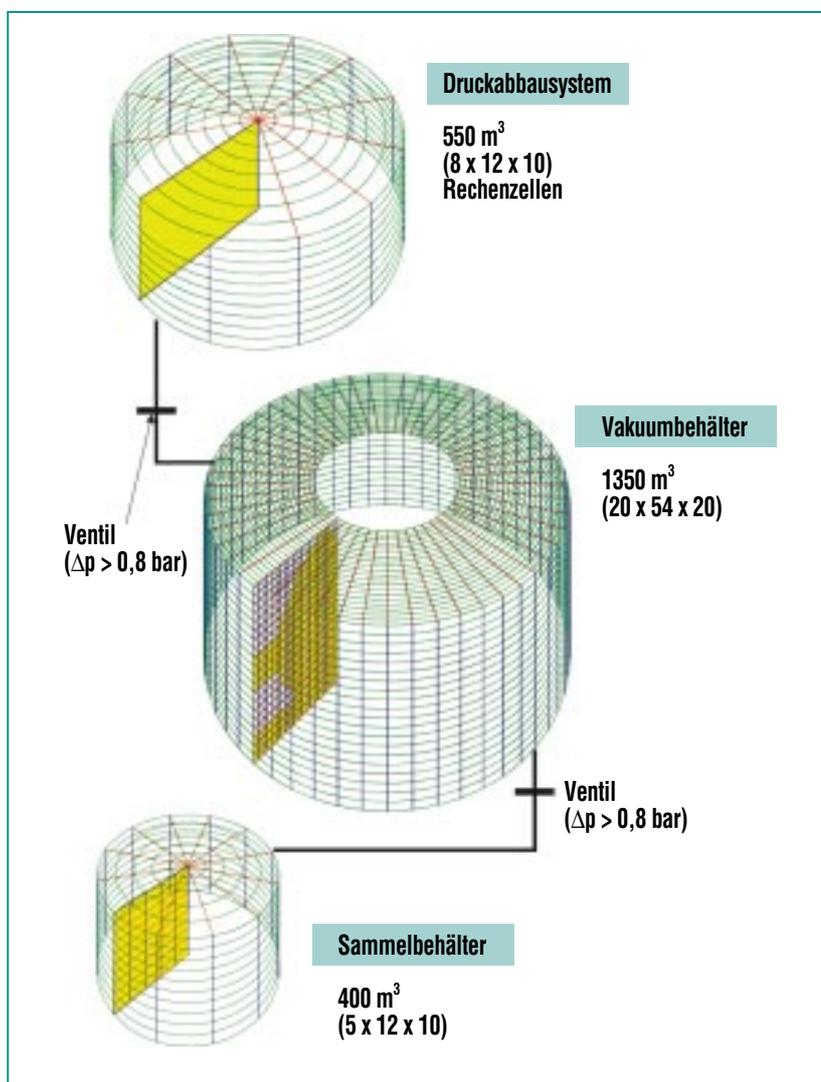


Abb. 2: GASFLOW-Geometriemodell zur Berechnung der Gasmischungen in den drei ITER-Behältern, die nach Öffnen der Ventile (bei ca. 800 s) miteinander verbunden sind. Insgesamt werden ca. 23.000 Rechenzellen in drei zylindrischen Gittern benutzt. Die mit Gas gefüllte Rechendomäne ist als gelb gekennzeichnete Querschnittsfläche dargestellt [4].

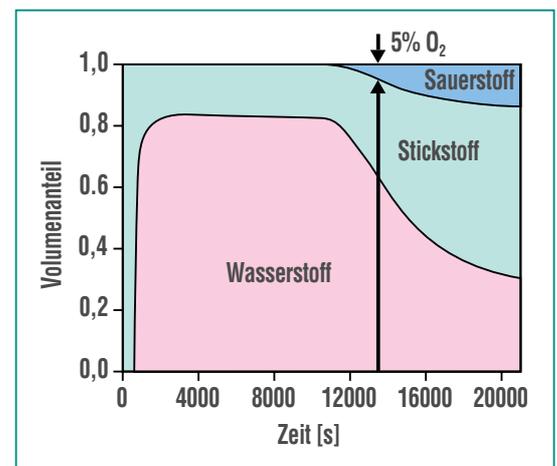


Abb. 3: Zeitliche Entwicklung der Gasmischung im Druckabbausystem (DAS). Die ständige Dampfkondensation im Druckabbausystem, das ein Reservoir an kaltem Wasser enthält, bewirkt eine kontinuierliche Strömung vom Vakuumbehälter in das DAS und dort eine Anreicherung der un-kondensierbaren Gase (H_2 , O_2 , N_2). Am Ende der GASFLOW-Simulation befinden sich 14,0 von insgesamt 14,2 kg Wasserstoff im Druckabbausystem. Die Gasmischung ist brennbar, nachdem 5% Sauerstoff überschritten wurden. Bei 21.000 s liegt eine mit N_2 verdünnte, nahezu stöchiometrische H_2 - O_2 -Mischung vor.

abbausystem. Sauerstoff wird durch den Lufteinbruch etwa ab 10.000 s zugeführt [5]. Die H₂-N₂-O₂-Mischung im DAS ist brennbar, sobald mehr als 5 % O₂ vorhanden sind. Nach etwa 21.000 s herrscht im DAS ein Druck von ca. 0,95 bar bei einer mittleren Gastemperatur von 303 K. Die Gasmischungen im Vakuumgefäß und im Sammelbehälter enthalten zu wenig Wasserstoff um die Zündgrenze zu erreichen.

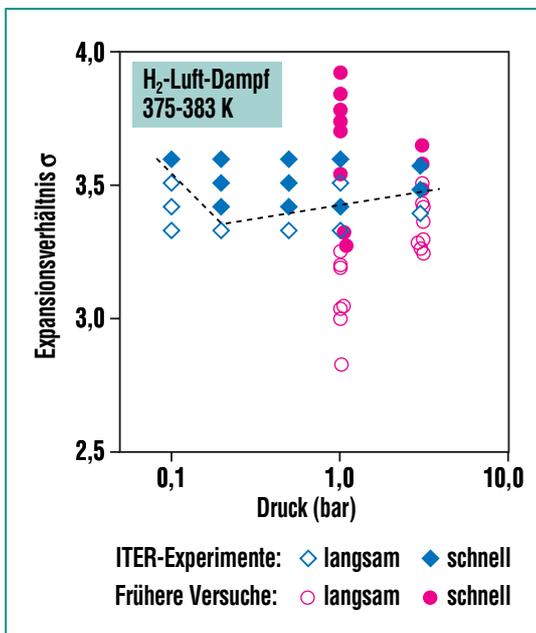


Abb. 4: Zur Bewertung des Risikopotentials der berechneten Gasmischungen im DAS wurden Verbrennungsversuche in geschlossenen Rohren durchgeführt [6]. Für spontane Flammenbeschleunigung ist das Expansionsverhältnis σ der Gasmischung entscheidend. Die bisher für höhere Drücke gefundene Grenze für Flammenbeschleunigung ($\sigma > 3,4 \pm 0,1$, rote Symbole) wurde auch für ITER-typische Drücke bis zu 0,1 bar experimentell bestätigt (blaue Symbole). Die neu bestimmten Kriterien besagen, dass die hier berechneten Mischungen im DAS detonationsfähig sind (Abb. 3).

Risikopotential der Gasmischung im Druckabbau-system

Als nächstes stellt sich die Frage, welches Risiko mit einer Zündung der Gasmischung im DAS verbunden ist. Die potentiellen Drucklasten werden entscheidend von der maximal möglichen Flammengeschwindigkeit (FG) bestimmt: Je schneller die Flamme desto höher sind Druckentwicklung und potentielle Schäden. Im Rahmen des Programms NUKLEAR wurden deshalb Kriterien abgeleitet, die es erlauben, für eine gegebene H₂-Luft-Dampf-Mischung sowohl die Möglichkeit für eine schnelle turbulente Deflagration (FG ca. 800 m/s) als auch für den Umschlag in eine Detonation (FG ca. 2000 m/s) zu bestimmen. Allerdings gab es bisher keine Daten für die hier im ITER relevanten Gasdrücke unter 1 bar.

Entscheidend für die Flammenbeschleunigung ist das Expansionsverhältnis $\sigma = \text{Dichte des unverbrannten Gases} / \text{Dichte des verbrannten Gases}$. Die bisher vorliegende Datenbasis für 1 – 3 bar wurde durch neue Experimente bis auf 0,1 bar erweitert (blaue Symbole in Abb. 4, [6]). Flammenbeschleunigung wurde in diesen Versuchen nur bei Mischungen beobachtet, deren Expansionsverhältnis größer als $3,4 \pm 0,1$ ist. Insgesamt erwies sich die Flammenbeschleunigungsgrenze in dem Druckbereich von 0,1 bis 3 bar als nahezu druckunabhängig.

Das Kriterium für den Übergang zur Detonation enthält die Detonationszellgröße λ der Mischung als einen wesentlichen Parame-

ter. Auch hier wurden neue Daten für ITER-relevante Drücke unterhalb von 1 bar bestimmt [7]. Generell nimmt λ mit abnehmendem Druck zu, was die Möglichkeit für den Umschlag von einer schnellen Deflagration in eine Detonation mit geringer werdendem Anfangsdruck der Gasmischung vermindert.

Die Anwendung der neuen erweiterten Kriterien auf die hier berechneten Gasmischungen im Druckabbau-system (Abb. 3) ergab, dass diese über viele Stunden detonationsfähig sind.

Detonationssimulation

Damit stellt sich als nächstes die Frage welche Drucklasten bei einer detonativen Verbrennung der Gasmischung im Druckabbau-system entstehen würden. Die Gasdetonation im DAS wurde mit dem 3D-Programm DET3D modelliert, das die Euler-Gleichungen der kompressiblen Gasdynamik für chemisch reagierende Gase löst [8]. Das DAS wurde als horizontaler Halbzylinder mit 2,9 m Radius und 46 m Länge modelliert, weil die unteren 3 m der horizontal positionierten Röhre mit Wasser gefüllt sind und nicht an der Gasdetonation teilnehmen (Abb. 5, x-y-Schnitt). Die im oberen y-z-Schnitt dargestellten Strukturen repräsentieren das Rohrleitungssystem innerhalb des DAS.

Für die Simulation wurden 750.000 kubische Rechenzellen von 10 cm Kantenlänge benutzt. Abb. 5 zeigt die Problemgeometrie und das berechnete Druckfeld in Form von drei orthogonalen 2D-Schnitten, 20 ms nach

Zündung der Mischung am linken Rand. Die Detonationsgeschwindigkeit beträgt 1960 m/s. Etwa 22 ms nach der Zündung erreicht die Detonationsfront die rechte Endwand des DAS. Die berechneten Druckverläufe an verschiedenen Positionen auf der Endplatte sind in Abb. 6 dargestellt. Sie dienen als Eingabedaten für den abschließenden Schritt der Analyse, nämlich die Untersuchung des Strukturverhaltens der Endplatte, mit dem Ziel, Aussagen über die Integrität des DAS zu erhalten.

Strukturdynamische Modellierung des Druckabbausystems

Um die Auswirkungen der berechneten Detonation auf die Endplatte des DAS zu untersuchen, wurden zwei verschiedene Modellrechnungen mit dem Programm ABAQUS durchgeführt. In der ersten vereinfachten Analyse wurde rein elastisches Materialverhalten der 3 cm starken Endplatte unterstellt [9]. Jedes Flächenelement oberhalb der Wasserlinie wurde mit dem in DET3D berechneten lokalen Druck-Zeit-Verlauf beaufschlagt, während die Flächenelemente unterhalb der Wasserlinie keiner Druckkraft unterlagen. Es kann gezeigt werden, dass diese Annahme physikalisch gerechtfertigt ist.

Mit dem rein elastischen Modellansatz erreichen die lokalen Spannungen für fast alle Flächenelemente Spitzenwerte, die weit über der elastischen Dehngrenze des verwendeten Stahls liegen. Für die adäquate Beurteilung des Materialverhaltens ist deshalb ei-

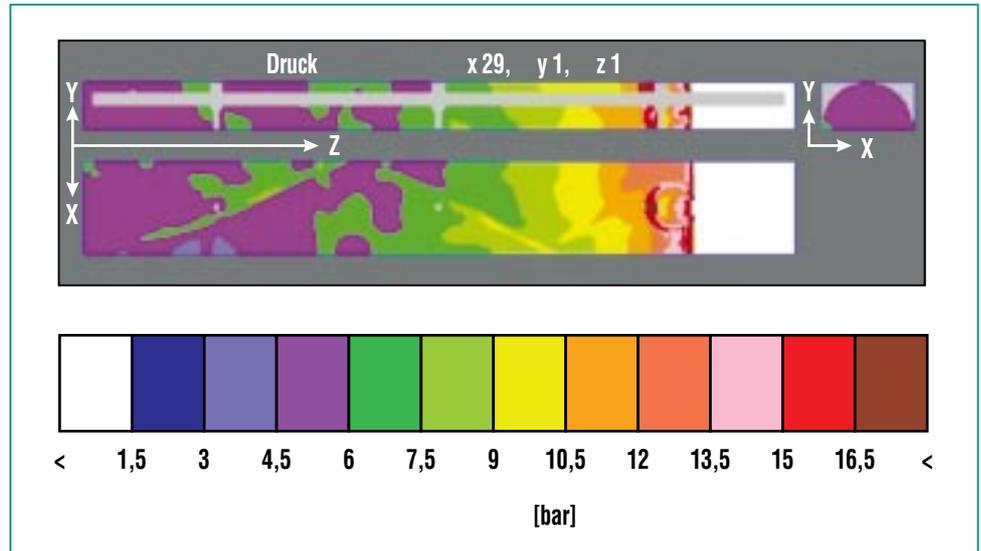


Abb. 5: 3D-Simulation einer Gasetonation im Druckabbausystem (DAS) mit dem Programm DET3D [8]. Die Gasmischung entspricht Abb. 3 bei 21.000 s (30% H₂, 13% O₂, 57% N₂), Anfangsdruck 0,96 bar, Anfangstemperatur 30 °C, Druckfeld 20 ms nach Zündung der Mischung am linken Rand, Detonationsgeschwindigkeit 1960 m/s. Das Bild zeigt drei orthogonale 2D-Schnitte durch den halb-zylinderförmigen Gasraum im DAS, die hellgrauen Flächen in der y-z-Ebene kennzeichnen Einbauten des DAS.

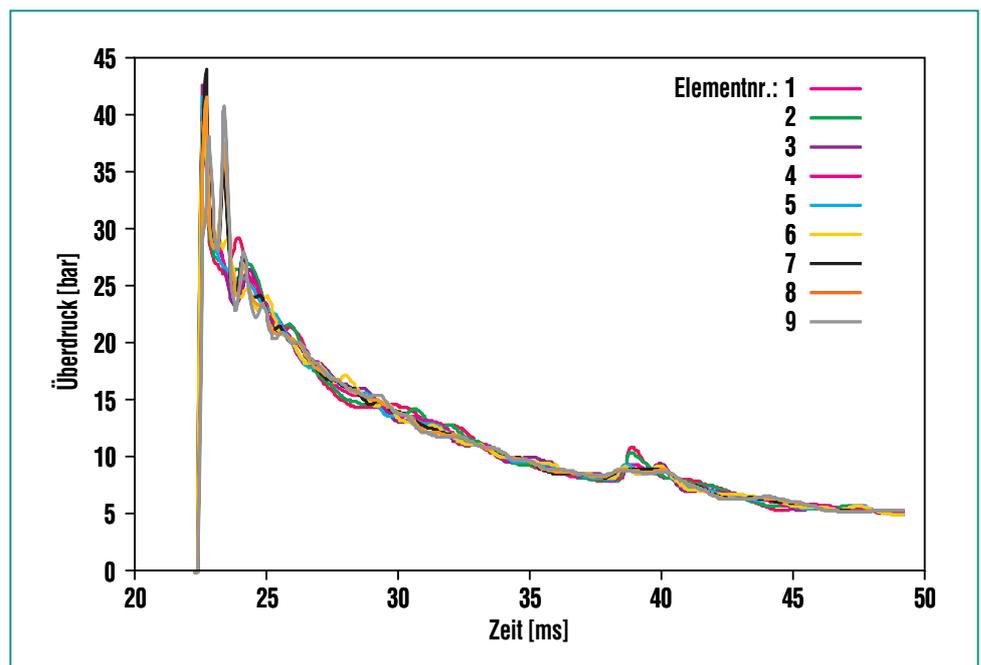


Abb. 6: Mit DET3D berechnete lokale Überdrücke an Flächenelementen der Endwand des Druckabbausystems (x-y-Ebene in Abb. 5). Diese lokalen transienten Drucklasten dienten als Eingabe für strukturmechanische Analysen mit ABAQUS.

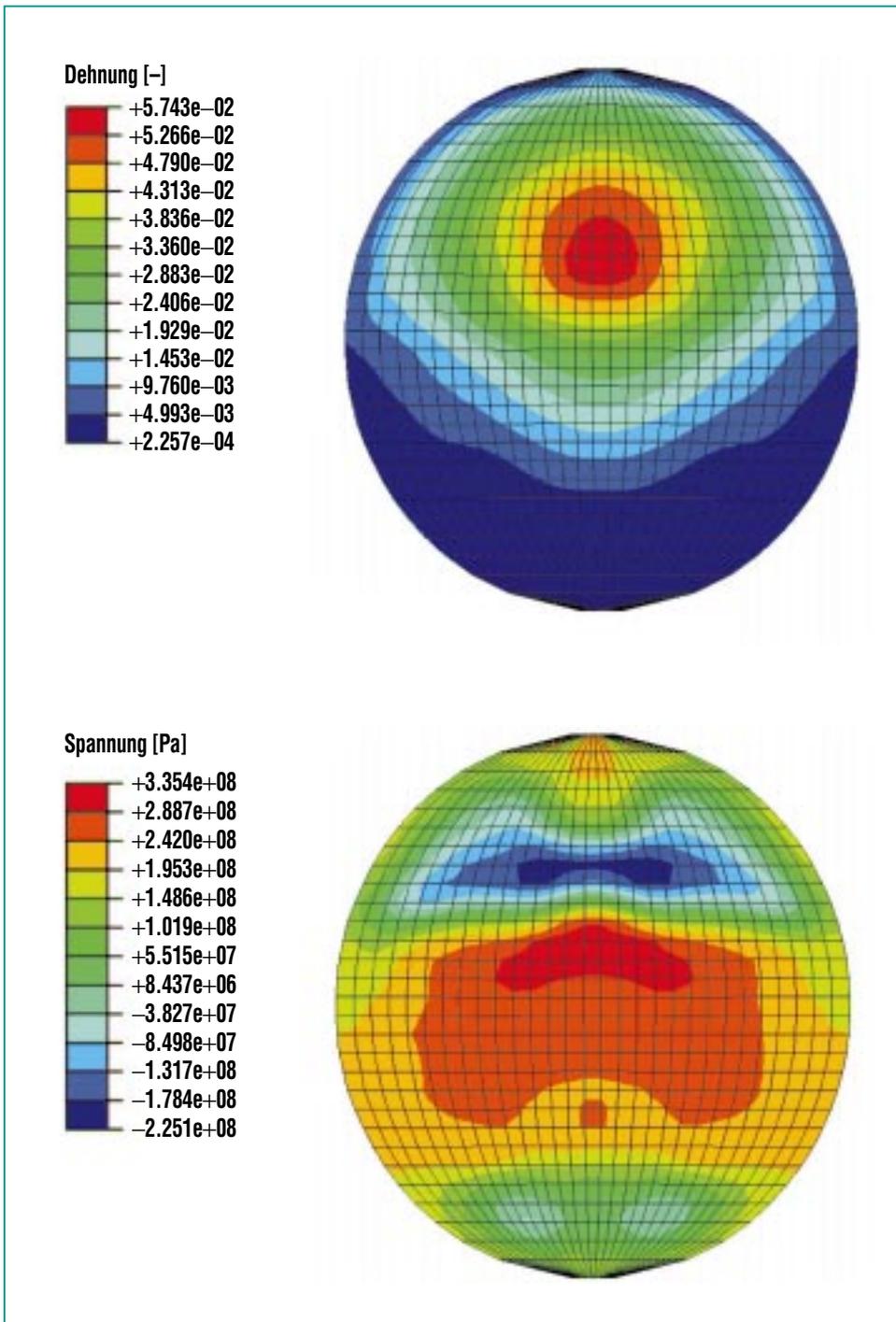


Abb. 7: Mit ABAQUS berechnete maximale Dehnungen und Spannungen in der Endplatte des Druckabbausystems. Diese Maximalwerte werden etwa 14 ms nach Ankunft der Detonationswelle erreicht, wobei die plastischen Deformationen nahezu die gesamte Dicke der Endplatte (3 cm) betreffen. Bei diesem Unfallszenario könnte nach den Designrichtlinien des ITER-Projekts die Integrität des Druckabbausystems nicht gewährleistet werden.

ne transiente inelastische Simulation erforderlich.

Ergebnisse aus dieser Analyse sind in Abb. 7 dargestellt. Die maximalen Spannungen und Dehnungen werden etwa 14 ms nach Ankunft der Detonationswelle erreicht, wobei die Endplatte nahezu über ihre gesamte Dicke von 3 cm in einen plastischen Zustand übergeht. Entsprechend den Design-Richtlinien des ITER-Projekts kann damit die Integrität des Druckabbausystems nicht gewährleistet werden.

Zusammenfassung

Das Wasserstoffverhalten im ITER wurde am Beispiel eines sog. „Ex-vessel-LOCA“-Unfalls durchgehend analysiert. Ausgehend von der Problemgeometrie und den vorgegebenen Gasquellen wurde zunächst die Gemischbildung in den verschiedenen ITER-Behältern mit dem 3D-Programm GASFLOW berechnet. Zündfähige Gemische entstehen bei dem hier untersuchten Szenario nur im Druckabbausystem. Das Risikopotential dieser Mischungen wurde mit neu ermittelten Kriterien für schnelle, turbulente Verbrennung, bzw. für Detonation bei ITER-typischen Drücken bewertet. Die im DAS auftretenden Mischungen sind demnach ausgesprochen detonationsfähig. Im nächsten Schritt der Analyse wurde deshalb eine Detonation unterstellt und mit dem 3D-Programm DET3D numerisch simuliert. An der höchstbelasteten Endwand des DAS treten kurzzeitig Spitzendrücke bis 45 bar auf. Die Auswirkungen der komplexen orts- und

zeitabhängigen Drucklasten auf das strukturdynamische Verhalten der Endplatte wurden mit ABAQUS in einem transienten inelastischen Modell untersucht. Die berechneten plastischen Deformationen sind so groß, dass nach den Designrichtlinien des

ITER-Projekts die Integrität des Druckabbausystems bei diesem Unfallszenario nicht gewährleistet wäre.

Die hier dargestellten Analysen führen zu der Schlussfolgerung, dass bei ITER zusätzliche De-

signmaßnahmen ergriffen werden sollten, um das untersuchte Unfallszenario sicher auszuschließen. Entsprechende Überlegungen wurden im ITER-Projekt aufgenommen.

Literatur

- [1] *ITER Generic Safety Report (GSSR), Volume VIII, ITER Garching JWS, G 84 RI 7 01-0706 RI.O (Juli 2001)*
- [2] W. Breitung, P. Royl, *Nuclear Eng. Design* 202 (2000) 249
- [3] M. J. Gaeta, B. J. Merrill, H.-W. Bartels, C. R. Laval, L. Topilski, *Fusion Technology* Vol.32 (1997) 23
- [4] W. Baumann, W. Breitung, B. Kaup, G. Necker, P. Royl, J. R. Travis, *Bericht FZKA 6663 (2001), EFDA Bericht TW0-TSS-SEA 3.5 / D4*
- [5] *Pers. Mitteilung über MELCOR-Rechnungen, ITER-Team Japan, e-mails von H.W. Bartels und L. Topilski, ITER-JCT, Garching (28.2 bzw. 20.4.2001)*
- [6] M. Kuznetsov, V. Alekseev, I. Matsukov, W. Breitung, S. Dorofeev, *Bericht FZKA-6811 (2003)*
- [7] A. Gavrikov, A. Lelyakin, W. Breitung, S. Dorofeev, *Report EFDA Task TW2-TSS-SEA 3.5, Report FZKA 6812 (2003)*
- [8] R. Redlinger, *Interner Bericht /IKET-Nr. 1/03, FZK (2003)*
- [9] R. Redlinger, R. K.Singh, *Interner Bericht IKET-Nr. 6/03, FZK (2003)*