

KERNFUSION

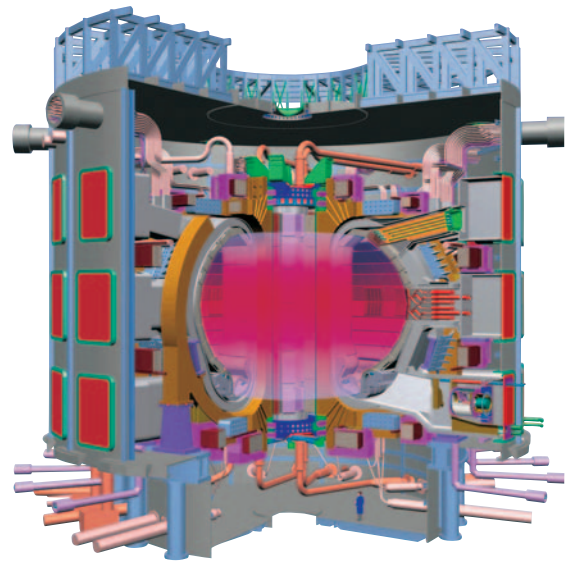
ITER



ipp Max-Planck-Institut
für Plasmaphysik

F Forschungszentrum Karlsruhe
in der Helmholtz-Gemeinschaft

Forschungszentrum Jülich
in der Helmholtz-Gemeinschaft



Impressum

Kernfusion
Herausgeber:

Forschungszentrum Jülich (FZJ)
Forschungszentrum Karlsruhe (FZK)
Max-Planck-Institut für Plasmaphysik (IPP)

Redaktion:

Werner Bahm, Isabella Milch, Ralph P. Schorn

Layout und
Gesamtherstellung:

Schrift + Druck Hammer GmbH
Im Schlangengarten 22a
76877 Offenbach
www.schriftdruck.de

Copyright 2006:

IPP, FZJ, FZK

Inhalt

Vorwort	5
1. Das Fusionskraftwerk	7
2. Grundlagen der Kernfusion	9
2.1. Plasmaphysik	9
2.2. Die Deuterium-Tritium-Reaktion	11
2.3. Das Plasma	12
2.4. Der magnetische Einschluss	13
2.4.1. Der Tokamak	14
2.4.2. Der Stellarator	15
2.5. Instabilitäten	16
2.6. Verunreinigungen	17
3. Technologie für das Fusionskraftwerk	19
3.1. Plasmaheizung und Stromtrieb	19
3.1.1. Die Stromheizung	19
3.1.2. Die Neutralteilchenheizung	20
3.1.3. Die Hochfrequenzheizung	21
3.1.3.1. Ionenzyklotron-Resonanzheizung	22
3.1.3.2. Heizung und Stromtrieb bei der unteren Hybridfrequenz	23
3.1.3.3. Elektronen-Zyklotron-Resonanzheizung und -Stromtrieb	24
3.2. Supraleitung	26
3.3. Energieumwandlung im Blanket	29
3.4. Der Divertor	31
3.5. Der Brennstoffkreislauf	32
3.6. Werkstoffe für die Fusion	34
3.7. Fernhantierungstechniken	36
4. Sicherheits- und Umwelteigenschaften der Fusion	39
5. Sozio-ökonomische Aspekte der Fusion	45

6.	Experimentelle Fusionsanlagen	51
6.1.	Auf dem Weg zum Fusionskraftwerk	51
6.2.	Internationale Zusammenarbeit	56
6.3.	Der nächste Schritt: ITER	59
7.	Forschungsaktivitäten der Entwicklungsgemeinschaft	63
7.1	Max-Planck-Institut für Plasmaphysik (IPP)	63
7.1.1.	Der Tokamak ASDEX Upgrade	64
7.1.2.	Mitarbeit bei JET und ITER	71
7.1.3.	Der Stellarator Wendelstein 7-X	73
7.1.4.	Plasmabelastete Materialien und Komponenten	81
7.1.5.	Plasmatheorie	87
7.1.6.	Sozio-ökonomische Forschungen	89
7.2.	Forschungszentrum Jülich (FZJ)	90
7.2.1.	Experimentelle Anlagen	92
7.2.1.1.	TEXTOR und der Dynamische Ergodische Divertor	92
7.2.1.2.	JET und andere Anlagen	97
7.2.2.	Forschungsschwerpunkte	99
7.2.2.1.	Dynamischer Ergodischer Divertor (DED)	100
7.2.2.2.	Plasma-Wand-Wechselwirkung	104
7.2.3.	Diagnostik, Technologie und Modellierung für ITER und Wendelstein 7-X	107
7.3.	Forschungszentrum Karlsruhe (FZK)	111
7.3.1.	Mikrowellenheizung	112
7.3.2.	Supraleitende Magnete	115
7.3.3.	Blanketentwicklung	118
7.3.3.1.	Entwicklung eines Helium-gekühlten Feststoffblankets	118
7.3.3.2.	MHD-Untersuchungen zum Flüssigmetall-Blanket	123
7.3.4.	Entwicklung eines Helium-gekühlten Divertors	124
7.3.5.	Komponenten des Brennstoffkreislaufes und Vakuumsysteme	129
7.3.6.	Materialentwicklung	133
7.3.7.	Sicherheit	136
7.3.7.1.	Analyse und Beherrschung von reaktiven Medien in ITER	136
7.3.7.2.	Magnetsicherheit	138
7.3.8.	Plasmaphysik	140
7.3.8.1.	Entwicklung eines globalen Plasma-Modells	140
7.3.8.2.	Wechselwirkungen an der Plasmawand	142
8.	Literaturhinweise	144

Vorwort

Über neunzig Prozent des Weltenergiebedarfs wird heute aus fossilen Energiequellen gedeckt – durch Kohle, Erdöl und Erdgas. Drohende Klimaschäden und begrenzte Brennstoffvorräte werden jedoch auf längere Sicht einen Umbau unseres Energiesystems verlangen. Das Problem wird verschärft durch die schnell wachsende Erdbevölkerung und den global steigenden Energiebedarf. Es ist absehbar, dass es für bald zehn Milliarden Menschen in diesem Jahrhundert keine menschenwürdige Existenz geben wird, wenn die Energieversorgung auf die fossilen Brennstoffe angewiesen bleibt.

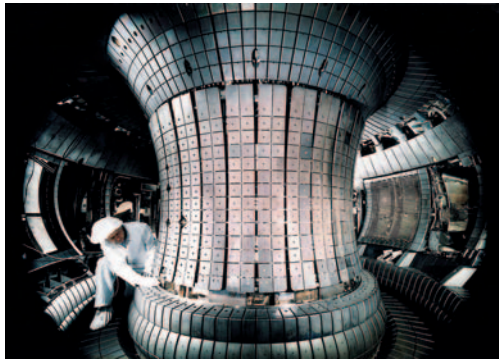
Energieforschung ist das strategische Instrument jeder vorsorgenden Energiepolitik: Die Forschung muss sich mit allen Optionen befassen, die Kohle, Erdöl und Erdgas ersetzen und so zu einer nachhaltigen Energieversorgung beitragen könnten. Dabei reicht das Spektrum der Möglichkeiten von der Verbesserung vorhandener Technologien über die marktgerechte Entwicklung neuer Energiequellen bis zur Erschließung von Optionen, deren technische Eignung noch nicht gesichert ist. Diesem unterschiedlichen Entwicklungsstand entsprechen unterschiedliche Fördernotwendigkeiten. So sind noch marktferne Optionen wie die Fusion auf öffentliche Mittel angewiesen. Andere Technologien wie die rationelle Energieanwendung oder erneuerbare Energien sind dagegen bereits – zumindest teilweise – in die

Märkte vorgedrungen und können sich aus diesen heraus bei geeigneten Randbedingungen weiterentwickeln.

Fusionsforschung folgt der Vision, durch technische Realisierung des Sonnenfeuers auf der Erde eine sichere und nahezu unerschöpfliche Energiequelle zu erschließen. Ziel der Forschungsarbeiten, in die diese Broschüre einen Einblick geben soll, ist die Entwicklung der plasmaphysikalischen und technologischen Grundlagen für ein Kraftwerk, das aus der Verschmelzung von Wasserstoffkernen zu Helium Energie gewinnt. Zum Zünden des Fusionsfeuers muss der Brennstoff – ein so genanntes Plasma aus den schweren Wasserstoffisotopen Deuterium und Tritium – in Magnetfeldern eingeschlossen und auf hohe Temperaturen aufgeheizt werden. Da die für den Fusionsprozess nötigen Grundstoffe in nahezu unerschöpflicher Menge überall auf der Welt vorhanden sind und ein Fusionskraftwerk günstige Sicherheits- und Umwelteigenschaften verspricht, könnte die Kernfusion einen nachhaltigen Beitrag zur Energieversorgung der Zukunft leisten.

Seit ihren Anfängen in den 50er Jahren hat sich die Fusionsforschung in kontinuierlicher Detailarbeit auf ihr anspruchsvolles Ziel zu bewegt. Inzwischen können die ehemals kritischen Probleme – die Heizung, Wärmeisolation und Reinhaltung des Plasmas sowie die Energieauskoppung – als gelöst gelten. Es ist gelun-

(Foto: FZJ)



(Foto: IPP)

gen, kurzzeitig Fusionsleistungen von mehreren Megawatt freizusetzen. Diese Ergebnisse erlauben die Vorbereitung des Testreaktors ITER, der erstmals ein für längere Zeit energielieferndes Fusionsfeuer erzeugen soll. Mit ITER will die internationale Fusionsforschung zeigen, dass die Energieerzeugung durch Kernverschmelzung technisch möglich ist. Bei erfolgreichem ITER-Betrieb könnte die Fusion also etwa im Jahr 2025 in die Planung der Energieversorgung aufgenommen werden.

Parallel zu ITER werden die Fusionsexperimente der nationalen Laboratorien an einem begleitenden Physikprogramm arbeiten. Ziele sind insbesondere ein verbesserter Plasmaeinschluss und die Dauerbetriebsfähigkeit der Anlagen. Ein Großteil der für ein Fusionskraftwerk benötigten Technologien – wie supraleitende Magnetspulen, Robotik, Tritium- und Materialtechnologie – wurden bereits für ITER entwickelt. Die Herausforderungen der Zukunft liegen insbesondere in der Materialforschung: Parallel zu ITER ist die Entwicklung neutronenbeständiger Baumaterialien mit geringem Aktivierungspotenzial voranzutreiben sowie von hitze- und erosionsbeständigen Materialien für die Wand des Plasmagefäßes. ITER und das begleitende Physik- und Technologieprogramm sollen die Grundlagen für eine Demonstrationsanlage erarbeiten, die alle Funktionen eines Kraftwerks erfüllt und die um

das Jahr 2035 verwirklicht wird. Fusionskraftwerke könnten also ab Mitte unseres Jahrhunderts wirtschaftlich nutzbare Energie liefern.

In Deutschland ist ein wesentlicher Teil dieser Arbeiten im „Programm Kernfusion“ der Helmholtz-Gemeinschaft Deutscher Forschungszentren zusammengefasst, dem das Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, das Forschungszentrum Karlsruhe und das Forschungszentrum Jülich angehören. Die vorliegende Broschüre gibt – aufbauend auf einer Einführung in die physikalischen und technologischen Grundlagen – einen Einblick in aktuelle Themen der Fusionsforschung, wie sie in diesen Zentren bearbeitet werden.

*Prof. Dr. Alexander M. Bradshaw,
Max-Planck-Institut für Plasmaphysik*

*Prof. Dr. Reinhard Maschuw,
Forschungszentrum Karlsruhe*

*Dr. Gerd Eisenbeiß,
Forschungszentrum Jülich*

Abb. 1:
Das Fusionskraftwerk
der Zukunft (innen)
(Grafik: FZK)

1. Das Fusionskraftwerk

Langfristiges Ziel der Fusionsforschung ist ein Strom lieferndes Fusionskraftwerk. Sein Aufbau und seine Funktionsweise sind in Abb. 1 und Abb. 2 dargestellt (die im Folgenden genannten Ziffern in Klammern beziehen sich auf diese Abbildung). Ein torusförmiger Vakuumbehälter (4) übernimmt die Rolle des Kessels in einem konventionellen Kraftwerk, das mit Öl, Kohle oder Gas befeuert wird oder des Druckbehälters in einem Kernkraftwerk: Hier wird nutzbare Wärme erzeugt.

Ausgangspunkt ist ein extrem dünnes Gasgemisch aus schwerem (Deuterium) und überschwerem Wasserstoff (Tritium) bei einem Druck, der etwa ein 250.000tel des Atmosphärendrucks an der Erdoberfläche entspricht. Der rund 1000 Kubikmeter fassende Vakuumbehälter enthält damit nur wenige Gramm des Deuterium-Tritium-Brennstoffs.

Eine Startheizung pumpt für einige Sekunden eine Leistung von 50 bis 100 Megawatt in die Brennkammer, wodurch das Brennstoffgemisch auf etwa 100 Millionen Grad aufgeheizt wird und in den Plasmazustand (1) übergeht. Derzeit genutzte Heizmethoden sind Neutralteilcheninjektion, Hochfrequenz- und Strom-Heizung, die in Kapitel 3.1 ausführlich dargestellt werden.

Um Berührungen mit der Innenwand des Vakuumbehälters, der so genannten Ersten Wand, zu vermeiden, wird das heiße Plasma durch starke Magnetfelder eingeschlossen (5; 6). Die in der Grafik gezeigte Anlage folgt dem „Tokamak“-Bauprinzip. Alternativ dazu wird das „Stellara-

tor“-Prinzip verfolgt. Beide werden in Kapitel 2.4 näher erläutert

Die im heißen Plasma einsetzenden Fusionsreaktionen setzen hochenergetische Heliumkerne und Neutronen frei. Die geladenen Heliumkerne können den „magnetischen Käfig“ nicht verlassen. Sie geben ihre Energie durch Stöße an die Plasmateilchen ab, wodurch sich das Plasma weiter aufheizt, bzw. auf Betriebstemperatur gehalten wird. Die elektrisch neutralen Neutronen jedoch dringen durch die Erste Wand und werden im angrenzenden Blanket (2) abgebremst. Die dabei entstehende Wärme wird über ein Kühlmittel, zum Beispiel Helium (15, 16), in einen konventionellen Wärmekreislauf eingespeist. Die Stromproduktion geschieht dann wie in einem konventionellen Kraftwerk durch eine Turbine mit nachgeschaltetem Generator.

Vakuumbehälter, Blanket und Magnete befinden sich innerhalb des Kryostaten (8), der von einem biologischen Schild (10) umschlossen ist. Der Brennstoff Tritium wird im Blanket durch Neutroneneinfang aus Lithium erbrütet, mittels Spülgas ausgetrieben, mit Deuterium vermischt und in das brennende Plasma zurückgeführt (11, 12). Die „Asche“ der Kernfusion, das Edelgas Helium, wird über den Divertor (3) abgesaugt und entsorgt, wobei das mitgeführte Deuterium-Tritium-Gemisch abgetrennt und in das Plasma zurück geleitet wird (14).

- | | |
|--------------------------------|--------------------------------------|
| 1 Plasma | 10 Biologischer Schild |
| 2 Blanket | 11 Deuteriumzufuhr |
| 3 Divertor | 12 Zufuhr des erbrüteten Tritiums |
| 4 Vakuumbehälter | 13 Heliumabfuhr |
| 5 Torodalfeldspulen | 14 Tritium und Deuterium Rückführung |
| 6 Poloidalfeldspulen | 15 Kühlmittelzufuhr |
| 7 Transformator-Primärwicklung | 16 Kühlmittelabfuhr |
| 8 Kryostat | |
| 9 Öffnung | |

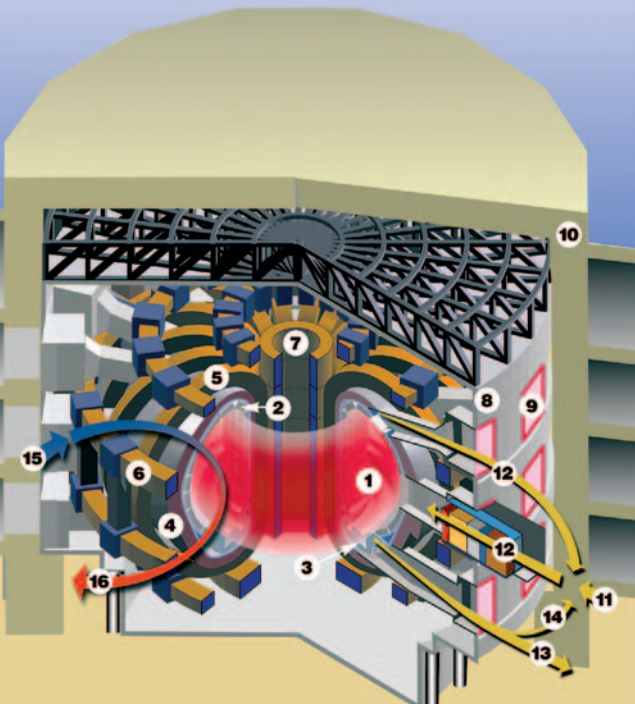
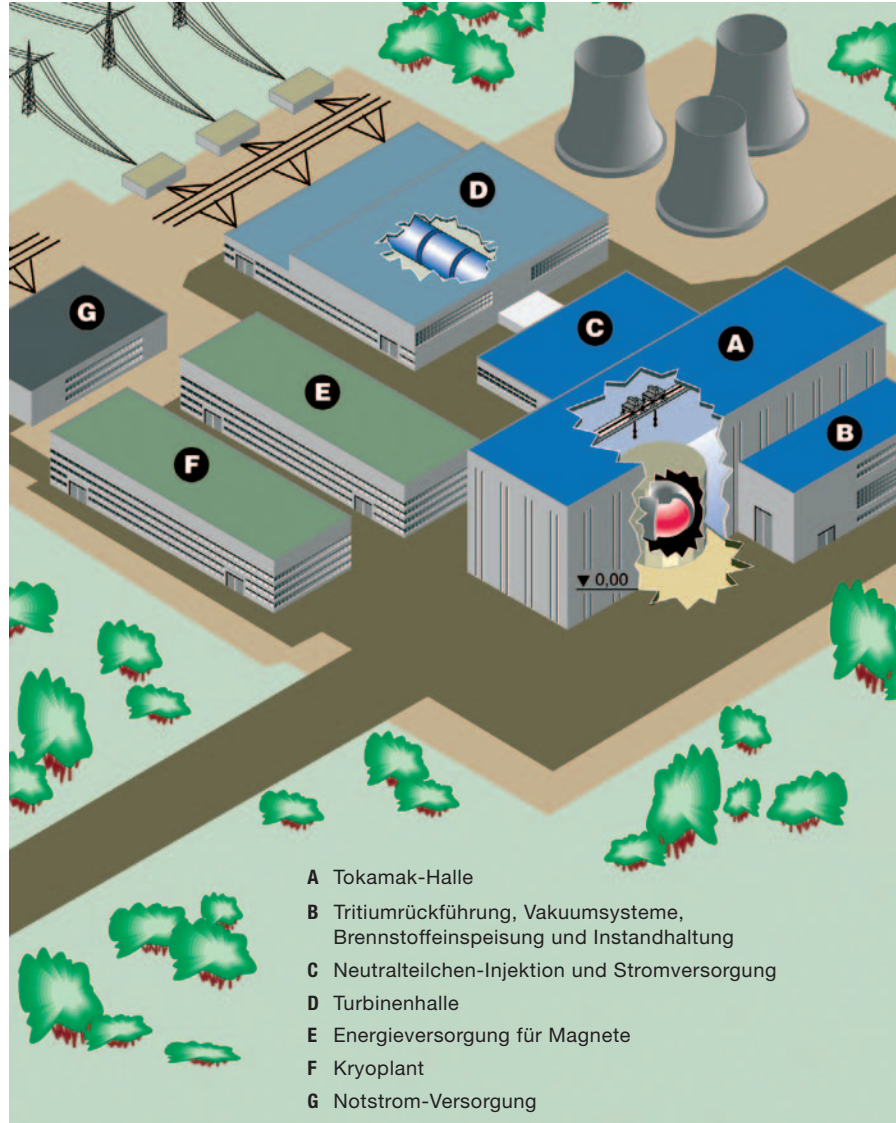


Abb. 2:
Das Fusionskraftwerk der Zukunft (außen)
(Grafik: FZK)



Im Vergleich zu anderen Energiequellen bietet die Kernfusion eine gewaltige Energieausbeute: Aus der Fusion von einem Gramm Deuterium und Tritium wird eine Energiemenge von 26.000 Kilowattstunden frei, das entspricht der Verbrennung von 11 Tonnen Kohle. Oder anders ausgedrückt: Ein Kohlekraftwerk mit 1000 Megawatt installierter Leistung verbrennt rund 2,7 Millionen Tonnen Kohle, ein Fusionskraftwerk gleicher Leistung kommt dagegen mit 100 Kilogramm Deuterium und 300 Kilogramm Lithium – aus dem 150 Kilogramm Tritium erbrütet wird – aus. Damit reicht ein Lastwagen mit ungefährlicher Ladung aus, um den Jahresbedarf eines Fusionskraftwerks zu decken. Dementsprechend reichen zwei Liter Wasser und 250 Gramm Gestein, aus dem Lithium gewonnen wird, aus, um eine Familie ein Jahr lang aus diesem Kraftwerk mit Strom zu versorgen (Abb. 3).

Um den derzeitigen weltweiten Stromverbrauch zu decken, würden die in der Erdkruste verfügbaren Reserven an Deuterium

und Lithium für zehntausende von Jahren ausreichen. Im Unterschied zu den fossilen Brennstoffen Öl, Erdgas und Kohle sind die Rohstoffe Wasser und Lithium geografisch gleichmäßig verteilt, so dass hier Verteilungskämpfe ausgeschlossen sind.

Zudem verfügt ein Fusionskraftwerk über günstige Sicherheitseigenschaften (Kapitel 4): Zum Beispiel kann es wegen seiner niedrigen Energiedichte – vergleichbar mit einer 100 Watt-Glühlampe – auch bei totalem Kühl-

mittelausfall nicht „durchgehen“ und emittiert keine klimaschädlichen Gase.

Die Neutronen aus der Fusionsreaktion liefern einerseits die Energie zur Stromproduktion, führen aber andererseits auch zur Schädigung und Aktivierung des Strukturmaterials. Der hierbei entstehende radioaktive Abfall ist zwar mengenmäßig dem eines Kernkraftwerkes gleicher Leistung vergleichbar, nicht aber hinsichtlich des Aktivitätsinventars. Dies liegt bei der Fusion wesentlich niedriger. Ziel der Materialforschung ist es, Legierungen mit möglichst kurzen Abklingzeiten zu entwickeln, die nach ihrer Aktivierung nur für kleine Zeiträume zwischengelagert werden müssen. Nach heutigem Stand der Technik kann man davon ausgehen, dass etwa 80 Prozent des anfallenden radioaktiven Abfalls nach weniger als 100 Jahren rückgeführt werden können, ja sogar nahezu vollständiges Rezyklieren des Abfalls möglich werden könnte (siehe Kapitel 4).

Abb. 3:
Rohstoffe der Kernfusion (Grafik: FZK)

Rohstoffe der Kernfusion für den Jahresverbrauch einer Familie (Elektrizität)	
75 mg 225 mg	Deuterium Lithium
Zu finden in:	Energieinhalt:
2 Litern Wasser 250 Gramm Gestein	48 000 Millionen Joule entsprechend 1 000 Litern Öl

2. Grundlagen der Kernfusion

2.1. Plasmaphysik

Energie kann weder aus dem Nichts erzeugt werden, noch kann man Energie vernichten. Das fundamentale physikalische Prinzip der Energieerhaltung bedeutet, dass Energie in einem abgeschlossenen System in ihrer Summe konstant bleibt. Sie kann lediglich von einer Form in eine andere umgewandelt werden – zum Beispiel mit dem Ziel, sie besser nutzbar zu machen. Masse ist gemäß der Einstein-Formel $E = mc^2$ eine der vielen möglichen Erscheinungsformen von Energie. Bei Kraftwerken, die auf Verbrennung beruhen, wandelt man zum Beispiel Kohlenstoffatome durch Oxidation mit dem Luftsauerstoff in Kohlendioxidmoleküle um. Diese – genauer: deren Elektronenhüllen – haben einen tieferen Energiezustand bzw. eine geringere Masse als die Summe beider Ausgangsstoffe. Die Energie- bzw. Massendifferenz ist in der Form von Wärme zum Antrieb von Stromgeneratoren nutzbar.

Bei der Kernenergie bedient man sich des gleichen Prinzips, nur tritt hier die erheblich stärkere Bindungskraft innerhalb der Atomkerne an die Stelle der Energien der Elektronenhülle: Protonen und Neutronen sind im Atomkern viele Millionen mal stärker aneinander gebunden als die Elektronenhülle an ihren Kern. Dementsprechend ergiebiger und Ressourcen schonender ist die Kernenergie.

Die Kernbausteine Proton und Neutron sind bei den Elementen des Periodensystems verschieden stark aneinander gebunden. Die Kurve der Bindungsenergie zeigt ein ausgeprägtes Minimum (Abb. 1). Diese Eigenschaft der Materie lässt die Energieerzeugung durch zwei vollkommen

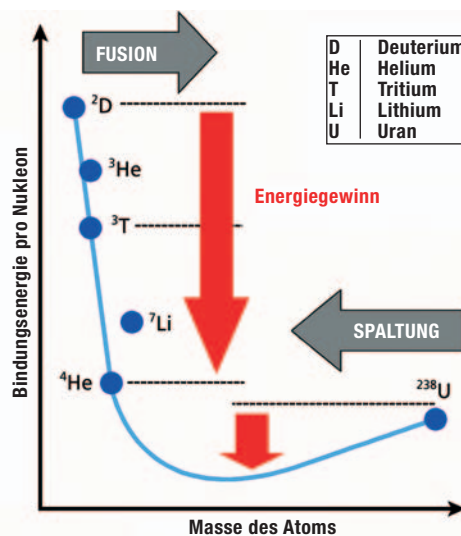
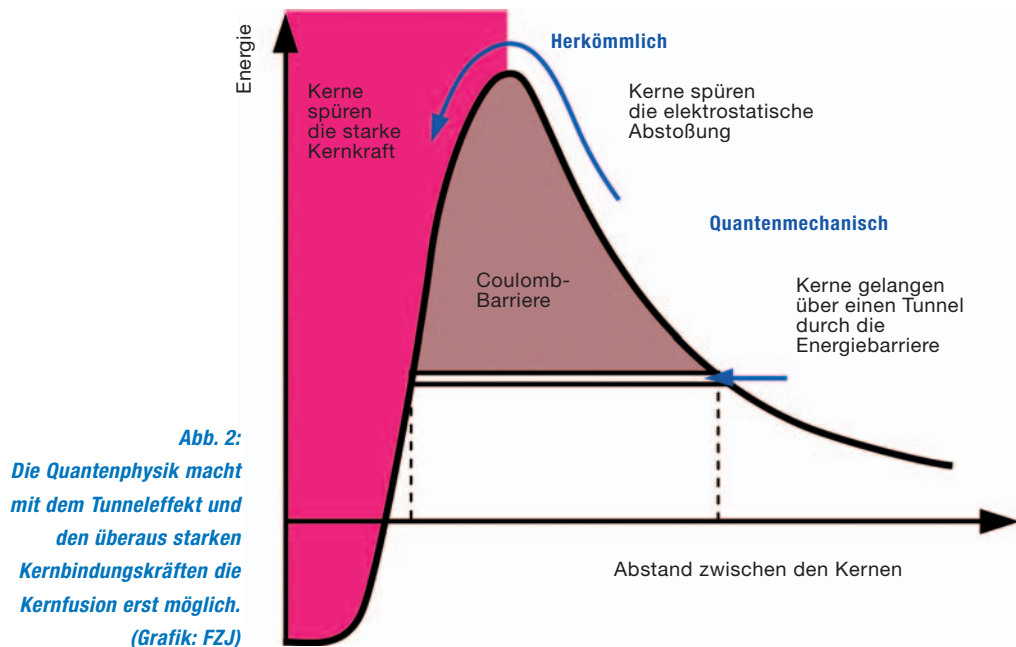


Abb. 1:
Die Kernbausteine Proton und Neutron sind bei den Elementen des Periodensystems verschieden stark aneinander gebunden. Die Kurve der Bindungsenergie zeigt ein ausgeprägtes Minimum. Durch Umordnung der Kernbestandteile können daher sehr große Energiemengen freigesetzt werden – sowohl durch die Spaltung schwerer, als auch durch die Verschmelzung leichter Kerne.
(Grafik: FZJ)

gegensätzliche kernphysikalische Mechanismen zu: einerseits durch die Spaltung von schweren Atomkernen – wie Uran und Plutonium – und andererseits durch die Fusion – die Verschmelzung – leichter Kerne wie Deuterium und Tritium. In beiden Fällen liegen die Endprodukte der jeweiligen Reaktion in Summa energetisch tiefer als die Ausgangsmaterialien bzw. haben geringere Massen als diese: Die Energiedifferenz wird frei und kann zum Beispiel über den Umweg der Wärme in elektrische Energie umgewandelt werden.



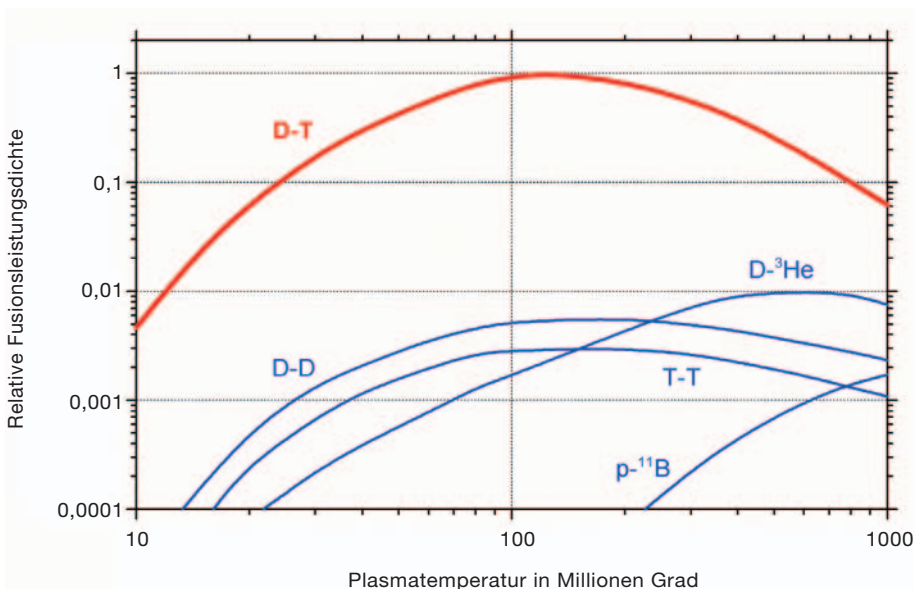


Kann Kernfusion überhaupt funktionieren? Im Bild der klassischen Physik stoßen sich gleichnamige elektrische Ladungen nämlich gegenseitig ab, und zwar um so heftiger, je näher sie sich kommen. Dies gilt auch für die positiv geladenen leichten Atomkerne, die eigentlich verschmelzen sollen. Die Quantenphysik ändert diese Situation jedoch grundlegend. Die elektrostatische Abstoßung – die so genannte „Coulomb-Barriere“ – wird bei sehr kleinen Abständen, die in der Größenordnung der Kerndurchmesser liegen, von den anziehend wirkenden Kernkräften überwogen: Die sich einander annähernden Kerne spüren jetzt eine starke gegenseitige Anziehung durch die Kernkräfte.

Die Coulomb-Barriere hat also eine endliche Höhe, die – bei genügend hoher Energie der Kerne – überwunden werden kann, siehe Abbildung 2. Eigentlich sind die dazu notwendigen Energien unerreichbar: Mehr als eine Milliarde Grad müsste die zu verschmelzende Materie heiß sein. Hier hilft die Quantenphysik, und zwar in Form des so genannten „Tunneffekts“: Der Aufenthaltsort eines atomaren Teilchens ist nicht beliebig genau bestimmbar; vielmehr gibt es lediglich Wahrscheinlichkeiten dafür, dass sich das Teilchen an gewissen Orten befinden kann. Ein leichter Atomkern kann sich somit auch jenseits der Coulomb-Barriere befinden, ohne sie „über den Gipfel“ überwinden zu haben. Es sieht so aus, als ob die Kerne über einen Quantentunnel durch die Coulomb-Barriere gelan-

gen und dann miteinander verschmelzen. Dieser Mechanismus setzt die zur Fusion notwendige Temperatur auf die Größenordnung von technologisch handhabbaren 100 Millionen Grad herab. Die Kombination von Tunneffekt und den überaus starken Kernkräften macht die Kernfusion überhaupt erst möglich.

Unter allen denkbaren Kombinationen leichter Atomkerne, die theoretisch verschmelzen können (siehe Abb. 3), ist die Deuterium-Tritium-Fusion am interessantesten: Sie ist einhundert mal ergiebiger als alle anderen Reaktionen und sie benötigt die „tiefste“ Temperatur: rund 100 Millionen Grad. Die Deuterium-Tritium-Reaktion ist also der Vorzugskandidat, wenn es darum geht, die Kernfusion auf der Erde in Gang zu setzen.



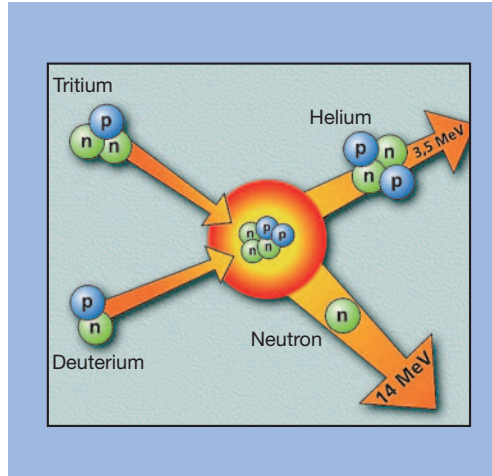


Abb. 4:
Beim Zusammenstoß eines Deuterium- und eines Tritiumkerns bilden sich ein Heliumkern und ein Neutron. Beide Reaktionsprodukte besitzen eine hohe Bewegungsenergie, die einerseits zur Aufheizung der Fusionsmaterie (He) und andererseits zur elektrischen Energieproduktion im Kraftwerk (n) genutzt werden kann.
(Grafik: FZJ)

2.2. Die Deuterium-Tritium-Reaktion

Deuterium und Tritium sind Isotope des Wasserstoffs: Sie haben als gemeinsames Merkmal je ein Proton, jedoch unterschiedlich viele Neutronen. Man bezeichnet Deuterium (D, ein Neutron) auch als „schweren Wasserstoff“ und Tritium (T, zwei Neutronen) als „überschweren Wasserstoff“. Der normale Wasserstoff besitzt kein Neutron. Bei der Verschmelzung bilden die Reaktionspartner D und T für sehr kurze Zeit einen instabilen Zwischenkern, der unter Energiegewinn schließlich in einen Heliumkern (He) und in ein Neutron (n) zerfällt. Die nutzbare Energie, die dieser Umwandlungsprozess hervorbringt, steckt in den Reaktionsprodukten: Es ist deren Bewegungsenergie – auch kinetische Energie genannt. Der Heliumkern trägt 3,5 Millionen Elektronenvolt mit sich davon, das Neutron den Löwenanteil von 14 Millionen Elektronenvolt. Ihn gilt es, in die praktisch nutzbare Energieform der Elektrizität umzuwandeln. Der Heliumkern wird dagegen zur Aufheizung bzw. zum Temperaturerhalt der Fusionsmaterie genutzt. Ein Elektronenvolt ist diejenige Bewegungsenergie, die ein Elektron gewinnt, wenn es in einem elektrischen Feld mit einer Spannung von einem Volt beschleunigt wird.

Abbildung 4 zeigt die Deuterium-Tritium-Reaktion im Detail. Man erkennt sofort zwei wesentliche Vorteile. Erstens: Beide Endprodukte der Reaktion (Helium und Neutron) sind nicht radioaktiv. Helium ist zudem ein chemisch reaktionsarmes und harmloses Edelgas. Und zweitens: Es kann grundsätzlich keine Kettenreaktion geben, weil vier unterschiedliche Arten von atomaren Teilchen an der Reaktion beteiligt sind: Die Endprodukte können die Reaktion nicht wieder in Gang setzen. Schon durch bloßes Abschalten der Gaszufuhr hat man die jederzeitige Kontrolle über den Energieerzeugungsprozess: Ein „Durchgehen“ der Reaktion ist aus physikalischen Gründen ausgeschlossen. In diesem Sinn ist die Kernfusion inhärent sicher.

Der Brennstoff Tritium ist ein radioaktives Isotop des Wasserstoffs. Er ist ein Betastrahler – sendet also Elektronen aus – und hat eine relativ kurze Halbwertszeit von lediglich 12,3 Jahren. Dies bedeutet: Es gibt nur extrem we-

nig natürliches Tritium auf der Erde, da es sehr schnell radioaktiv zerfällt. Im Kraftwerk muss das benötigte Tritium daher aus anderen Atomkernen durch Umwandlungsreaktionen erst erzeugt bzw. „erbrütet“ werden. Konkret lässt der Neutronenbeschuss des Elements Lithium das gewünschte Tritium – und zusätzlich einen weiteren Heliumkern – entstehen, siehe Bild 5. Das Neutron kann dabei aus der Deuterium-Tritium-Fusionsreaktion genommen werden, bevor seine kinetische Energie in Wärme umgewandelt wird. Die eigentlichen Rohstoffe der Kernfusion sind daher Deuterium und Lithium.

Der notwendige Tritium-Brutprozess stellt einen weiteren Sicherheitsvorteil dar: Anstatt diesen radioaktiven Brennstoff in großen Mengen für den Kraftwerksbetrieb vorhalten bzw. lagern zu müssen, wird er lediglich in derart kleinen Mengen frisch erzeugt, die gerade verlangt werden. Auf diese Weise kann das radioaktive Inventar eines Fusionskraftwerks klein gehalten werden.

Abb. 5:
Der Neutronenbeschuss von Lithium erzeugt das benötigte Tritium in einem Brutprozess. Reaktionen sind mit beiden in der Natur vorkommenden Lithium-Isotopen ${}^6\text{Li}$ und ${}^7\text{Li}$ möglich.
(Grafik: FZJ)

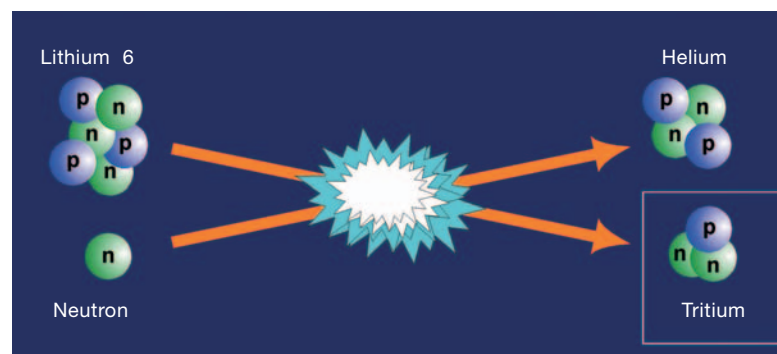
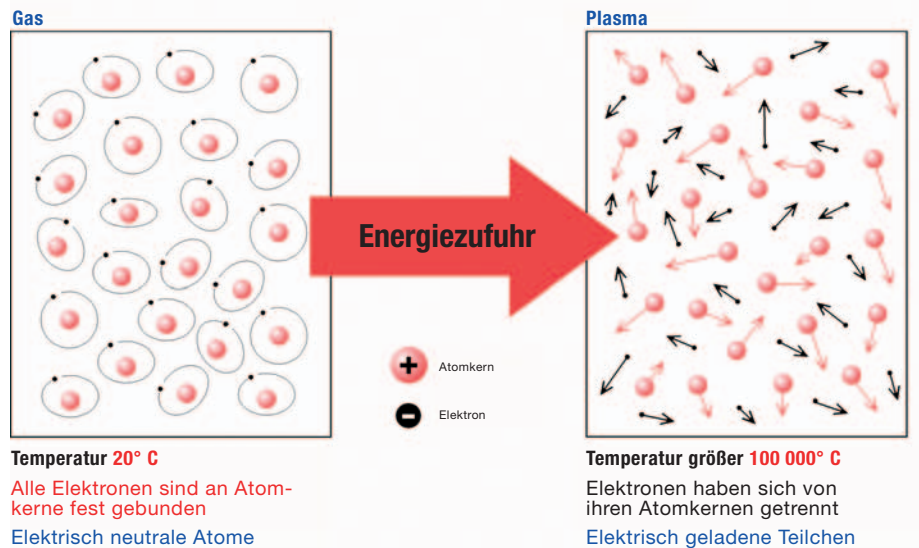


Abb. 6:
Übergang vom Gas
zum Plasmazustand.
(Grafik: FZJ)



2.3. Das Plasma

Die Deuterium-Tritium-Reaktion benötigt Reaktionstemperaturen von rund 100 Millionen Grad. Unter diesen extremen Bedingungen wird das zunächst gasförmige Gemisch aus Deuterium und Tritium zum „Plasma“ – dem vierten Aggregatzustand der Materie. Während ein Gas bei Zimmertemperatur aus vollständigen und insgesamt elektrisch neutralen Atomen besteht, die ihrerseits einen positiv geladenen Kern und eine negative Elektronenhülle besitzen, ist dies bei sehr hohen Temperaturen nicht mehr der Fall: Oberhalb einer gewissen Temperatur bewegen sich die Atome so heftig, dass ihre mittlere Energie größer wird als diejenige Energie, mit der die Elektronen des Gases an ihren jeweiligen Kern gebunden sind. In Folge können sich die Elektronen bei Zusammenstößen

der Gasatome untereinander nicht mehr an ihrem Atomkern „festhalten“: Die thermische Bewegungsenergie ist deutlich größer als die Elektronenbindungsenergie geworden.

Es entstehen auf diese Art und Weise freie Elektronen und ganz oder teilweise ihrer Elektronen entledigter Kerne – man nennt sie „Ionen“. Ein solches Gemisch bezeichnet man als Plasma, siehe Abb. 6. Als einziger Aggregatzustand enthält das Plasma frei bewegliche elektrisch geladene Teilchen, die sein Verhalten sehr komplex machen können und daher die Bezeichnung „Aggregatzustand“ rechtfertigen – vor allem, wenn elektrische und magnetische Felder mit im Spiel sind. Bei Wasserstoff, Deuterium und Tritium tritt der Plasmazustand oberhalb von etwa 100.000 Grad ein.

Plasmen finden wir in unserem täglichen Leben an vielen Stellen: Polarlichter, Flammen, Sterne, Blitze und moderne Leuchtmittel sind nur einige Beispiele für natürliche und industrielle Plasmen, die mehr oder weniger stark ionisiert und von sehr unterschiedlicher Temperatur und Dichte sind. Technologische Prozesse, bei denen Plasmen zur Anwendung kommen, sind heute zudem in der industriellen Praxis allgegenwärtig.

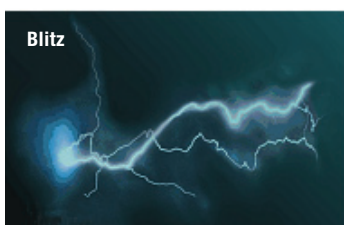
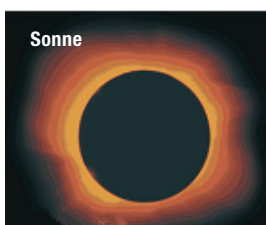


Abb. 7: Plasmen im täglichen Leben. (Bild: FZJ)

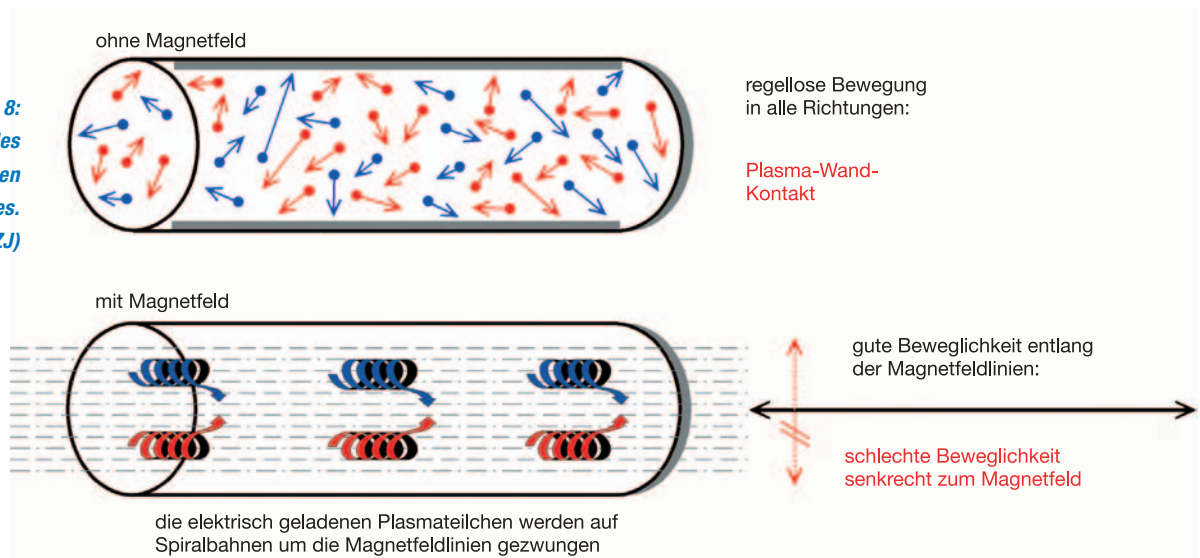
2.4. Der magnetische Einschluss

100 Millionen Grad heiße Plasma-Materie muss man gut isolieren, damit sie nicht abkühlt und damit sie keinen Schaden anrichtet. Dabei ist von Vorteil, dass Plasmen aus elektrisch geladenen Partikeln bestehen: Sie lassen sich nämlich durch Magnetfelder beeinflussen bzw. ablenken. Konkret erfahren geladene Teilchen eine Kraft senkrecht zum Magnetfeld und senkrecht zu ihrer momentanen Bewegungsrichtung. Während Plas-

mateilchen sich ohne Magnetfeld ungeordnet und regellos in alle Richtungen – auch zerstörerisch auf die umgebenden Wände zu – bewegen, führt bereits das Anlegen eines einfachen homogenen Magnetfelds dazu, dass die Plasmateilchen auf Spiralbahnen um die Magnetfeldlinien herum gezwungen werden. Damit ist ihre Bewegung fast nur noch parallel zum Magnetfeld möglich; senkrecht dazu ist sie sehr stark behindert und

die Wand des Experimentgefäßes kann nur noch sehr schwer erreicht werden – nämlich nur durch Zusammenstöße der Teilchen untereinander, die dadurch abgelenkt werden, eine andere Richtung einschlagen und quasi von einer Magnetfeldlinie zur anderen springen. Ein unsichtbarer Magnetfeldkäfig führt in Folge zu einem Einschluss des Plasmas und zu einer Minimierung des Plasma-Wand-Kontakts, siehe Abb. 8.

Bild 8:
Grundprinzip des
magnetischen
Einschlusses.
(Grafik: FZJ)



2.4.1. Der Tokamak

In der Praxis handhabbar wird das magnetische Einschlussprinzip, wenn man das Plasmagefäß ringförmig gestaltet und diesen Ring (lateinisch „Torus“) mit starken Magnetfeldspulen, den so genannten „Toroidalfeldspulen“, umgibt (Abb. 9). Eine Transformatorspule auf der Symmetrieachse des Torus induziert einen starken elektrischen Strom von vielen Hunderttausend oder Millionen Ampere, indem die elektrisch geladenen Bestandteile des Plasmas (Elektronen und Ionen) in Bewegung gesetzt werden. Der Plasmaring wirkt dabei als einwindige Sekundärwicklung des Transformators. In Folge heizt sich das Plasma aufgrund seines elektrischen Widerstandes auf. Der Plasmastrom erzeugt seinerseits ein weiteres Magnetfeld, das konzentrisch zum Torus orientiert ist, das so genannte „Poloidalfeld“. Zur Stabilisierung des Plasmas wird schließlich noch ein weiterer Spulensatz hinzugefügt: die Vertikalfeldspulen. In-

samt entsteht durch die vektorielle Überlagerung von Toroidalfeld, Vertikalfeld und Poloidalfeld ein helikales – d.h. schraubenförmig gewundenes – Summenmagnetfeld, welches das Plasma vollständig „umwickelt“. Die helikale Struktur des Magnetfeldes ist unverzichtbar für den stabilen Einschluss eines ringförmigen Fusionsplasmas.

Die gerade beschriebene Anordnung nennt man „Tokamak“ (Abb. 9). Das Akronym steht für den russischen Begriff „**TO**roidalnaya **Ka**mera s **MA**gnitnymi **Ka**tushkami“, frei übersetzt: „toroidale Kammer mit Magnetfeldspule“. Russische Forscher waren die ersten, die in den sechziger Jahren das Tokamak-Prinzip anwendeten und darauf beruhende Experimente in Betrieb nahmen. Seitdem ist der Tokamak zum erfolgreichsten

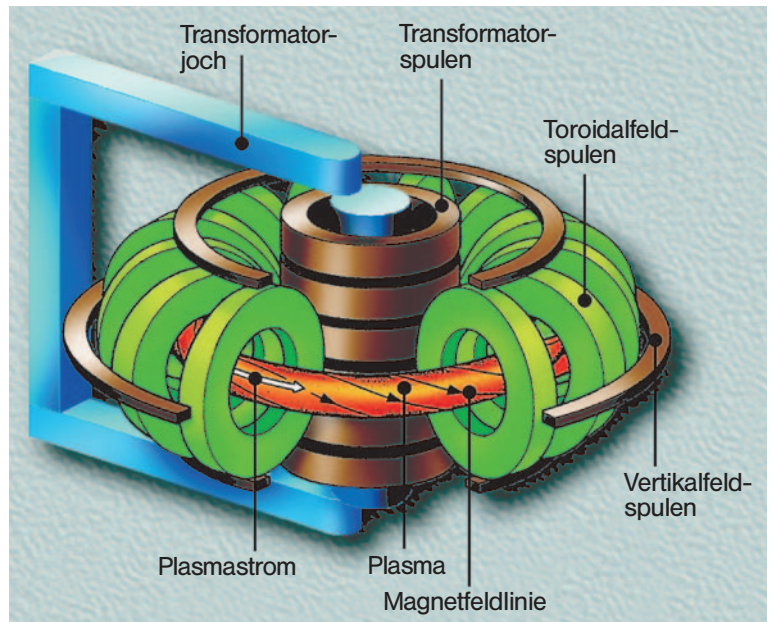


Abb. 9:
Stabiler Einschluss von Fusionsplasmen in einem Torus mit helikalem Magnetfeld und Plasmastrom: das Tokamak-Prinzip.
(Grafik: FZJ)

und am weitesten fortgeschrittenen Konzept zur Realisierung der Kernfusion geworden. Alleine durch den Plasmastrom in Kombination mit dem elektrischen Widerstand des Plasmas lassen sich Temperaturen bis über 10 Millionen Grad erzeugen. Auch das im Bau befindliche internationale Experiment ITER wird ein Tokamak sein. Allerdings ist ein Tokamak vom Prinzip her zunächst einmal eine nur mit zeitlich begrenzten Pulsen betreibbare Maschine: Grund ist die nicht beliebig hohe Magnetisierbarkeit des Transformatormaterials, siehe Kapitel 3.1.1.

Tokamak-Forschung betreiben in der Helmholtz-Gemeinschaft das Max-Planck-Institut für Plasmaphysik in Garching (Experiment ASDEX Upgrade) und das Forschungszentrum Jülich (Experiment TEXTOR).

2.4.2. Der Stellarator

Der Stellarator (von „Stella“, lat. der Stern) ist das älteste Konzept zur Erforschung der Kernfusion und wurde bereits Mitte der 50er Jahre des letzten Jahrhunderts von dem Astrophysiker Lyman Spitzer in Princeton/USA in seinen Grundzügen konzipiert. Er kann – im Gegensatz zu Tokamaks – von vornherein im Dauerbetrieb arbeiten: In einem Stellarator wird die zum stabilen Plasmaeinschluss auch hier notwendige schraubenförmige Verdrillung der magnetischen Feldlinien ausschließlich durch äußere Spulen erzeugt. Ein Stellarator kommt also ohne einen Strom

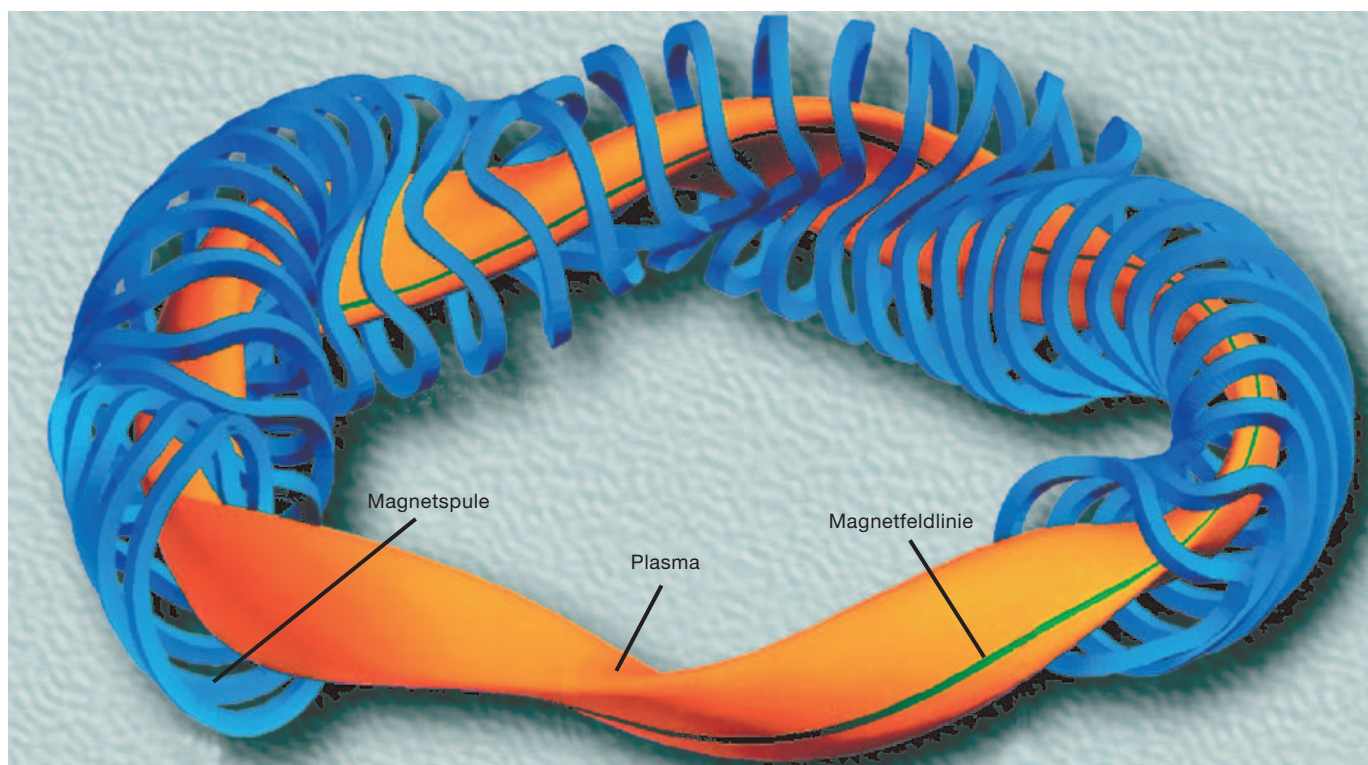
im Plasma und damit auch ohne Transformator aus. Er kann daher im Prinzip stationär arbeiten. Auch ein Vertikalfeld – wie beim Tokamak stets vorhanden – ist nicht nötig.

In einem Stellarator wird der magnetische Käfig also allein durch ein Spulensystem erzeugt, siehe Abb. 10. Der Verzicht auf den ringförmigen Plasmastrom bedeutet jedoch die Aufgabe der bei Tokamaks vorhandenen Axialsymmetrie. Plasma und Magnetspulen besitzen beim Stellarator eine sehr komplizierte geometrische Form, was erhöhte Anforderungen an die Mecha-

nik, den Maschinenbau und die Elektrotechnik stellt. Durch die Aufgabe der Axialsymmetrie gewinnt man aber auch zusätzliche Freiheiten, das Magnetfeld zu formen und damit seine Eigenschaften einer Optimierung zugänglich zu machen. Für ein Fusionskraftwerk könnten Stellaratoren eventuell eine technisch einfachere Lösung darstellen als Tokamaks.

Stellarator-Forschung betreibt in der Helmholtz-Gemeinschaft das Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, Teilinstitut Greifswald (Experiment Wendelstein 7-X).

Abb. 10: Das Stellarator-Prinzip: einschließendes Helikalfeld ohne Plasmastrom. (Grafik: IPP)



2.5. Instabilitäten

Der Plasmaeinschluss wird vor allem durch Instabilitäten behindert. Instabil nennt man einen Vorgang, bei dem eine anfangs geringe Störung eine Kraft hervorruft, die diese Störung verstärkt. Bild 11 gibt dazu zwei Beispiele: Der obere Teil der Abbildung zeigt ein Plasma, in dem ein elektrischer Strom fließt. Sein Magnetfeld hält das Plasma in einem geraden zylindrischen Schlauch zusammen; die Magnetfeldlinien liegen wie Ringe um den Schlauch. Wenn sich der Plasmaschlauch durch eine zufällige kleine Störung nach oben ausbuchtet, dann verdichten sich die Feldlinien an der unteren Einwölbung. Der damit verbundene höhere Magnetfelddruck drückt das Plasma noch weiter nach oben. Im unteren Teil der Abbildung hat sich der Plasmaschlauch zufällig an einer Stelle zu einem etwas geringeren Durchmesser verengt. Die von einem Strom am Plasmarand erzeugte Magnetfeldstärke ist aber umso größer, je kleiner der Plasmaradius ist. Das Plasma wird also weiter zusammengepresst. Unter Umständen wird auf diese Weise der Strom unterbrochen und damit auch der Plasmaeinschluss zerstört. Instabilitäten dieser Art lassen sich verhindern, wenn der Strom in einem Längsmagnetfeld fließt, das beim Zusammendrücken einen Gegendruck ausübt.

Die Anzahl möglicher Instabilitäten ist sehr groß. Ihre Ursache zu erkennen und Gegenmaßnahmen zu finden,

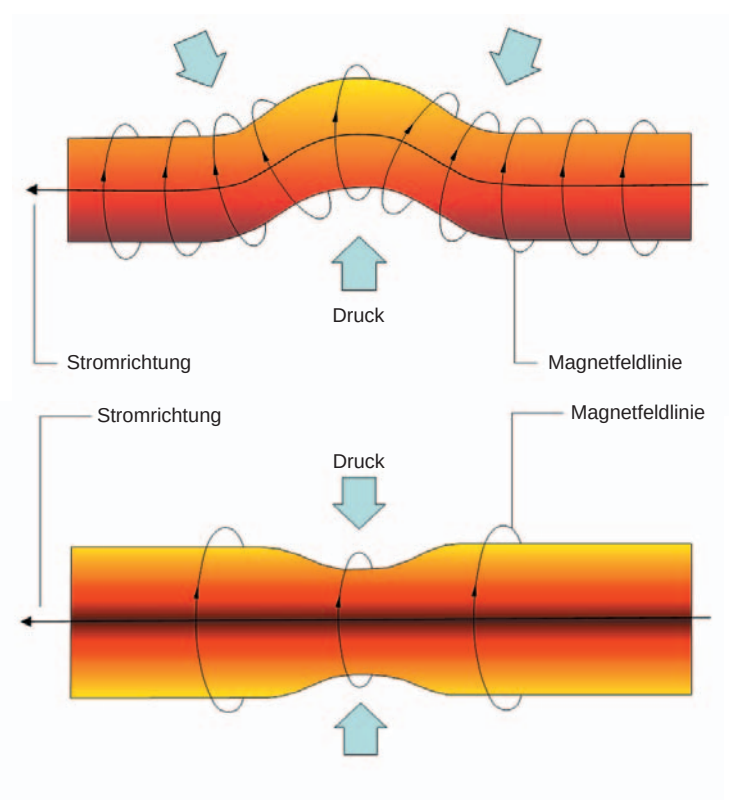
war eines der Hauptarbeitsfelder in den Anfängen der Fusionsforschung. Es erfordert in den meisten Fällen lange Experimentreihen und eine intensive Zusammenarbeit von Experimentalphysikern und Theoretikern. Aktuelle Beispiele sind die so genannte Beta-Grenze für den Plasmaeinschluss sowie die Stromabbruch-Instabilität der Tokamaks.

Abb. 11:

Zwei Beispiele für Instabilitäten in einem stromdurchflossenen Plasma.

Oben: Der Plasmaschlauch hat sich zufällig nach oben ausgebuchtet. Dadurch verdichten sich die Feldlinien an der unteren Einwölbung. Der damit verbundene höhere Magnetfelddruck drückt das Plasma weiter nach oben. Im unteren Teil der Abbildung hat sich der Stromquerschnitt an einer Stelle verengt. Das Feld und damit der Druck an der Verengung ist also größer als im übrigen Teil und drückt das Plasma weiter zusammen.

(Grafik: FZJ)



2.6. Verunreinigungen

An die Reinheit des Plasmas werden hohe Anforderungen gestellt: Quelle möglicher Verunreinigungen ist die Wand des Plasmagefäßes. Von hier aus können Atome, die durch Plasmateilchen aus der Wand herausgeschlagen wurden, in das Plasma eindringen. Die schweren Atome der Elemente Eisen, Nickel, Chrom, Sauerstoff, o.ä. sind jedoch – anders als der leichte Wasserstoff – auch bei den hohen Fusionstemperaturen nicht vollständig ionisiert. Je höher die Ladungszahlen dieser Verunreinigungen sind, desto mehr Elektronen sind noch an die Atomrümpfe gebunden. Umso stärker entziehen sie dem Plasma Energie und strahlen sie als Ultraviolett- oder Röntgenlicht wieder ab. Auf diese Weise kühlen sie das Plasma ab, verdünnen es und verringern so die Fusionsausbeute. Oberhalb einer bestimmten Verunreinigungskonzentration kann das Plasma überhaupt nicht mehr zünden.

Die zulässige Konzentration ist für leichte Verunreinigungen wie Kohlenstoff und Sauerstoff mit einigen Prozent relativ hoch. Sie sinkt jedoch mit zunehmender Ordnungszahl der Elemente und beträgt für metallische Verunreinigungen wie Eisen, Nickel oder Molybdän gerade noch wenige Promille (Abb. 12). Die Kontrolle der Wechselwirkungen zwischen dem heißen Plasma und der Wand zur Erzeugung „sauberer“ Plasmen ist daher eine der großen Aufgaben der Fusionsforschung.

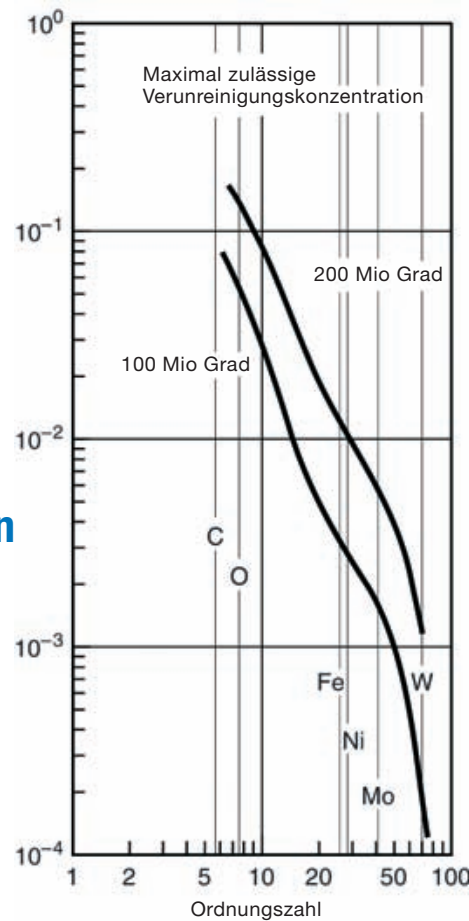


Abb. 12:
Die für die Zündung und das Brennen eines Fusionsplasmas maximal zulässigen Konzentrationen verschiedener Verunreinigungen. Je höher die Ordnungszahl der Elemente, desto niedriger muss ihre Konzentration im Plasma sein.
 (Grafik: IPP)

Für den Schutz der Gefäßwand hat sich der so genannte „Divertor“ durchgesetzt, siehe Kapitel 3.4. Ein zusätzliches Magnetfeld sorgt dafür, dass die Feldlinien jenseits der letzten geschlossenen Feldlinie nicht direkt auf die Gefäßwand treffen. Stattdessen werden sie in angemessener Entfernung vom heißen Plasmazentrum auf speziell ausgerüstete Platten gelenkt. Plasmateilchen, die diesen Feldlinien folgen, werden hier aufgefangen und neutralisiert. Das vor diesen Platten entstehende Neutralgas baut einen gegenüber dem Plasmahauptraum höheren Druck auf und kann dadurch leichter abgepumpt werden.



3. Technologie für das Fusionskraftwerk

3.1. Plasmaheizung und Stromtrieb

Plasmaheizung, Stromtrieb und Profilkontrolle sind Schlüsseltechnologien für ein Fusionskraftwerk. Beim Betrieb des Kraftwerks wird das Plasma im Wesentlichen durch die bei der Fusion entstehenden Heliumkerne geheizt, die ihre Energie durch Stöße mit den Elektronen und Ionen an das Plasma abgeben. Zum Starten der Reaktion muss das Plasma jedoch durch externe Energiezufuhr auf die Betriebstemperatur von etwa 100 Millionen Grad aufgeheizt werden. In Abb. 1 sind die Heizmethoden skizziert, die in experimentellen Anlagen eingesetzt und für zukünftige Fusionskraftwerke vorgesehen sind. Im Folgenden sollen sie näher beschrieben werden.

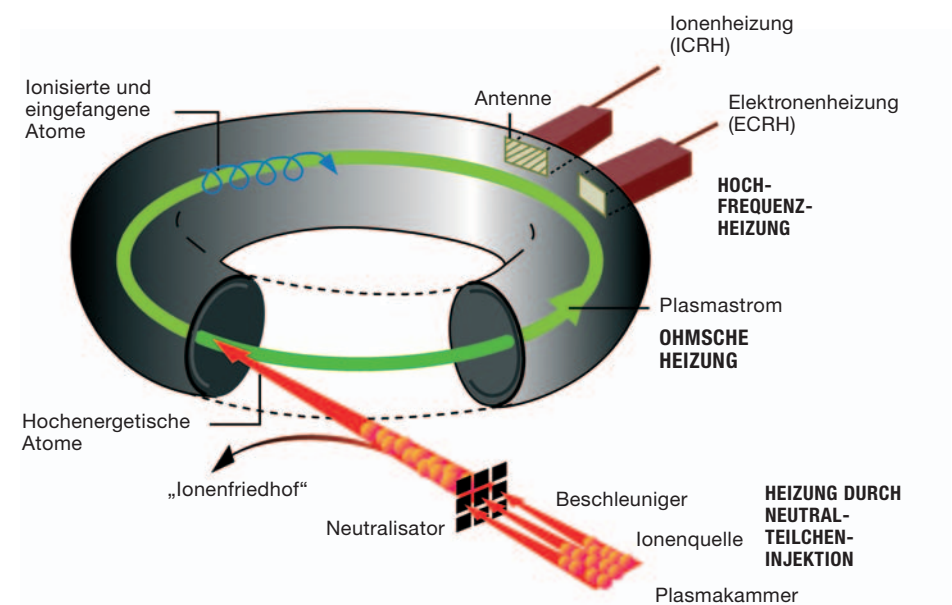


Abb. 1: Plasma-Heizverfahren beim Tokamak (Grafik: FZJ)

3.1.1. Die Stromheizung

In einem Tokamak wird durch einen Transformator mit zeitlich veränderlichem Fluss ein Strom im Plasma induziert (siehe Kapitel 2.4.1), der auf zweifache Art genutzt wird: Zum einen trägt das erzeugte Poloidalfeld zum Plasmaeinschluss bei, zum anderen wird das Plasma aufgrund seines elektrischen Widerstandes aufgeheizt. Bei höheren Temperaturen sinkt jedoch der Widerstand im Plasma ab, bei etwa 15 Millionen Grad ist er praktisch Null. Daher reicht diese Stromheizung allein bei weitem nicht

aus, um die zur Zündung notwendigen Temperaturen zu erzielen. Zur weiteren Heizung sind zusätzliche Heizverfahren notwendig.

Zur Erzeugung des Plasmastromes ist eine zeitliche Veränderung des primär-seitigen Stromes, d.h. des Stromes in der Transformatorspule, erforderlich. Bei Erreichen des magnetischen Maximalwertes kann der Transformator den Plasmastrom nicht mehr aufrechterhalten, er wird zurück- und erneut wieder hochgefahren.

Daher kann ein Tokamak zunächst mit reiner Stromheizung nur gepulst betrieben werden. Für den stationären Betrieb eines Tokamaks müssen andere Techniken zur Erzeugung des Plasmastromes, der so genannte nicht induktive Stromtrieb, genutzt werden.

Im Stellarator dagegen ist kein Plasmastrom nötig und die Stromheizung daher nicht anwendbar, so dass andere Heizsysteme herangezogen werden müssen.

3.1.2. Die Neutralteilchenheizung

Mit der Neutralteilchenheizung werden schnelle Atome in das Plasma geschossen, die im Plasma ionisiert und eingefangen werden. Die so entstandenen hochenergetischen Ionen übertragen ihre Energie durch Stöße mit den Plasmateilchen auf das Plasma.

Ein Neutralteilchenheizungssystem besteht aus einer Ionenquelle, einer Beschleunigungsstrecke, einem Neutralisator und einer großen Eingangsöffnung im Plasmagefäß. Damit sie das Magnetfeld durchdringen können, müssen die beschleunigten Ionen neutralisiert werden. Die nicht neutralisierten Ionen werden durch Ablenkmagnete oder ein elektrostatisches Ablensystem entfernt.

Mit steigender Geschwindigkeit sinkt für positiv geladene Ionen der Wirkungsgrad für die Neutralisation stark ab, bei 300 Kiloelektronenvolt auf etwa 16 Prozent, so dass eine effiziente Heizung immer schwieriger wird. Dagegen hängt bei negativ geladenen Ionen die Neutralisations-

rate für Energien über rund 200 Kiloelektronenvolt kaum von der Energie ab und beträgt etwa 60 Prozent. Daher werden zur Erzeugung hochenergetischer Neutralteilchenstrahlen negative Ionenquellen eingesetzt. Die heutige Entwicklung befasst sich daher vornehmlich mit negativen Ionenquellen sowie mit der Rückwandlung der kinetischen Energie der nicht neutralisierten Ionen in elektrische Energie.

Ein Nachteil der Neutralteilchenheizung besteht darin, dass durch die zusätzlich eingeschossenen Teilchen die Plasmadichte am Einschussort steigt, und daher Teilchendichte und Temperatur nicht unabhängig voneinander sind. Zudem müssen sich die Ionenquellen in der Nähe des Plasmagefäßes befinden. Durch diese gerade Verbindung zum Plasma – ohne abdichtendes Fenster – sind die Ionenquellen in einem Kraftwerk direkter Neutronenstrahlung ausgesetzt, außerdem ist keine Barriere gegen eindringendes Tritium möglich.

3.1.3. Die Hochfrequenz-Heizung

Ein weiteres Verfahren, die Grenzen der Stromheizung zu überwinden, ist die Hochfrequenzheizung. Ähnlich wie beim heimischen Mikrowellenherd lässt sich nämlich auch ein Fusionsplasma durch die Einstrahlung elektromagnetischer Wellen aufheizen. Hochfrequenzheizsysteme einer Kernfusionsanlage bestehen aus leistungsfähigen Sendern, entsprechend ausgelegten Übertragungsleitungen, dielektrischen Fenstern zur Einstrahlung der Wellen in das Vakuumgefäß und geeigneten Antennensystemen zur Einkopplung der elektromagnetischen Wellen in das Plasma. Wegen der – nahezu beliebig positionierbaren – Übertragungsleitungen können Sender und Steuerelektronik entfernt vom Plasmatorus aufgebaut werden. Hierdurch kann neben einer guten Zugänglichkeit auch eine Abschirmung gegenüber der Neutronenstrahlung des Fusionsreaktors gewährleistet werden.

Hochfrequenzheizmethoden nutzen resonante Wechselwirkungsmechanismen zwischen der elektromagnetischen Welle und den geladenen Plasmateilchen aus. Die Welle überträgt dabei Energie auf die Ionen bzw. Elektronen: Die Temperatur des Plasmas wird erhöht. Es gibt drei verschiedene Methoden zur hochfrequenten Plasmaheizung bzw. zum Plasmastromtrieb, die sich jeweils in der benutzten Frequenz und in der Art der Ankopplung an das Plasma unterscheiden:

- **Ionenzyklotronresonanz (ICRH):** 20 bis 100 Megahertz, Energieübertragung an die Plasmaionen,
- **untere Hybridfrequenzheizung (LHCD):** 1 bis 8 Gigahertz, Energieübertragung an kollektive Plasmaschwingungen, und
- **Elektronenzyklotronresonanz (ECRH):** 30 bis 170 Gigahertz, Energieübertragung an die Plasmaelektronen.

Während sich bei der Elektronenzyklotronresonanz eine Energieeinkopplung in das Plasma wegen der relativ kleinen – bei wenigen Millimetern liegenden – Wellenlängen einfach gestaltet, sind bei der unteren Hybridfrequenzheizung und im Besonderen bei der Ionenzyklotronresonanz die Wellenlängen derart groß, dass sie mit den Abmessungen des Plasmas vergleichbar sind. In Folge sind nicht nur ausgedehnte Antennenkomponenten direkt am Plasmarand notwendig, die mit ihrem Design der Wellenausbreitung im Fusionsplasma Rechnung tragen müssen, sondern auch eine Anpassung des sich oftmals schnell ändernden Wellenwiderstands des Plasmas an die konstante Impedanz des Hochfrequenzsenders.

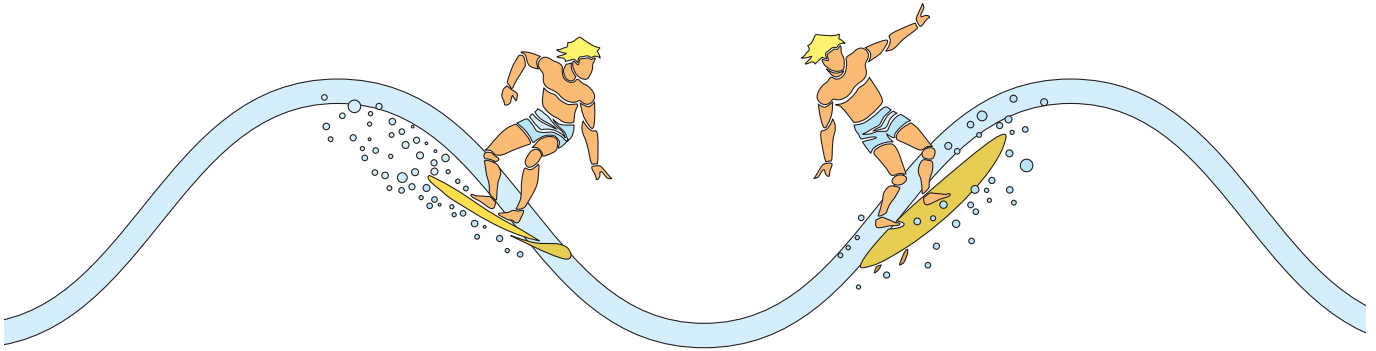


Abb. 2: Energieübertragung zwischen Surfer und Welle. (Grafik: S+D Hammer)

3.1.3.1. Ionenzyklotron-Resonanzheizung

Bei der Ionenzyklotron-Resonanzheizung wird Energie des elektromagnetischen Feldes einer Radiowelle auf die Plasmaionen übertragen. Diese Methode ist die zurzeit gebräuchlichste Art der Hochfrequenzheizung; ihre Effektivität ist bereits in vielen Tokamaks und neuerdings auch in Stellaratoren nachgewiesen worden.

Die Erzeugung der für die Ionenzyklotron-Resonanzheizung notwendigen Senderleistungen von zwei bis teils weit mehr als zehn Megawatt ist Stand der Technik. Tetroden, wie sie auch in Kurzwellenrundfunktensendern eingesetzt werden, liefern heute typisch zwei Megawatt pro Röhre. Die Zuführung der Hochfrequenzleistung zum Plasma erfolgt in koaxialen Rohrleitungen, die Antenne ragt zum Beispiel in Form einer Schleife wandnah in die Plasmakammer. Zur Vermeidung von Kurzschlüssen durch das Randschichtplasma ist ein elektrostatischer Schirm um die Antennenschleife erforderlich. Abgestrahlte Leistungsdichten liegen dabei in der Größenordnung von 0,5 Kilowatt pro Quadratzentimeter.

Im Vakuumbereich am Rand des Plasmas werden die elektromagnetischen Wellen der Ionenzyklotron-Resonanzheizung stark gedämpft. Die Antenne muss sich daher sehr nahe am Plasma befinden – mit dem Nachteil, dass sie mit dem Randschichtplasma in Berührung kommt und auf-

geheizt wird. Als negative Folge führen Verunreinigungen aus dem Antennenmaterial zu einer Verschlechterung des Plasmaeinschlusses durch Energieverlust. Dieser Einfluss nimmt quadratisch – teils sogar noch intensiver – mit der Ordnungszahl der verunreinigenden Elemente zu. Durch den Einsatz von Materialien niedriger Ordnungszahl – wie Beryllium, Bor und Kohlenstoff – bzw. durch Beschichtung der Antennenoberfläche mit diesen Materialien wird das Problem weitgehend reduziert.

Wählt man die Frequenz der Ionenzyklotron-Resonanzheizung gleich der Rotationsfrequenz der Plasmaionen im einschließenden Magnetfeld – der so genannten Zyklotron- oder Larmorfrequenz –, dann wird der elektromagnetischen Welle Energie entzogen und auf die Ionen übertragen. Der zugrunde liegende resonante Mechanismus ist die nahezu synchrone Rotation von elektrischem Feldvektor und Plasmaionen. Dies funktioniert ebenfalls bei ganzzahligen Vielfachen der Larmorfrequenz, den so genannten Harmonischen; insbesondere bei dichten Plasmen ist diese Art der Heizung besonders effizient. In Plasmen mit niedriger Dichte kann die Hochfrequenzenergie auch durch andere Ionen (zum Beispiel Wasserstoff oder Helium-3), die in geringen Konzentrationen beigefügt werden, bei deren jeweiliger Zyklotronfrequenz absorbiert werden. Die-

se wiederum heizen das eigentliche Plasma durch Stöße. Man nennt diesen Vorgang „Minoritätenheizung“.

Ein weiterer Mechanismus zur Ankopplung der elektromagnetischen Welle an das Plasma ist die Aufheizung über den Effekt der so genannten Landau-Dämpfung. Diese Art der Energieübertragung lässt sich in etwa mit der Situation eines Surfers auf dem Meer vergleichen (siehe Abb. 2).

Um von der Welle mitgenommen zu werden, muss er sein Brett annähernd auf die Geschwindigkeit der Welle bringen, andernfalls würde er nur auf und ab schaukeln. Ist er aber nur ein wenig langsamer als die Welle, so wird er mitgezogen – und die Welle überträgt Energie auf den Surfer. Ist er jedoch ein wenig schneller als die Welle, dann gibt er Energie an die Welle ab.

In einem heißen und dichten Plasma wird die Landau-Dämpfung als einer der wesentlichen Absorptionsmechanismen elektromagnetischer Wellen angesehen. Da hierbei nicht nur Energie sondern auch Impuls übertragen wird, eröffnet dies zudem die Möglichkeit des nichtinduktiven Stromtriebes, der zum kontinuierlichen Betrieb eines Tokamaks notwendig ist.

3.1.3.2. Heizung und Stromtrieb bei der unteren Hybridfrequenz

Als Generatoren für die untere Hybridfrequenzheizung stehen so genannte Klystrons zur Verfügung: Senderöhren, die im Frequenzbereich 1 bis 8 Gigahertz Leistungen bis zu etwa einem Megawatt liefern. Die erzeugte Hochfrequenzenergie wird mittels Rechteckhohlleitern zur Antenne am Plasmarand übertragen.

Im Gegensatz zu den Einzelteilchen-Heizmechanismen (ICRH und ECRH) erfolgt die Wechselwirkung der unteren Hybridfrequenzheizung über kollektive Plasmaschwingungen, die Ionen und Elektronen ausführen. Die Resonanzfrequenz dieser Schwingungen ist in guter Näherung durch den geometrischen Mittelwert der Zyklotronfrequenzen von Elektronen und Ionen gegeben.

Untere Hybridwellen können zwar eine gewisse Strecke in das Plasma eindringen, gelangen aber meist bei zunehmender Dichte in einen Bereich, an dem sie reflektiert werden. Unter bestimmten Bedingungen – wenn der Brechungsindex des Plasmas parallel zum Magnetfeld größer als eins ist – breiten sich die Wellen jedoch in das Plasma aus. Dabei erfolgt eine besonders ausgeprägte Abschwächung durch Landau-Dämpfung: Energie wird so von der elektromagnetischen Welle auf die Elektronen übertragen. In Analogie zum Bild des Surfers muss dabei die zum Magnetfeld parallele Komponente der Phasenge-

schwindigkeit der unteren Hybridwelle synchron mit der entsprechenden Geschwindigkeitskomponente der Elektronen laufen. Bei hoher Elektronentemperatur ist die Dämpfung allerdings so stark, dass die Welle das Zentrum des Plasmas nicht mehr erreicht.

Durch die Landau-Dämpfung der unteren Hybridwellen wird – stärker noch als bei der Ionenzyklotron-Resonanzheizung – ein kontinuierlicher Stromtrieb erreicht. Dieser vom Transformatorprinzip unabhängige Mechanismus für Stromtrieb stellt das zurzeit effizienteste System für Tokamaks dar und ist auch für ITER vorgesehen. Zusammen mit einem druckgetriebenen Bootstrap-Strom soll auf diese Weise der kontinuierliche Betrieb eines Tokamaks ermöglicht werden.

Da die Einkopplung der unteren Hybridwelle stark vom Brechungsindex im Plasma geprägt ist und eine Polarisation der Welle parallel zum Magnetfeld benötigt wird, müssen die Antennen als so genannte phasengesteuerte Gruppenantennen ausgelegt werden. Für Hochleistungssysteme bestehen solche Antennen aus einer großen Zahl von Wellenleitern, die mit den Übertragungsleitungen über ein kompliziertes Aufteilungsnetzwerk verbunden sind. Derartige Antennen benötigen eine aktive Kühlung. Sie müssen gegenüber Strahlung resistent sein und eine ausreichende mechanische Festigkeit aufweisen.

3.1.3.3. Elektronen-Zyklotron-Resonanzheizung und -Stromtrieb

Die für die Elektronen-Zyklotron-Resonanzheizung benötigten hochfrequenten Mikrowellen werden in leistungsstarken Mikrowellenröhren, so genannten Gyrotrons, erzeugt. Ihr Prinzip beruht auf der Wechselwirkung zwischen einer Hohlleiterwelle und einem Elektronenstrahl. Die Hochfrequenz-Leistung wird aus der durch ein Magnetfeld verursachten Kreiselbewegung der Elektronen entnommen. Hiervon leitet sich der Name Gyrotron her: „Gyro“ (Kreisel) und Elektron. Der prinzipielle Aufbau eines Gyrotrons ist in Abb. 3 dargestellt.

Es besteht aus einer Elektronenkanone, einem Resonator, einem quasioptischen Wellentypwandler, einem Kollektor und einem Fenster aus dielektrischem Material (Industriediamant) für den Austritt des HF-Strahls.

Die von der Elektronenkanone ausgesandten Elektronen formen unter dem Einfluss eines elektrischen Beschleunigungsfeldes zwischen Kathode und Anode und eines statischen axialen, zum Resonator ansteigenden Magnetfeldes einen Hohlstrahl. Im Resonator bewegen sich die Elektronen auf wendelförmigen Bahnen, deren

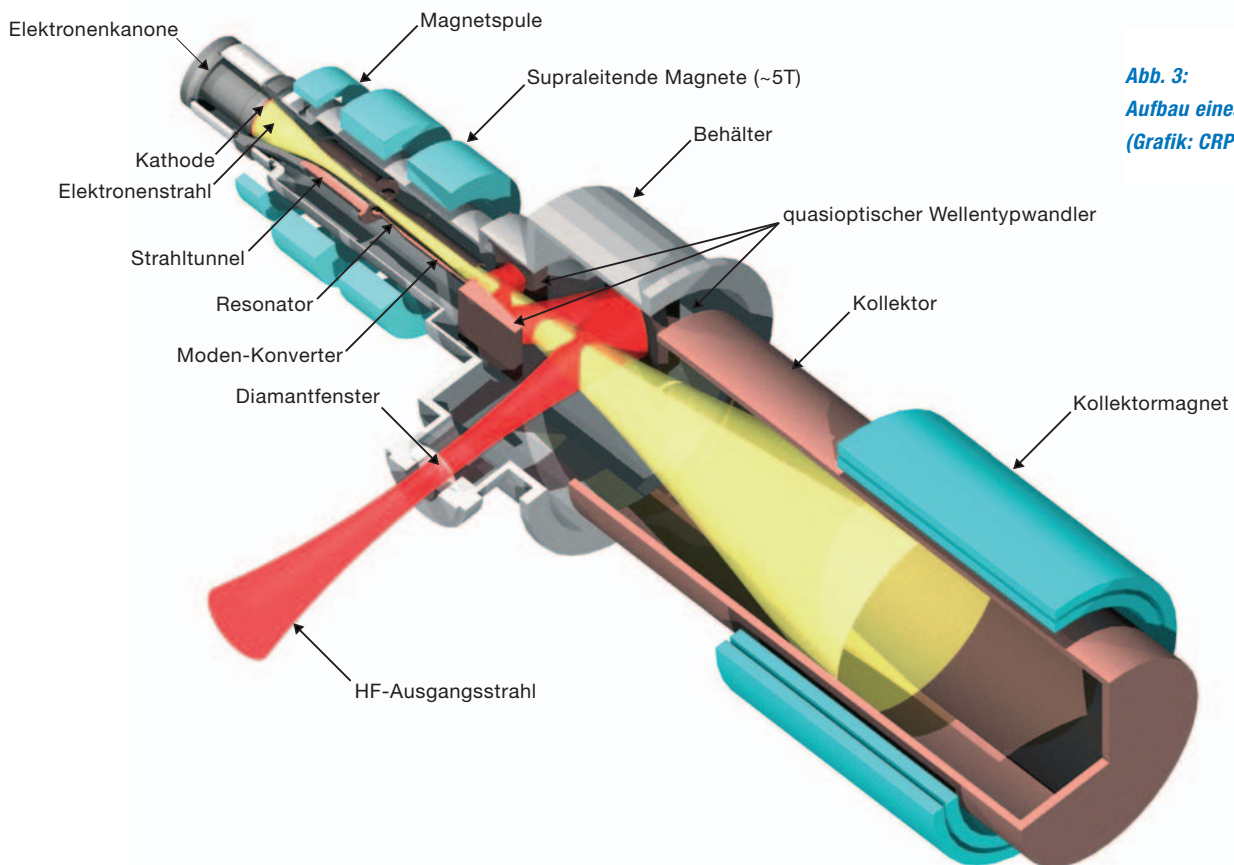


Abb. 3:
Aufbau eines Gyrotrons
(Grafik: CRPP Lausanne)

Umlauffrequenz durch die Größe des Magnetfeldes und die relativistische Masse bestimmt wird. Zugleich erfahren sie ein zunächst schwaches Hochfrequenz-Feld, das durch das Rauschen hervorgerufen wird. Je nach Eintrittsphase in den Resonator werden die Elektronen daher in ihrer Transversalgeschwindigkeit beschleunigt oder verzögert. Sie bilden Elektronenpakete, die im Hochfrequenz-Feld abgebremst werden, wenn die Eigenfrequenz des Resonators die Elektronen-Umlauffrequenz geringfügig überschreitet. Die transversale kinetische Energie der Elektronen wird dabei in Hochfrequenz-Energie umgewandelt.

Die komplizierte räumliche Struktur der erzeugten Millimeterwellen wandelt der quasi-optische Wellentypwandler in eine einfache, gut zum Plasma übertragbare Welle um. Quasi-optisch bedeutet, dass der Wandler mit einer Abstrahlantenne und mit Spiegeln arbeitet, deren Dimensionen groß gegen die Wellenlänge (2,14 Millimeter bei 140 Gigahertz) sind. Die „abgearbeiteten“ Elektronen werden im Kollektor aufgefangen. Der

Millimeterwellenstrahl verlässt das Gyrotron durch ein Vakuumfenster.

Die Elektronenzyklotron-Resonanz eignet sich nicht nur für die Heizung des Plasmas, sondern auch zum Treiben eines Plasmastromes. Dies kann bei Tokamaks zur Stabilisierung lokaler Instabilitäten, zum Beispiel so genannter „Neoklassischer Tearing-Moden“ benutzt werden (siehe Seite 68 und folgende).

Ein wesentlicher Schritt in der Entwicklung von kontinuierlich arbeitenden Hochleistungsgyrotrons war die Entwicklung von synthetischen Diamantfenstern (chemical vapor deposited diamond: CVD Diamant), die zur Auskopplung der Hochfrequenz-Leistung aus dem Gyrotron und zum Einschuss in das Plasma notwendig sind. Durch die bei Raumtemperatur betriebenen Diamantfenster kann eine Hochfrequenz-Leistung von über 2 Megawatt ausgekoppelt werden. Sie dienen zudem als Vakuumbarriere.

Die im Forschungszentrum Karlsruhe verfolgten Entwicklungslinien sind:

ein quasi-stationäres Gyrotron mit einfachem zylindrischem Resonator und 1 Megawatt Ausgangsleistung für Wendelstein 7-X, ein Gyrotron mit koaxialem Resonator und doppelter Ausgangsleistung für ITER sowie ein in der Frequenz durchstimmbares Gyrotron, das eine erste Anwendung zur Unterdrückung „Neoklassischer Tearing-Moden“ in der Experimentieranlage ASDEX Upgrade finden wird (siehe Kapitel 7.1.1).

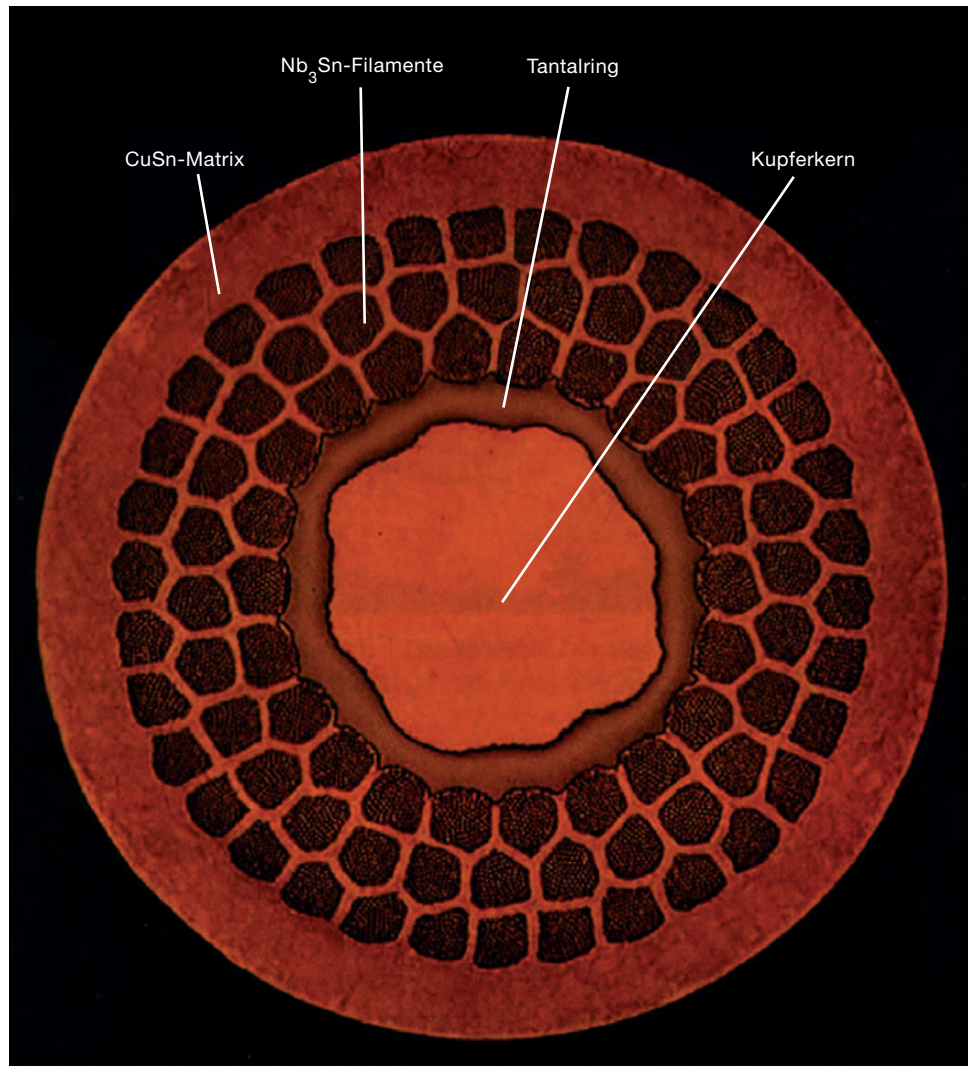
Die Übertragungstechniken für Mikrowellen hoher Leistung für zukünftige Fusionskraftwerke existieren bereits heute. Zur Übertragung zwischen Gyrotron und Plasma können sowohl quasi-optische Übertragungsleitungen mit Spiegeln als auch metallische Wellenleiter verwendet werden. Der Vorteil der Mikrowellenheizung liegt darin, dass keine Antennen im Plasmatorus erforderlich sind, die durch Freisetzen von Partikeln das Plasma verunreinigen könnten. Zudem können die Einstrahlöffnungen im Plasmagefäß klein gehalten werden, da Diamantfenster große Leistungsdichten mit mehr als 100 Megawatt pro Quadratmeter erlauben.

Abb. 4
Querschliff eines Nb_3Sn -Standard-
Einzelleiters mit Durchmesser von rund
1 Millimeter und mehr als
20 000 Nb_3Sn -Filamenten
(Bild: Fa. EAS GmbH, Hanau)

3.2. Supraleitung

Das 100 Millionen Grad heiße Plasma wird in einem „magnetischen Käfig“ eingeschlossen, um eine Berührung mit der Wand des Vakuumgefäßes zu vermeiden. Aufgrund des hohen Plasmadruckes von bis zu 10^6 Pascal (10 bar) sind Magnetfeldstärken von etwa 5 Tesla im Plasma erforderlich. In den meisten der heutigen Fusionsexperimente erzeugen normalleitende Spulen Magnetfelder solcher Stärke für kurze Zeiträume. In zukünftigen Fusionsanlagen mit längerer oder gar stationärer Brenndauer und größerem Plasmavolumen wie ITER werden Maximalfelder von 11 bis 13 Tesla an den Magnetspulen nötig. Derartige Magnetfelder lassen sich nur mit supraleitenden Spulen wirtschaftlich erzeugen, da normalleitende Spulen die freigesetzte Fusionsenergie fast vollständig verbrauchen würden.

Unter Supraleitung versteht man das Verschwinden des elektrischen Gleichstromwiderstandes, wenn man bestimmte Festkörper unterhalb einer „Sprungtemperatur“ T_c abkühlt. Zugleich treten spezielle magnetische Eigenschaften auf. Aus der Fülle bekannt gewordener supraleitender Verbindungen konnten bis heute nur aus Niob-Titan (NbTi) und Niob-Zinn (Nb_3Sn) technisch einsatzfähige Drähte hergestellt werden. Die niedrigen Sprungtemperaturen sowohl von NbTi (rund 10 Kelvin) als auch von Nb_3Sn (rund 18 Kelvin) erfor-



dern die Kühlung auf Temperaturen um 4 Kelvin, was mit Flüssig-Helium in entsprechend komplexen kryogenen Apparaturen geschieht. Die Supraleitung wird abgesehen von der Sprungtemperatur auch noch durch eine maximale Magnetfeldinduktion B_{c2} und eine maximal zulässige („kritische“) elektrische Stromdichte j_c begrenzt. Die drei Größen sind derart miteinander verknüpft, dass mit steigendem Magnetfeld die zulässigen Werte von T_c und j_c sinken. Dabei ist j_c keine intrinsische physikalische Größe, sondern stark abhängig von

der metallurgischen Behandlung des Materials. Die speziellen magnetischen Eigenschaften sind auch dafür verantwortlich, dass Verlustfreiheit nur voll gegeben ist, wenn alle Parameter (T , B , j) stationär konstant sind. Bei zeitlichen Veränderungen kommt es zumindest zu transienten Verlusten. Um trotzdem einen stabilen Strombetrieb eines supraleitenden Drahtes zu gewährleisten, ist ein relativ komplexer Drahtaufbau erforderlich. Abb. 4 zeigt als Beispiel den Querschliff eines Nb_3Sn -Standarddrahtes.

Der Supraleiter besteht aus vielen dünnen Filamenten, die in eine Matrix aus leitfähigem Material eingebettet sind. Da Nb_3Sn im Gegensatz zu NbTi sehr spröde ist, kann die supraleitende Legierung selbst erst nach der Drahtfertigung gebildet werden. Dazu muss in der Matrix Zinn vorhanden sein, so dass in einem Diffusionsglühprozess bei ca. 700 Grad Celsius für etwa 100 Stunden das Zinn in die Niob-Filamente diffundieren kann und so das Nb_3Sn gebildet wird. Die Sprödigkeit des Nb_3Sn fordert in vielen Fällen auch, dass der Diffusionsprozess erst nach dem Wickeln der Spule durchgeführt wird, um den Draht keinen unzulässigen Biegebeanspruchungen auszusetzen.

Hinsichtlich der kritischen Magnetfeldstärken ist NbTi bis ca. 9 Tesla bei 4 Kelvin bzw. 11 Tesla bei 1,8 Kelvin geeignet, Nb_3Sn bis ca. 18 Tesla bei 4 und 21 Tesla bei 1,8 Kelvin. Dies bedeutet, dass bei Magneten für Fusionsanlagen beide Materialien verwendet werden müssen, wobei in Japan auch die mit Nb_3Sn verwandte Verbindung Nb_3Al mit vergleichbaren oder in mancher Hinsicht sogar besseren Daten industriell verfügbar gemacht werden konnte.

Mit der Entdeckung von Supraleitern, deren Sprungtemperatur bereits im Bereich von 130 bis 80 Kelvin liegt, setzte 1987 eine gewaltige Euphorie ein. Für diese Materialien wäre eine Kühlung im Bereich der Temperatur

des flüssigen Stickstoffes (77 K) ausreichend, was wesentlich geringeren energetischen Aufwand und geringere Komplexität bedeutet. Trotz weltweit großer Anstrengungen ist es allerdings bis jetzt nicht gelungen, Drähte aus den beiden am meisten untersuchten Systemen Y-Ba-Cu-O und Bi-Sr-Ca-Cu-O mit wirklich vergleichbaren Eigenschaften und Kosten industriell verfügbar zu machen. Die Entwicklungen bei diesen so genannten „Hochtemperatursupraleitern“ haben bisher zum Beispiel bei den

Bi-Legierungen zu dünnen Bandleitern geführt (Abb. 5), die in Kilometer-Längen herstellbar und mit relativ hohen Kosten für Anwendungen in Stromzuführungen, Labormagneten und Funktionsmodellen elektrischer Betriebsmittel geeignet sind.

Für Fusionsanlagen der nächsten Generation wie ITER stehen daher nach wie vor nur die beiden Materialien NbTi und Nb_3Sn zu Verfügung. Dies gilt zunächst auch für das kürzlich entdeckte MgB_2 mit einer Sprungtemperatur von 39 Kelvin. Wohl lässt es das hohe Potenzial der Hochtemperatursupraleiter für die langfristigen Ziele der Fusion – DEMO und die kommerziellen Kraftwerke danach – als sinnvoll erscheinen, die Entwicklung solcher Leiter mit analogen Eigenschaften wie die des nachfolgend beschriebenen ITER-Leiters zu beginnen. So könnte nicht nur in erheblichem Umfang elektrische Leistung für den Betrieb der Kälteanlagen eingespart sondern auch der Kryostat für die Kraftwerksmagnete deutlich vereinfacht werden.

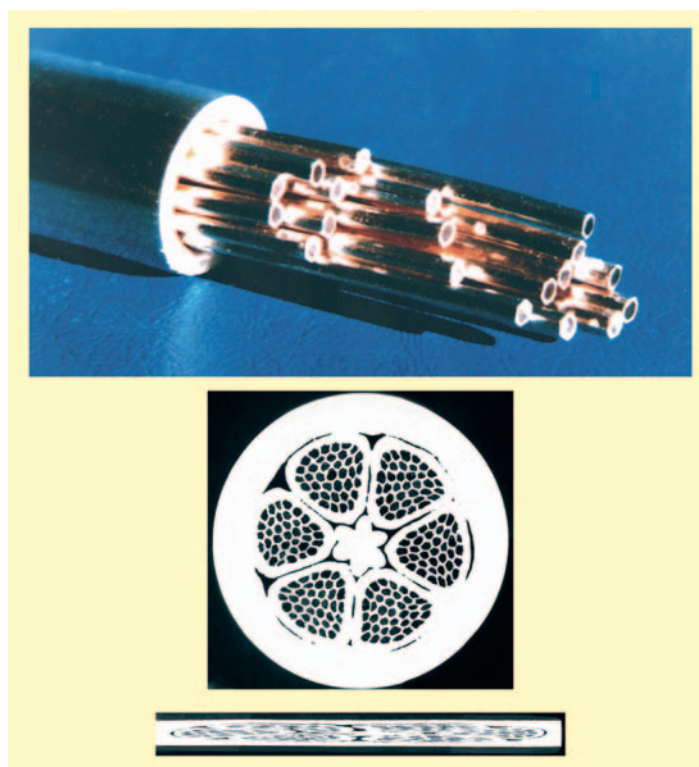


Abb. 5:
Herstellung von
Bi-Sr-Ca-Cu-O-
Bandleitern von
der Multifilament-
bündelung (oben)
über die Draht-
vorstufe (Mitte)
zum fertigen Band
mit einer Breite von
4 mm und einer
Dicke von
0,2-0,3 mm (unten)
(Foto: FZK)

Abb. 6:
Aufbau des Leiters für die ITER-Toroidal-
feldmagnete. Auf einer Rohrspirale als zentra-
lem Helium-Strömungskanal ist ein mehrfach
verseiltes Rundkabel aufgebracht. Die Ein-
zeldrähte haben außen eine Chrom-Plattierung
zur Reduzierung von auftretenden Kopplungs-
strömen bei zeitlich veränderlichen Magnet-
feldern. Das Kabel ist in eine Hülle aus Incoloy
908 eingezogen (Außenmaße: 45 x 45 mm²)
(Foto: FZK)

Da Fusionsmagnete neben hoher Magnetfeldstärke auch große Volumina besitzen, muss die Nennstromstärke der Magnetwicklungen etliche 10 Kiloampere betragen. Daher sind einfache Standarddrähte wie in Abb. 4 (Seite 26) nicht ausreichend. Stattdessen muss das Leiterkabel aus vielen Einzeldrähten verseilt werden. Da wegen der hohen Magnetfeldstärken und der großen Abmessungen hohe elektromagnetische Kräfte auftreten, werden sowohl für Leiter und Spule spezielle Konstruktionsmaßnahmen erforderlich. So ist zum Beispiel beim Test zweier Spulen in der Testanlage TOSKA (**T**oroidale **S**pulentestanlage **K**arlsruhe) eine Kraft von 6000 Tonnen aufzunehmen, etwa das Gewicht von 100 Bahnlokomotiven. Als Ergebnis langjähriger Entwicklungsprogramme hat sich der folgende Leiter- und Wicklungsaufbau als erfolgreich erwiesen: Das Leiterseil wird in eine Stahlhülle eingezogen und das Helium strömt als überkritisches Fluid hindurch, wie dies am Beispiel des Leiters für die Toroidalfeldspule für ITER in Abb. 6 gezeigt ist.

Die Leiterhülle fungiert damit gleichzeitig als Druckkessel für das Helium, die Einzelleiter im Seil sind auf einem Großteil ihrer Oberfläche mit Helium benetzt, was für eine gute Kühleffektivität sorgt. Die im Leiter auftretenden elektromagnetischen Kräfte werden von der Hülle auf das gesamte Hüllenensemble des Wickelpaketes und von dort auf ein dickwandiges Gehäuse übertragen. In jedem Fall wird die Hülle beim Wickeln mit einer elektrischen Isolation umgeben und das ganze Wickelpaket mit Epoxidharz vergossen. Auf diese Weise wird ein starrer Wicklungsblock mit definierten elektrischen Isolationseigenschaften und definier-

ten mechanischen Eigenschaften hergestellt. Nach diesem Konstruktionsprinzip werden bereits seit 20 Jahren Toroidalfeldspulen zu Testzwecken gefertigt. Auch die Spulen für den Stellarator Wendelstein 7-X in Greifswald wurden nach diesem Bauprinzip entwickelt. Im Falle von Nb₃Sn-Leitern muss die aufgebrachte Isolation zunächst einer Diffusionsglühbehandlung der Wicklung standhalten. Sie besteht deshalb aus einer trockenen Glasfaserbandage, und der Epoxidharzverguss kann erst nach der Glühung erfolgen, bzw. die Isolation wird erst nach der Glühung aufgebracht. Dies wurde in jüngster Zeit bei den Modellspulen für ITER realisiert.



3.3 Energieumwandlung im Blanket

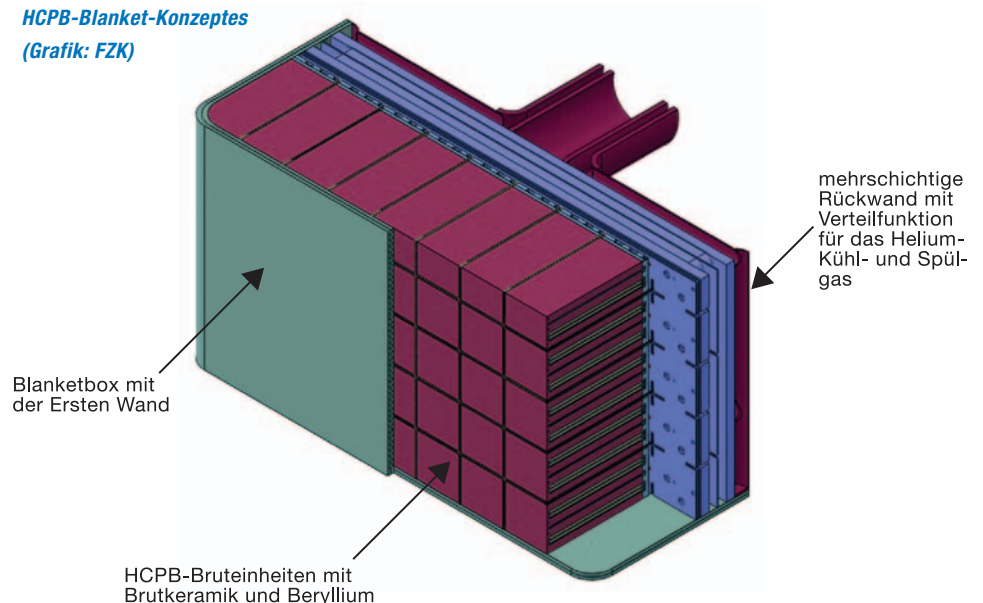
Zukünftige Fusionskraftwerke müssen sich dem wirtschaftlichen Wettbewerb mit anderen Energiequellen stellen. Eine Schlüsselrolle kommt dem Blanket – der inneren Auskleidung des Plasmagefäßes – zu, da überwiegend dort die Umwandlung der Fusionsenergie in Wärme erfolgt. Sein thermischer Wirkungsgrad und seine Leistungsdichte gehen direkt in den Gesamtwirkungsgrad eines Fusionskraftwerkes ein. Das Blanket in einem Fusionskraftwerk erfüllt drei Funktionen:

- Umwandlung der Neutronenenergie aus der Fusionsreaktion
 $D + T \rightarrow {}^4\text{He} + n + 17,58 \text{ MeV}$
 in nutzbare Wärme.
- Erbrüten des Brennstoffs Tritium durch die Kernreaktionen
 ${}^7\text{Li} + n \rightarrow {}^4\text{He} + T + n - 2,47 \text{ MeV}$
 und
 ${}^6\text{Li} + n \rightarrow {}^4\text{He} + T + 4,78 \text{ MeV}$.
 Da die erste Reaktion aufgrund ihrer Energieschwelle wenig beiträgt, wird der natürliche Anteil des ${}^6\text{Li}$ von 7,5 % je nach Konzept auf 30 bis 90 Prozent angereichert.
- Abschirmung des Vakuumgefäßes und der supraleitenden Magnete gegen Neutronen und Gamma-Strahlung, um Strahlenschäden zu minimieren. Die Hauptlast trägt jedoch eine direkt hinter dem Blanket angebrachte Abschirmung, in der die Neutronen weiter moderiert und eingefangen werden.

Die Blanketentwicklung im europäischen Fusionsforschungsprogramm konzentriert sich auf zwei Entwicklungslinien, das heliumgekühlte Feststoffblanket HCPB (**h**elium **c**ooled **p**ebble **b**ed) und das heliumgekühlte Flüssigmetallblanket HCLL (**h**elium **c**ooled **l**ithium **l**ead). Beide Konzepte sind mit begrenzter Extrapolation heute verfügbarer Technologien herstellbar.

Den prinzipiellen Aufbau des unter Federführung des Forschungszentrums Karlsruhe entwickelten HCPB-Blankets zeigt Abb. 7.

Abb. 7:
 Schnitt durch die Box des
 HCPB-Blanket-Konzeptes
 (Grafik: FZK)



Ein stabiles Gehäuse, die Blanket-box, aus ferritisch-martensitischem Stahl bildet die äußere Struktur des Blanketmoduls. Das Innere der Blanketbox ist durch ein Gitter aus waagerechten und senkrechten Stahlplatten unterteilt, die die Box gegen Überdruck des Kühlgases versteifen. In den Fächern des Versteifungsgitters werden Bruteinheiten platziert, in denen sich zwischen Kühlplatten Kugelschüttungen aus einer Brutkeramik (Li_4SiO_4 oder Li_2TiO_3) und dem Neutronenmultiplikator Beryllium abwechseln. Die Partikel haben Durchmesser von 0,3 bis 0,6 Millimeter (Li_4SiO_4) bzw. 1 Millimeter (Li_2TiO_3 , Beryllium).

Zur Wärmeabfuhr aus dem Blanket sind alle Stahlstrukturen mit internen Kanälen durchzogen, durch die Helium unter 8 Megapascal Druck strömt; dorthin muss die im Blanket entstehende Wärme durch Wärmeleitung gelangen. Mit einer Einlasstemperatur von rund 300 Grad Celsius strömt „kaltes“ Helium zunächst durch die

Kühlkanäle der Ersten Wand, wo im Bereich der höchsten Leistungsdichte etwa 30 Prozent der gesamten Blanketleistung anfallen. Das so vorgewärmte Helium wird dann den Platten des Versteifungsgitters zugeführt und zirkuliert schließlich durch die Kühlplatten der Bruteinheiten. Das nunmehr heiße Helium wird durch Kanäle mit großem Querschnitt in einen konventionellen Kreislauf geleitet. Die Auslasstemperatur des Heliums beträgt ca. 500 Grad Celsius, der daraus resultierende thermische Wirkungsgrad in einem angeschlossenen konventionellen Dampf-Wasser-Kreislauf rund 40 Prozent. Ein separater Helium-Spülkreislauf (Systemdruck 0,1 Megapascal) führt das im Brutmaterial und im Beryllium erzeugte Tritium ab. Durch stetiges Ausspülen des erbrüteten Tritiums wird der Tritium-Partialdruck im Spülkreislauf und im Blanket niedrig gehalten und so verhindert, dass Tritium in nennenswerten Mengen durch Strukturmaterialien hindurch dringt und in den Kühlkreislauf gelangt. Vom Spül-

kreislauf wird das Tritium in das Extraktionssystem eingespeist, um es als Brennstoff mit Deuterium vermischt in das Plasma einzuspeisen (siehe Kap. 3.5).

Im Rahmen einer europäischen Reaktorstudie werden auch so genannte fortgeschrittene Blanket-Konzepte verfolgt, die durch Erhöhung der Betriebstemperaturen einen höheren Wirkungsgrad erreichen. Hierzu werden Technologien und Werkstoffe benötigt, die weiteren Entwicklungsaufwand erfordern. Ein Beispiel ist das Dual-Coolant-Blanket-Konzept, bei dem die Erste Wand mit Helium gekühlt wird, der Hauptteil der erzeugten Wärme jedoch direkt durch Umwälzung des Blei-Lithium-Flüssigmetalls zum Wärmetauscher transportiert wird. Strömungseinsätze aus Siliziumkarbid in den Flüssigmetallkanälen dienen als elektrischer und thermischer Isolator zwischen Strukturmaterial und dem strömenden Flüssigmetall.

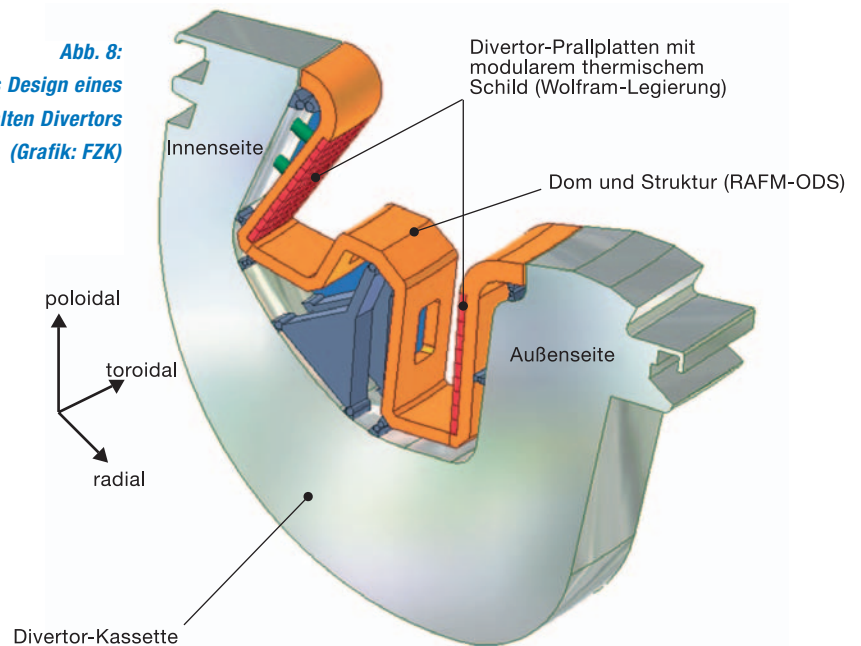
3.4. Der Divertor

Der Divertor baut sich im Wesentlichen aus den thermisch hochbelasteten Divertor-Prallplatten und der Divertorstruktur auf. Seine Hauptfunktion besteht darin, die „Fusionsasche“ – Helium, unverbranntes Deuterium und Tritium sowie Verunreinigungen – aus dem Plasma zu entfernen und die im Divertorraum ankommende Fusionsenergie – etwa 15 bis 20 Prozent der insgesamt vom Plasma abgestrahlten Wärmeleistung – abzuführen.

Seine genaue Position im Plasmagefäß eines Kraftwerks ist abhängig von der Gestalt des Magnetfeldes, welches das Plasma einschließt. Er befindet sich an der tiefsten oder auch höchsten Stelle des Vakuumbehälters. Zusammen mit dem Blanket bildet er eine geschlossene Mantelfläche um das Plasma und wirkt daher auch als Schutzschild vor Neutronenbeschuss für den Vakuumbehälter und für die dahinter liegenden supraleitenden Magnete.

Der Divertor wird zur leichteren Handhabung und Wartung in einzelne Kassetten unterteilt. In Abb. 8 ist eine solche Kassette dargestellt. Jede besteht aus den Prallplatten, dem Dom, der die Absaugöffnung enthält, und der Struktur, die die Leitungen zur Verteilung des Kühlmittels aufnimmt. Die Prallplatten werden mit einer „Opferschicht“ aus Wolfram oder Wolfram-Legierungen, bei ITER auch Wolfram mit Kupfereinlagen,

Abb. 8:
Prinzipielles Design eines mit Helium gekühlten Divertors
(Grafik: FZK)



hergestellt. Sie sind in Verlängerung der äußersten Magnetfeldlinien positioniert, entlang derer der Wärmeeintrag und die Fusionsasche auf die Prallplatten gelenkt werden.

Die ankommenden Plasmateilchen besitzen eine hohe kinetische Energie, die beim Aufschlag in thermische Energie umgewandelt wird und über mechanische und thermische Effekte zur Erosion führt. Die Oberflächen der Prallplatten sind also Verschleißteile, daher der Ausdruck „Opferschicht“. Sie erreichen eine Lebensdauer von voraussichtlich bis zu zwei Jahren, dann müssen sie ausgewechselt werden.

Die Wärmelast, die über den Divertor abgeführt werden muss, ist im Vergleich zu sonstigen technisch relevanten Wärmeleistungsdichten sehr hoch. Eine ausreichende Kühlung des Divertors ist daher notwendig, um ein Überhitzen und damit ein Versagen des Bauteils zu verhindern. Gleichzeitig spielt diese Energie auch für die Gesamtbilanz des Kraftwerks eine Rolle und soll wirtschaftlich sinnvoll genutzt, d. h. der Stromerzeugung zugeführt werden.

Als Kühlmittel sind prinzipiell Wasser, Helium oder auch Flüssigmetall geeignet. Helium bietet jedoch den Vorteil, chemisch und neutronisch inert zu sein, zudem können höhere Temperaturen erreicht werden, was den Wirkungsgrad des Gesamtkraftwerks um etwa 1 Prozent verbessern kann. Helium kann zudem direkt in den Stromgewinnungsprozess eingekoppelt werden. Vor allem aber dient es der Sicherheit: Anders als Helium kann Wasser mit Beryllium reagieren und dabei Wasserstoff freisetzen. Der heliumgekühlte Divertor wird daher am Forschungszentrum Karlsruhe weiter entwickelt (siehe Kap. 7.3.4).

Die hohe Wärmeleistungsdichte erfordert eine sorgfältige Divertorauslegung unter enger Verknüpfung von Fertigungstechnologie und Materialprozesstechnik, insbesondere in Bezug auf das Schutzschichtmaterial auf Wolfram-Basis und auf das Strukturmaterial auf Basis von niedrigaktivierbaren ferritisch-martensitischen Stählen.

3.5. Der Brennstoffkreislauf

Die Wasserstoffisotope Deuterium und Tritium als Brennstoff eines Fusionskraftwerkes sind in molekularer Form primär gasförmig. Dementsprechend ist der Brennstoffkreislauf charakterisiert durch die Prozessierung von Gasen. Allerdings arbeitet die kryogene Trennung der Wasserstoffisotope mit flüssigem Tritium, Deuterium und Protium. (In der Fusionstechnologie dient der Terminus Protium als explizite Bezeichnung für das leichteste Wasserstoffisotop, da der Begriff Wasserstoff häufig auch für seine Isotopengemische verwendet wird.) Daneben muss auch das in verschiedenen Bereichen eines Fusionskraftwerkes anfallende tritierte Wasser aufgearbeitet werden. Weil mehr als 97 Prozent des eingespeisten Deuteriums und Tritiums unverbrannt bleibt, kann das Gesamtinventar an Tritium in Fusionskraftwerken nur klein gehalten werden, wenn der Brennstoff auf möglichst kurzem Wege zurück gewonnen wird.

Die Prinzipien des Brennstoffkreislaufs eines Fusionsreaktors sind in Abb. 9 dargestellt. Der innere Brennstoffkreislauf (gelb) umfasst die Einspeisung des gasförmigen oder als gefrorenes Pellet injizierten Brennstoffgemisches, das Vakuumssystem aus Kryopumpen und mechanischen

Pumpen zum Abpumpen des Heliums als der „Asche“ der Deuterium-Tritium-Reaktion und des überschüssigen Brennstoffgemisches sowie die Tritiumanlage mit den Systemen zur Gasreinigung, Isotopentrennung, Speicherung, Einspeisung und Analytik.

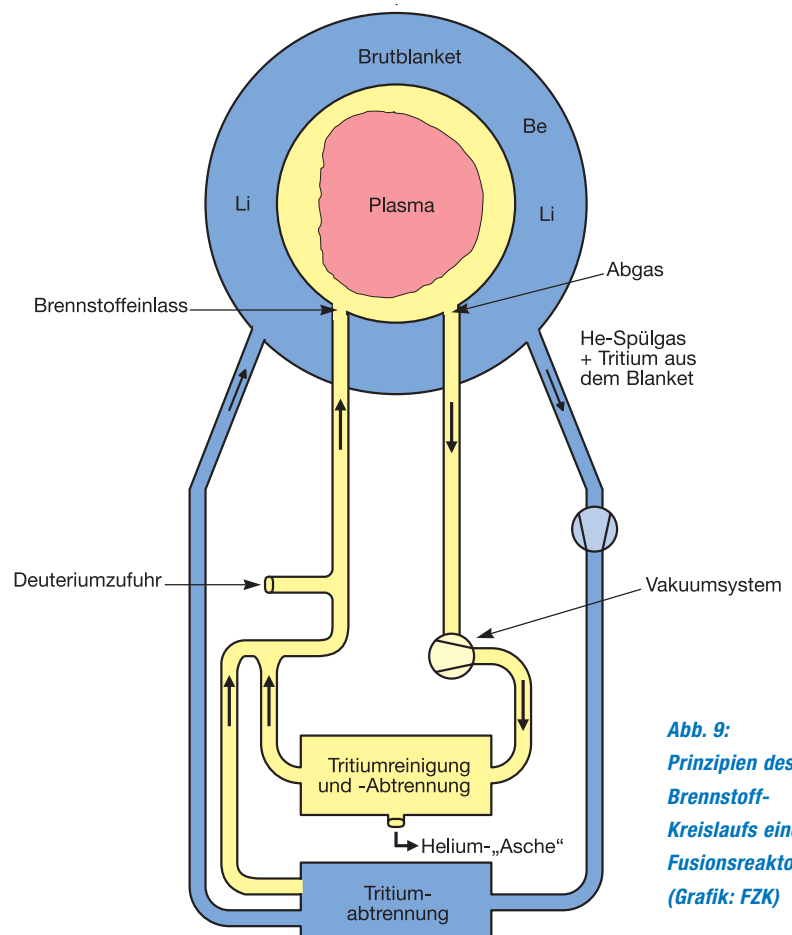


Abb. 9:
Prinzipien des
Brennstoff-
Kreislaufs eines
Fusionsreaktors
(Grafik: FZK)

Im äußeren Brennstoffkreislauf (blau) wird das Tritium, das im Blanket durch Neutroneneinfang aus Lithium erbrütet wurde, durch das Spülgas Helium extrahiert, abgetrennt und in den inneren Brennstoffkreislauf eingespeist.

Wegen der kurzen Halbwertszeit des Tritiums von nur etwa 12,3 Jahren ist seine Strahlung vergleichsweise intensiv, wenngleich Tritium der energetisch schwächste bekannte natürliche Beta-Strahler mit einer maximalen Energie von nur 18,6 Kilo-elektronenvolt ist. Dementsprechend beträgt die größtmögliche Reichweite der Strahlung in atmosphärischer Luft nur 6 Millimeter, in Metallen nur etwa 1 Mikrometer. Bauteile aus organischen Materialien wie zum Beispiel Dichtungen werden allerdings innerhalb kurzer Zeit durch Tritium zersetzt. Grundsätzlich müssen daher Tritium führende Systeme ganzmetallisch und ultrahochvakuumdicht ausgelegt werden. Auch die Verwendung ölgeschmierter oder gar ölgedichteter Pumpen in Tritium führenden Systemen ist nicht möglich. Eine weitere Schwierigkeit im Umgang mit Tritium ist seine Eigenschaft, Metalle oberhalb einer bestimmten Temperatur (zum Beispiel Edelstahl oberhalb 150 bis 200 Grad Celsius) zu durchdringen, in der Fachsprache „Permeation“ genannt. Heißgehende Komponenten des Brennstoffkreislaufs müssen daher zusätzlich mit einem äußeren Behälter umgeben werden. Die periodische

Evakuierung des Zwischenraums sorgt für eine gute thermische Isolierung der geheizten Komponente und erlaubt gleichzeitig die Rückgewinnung des permeierten Tritiums. Die Wand des äußeren Behälters bleibt auf niedriger Temperatur und verhindert so wirksam die Permeation von Wasserstoffisotopen nach außen.

Die Aufrechterhaltung einer Fusionsreaktion hängt stark von der Reinheit des Deuterium-Tritium-Plasmas im Plasmabehälter ab. Jegliche Verunreinigung führt zu Strahlungsverlusten durch Bremsstrahlung und damit zum Erlöschen der Fusionsreaktion. Dieser Effekt verstärkt sich deutlich mit steigender Ordnungszahl der auftretenden Teilchen. Deshalb muss das Plasmagefäß zunächst evakuiert, auf Dichtheit geprüft und die Wände für Ultrahochvakuumstandards konditioniert werden.

Wenn das Plasma brennt, besteht die Hauptaufgabe der Vakuumpumpen darin, das Fusionsprodukt Helium durch kontinuierliches Absaugen des Plasmaabgases auf einer Konzentration von maximal 3 bis 5 Prozent zu halten. Neben Helium besteht das Plasmaabgas zum überwiegenden Teil aus nicht verbrannten Wasserstoffisotopen sowie aus unerwünschten Verunreinigungen, die durch Wechselwirkung der Plasmapartikel mit der ersten Wand entstehen. Bei Verwendung von Graphitziegeln entstehen Kohlenwasserstoffverbindungen. Zu erwarten sind auch Oxide wie

DTO, CO, CO₂ aus chemisorbiertem Sauerstoff, der beim Konditionieren nicht komplett aus der Wand ausgetrieben wurde. Die zunächst noch ionisierten Teilchen des Plasmaabgases werden durch geeignete Magnetfelder aus dem Spalt zwischen Plasmarand und erster Wand ausgeleitet und auf die Divertorplatten geführt. Dort werden sie neutralisiert und zu Molekülen rekombiniert, die in der Lage sind, das magnetische Einschlussfeld zu verlassen. Hinter den Divertoren befinden sich radial verlaufende Kanäle, an deren Ende die Vakuumpumpen installiert sind.

Bei jeder Fusion eines Deuterium- mit einem Tritiumkern entsteht ein Helium-Atomkern. Der abzupumpende Massenstrom an Helium ist daher proportional zur Leistung des Kraftwerkes. ITER zum Beispiel mit einer Leistung von 500 Megawatt ist auf einen Gesamtabgasstrom von etwa 2 Liter pro Sekunde bei Normaldruck ausgelegt, der mit einem Druck von 0,1 bis 10 Pascal am Pumpeneinlass ansteht. Dafür ist ein extrem hohes Saugvermögen des Vakuumsystems nötig. Am Ort der Pumpen herrschen hohe Magnetfelder, die in schnell laufenden Rotoren Wirbelströme erzeugen. Zudem müssen die Pumpen auch unter mechanischen Erschütterungen störungsfrei arbeiten, die zum Beispiel von Disruptionen ausgelöst werden. Für diese Anforderungen sind keine handelsüblichen Vakuumpumpen verfügbar, sondern es sind spezielle Entwicklungen nötig.

3.6. Werkstoffe für die Fusion

Die Materialentwicklung für zukünftige Fusionskraftwerke umfasst eine Vielzahl von Werkstoffen. Schwerpunktmäßig befasst sich das Forschungszentrum Karlsruhe mit der Entwicklung von Strukturwerkstoffen, die einen entscheidenden Einfluss auf die Auslegung fast aller plasmanahen Komponenten ausüben und somit für Langlebigkeit, Wirkungsgrad, Wirtschaftlichkeit, Sicherheit und Entsorgung von grundlegender Bedeutung sind. Langfristig gesehen sind Strukturwerkstoffe zu entwickeln, die einer komplexen Überlagerung intensiver Neutronen- und Wärmestrahlung, Brut- und Kühlmiteinflüssen und thermisch-mechanischer Wechselverformung über viele Jahre hinweg standhalten und darüber hinaus umweltschonende radiologische Eigenschaften haben.

Neben den klassischen Eigenschaften eines Werkstoffes hinsichtlich Thermophysik, Mechanik, Korrosion und Kompatibilität mit anderen Materialien, zum Beispiel Brutkeramik und Beryllium, stellen die für einen Fusionsreaktor typische hochenergetische Neutronen- und Gammastrahlung sowie die Wärmebelastung besondere Anforderungen.

Die hochenergetischen Fusionsneutronen durchdringen Strukturmaterialien und führen durch Wechselwirkungen mit den Gitteratomen zur so genannten Verlagerungsschädigung, welche ihrerseits makroskopische

Werkstoffeigenschaften wie Kriech- und Ermüdungsbeständigkeit, Duktilität, Versprödungsfestigkeit, Bruchzähigkeit oder Korrosionseigenschaften deutlich verschlechtern kann. Als ein Maß der Verlagerungsschädigung gilt die Zahl der Verlagerungen pro Gitteratom (**displacement per atom, dpa**). Schließlich führen hohe Neutronenenergien zu Kernumwandlungsreaktionen, bei denen die versprödungswirksamen Elemente Wasserstoff und Helium in signifikanten Konzentrationen anfallen. Die neutronen-induzierte Schädigung der Ersten Wand eines Leistungsreaktors wird sich in metallischen Werkstoffen auf typischerweise 20 dpa, etwa 200 apm (atomic parts per million) Helium und 1000 apm Wasserstoff pro Betriebsjahr belaufen, so dass allein schon aufgrund der Neutronenbestrahlung hohe Anforderungen an Strukturmaterialien eines Fusionskraftwerks zu stellen sind. Eine dem entsprechende Werkstoffauswahl und Entwicklung basiert derzeit auf Simulationsbestrahlungen in Spaltreaktoren und Leichtenbeschleunigern sowie auf Modellrechnungen und entsprechenden Extrapolationen. Zur endgültigen Qualifizierung der Werkstoffe für ein Fusionskraftwerk ist jedoch eine Neutronenquelle erforderlich, die ein fusionstypisches Neutronenspektrum erzeugen kann.

Ein wesentliches Entwicklungsziel ist das schnelle Abklingen der bestrahlungs-induzierten Aktivierung.

Ein besonderer Vorteil der Fusionstechnologie ist das völlige Fehlen spaltbarer schwerer Elemente und die damit einhergehende Bildung sehr langlebiger und zum Teil weiterhin spaltbarer Radioisotope. Damit verbleibt im Fusionskraftwerk als wesentliche Quelle für die Bildung von Radioaktivität der Neutroneneinfang in plasmanahen Strukturwerkstoffen. Da unter Neutronenbestrahlung unterschiedliche Isotope auch um Größenordnungen unterschiedliche Aktivierbarkeiten und Abklingzeiten (Halbwertszeiten) aufweisen, ist die Entwicklung darauf ausgerichtet, die Zusammensetzung der Werkstoffe so zu gestalten, dass sie möglichst nur aus Elementen mit geringer Langzeitaktivierung bestehen. Probleme der Rezyklierung, Stilllegung und Endlagerung werden damit von Anfang an grundlegend entschärft.

Die genannten Anforderungen haben zu einer weltweiten Konzentration der Werkstoffentwicklung auf im Wesentlichen drei Werkstoffklassen geführt:

Reduziert aktivierbare ferritisch-martensitische Stähle (RAFM): Konventionelle ferritisch-martensitische 9-12%CrMoV(Nb)-Stähle sind in der Reaktortechnologie u.a. als Strukturwerkstoffe von Brennelementen in schnellen Brüttern für einen Temperaturbereich von etwa 400 bis 550 Grad Celsius entwickelt worden. Hochdosisbestrahlungen bis 145 dpa

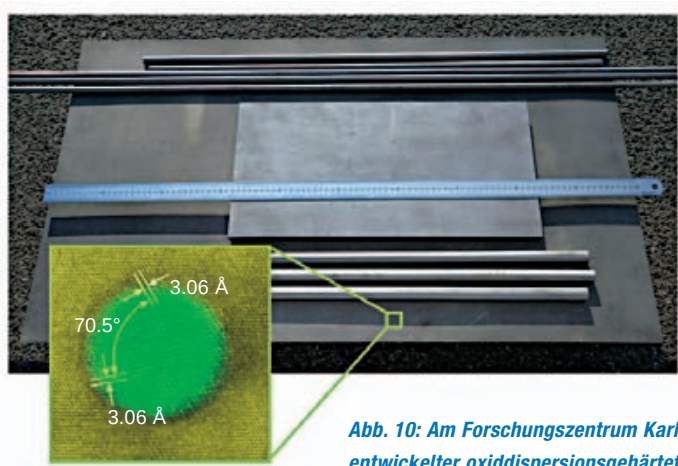


Abb. 10: Am Forschungszentrum Karlsruhe entwickelter oxiddispersionsgehärteter Stahl „EUROFER-ODS“, in unterschiedlichen Halbzeugen, mit ca. 10 Nanometer kleinen Y_2O_3 -Dispersoiden

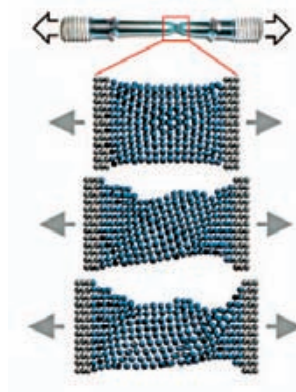


Abb. 11: Atomare Gleitvorgänge in einer Fe-Legierung während eines Zugversuchs, simuliert mit einem molekulardynamischen Code unter Verwendung fortgeschrittener Atompotentiale

zeigten unter typischen Brüterbedingungen im Gegensatz zu austenitischen Stählen eine sehr gute Schwellresistenz, eine kaum messbare Helium-Hochtemperaturversprödung sowie eine sehr gute Bruchzähigkeit. Unterhalb einer Bestrahlungstemperatur von rund 400 Grad Celsius neigen diese klassischen ferritisch-martensitischen Stähle jedoch zu erheblicher Bestrahlungsversprödung und einem damit verbundenen starken Anstieg der Sprödbbruch-Übergangstemperatur. Eine seit Beginn der 90er Jahre am Forschungszentrum Karlsruhe betriebene Legierungsentwicklung in Richtung niedrige Aktivierbarkeit brachte einen hochreinen RAFM-Stahl der Zusammensetzung 9Cr-WVTa hervor, in welchem insbesondere die klassischen Hauptlegierungselemente Nb und Mo durch W und Ta ersetzt wurden. Diese Legierung ist unter dem Namen EUROFER zur europäischen Referenz geworden und die vorliegenden Daten zeigen, dass zumindest bis 40 dpa eine wesentliche Verbesserung der radiologischen Eigenschaften auch mit einem deutlich verbesserten Bestrahlungsverhalten einhergeht.

Signifikante Verbesserungen des Wirkungsgrads von Leistungsreaktoren sowie Einsätze in thermisch höchstbelasteten Divertorstrukturen setzen eine Erhöhung der oberen Einsatztemperatur von 550°C auf mindestens 650 °C voraus. Dazu werden in jüngster Zeit weltweit so-

nannte oxiddispersionsgehärtete (ODS) Eisenbasis-Legierungen mit nanoskaligen Y_2O_3 -Einschlüssen entwickelt. Der jüngst am FZK entwickelte EUROFER-ODS Stahl hat eine homogene Verteilung von 8-12 Nanometer kleinen Y_2O_3 Teilchen, kann schon in verschiedenen Halbzeugen hergestellt werden (Abbildung 10) und zeichnet sich neben der erwarteten Hochtemperaturfestigkeit durch eine niedrige Aktivierbarkeit sowie durch sehr gute Duktilitäts- und Sprödbroeigenschaften aus. Des weiteren bestätigen erste Neutronenbestrahlungen die Erwartung, dass solche ODS-Legierungen mit homogen verteilten nanoskaligen Dispersoiden eine bisher unerreichte Bestrahlungsresistenz aufweisen.

Die Entwicklung von fusionstauglichen SiC/SiC-Faserverbundwerkstoffen (SiC = Siliziumkarbid) ist sicherlich die größte Herausforderung der genannten Werkstoffklassen. Diese Verbundwerkstoffe zeichnen sich durch geringe Aktivierbarkeit und Nachzerfallswärme aus sowie durch sehr hohe Einsatztemperaturen. Die Wahrung der strukturellen Integrität muss aber zunächst für hohe Neutronendosen noch grundlegend nachgewiesen werden. Außerdem fehlen für große SiC/SiC-Komponenten die Herstellungstechnologie sowie ein geeignetes Auslegungsregelwerk.

Schließlich hat in jüngster Zeit nicht zuletzt aufgrund der Verfügbarkeit leistungsfähiger Rechner die realitätsnahe Simulation von Werkstoffeigenschaften weltweit sprunghaft zugenommen. Ein maßgebliches Ziel der fusionsorientierten multiskaligen Werkstoffmodellierung ist ein ganzheitliches Verständnis von atomaren Verlagerungsvorgängen bis zum makroskopischen Bauteilverhalten. Abbildung 11 zeigt als Beispiel eine molekulardynamische Simulation eines Zugversuchs mit experimentell bestätigten atomaren Gleitvorgängen. Die quantitative Modellierung und Simulation „vom Atom zum Bauteil“ dient auch einer effizienten Werkstoffentwicklung und langfristig einer wesentlich verlässlicheren Vorhersage von Bauteillebensdauern.

3.7. Fernhantierungstechniken

Zu den für ein künftiges Fusionskraftwerk wichtigen Technologien zählt die Fernhantierungstechnik. Den ersten vollständig durch Roboterarme ausgeführten Umbau in der Geschichte der Fusionsforschung hat 1998 das Europäische Fusionsexperiment JET unternommen. Als im Anschluss an die Experimente mit Deuterium-Tritium-Plasmen des Jahres 1997 ein umfangreicher Umbau in dem aktivierten Plasmagefäß vorgesehen war, geschah dies vollständig fernbedient. Dabei sollte der ursprüngliche Divertor durch eine weiterentwickelte Version ersetzt werden.

Der hierzu bei JET entwickelte Manipulator ist ein variables System, das sich den wechselnden Bedingungen

der JET-Anlage anpassen kann. Hauptelemente sind zwei Roboterarme, die von einem 10 Meter langen Gelenkarm gehalten und im Plasmagefäß bewegt werden. Der Gelenkarm greift durch eine Öffnung in das Gefäß hinein und kann alle Stellen auf der Oberfläche erreichen.

Ein Techniker steuert die Greif- und Arbeitsarme über ein computerunterstütztes Mensch-Maschine-Zwischenglied, das die menschlichen Arme quasi in die radioaktive Umgebung des Plasmagefäßes hinein „verlängert“. Es stattet den Operateur mit einer Art Berührungsgefühl aus und gibt ihm mit Hilfe mehrerer Videokameras den Eindruck von Anwesenheit im Gefäß. Mit den Werk-

zeugen der Roboterarme kann der Operateur Gegenstände im Gefäß bewegen, schrauben, schweißen und schneiden sowie mit Hilfe der zahlreichen Kameras auch inspizieren und messen.

Für den Umbau wurden die 144 Module des alten Divertors ausgebaut und durch 192 neue Teile ersetzt. Dazu mussten fernbedient etwa 1500 Schrauben gelöst, elektrische Verbindungen getrennt, die alten Divertorteile abtransportiert, das Gefäß gereinigt, einige kleinere Messgeräte eingebaut, die Wände inspiziert und schließlich auf engem Raum die neuen Divertormodule exakt platziert und verschraubt werden, ohne dabei die empfindlichen Graphit-Oberflä-

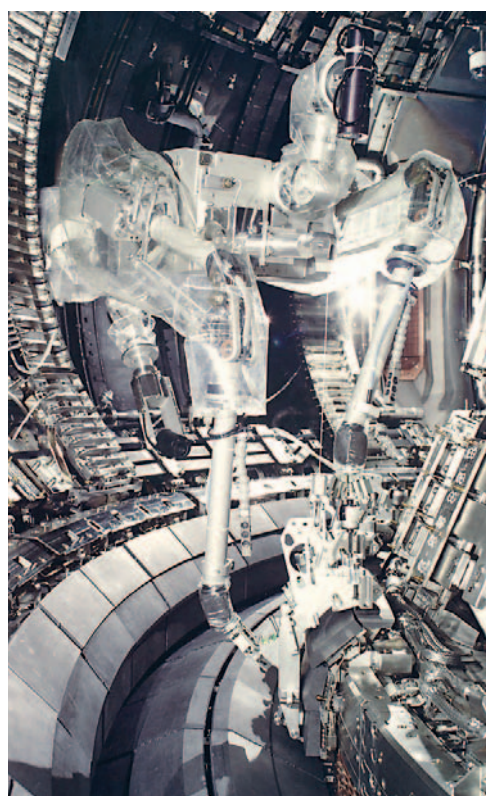
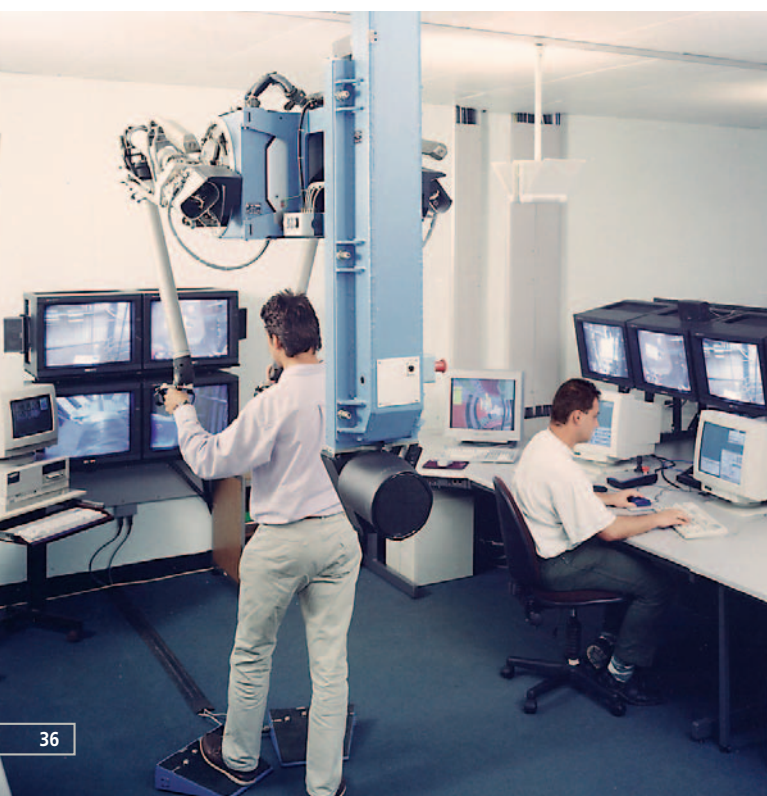


Abb 12:
Vom Kontrollraum aus (Bild links) steuert der Operateur die Bewegungen des zweiarmigen Roboters im Plasmagefäß (Bild rechts) und kontrolliert den Effekt über Monitore. Das System vermittelt ihm den Eindruck von Berührung und Anwesenheit im Gefäß. (Fotos: JET)



Abb. 13: Blanket-Testanlage in Naka, Japan: Sie simuliert die Innenregion des halben Plasmagefäßes. Mit einem Greifarm ausgerüstete fahrbare Roboter handhaben die Blanket-Module. (Foto: ITER)

chen der Abdeckplatten zu beschädigen. Mit dem Herausziehen des Gelenkarmes und Schließen der Plasmakammer war nach 17 Wochen am 28. Mai 1998 der Umbau planmäßig und fehlerfrei beendet.

Auch für den geplanten Testreaktor ITER wurden Fernhandierungstechniken entwickelt: Um in der strahlenden Umgebung beschädigte Blanket-Module austauschen und – in einer späteren Experimentierphase – das Tritium-Brutblanket in die ITER-Anlage einbauen zu können, müssen die einzelnen Module fernbedient auswechselbar sein. Beim Einbau werden die jeweils vier Tonnen schweren Module mit einem fernbedienten Transporter im Plasmagefäß durch eine der Öffnungen in das Gefäß hineingehoben, dort an der Wand befestigt und mit der Wasserkühlung verbunden. Dies geschieht durch vier auf einer Schiene im Plasmagefäß laufende Roboterfahrzeuge. Vollständig fernbedient werden die Schienenteile zunächst durch vier Öffnungen in das Plasmagefäß eingeführt, dort zusammengebaut und verankert. Die Fahrzeuge, die jeweils mit einem sechs Meter langen Greifarm ausgerüstet sind, handhaben die schweren Blanket-Module mit hoher Genauigkeit. Der Greifer kann die Module an der Stützwand befestigen und wieder lösen, Kühlwasserleitungen zusammenschweißen und trennen sowie mit einer Videokamera das Gefäß inspizieren.

In einer Testanlage in Naka/Japan wurde dieses System mit Erfolg erprobt. Hier wurde in Originalgröße die komplette Innenregion des halben Plasmagefäßes simuliert. Dazu gehören auch die fernbedienbaren, mit Sensoren ausgerüsteten Werkzeuge zum Handhaben der Module und Gefäßöffnungen sowie Dummy-Blanketmodule: Das Ein- und Ausbauen der schweren Module gelang mit großer Exaktheit. Mit einem ausgefeilten Testprogramm wurde auch die Behebung eingebauter Fehler trainiert. So konnte ein ursprünglicher Positionierungsfehler von 30 Millimetern automatisch ausgeglichen und das Modul auf einen halben Millimeter genau positioniert werden.

Das zweite Fernhandierungsprojekt von ITER betraf den Divertor: Er führt die äußere und innere Heizleistung, Verunreinigungen sowie das Helium – die Asche des Fusionsprozesses – aus dem Plasma ab. Dazu lenkt ein spezielles Magnetfeld die äußere Randschicht des Plasmas auf hitzebeständige und wassergekühlte Prallplatten am Boden des Plasmagefäßes. Um beschädigte Divertorteile per Fernhandierung schnell und zuverlässig auswechseln zu können, wird der ITER-Divertor aus 54 einzelnen, jeweils 12 Tonnen schweren „Kassetten“ aufgebaut, deren Gesamtverband einer Dauerbelastung bis zu 300 Megawatt standhalten soll. Aufgabe des Projektes „Divertorhand-

habung“ war es, das schnelle fernbediente Auswechseln und Reparieren der Divertor-Kassetten vorzuführen. Zu diesem Zweck simuliert eine Testanlage in Originalgröße den unteren Teil des Plasmagefäß mit seinen Öffnungen. Auch die Vorrichtungen, mit denen die Kassetten im Gefäß bewegt werden, sowie mehrere Kassetten-Dummies wurden angefertigt. Eine zweite Plattform dient der fernbedienten Reparatur der Divertor-Kassetten in einer Heißen Zelle, wo beschädigte Divertorplatten auf der Kassette ausgewechselt werden. Beide Testanlagen wurden in Brasimone (Italien, Europa) aufgebaut.

Mit der Divertor-Testplattform können in Originalgröße alle Handhabungsschritte innerhalb des Gefäßes simuliert werden – wie das Entfernen und Wiedereinführen der Kassetten durch die Gefäßöffnungen und ihre Verbindung mit Stützstruktur, Kühlwasserleitungen und elektrischen Kontakten. Die Tests haben das Wartungskonzept inzwischen bestätigt.

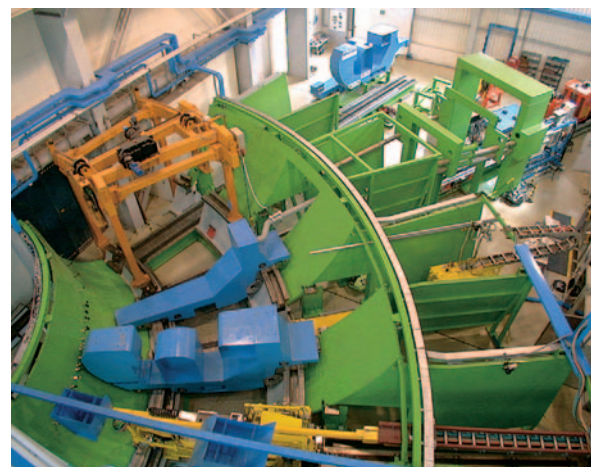
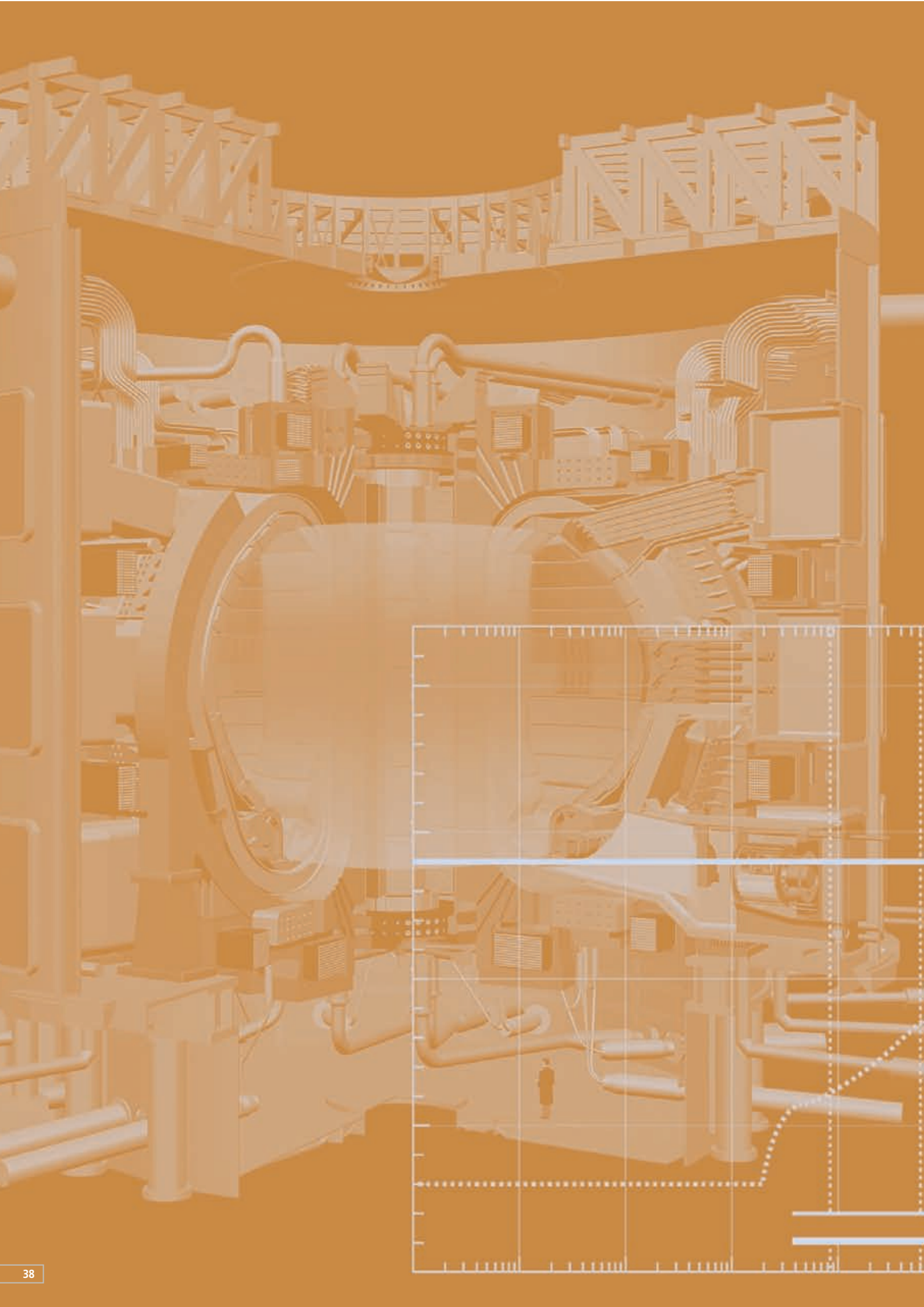
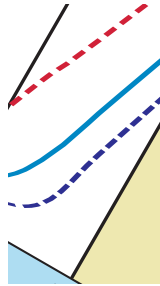


Abb. 14: Die Divertor-Testplattform in Brasimone, Italien. (Foto: ITER)

Auch die Reparatur-Plattform ist inzwischen vollständig betriebsbereit. Hier werden die kritischen Arbeitsschritte in der Heißen Zelle simuliert: Mit Prototyp-Werkzeugen wird das Auswechseln der hoch-hitzebelasteten Bauteile getestet. Die Montage der Divertorplatten auf der Kassette konnte mit der nötigen Genauigkeit vorgeführt werden.



4. Sicherheits- und Umwelteigenschaften der Fusion



Aussagen über Sicherheit und zu erwartende Umwelteinflüsse eines späteren Fusionskraftwerks werden durch Kraftwerksentwürfe möglich, die in den letzten Jahren nahe an die Praxis herangerückt sind. Die Fusionsanlagen der nächsten Generation – zum Beispiel der internationale Experimentalreaktor ITER – sollen Fusionsleistungen von mehreren hundert Megawatt liefern und entsprechen insofern beinahe schon einem Leistungsreaktor.

Auf Grundlage dieser Arbeiten kann man einem Fusionskraftwerk die folgenden günstigen Eigenschaften zusprechen:

- In einem Fusionskraftwerk ist ein Unfall mit katastrophalen Folgen unmöglich.
- Es gibt es keine Kettenreaktion oder ähnliche Leistungsanstiege, die zum „Durchgehen“ des Kraftwerks führen könnten.
- Die auftretenden radioaktiven Substanzen – Tritium sowie aktivierte Bauteile – haben ein relativ niedriges biologisches Gefährdungspotential.
- Langfristig sieht man die Möglichkeit, Menge und Aktivität der entstehenden radioaktiven Stoffe durch geeignete Materialentwicklung ganz erheblich zu vermindern. Nahezu vollständiges Rezyklieren des Abfalls könnte möglich werden.

- Es werden bei der Energieerzeugung keine Treibhausgase freigesetzt, ebenso wenig Stick- oder Schwefeloxide.

Weder die von außen zugeführten Rohbrennstoffe – Deuterium und Lithium – noch ihr Reaktionsprodukt Helium sind radioaktiv. Sicherheitsüberlegungen werden jedoch nötig im Zusammenhang mit dem im Kraftwerk erzeugten radioaktiven Tritium. Hinzu kommt die Aktivierung der plasmanahen Bauteile – insbesondere das Blanket – durch die bei der Fusion freigesetzten energiereichen Neutronen. Wie intensiv diese Aktivierung ausfällt, hängt sehr stark von den Materialien ab, auf die die Neutronen auftreffen. Anstelle der heute einsetzbaren Stahlsorten werden für die erste Wand und das Blanket spezielle Materialien mit niedrigem Aktivierungspotential entwickelt. Dabei arbeitet man an Stählen ohne störende Beimengungen, wie zum Beispiel Nickel, Kobalt und Molybdän, an Vanadiumlegierungen oder an nichtmetallischen Materialien wie Silizium-Karbid. Durch die Entwicklung geeigneter Baumaterialien und die Verringerung der im Kraftwerk vorhandenen Tritiummenge kann man deshalb bei der Fusion die Belastung durch radioaktive Stoffe beeinflussen und ganz wesentlich reduzieren. Dies ist anders im Falle der Kernspaltung, wo die anfallende Radioaktivität durch die Spaltprodukte naturgesetzlich mit der erzeugten Energie verknüpft ist und zwangsläufig entsteht.

Tritium, die schwerste und einzige radioaktive Variante des Wasserstoffs, besitzt eine Halbwertszeit von 12,3 Jahren. Durch die Höhenstrahlung entstehen auf natürliche Weise ständig geringe Mengen an Tritium; das Inventar der Erdatmosphäre wird auf etwa sieben Kilogramm geschätzt. Eine europäische Richtlinie, die radioaktive Stoffe nach ihrer Schädenswirkung in vier Klassen – sehr hohe Radiotoxizität, hohe, mäßige und niedrige – einteilt, ordnet Tritium in Klasse vier ein: niedrige Radiotoxizität. Seine radioaktive Strahlung – Beta-Strahlung, das heißt Elektronen – ist zu energieschwach, um menschliche Haut durchdringen zu können. Für Lebewesen wird sie schädlich, wenn das Tritium durch Einatmen, Essen, Trinken oder Diffusion durch die Haut vom Körper aufgenommen wird. Im Ökosystem verdünnt sich Tritium schnell und kann Landstriche nicht für längere Zeit kontaminieren. Ebenso wenig gibt es Anzeichen für eine Tritiumanreicherung in der Nahrungskette.

Radioaktive Belastung im Normalbetrieb

Da das sehr flüchtige Tritium erst an Ort und Stelle im Brutmantel aus Lithium-haltigen Materialien erzeugt wird, läuft der Brennstoff für die Fusion nur im Inneren des Kraftwerks um. Sicherheitstechnisch ist dies von Vorteil. Insgesamt wird ein Fusionskraftwerk einige Kilogramm Tritium enthalten, wovon ein großer Teil fest in metallischen Speichern gebunden ist. Sicherheit und Umwelteinflüsse hängen entscheidend von der Rückhaltung des Tritiums im Kraftwerk ab. Hierzu dient ein System von mehrfach überwachten, ineinander geschachtelten Umhüllungen.

Der Brennstoffkreislauf wird so ausgelegt, dass im Normalbetrieb nicht mehr als etwa ein Gramm Tritium pro Jahr aus dem Kraftwerk entweichen kann.

Die von den Fusionsneutronen aktivierten Strukturmaterialien besitzen Halbwertszeiten im wesentlichen zwischen einigen Monaten und einigen Jahren. Sie sind alle als feste Metalle in die innere Kraftwerkskonstruktion eingebunden. Auch Korrosionsprodukte spielen hier keine große Rolle, so dass die aktivierten Bauteile im Normalbetrieb wenig zur Freisetzung von Radioaktivität an die Umwelt beitragen.

Die von allen Freisetzungen an Tritium und aktiviertem Strukturmaterial hervorgerufene radioaktive Be-

lastung führt zu einer Dosis von weniger als einem Prozent der natürlichen radioaktiven Belastung von etwa zwei Millisievert pro Jahr in Deutschland. Sie liegt damit deutlich unterhalb der Dosischwankung der natürlichen Radioaktivität von Ort zu Ort. Berechnet wurde dies für eine Person, die sich ständig in einem Kilometer Entfernung vom Kraftwerk aufhält und alle Nahrungsmittel aus unmittelbarer Kraftwerksumgebung bezieht.

Störfälle

Zukünftige Fusionskraftwerke lassen eine große Sicherheit vor Unfällen erwarten, die die Umgebung gravierend belasten könnten:

Die Brennstoffmenge in der Plasmakammer ist – mit etwa einem Gramm – sehr klein und reicht nur für rund eine Minute Brenndauer aus. Ebenso sind die Leistungsdichten im Plasma und Blanket mit etwa drei bzw. zwanzig Watt pro Kubikzentimeter gering. Sie entsprechen in etwa der Leistungsdichte normaler Glühlampen.

Ein unkontrollierter starker Leistungsanstieg ist nicht möglich, denn

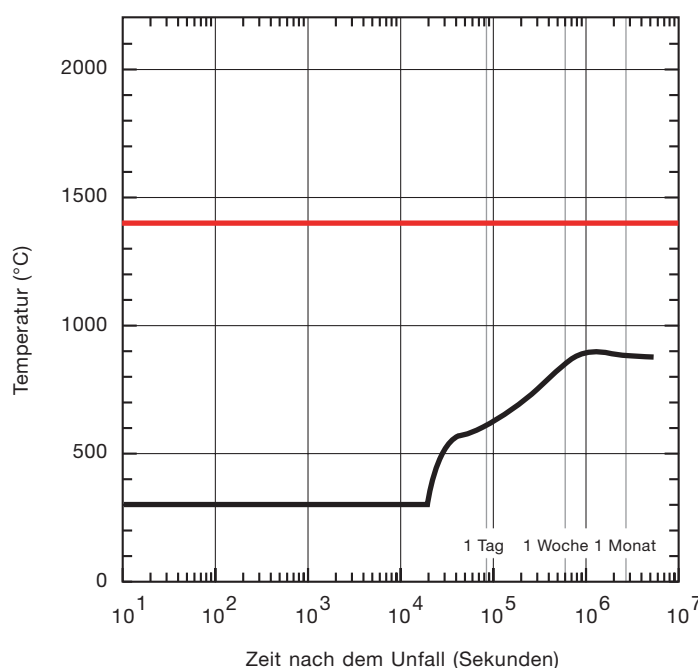


Abb.1:
Temperaturverlauf nach einem Unfall – vollständiger Stromausfall, d.h. Verlust der gesamten Kühlung – im Inneren eines Fusionskraftwerks (aus niedrig aktivierbarem Stahl). Die Temperaturen bleiben stets weit unterhalb des Schmelzpunktes von Stahl (etwa 1400 °C, siehe rote Linie). (Grafik: IPP)

jede Änderung der Betriebsbedingungen bringt über Plasmainstabilitäten den Brennvorgang sehr schnell zum Erlöschen.

Bei einem eventuellen Ausfall der Kühlsysteme reicht die Nachwärme nicht aus, um ganze Bauteile zu schmelzen (siehe Abb. 1). Das gleiche gilt für die restlichen in der Anlage gespeicherten Energien.

Die wichtigste Folgerung aus diesen naturgesetzlich gegebenen Eigenschaften ist: Ein Fusionskraftwerk kann so konstruiert werden, dass es keine Energiequellen enthält, die seine Sicherheitshülle von innen zerstören könnten. Die Folgen eines Störfalls lassen sich daher auf das Innere der Anlage beschränken.

In Studien zu möglichen Störfällen und ihren Folgen werden diese grundsätzlichen Eigenschaften genauer untersucht, insbesondere auch im Rahmen des internationalen ITER-Projekts. Viele technische Details des zukünftigen Kraftwerks sind heute noch nicht festgelegt. Die Analysen, deren Ergebnisse die Planung fortwährend beeinflussen, sollen zunächst dazu dienen, mögliche Störfallursachen zu erkennen und durch passive Mechanismen auszuschalten: Eine Gefahrensituation wäre gegeben, wenn durch einen Unfall Tritium oder auch aktiviertes Material der Bauteile – als Metallstaub oder nach längerem Ausfall der Kühlung als flüchtige Oxide – innerhalb des Gebäu-

des freigesetzt würden. Es ist heute noch nicht genau bekannt, wieviel festes Material auf diese Weise mobilisiert werden könnte. Grobe Abschätzungen ergeben mehrere Kilogramm Metallstaub. Genauere Daten hierzu soll das ITER-Experiment liefern. Die freisetzbare Tritiummenge will man vor allem durch die Reduktion des insgesamt in der Anlage vorhandenen Tritiums begrenzen sowie durch dessen Unterteilung in getrennte Teilinventare.

Da das Kraftwerk seine Sicherheitshülle von innen nicht durchbrechen kann, hätten diese Unfälle geringe Auswirkungen nach außen. Für die schwersten denkbaren Unfälle in der Anlage ergeben detaillierte Abschätzungen maximale Dosiswerte in der Höhe der natürlichen radioaktiven Belastung pro Jahr. Die in Deutschland geltenden Richtwerte sowohl für die Genehmigung der Anlage als auch für die Einleitung von Evakuierungsmaßnahmen nach einem Unfall würden also deutlich unterschritten. Für die Anlagengenehmigung gilt in Deutschland ein Dosisgrenzwert von 50 Millisievert für die sogenannten „Auslegungsstörfälle“. Dabei wird die sich in fünfzig Jahren ergebende Gesamtdosis der meistbelasteten Person durch alle Einwirkungsmöglichkeiten, d.h. Bestrahlung, Einatmen und Nahrungsaufnahme, unter den ungünstigsten Wetterbedingungen zugrunde gelegt. Eine Evakuierung ist zu erwägen, wenn die Gesamtdosis der am meisten belasteten Person

durch Bestrahlung und Einatmen während einer Woche am Ort der höchsten Belastung 100 Millisievert übersteigt.

Auch äußere Einwirkungen – zum Beispiel Erdbeben oder Flugzeugabsturz – werden durch die Sicherheitshülle abgefangen. Es bleibt jedoch eine verschwindend kleine, aber dennoch denkbare Wahrscheinlichkeit, dass eine äußere Katastrophe extremer Stärke eintritt, zum Beispiel ein unvorhersehbar starkes Erdbeben, das die Sicherheitshülle beschädigt. Auch für diesen äußersten, auslegungsübergreifenden Störfall wurden Abschätzungen gemacht: Schadensobergrenze in diesem Fall wäre etwa ein Kilogramm Tritium, das in die Umgebung freigesetzt würde. Bei ungünstigen Wetterbedingungen – d.h. Wind, der konstant aus einer Richtung bläst – könnte dann in einem in Windrichtung orientierten, etwa zwei Quadratkilometer großen Landsektor in der Nähe der Anlage die Belastung bis zu 450 Millisievert betragen (Gesamtdosis der am meisten belasteten Person durch Bestrahlung und Einatmen während einer Woche). Jenseits dieses Bereiches liegt die Belastung wieder unter dem Evakuierungsrichtwert von 100 Millisievert. Angesichts dieser moderaten Werte ist davon auszugehen, dass die von der äußeren Einwirkung in der Umgebung hervorgerufenen Schäden die durch das Fusionskraftwerk hinzugefügten Schäden um ein Vielfaches übertreffen würden.

Abfall

Während der etwa 30jährigen Lebenszeit der Anlage werden der Divertor, die erste Wand und das Blanket aufgrund der hohen Belastung und des Abbrandes mehrfach ausgetauscht werden. Zusammen mit den aktivierten Bauteilen, die nach Betriebsende zurückbleiben, erzeugt ein Fusionskraftwerk je nach Bauart insgesamt zwischen 65.000 und 95.000 Tonnen radioaktiven Materials. Ein Fusionskraftwerk würde damit etwa das gleiche bis doppelte Volumen an radioaktivem Abfall erzeugen wie Spaltreaktoren vergleichbarer Energieerzeugung – je nachdem, ob der Spaltabfall endgelagert oder wieder aufgearbeitet wird. (Keine Entsprechung bei der Fusion gibt es für die pro Spaltkraftwerk anfallenden 1,5 Millionen Kubikmeter Erzreste aus dem Uranabbau. Sie müssen sorgfältig ab-

gedeckt werden, weil sie sonst längerfristig größere Mengen des radioaktiven Gases Radon und radioaktive Stäube freisetzen.)

Die Umwelteigenschaften von Fusions- und Spaltabfall sind jedoch sehr verschieden: So sind die Halbwertszeiten der wesentlichen Fusionsrückstände bedeutend kleiner – ein bis fünf Jahre gegenüber 100 bis 10.000 Jahren im Falle der Kernspaltung. Das biologische Gefährdungspotential oder der radiotoxische Inhalt der Fusionsabfälle klingt rasch ab und ist im Vergleich zu Spaltabfall nach hundert Jahren bereits mehr als tausendfach geringer (Abb. 2). Nach hundert bis fünfhundert Jahren ist es vergleichbar mit dem Gefährdungspotential der gesamten Kohleasche aus einem Kohlekraftwerk gleicher Energieerzeugung. (Kohleasche enthält stets natürliche radioaktive Stoffe

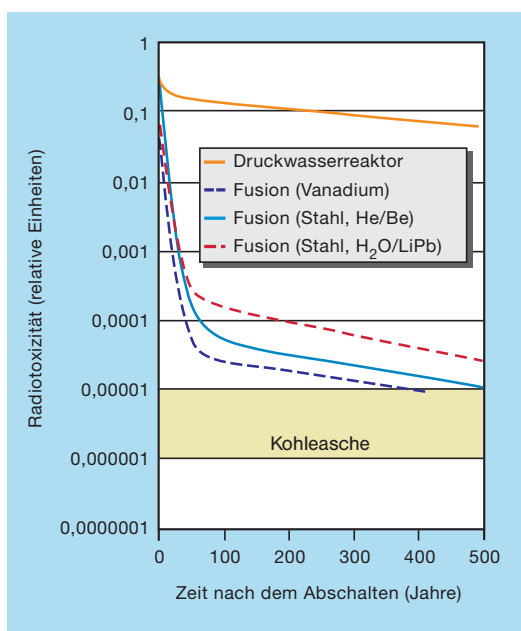
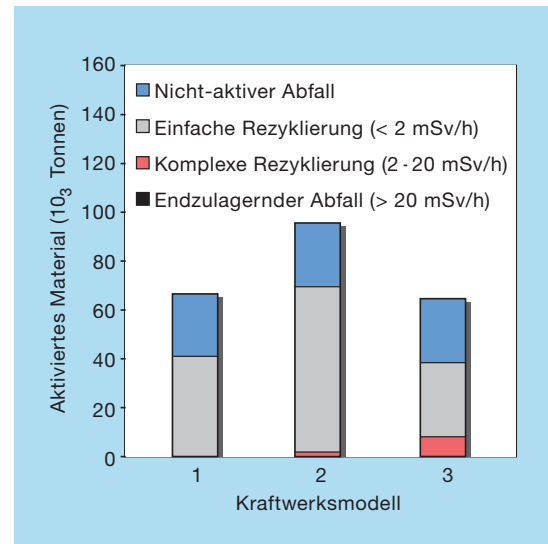


Abb. 2:
Radiotoxischer Inhalt verschiedener Kraftwerkstypen gleicher elektrischer Energieabgabe, bezogen auf die Nahrungsaufnahme (Ingestion). Aufgetragen ist in relativen Einheiten die zeitliche Entwicklung der Radiotoxizität nach Stilllegung der Anlage summiert über alle Bauteile einschließlich der ausgetauschten: Fusionskraftwerk (niedrig aktivierbarer Stahl, wassergekühltes Blanket), Fusionskraftwerk (niedrig aktivierbarer Stahl, heliumgekühltes Blanket), Fusionskraftwerk (Vanadiumlegierung), Druckwasserreaktor und Kohlekraftwerk. (Grafik: IPP)

Abb. 3:
Behandlungsmöglichkeiten des Fusionsabfalls
für drei verschiedene Kraftwerksmodelle
nach 50 Jahren Wartezeit:
1. Heliumgekühltes Blanket aus Vanadiumlegierung,
2. wassergekühltes Blanket
aus niedrig aktivierbarem Stahl,
3. Heliumgekühltes Blanket aus niedrig
aktivierbarem Stahl. Bei vollständiger Rezyklierung
des Materials bleibt nach 100 Jahren Abklingzeit
kein endzulagernder Abfall übrig.
(Grafik: IPP)



wie Uran, Thorium und deren Tochterelemente, allerdings in wesentlich verdünnter Form.)

Nach einer Wartezeit von 50 Jahren können von der Gesamtmasse des Fusionsabfalls 30 bis 40 Prozent sofort und unbeschränkt freigegeben werden. Weitere 60 Prozent können nach fünfzig bis hundert Jahren fernbedient rezykliert und in neuen Kraftwerken wiederverwendet werden (siehe Abb. 3). Längerfristig gelagert werden müssten lediglich wenige – ein bis einige – Prozent des Materials. Bei sorgfältiger Materialauswahl und Rezyklierung des Abfalls könnte – wie neueste Rechnungen zeigen – eine Endlagerung gänzlich überflüssig werden.

Da die Recyclingtechnik für Fusionsabfall noch nicht entwickelt und ihre

Wirtschaftlichkeit daher gegenwärtig nicht prüfbar ist, wurden trotz der Möglichkeit, die Materialien wiederzuverwenden, auch ihre Eigenschaften in einem Endlager untersucht. Hier wäre die geringe Nachwärme von Vorteil, da sie eine größere Packungsdichte ermöglicht. Die maximale Nachwärme pro Kilogramm Fusionsabfall ist hundert mal niedriger als bei Spaltabfall, der Platzbedarf ist also wesentlich geringer.

Es ist noch unbekannt, ob es langfristig gelingen kann, anstelle der Deuterium-Tritium-Fusion andere Fusionsreaktionen wie Deuterium-Deuterium, Deuterium-Helium-3 oder Proton-Bor technisch nutzbar zu machen. Hier würde die Tritiumherstellung im Kraftwerk und die Neutronenaktivierung noch einmal vermindert werden oder nahezu ganz verschwinden.



5. Sozio-ökonomische Aspekte der Fusion

Auch wenn es bis zur technischen und wirtschaftlichen Einsatzbereitschaft von Fusionskraftwerken noch einige Zeit dauern wird, ist schon heute zu fragen, welche Eigenschaften diese Anlagen besitzen und wie sie sich im Vergleich zu anderen Energiewandlungstechniken darstellen werden. Dabei ist ganz allgemein zu berücksichtigen, dass Energie einer der zentralen Produktionsfaktoren der modernen Volkswirtschaften ist und in ihrer guten oder mangelhaften Verfügbarkeit den Lebensstil einer Gesellschaft grundlegend prägen kann.

Analysen dieser Art sind die Aufgabe der **SERF**-Aktivitäten (**S**ocio-**E**conomic **R**esearch on **F**usion), die 1998 im Rahmen des Europäischen Fusionsprogramms ins Leben gerufen wurden. Dazu muss zunächst ein realistisches Bild eines Fusionskraftwerks entwickelt werden. Sodann ist zu beschreiben, wie die zukünftige Energiewirtschaft insgesamt aussehen könnte und welche Rolle insbesondere Umwelt- und Sicherheitseigenschaften darin spielen.

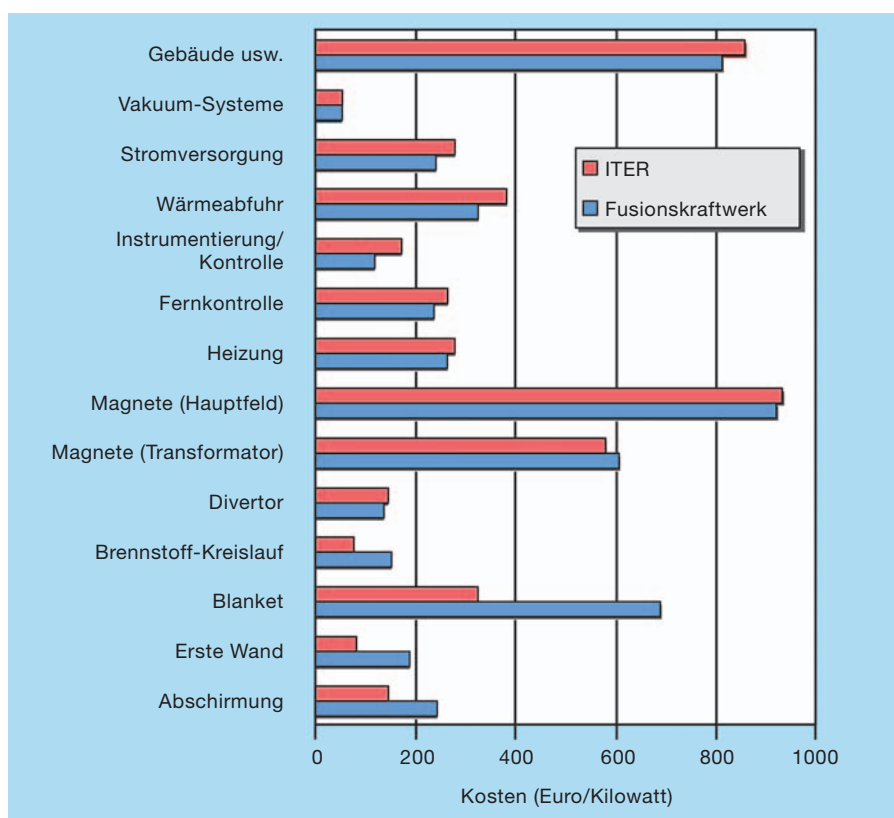
Die Eigenschaften eines künftigen Fusionskraftwerks werden in Systemstudien unter den verschiedensten Fragestellungen, insbesondere Kosten und Umweltaspekte, untersucht. Da das ITER-Experiment einem späteren Kraftwerk bereits sehr nahe kommt, folgen auch aus den Planungen für ITER wesentliche Informationen.

Kosten der Fusion

Die Stromgestehungskosten der Fusion lassen sich vorerst nur mit großen Unsicherheiten angeben. Die Grundlagen dafür liefern Systemstudien sowie die für den Testreaktor ITER abgeschätzten Kosten. Letztere sind besonders aussagekräftig, weil sie in enger Zusammenarbeit mit der Industrie erarbeitet wurden. Zudem werden die Kosten der Fusion stark von den physikalischen und technischen Fortschritten beeinflusst werden, die in den nächsten Jahrzehnten erzielt werden können.

Die Stromgestehungskosten eines jeden Kraftwerks setzen sich zusammen aus den Investitionskosten, den Betriebs- und Brennstoffkosten sowie den Kosten für den Abbau der Anlage und die Lagerung der Abfälle. Eine Abschätzung der Investitionskosten für die wesentlichen Elemente eines Fusionskraftwerks gibt Abb. 1. Zugrunde gelegt sind dabei Annahmen, die mit den heute erreichten Werten gut in Einklang zu bringen sind. Zugleich sind die physikalischen Grenzen bei weitem noch nicht ausgeschöpft, so dass für die Zukunft Raum für Verbesserungen bleibt.

Abb. 1: Abschätzung der Investitionskosten für die wesentlichen Elemente eines Fusionskraftwerks. (Quelle: Hender T.C. et al., *Fusion Technology*, Vol. 30, 12/1996). (Grafik: IPP)



Der Vergleich der Kraftwerkskosten mit den entsprechenden Kosten bei ITER zeigt eine gute Übereinstimmung. Neben den Brennstoffkosten – die bei der Fusion vernachlässigbar niedrig sind – und den reinen Betriebskosten gehören dazu die Kosten für den Austausch des Blankets und der Divertorplatten, die während der Betriebszeit des Kraftwerkes mehrfach ausgetauscht werden müssen. Die Anlagenkosten sind jedoch nicht statisch, sondern sinken mit der Zeit durch so genannte Lerneffekte. Auch die Anlagengröße spielt eine Rolle: Die spezifischen Kosten sind um so niedriger, je größer die Anlagen sind, ebenso wenn zwei Anlagen sich die Infrastruktur teilen. Damit dürften die Stromgestehungskosten der Fusion – die Brennstoffgewinnung, Bau, Betrieb und Abbau des Kraftwerks sowie Lagerung der Rückstände berücksichtigen – bei der zehnten Anlage ihrer Art zwischen fünf und zehn Cent pro erzeugter Kilowattstunde liegen.

Die Fusion in der künftigen Energiewirtschaft

Die zukünftige Entwicklung der Energiewirtschaft wird durch eine deutlich steigende Nachfrage nach Energie gekennzeichnet sein. Gründe sind vor allem das Anwachsen der Weltbevölkerung und das stetige Wachstum der wirtschaftlichen Aktivitäten weltweit, das sich wohl über das ganze Jahrhundert erstrecken

wird. Steigerungen der Energienachfrage auf das Drei- bis Vierfache des heutigen Wertes scheinen dabei durchaus realistisch zu sein; die Nachfragesteigerung bei elektrischer Energie wird nochmals deutlicher ausfallen (vergleiche zum Beispiel: Nakicenovic, N., Grübler, A., MacDonald, A. (Hrsg.): *Global Energy Perspectives*, Cambridge 1998).

Wie diese Nachfrage unter verschiedenen Randbedingungen befriedigt werden könnte, untersuchte eine detaillierte SERF-Studie des niederländischen Energieinstitutes ECN (*Energieonderzoek Centrum Nederland*) über die Entwicklung des europäischen Energiemarktes. In einem Rechenmodell wurden Annahmen über die künftige Energienachfrage gemacht, über die Entwicklung der Energieressourcen, über die Entwicklung der Energietechnologien sowie über weitere Faktoren, die den Energiemarkt beeinflussen. Fusionskraftwerke standen in diesem Modell ab dem Jahr 2050 zur Verfügung. Die Dynamik des Modells wird durch eine Optimierung bestimmt, welche die Gesamtkosten des Systems minimiert. Dabei werden Kosten, die erst in Zukunft anfallen, diskontiert.

Die Ergebnisse der Berechnungen zeigen, dass Fusion als neue und kapitalintensive Technologie dann in den europäischen Markt eindringen kann, wenn eine Randbedingung der Energiewirtschaft ist, dass der Aus-

stoß des Treibhausgases Kohlendioxid deutlich reduziert werden soll. Dann könnte Fusion im Jahr 2100 etwa 20 bis 30 Prozent des europäischen Strombedarfes decken. Hauptkonkurrenten der Fusion sind dabei Kohle und Kernspaltung. Während ein starker Ausbau von Kohle- oder Kernspaltenergie die Ausbreitung der Fusion verhindern würde, entwickeln sich Fusion und Erneuerbare Energien parallel, was sich durch die sehr unterschiedliche Charakteristik der Techniken erklärt: Fusion bedient in erster Linie die Grundlast, wofür Wind- und Sonnenkraftwerke wegen ihrer intermittierenden Leistungsabgabe nicht geeignet sind, solange nicht Speicher mit großer Kapazität zur Verfügung stehen.

Die ECN-Studie zeigt, dass Fusion dort die meisten Marktanteile gewinnen wird, wo die geforderte Reduktion der Treibhausgase am striktesten ist. Zwar werden kurz- und mittelfristig Kohlendioxid-Einsparungen möglich, indem Kohle durch Gas ersetzt wird. In der zweiten Jahrhunderthälfte müssen die Gaskraftwerke aber ersetzt werden, wofür sich die Fusion anbietet. Im globalen Blickwinkel wird die Bedeutung der Option Fusion noch deutlicher: In Ländern wie Indien und China sind in den nächsten Jahrzehnten fast nur Kohlekraftwerke geplant. Kraftwerke und Infrastruktur sind auf Lebenszeiten von 30 bis 40 Jahren ausgelegt – zu dieser Zeit soll das Fusionsdemon-

strationskraftwerk DEMO mit der Stromerzeugung beginnen.

Fusion in Indien

Entsprechend wurde untersucht, welche Rolle Fusionskraftwerke für die künftige Energieversorgung Indiens spielen könnten. Hierzu erschien 2002 die Studie „Long-term Energy Scenarios for India“, die gemeinsam von dem Indischen Institut für Management (IIM) in Ahmedabad, dem Max-Planck-Institut für Plasmaphysik (IPP) in Garching und der Netherlands Energy Research Foundation (ECN) erarbeitet wurde. Die für die Langzeitstudie benutzten Rechenverfahren modellieren die künftige Wirtschaftsentwicklung Indiens und die damit einhergehende Energienachfrage bis zum Jahr 2100. Informationen über die Entwicklung der Energieressourcen, verschiedener Energietechnologien sowie weiterer Faktoren, die den Energiemarkt beeinflussen, fließen aus gesonderten Studien ein. Das Modell sucht dann – unter jeweils vorgegebenen Randbedingungen wie freie Marktentwicklung oder Kohlendioxidbegrenzung – die Kombination von Energietechnologien heraus, bei denen die Gesamtkosten des Systems am niedrigsten sind.

Die indische Bevölkerung – bereits heute mehr als eine Milliarde Menschen – wächst pro Jahr um etwa 15 Millionen; die Wachstumsraten der

indischen Wirtschaft zählen zu den höchsten weltweit: Von 1975 bis 2000 hat sich das Bruttosozialprodukt verdreifacht, der Energieverbrauch – hauptsächlich Kohle – vervierfacht und die Stromnachfrage verfünffacht. Ähnlich rasant wird es nach den Prognosen der indischen Wirtschaftswissenschaftler weitergehen: In den nächsten hundert Jahren wird die Bevölkerung Indiens auf 1,6 Milliarden Menschen anwachsen, das Bruttosozialprodukt auf das 80fache und die Energieerzeugung von jetzt 15 auf 110 Exajoule auf das siebenfache steigen.

Bleibt die Entwicklung der indischen Energiewirtschaft den Marktkräften alleine überlassen, so wird auch im Jahr 2100 die im Lande reichlich vorhandene Kohle der wesentliche Energielieferant sein, insbesondere in der Stromwirtschaft – mit fatalen Folgen für die weltweiten Bemühungen um den Klimaschutz (Abb. 2, s. Seite 48): Über 70 Prozent des Strombedarfs wird durch das Verbrennen von Kohle gedeckt werden, 5 Prozent übernehmen Erdöl und Erdgas. Sieben Prozent wird die Kernspaltung liefern; sechs Prozent werden Erneuerbare Energien beitragen, vor allem Wind- und Wasserkraft. Fusion als neue und kapitalintensive Technologie kann unter diesen Bedingungen nicht mit den anderen Grundlast-Energieerzeugern konkurrieren.

Diese überwiegend auf fossilen Brennstoffen beruhende Energiewirtschaft wird starke Umweltbelastungen zur Folge haben. Die Kohlendioxid-Emissionen werden bis zum Ende des Jahrhunderts auf das siebenfache ansteigen, pro Kopf von jetzt 0,2 auf eine Tonne des im Kohlendioxid gebundenen Kohlenstoffs. Dies liegt zwar immer noch deutlich unter den gegenwärtigen Pro-Kopf-Werten entwickelter Länder; zum Beispiel emittieren die USA bereits heute pro Einwohner das fünffache. Angesichts der großen Bevölkerungszahl Indiens summieren sich die Pro-Kopf-Emissionen jedoch auf 1700 Millionen Tonnen Kohlenstoff – eine Katastrophe für den weltweiten Klimaschutz.

Das prognostische Bild ändert sich, wenn zur Vermeidung von Klimaschäden der Ausstoß von Treibhausgasen eingeschränkt würde – zum Beispiel durch eine Kohlendioxid-Abgabe, die die Kohleverbrennung verteuert. Um Kohlekraftwerke zu ersetzen, gewinnen emissionsfreie Technologien wie Erneuerbare und Kernfusion an Boden. Je nach Höhe der Kohlendioxid-Grenze könnte Fusion in der zweiten Hälfte des Jahrhunderts bis zu zehn Prozent der Energie erzeugen. Fusionskraftwerke mit einer Gesamtleistung bis zu 70 Gigawatt wären dann am Netz. Die von ihnen erzeugten rund 400 Terrawattstunden Strom entsprächen nahezu der gesamten heutigen Stromerzeugung in Deutschland.

Fusion in einer nachhaltigen Energiewirtschaft

Wie lassen sich die Umwelt- und Sicherheitsaspekte eines Fusionskraftwerks (siehe Kapitel 4, ab Seite 39) mit den Umwelt- und Sicherheitseigenschaften anderer Energiewandlungstechniken vergleichen? Einen möglichen Ansatz liefert das europäische „ExternE“-Projekt, das mit der Bestimmung der sogenannten „externen Kosten“ unterschiedlicher Technologien eine erste Vergleichsgrundlage schafft. Dabei versteht man unter externen Kosten all jene, die nicht von den eigentlichen Marktteilnehmern getragen werden. Zum Beispiel ist in dem Preis für ein Flugticket, das ein Fluggast kauft, keine Entschädigung für die Anwohner des Flughafens wegen Lärmbelästigung enthalten. Ebenso verursachen die Emissionen von Kraftwerken möglicherweise erhebliche Gesundheitsbeeinträchtigungen, die zwar vom Gesundheitswesen, nicht aber von den Stromkunden bezahlt werden.

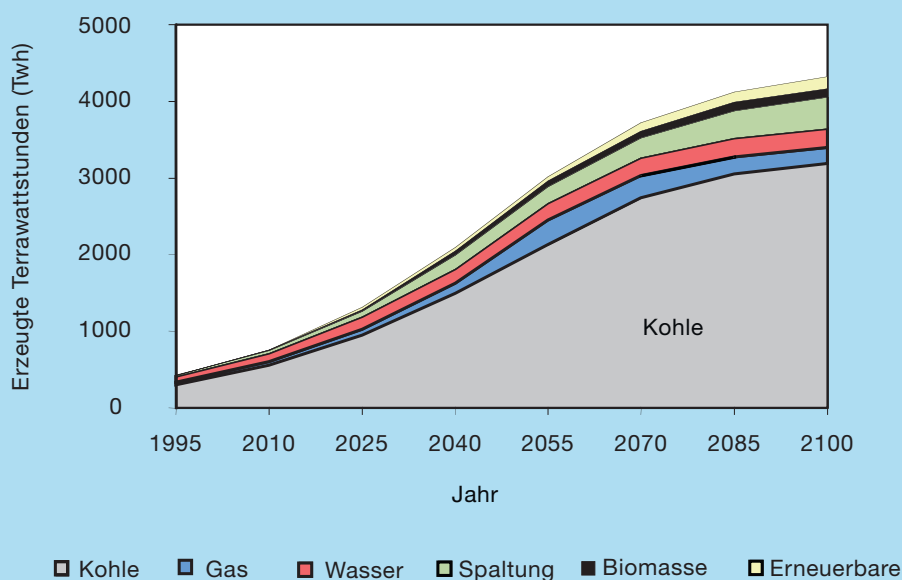
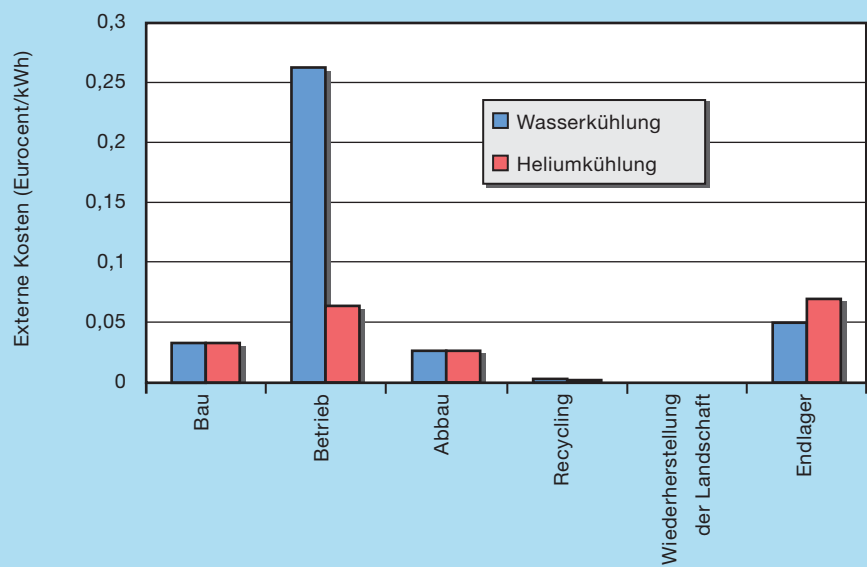


Abb. 2:
Entwicklung der indischen Stromerzeugung von 1995 bis 2100, wenn der klimaschädliche Kohlendioxid-ausstoß nicht beschränkt wird: Die Dominanz der Kohle nimmt stetig zu. (Grafik: IIM)



Die ExternE-Methode versucht nun, alle Nebenwirkungen einer Energiewandlungstechnik aufzuspüren, ihre Auswirkungen zu beschreiben und schließlich monetär zu bewerten. Als Beispiel können die Schwefelemissionen eines Kohlekraftwerks dienen: Zuerst ist zu analysieren, wie viel Schwefeldioxid den Schornstein des Kraftwerkes verlässt, wie sich die Substanz ausbreitet und wo sie niedergeht. Sodann werden die Auswirkungen – Gesundheitsschädigung beim Menschen, Schäden an Fassaden, Auswirkungen auf die Ernte oder einen Wald, etc. – analysiert. Im letzten Schritt werden diese Schäden dann monetär bewertet. Für die Beeinträchtigung der Ernte ist dies einfach: der Geldwert des Ernteverlustes. Schwieriger ist es, Auswirkungen auf den Menschen oder ein Biosystem zu bewerten. In einem pragmatischen Ansatz versucht man den „Wert“ eines menschlichen Lebens abzuschätzen, indem man untersucht, was Menschen bereit sind auszugeben, um die Wahrscheinlichkeit eines töd-

lichen Unfalls herabzusetzen. Ebenso untersucht man Gehaltsstrukturen von Arbeitsplätzen mit erhöhtem Unfallrisiko um so herauszufinden, wie viel Geld ein Arbeitnehmer als Ausgleich für ein höheres Todesrisiko verlangt.

Um die verschiedenen Kraftwerksarten – Kohle, Erdgas, Kernspaltung, Biomasse, Wasser-, Wind- und Solarenergie sowie Fusion – zu vergleichen, wurden alle Auswirkungen im Brennstoff- und Lebenszyklus der jeweiligen Anlagen untersucht. Für die Fusion erstreckte sich diese Analyse von der Gewinnung der Rohbrennstoffe Deuterium und Lithium über die eigentliche Betriebsphase des Kraftwerkes bis zur Lagerung der radioaktiven Reststoffe. Die Ergebnisse für die Fusion – externe Kosten im Bereich weniger Zehntel Cent pro erzeugter Kilowattstunde – sind vielversprechend (siehe Abb. 3). Bezüglich der externen Kosten kann die Fusion damit leicht mit erneuerbaren Energietechniken wie Sonne und Wind konkurrieren.

Abb. 3:
Externe Kosten für die Erzeugung von Fusionsstrom. Mit wenigen Tausendstel Euro pro erzeugter Kilowattstunde liegt die Fusion im Bereich erneuerbarer Energietechniken wie Sonne und Wind. (Quelle: Hamacher T. et al., Fusion Engineering and Design 56-57 (2001) 95-103). (Grafik: IPP)



日本原子力
IT
CSモデルコイ
1000

6. Experimentelle Fusionsanlagen

6.1. Auf dem Weg zum Fusionskraftwerk

Im Vergleich zu den ersten Kernfusionsexperimenten stellen heutige Anlagen eine ganz enorme Verbesserung dar. Die Effizienz bzw. den Erfolg von Fusionsplasmen beurteilt man dabei durch zwei Begriffe: Die Plasmatemperatur – sie muss für ein Kraftwerk wegen der Eigenschaften der Deuterium-Tritium-Reaktion etwa 100 Millionen Grad betragen – und das so genannte Fusionsprodukt. Es besteht aus der Energie-Einschlusszeit, der Plasmadichte sowie der Temperatur und ist damit ein Maß für die Wärmeisolation der Fusionsma-

terie. Damit ein Fusionsreaktor Energie liefern kann, muss er – neben der geforderten Temperatur – zusätzlich über ein gewisses Mindestmaß an Wärmeisolation gegenüber seiner Umgebung verfügen, wie jeder konventionelle Ofen auch. Trägt man die beiden Kenngrößen Temperatur und Fusionsprodukt für die bedeutendsten Tokamak-Experimente vergangener Jahrzehnte in einem Diagramm auf, dann wird ein kontinuierlicher und beständiger Fortschritt sichtbar, der bis heute andauert (Abb. 1).

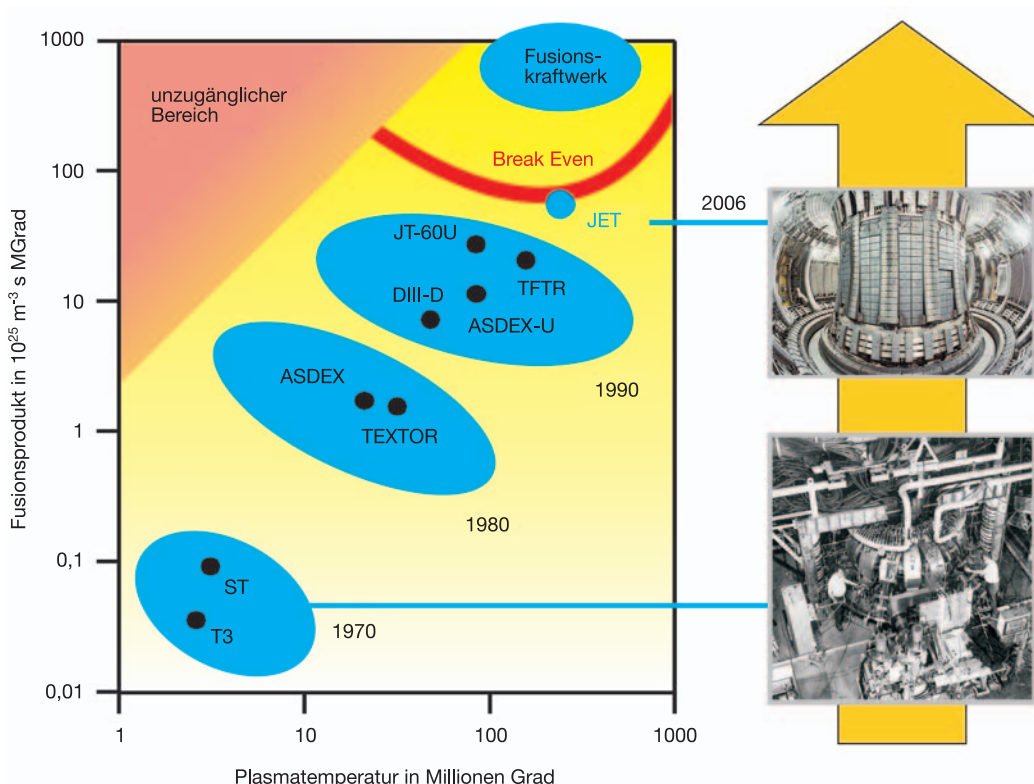
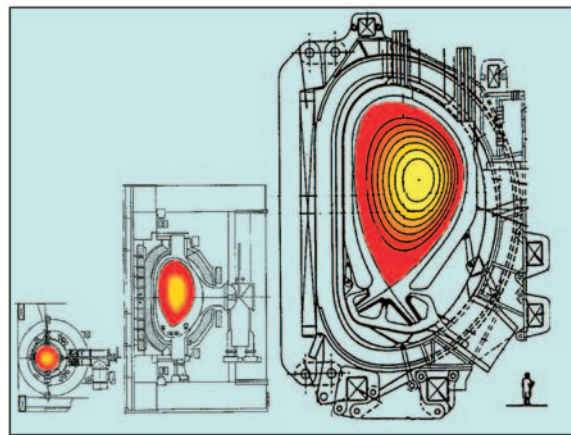
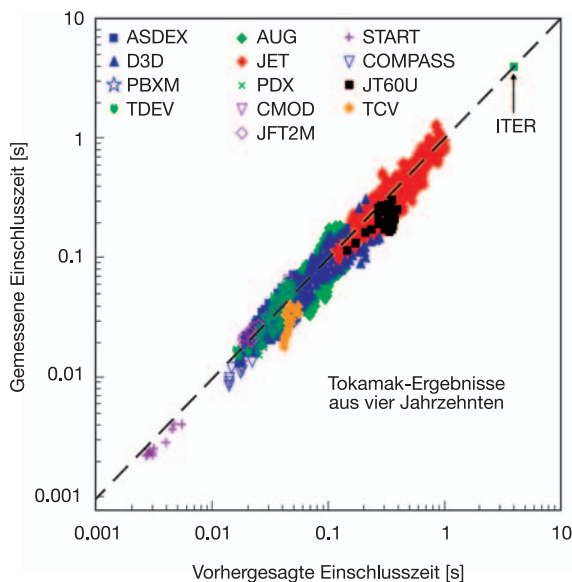


Abb. 1:
Fortschritte auf dem Weg zum Fusionskraftwerk (1).
TEXTOR: Forschungszentrum Jülich;
ASDEX, ASDEX-U: Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, Garching;
DIII-D: General Atomics, San Diego, USA;
ST, TFTR: Princeton Plasma Physics Laboratory, USA;
JT-60U: Japan Atomic Energy Research Institute, Naka;
JET: Europäische Union, EFDA; Abingdon, Großbritannien
T3: Kurchatov-Institut, Moskau, UdSSR.
(Grafik: FZJ)





Mit dem weltweit führenden europäischen Tokamak **JET** (Joint European Torus) steht die Entwicklung der Kernfusion heute bereits kurz vor dem Break-Even: 65% der zur Erzeugung des JET-Plasmas aufgewendeten Energie kann durch Fusion zurück gewonnen werden ($Q = 0,65$, Abb. 3). JET erzeugte so erstmals 1997 etwa 16 Millionen Watt durch Fusion, kann den Break-Even selbst zurzeit aber – genau wie die Zündung – aus physikalischen Gründen nicht erreichen. Dazu bedarf es eines nächsten Schrittes – eines neuen und größeren Fusionsexperiments.

Ergebnisse von Tokamak-Experimenten aus mittlerweile mehr als vier Jahrzehnten haben zum Verständnis der physikalischen Prozesse im Fusionsplasma beigetragen. Eine Vielzahl von Anlagen verschiedenster Größenordnungen umfassend, konnte auf diese Weise eine weltweite Datenbank aufgebaut werden, die eine Modellierung wichtiger Zustandsgrößen erlaubt, so z.B. der kritischen Eigenschaft der Wärmeisolation (siehe „vorhergesagte und gemessene Einschlusszeit“ in Abb. 4). Unter der Einschlusszeit versteht man diejenige Zeitspanne, die eine im Plasma enthaltene Energiemenge festgehalten – also durch ein Magnetfeld eingeschlossen – werden kann, bevor sie durch Wärmeleitung an die Umgebung verloren geht und die Temperatur absinkt.

Abb. 4: Links: Die Ergebnisse von Tokamak-Experimenten von vier Jahrzehnten erlauben eine sichere Extrapolation auf einen Betriebszustand mit hoher Netto-Energieerzeugung (ITER). **Rechts:** Entwicklung der Größe von Fusionsexperimenten über die Jahrzehnte mit dem Ergebnis, dass das größere Plasmavolumen die bessere Wärmeisolation besitzt. Das im Bau befindliche internationale Fusionsexperiment ITER wird voraussichtlich 2016 in Betrieb gehen und soll eine Leistung von 500 Millionen Watt erzeugen. (Grafik: FZJ)

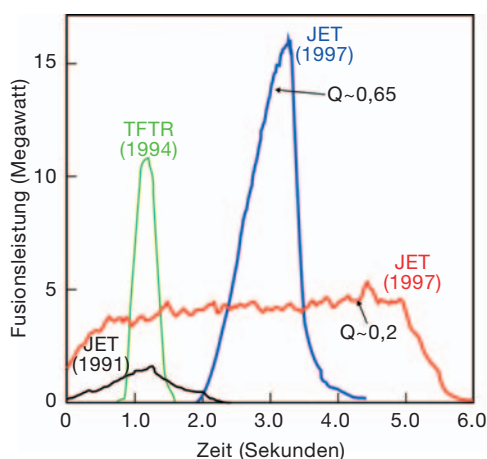


Abb. 3: Meilensteine der Fusionsforschung: Der europäische Tokamak JET hält mit 65 % Ausbeute und 16 Megawatt Fusionsleistung den Weltrekord, gefolgt vom amerikanischen Tokamak TFTR in Princeton, der bereits 1994 mehr als 10 Megawatt durch Fusion erzeugen konnte, heute allerdings still gelegt ist. (Grafik: FZJ)

Offensichtlichstes Ergebnis der Tokamakforschung ist dabei, dass ein größeres Plasmavolumen die bessere Wärmeisolation bzw. die größere Einschlusszeit besitzt. Dies lässt sich physikalisch relativ einfach erklären: Der Energieverlust des Plasmas über Wärmeleitung ist ein durch seine Oberfläche bestimmter Prozess, während die Energieerzeugung durch das Plasmavolumen geprägt wird. Wird ein Objekt größer, so spielt seine Oberfläche (sie ist proportional zur zweiten Potenz des Durchmessers) eine immer unwichtigere Rolle gegenüber seinem Volumen, das proportional zur dritten Potenz des Durchmessers ist.

Die umfangreiche Tokamak-Ergebnisdatenbank erlaubt zudem eine sichere Extrapolation auf einen experimentell bisher nicht erreichten Betriebszustand, der die Zündung des Plasmas und damit eine nennenswerte Netto-Energieproduktion ermöglicht. Der in internationaler Zusammenarbeit geplante und im französischen Cadarache im Bau befindliche Fusionsreaktor ITER (lateinisch „der Weg“) beruht darauf. Details zu ITER sind in Kapitel 6.3 beschrieben. Allerdings wird ITER die Zündung

nicht im Sinne eines unendlichen Energieverstärkungsfaktors realisieren, sondern einen endlichen Faktor Q von mindestens 10 aufweisen. Gründe dafür sind die bessere Stabilität und die leichtere Handhabbarkeit eines derartigen Fusionsplasmas.

Die Zeitskala auf dem Weg zu einer wirtschaftlichen Nutzung der Kernfusion (siehe Abb. 5) sieht zunächst die Inbetriebnahme von ITER etwa im Jahr 2016 vor. Nach zehn Jahren Forschungsarbeit werden die bei ITER und anderen Experimenten – etwa bei Wendelstein 7-X – gewonnenen Erkenntnisse in das Design des ersten wirklichen Fusionskraftwerks einfließen, das heute bereits den Namen DEMO trägt. Sein Bau soll um 2025 beginnen. Parallel zum ITER-Betrieb werden technologische Studien, zum Beispiel Materialuntersuchungen mittels einer 14 MeV-Neutronenquelle, maßgeblich zur Auslegung dieses ersten Fusionskraftwerks beitragen. DEMO soll etwa im Jahr 2035 den ersten Fusionsstrom in Netz einspeisen. Mit der kommerziellen Verfügbarkeit von wirtschaftlich arbeitenden Kernfusionskraftwerken wird aus heutiger Sicht nach dem Jahr 2045 gerechnet.

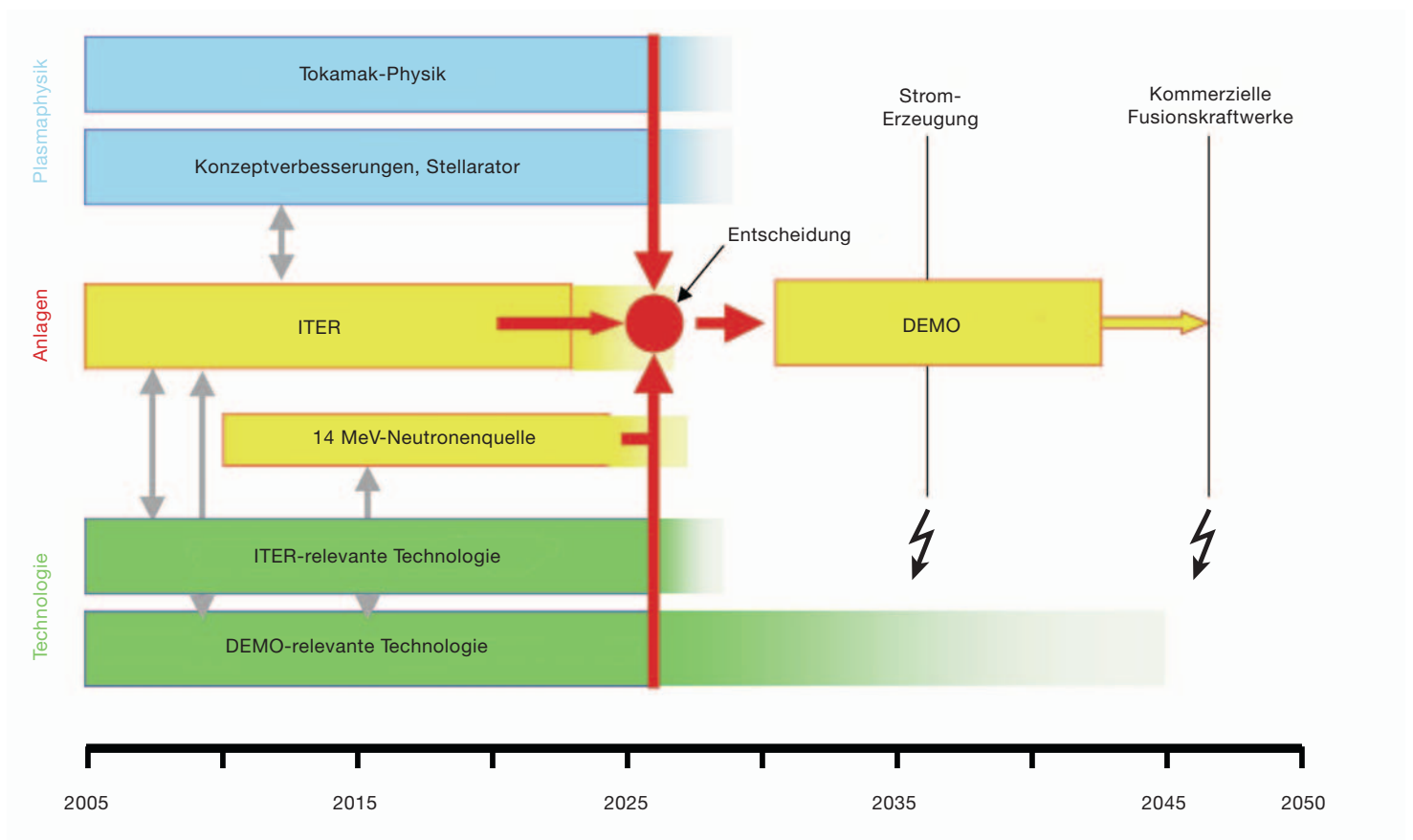


Abb. 5:

Die „Roadmap“ – Zeitskala des Wegs zur wirtschaftlichen Nutzung der Kernfusion: Um 2025 wird, aufbauend auf den Ergebnissen von ITER und anderen Experimenten, entschieden, wie das erste wirkliche Fusionskraftwerk namens DEMO ausgelegt sein soll, das ab 2035 Strom ins Netz speisen soll. Mit der kommerziellen Verfügbarkeit der Fusion wird nach 2045 gerechnet. (Grafik: IPP)

6.2. Internationale Zusammenarbeit

In Deutschland liegt der Schwerpunkt der Fusionsforschung bei der „Entwicklungsgemeinschaft Kernfusion“. Mitglieder sind das Max-Planck-Institut für Plasmaphysik und die Forschungszentren Jülich und Karlsruhe, die arbeitsteilig Plasmaphysik (IPP, FZJ) und Fusions-technologie (FZK) untersuchen. Die drei Institute sind zudem im „Programm Kernfusion“ der Helmholtz-Gemeinschaft organisiert. Beiträge zum deutschen Fusionsprogramm liefern außerdem zahlreiche Universitäten.

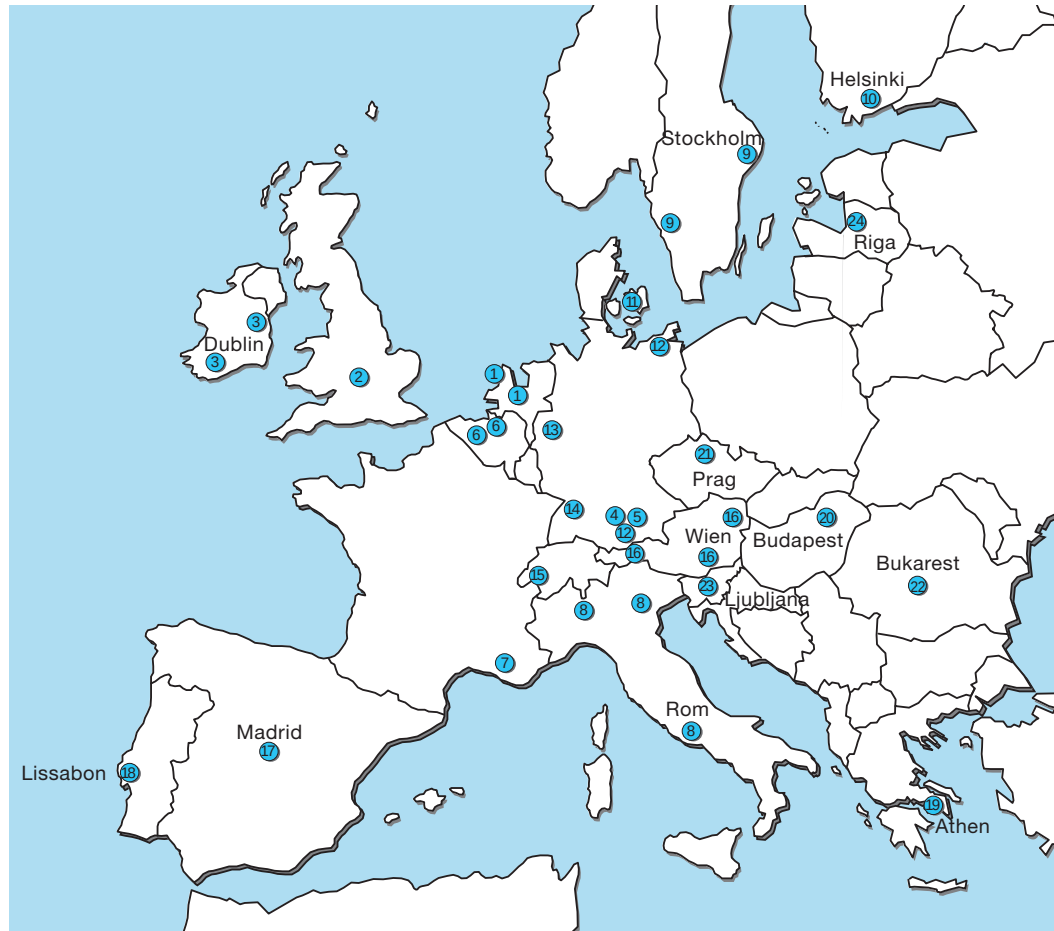
Die deutsche Fusionsforschung ist seit ihren Anfängen Teil eines europäischen Forschungsverbundes, in dem die Fusionszentren der europäischen Gemeinschaft und der Schweiz mit etwa 2000 Wissenschaftlern und Ingenieuren zusammengefasst sind. Koordiniert von der Europäischen Atomgemeinschaft Euratom mit Sitz in Brüssel stellen die Partner das europäische Programm auf, beteiligen sich an seiner Finanzierung und kontrollieren seine Ausführung in den

arbeitsteilig forschenden nationalen Laboratorien. Zusätzlich betreibt Europa seit 1983 ein gemeinsames Großexperiment, den „Joint European Torus“ (JET) im englischen Culham. Dieses weltweit größte Fusionsexperiment hat die Aufgabe, ein Plasma in der Nähe der Zündung zu untersuchen.

Neben dem europäischen Fusionsprogramm (siehe Tab. 1) existieren weltweit noch drei weitere große Programme in den USA, in Japan sowie in Russland. In kleinerem Umfang betreiben auch andere Länder – so China, Indien, Südkorea und Australien – Fusionsforschung. Zwischen den Programmen gibt es zahlreiche Wechselwirkungen. Herausragend ist dabei die seit 1988 bestehende Zusammenarbeit der großen Fusionsprogramme, die gemeinsam den nächsten großen Schritt in der Fusionsforschung, den internationalen Testreaktor ITER vorbereiten – einen Experimentalreaktor, der erstmals ein für längere Zeit Energie lieferndes Plasma erzeugen soll.

Abb. 5:
Fusionslaboratorien
in Europa
(Grafik: IPP)

- 1 Niederlande
 - FOM-Instituut voor Plasmafysica „Rijnhuizen“, Nieuwegein
 - NRG (Energy Research Foundation ECN KEMA), Petten
- 2 Culham Laboratory, United Kingdom Atomic Energy Authority (UKAEA), Abingdon, Großbritannien
- 3 Irland
 - Universität Dublin
 - Dublin Institute for Advanced Studies
 - University College Cork
- 4 EFDA – The European Fusion Development Agreement, Garching, Deutschland
- 5 ITER - European Joint Work Site, Garching, Deutschland
- 6 Belgien
 - Ecole Royale Militaire, Plasma Physics Laboratory, Brüssel
 - Université Libre de Bruxelles
 - Centre d'étude de l'Energie Nucléaire, Mol
- 7 Le Commissariat à l'Energie Atomique (CEA), Département de Recherches sur la Fusion Contrôlée, Cadarache, Frankreich
- 8 Ente per le Nuove tecnologie, l'Energia e l'Ambiente (ENEA), Italien
 - Centro Ricerche Energia, ENEA, Frascati
 - Istituto di Fisica del Plasma, CNR, Mailand
 - Consorzio RFX, Padua
- 9 Naturvetenskapliga Forskningsradet, Stockholm, Schweden
 - Royal Institute of Technology, Alfvén Laboratory, Stockholm
 - Chalmers University of Technology, Göteborg
- 10 National Technology Agency (TEKES), Helsinki, Finnland



- 11 Risø National Laboratory, Roskilde, Dänemark
- 12 Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, Deutschland
 - Garching
 - Teilinstitut Greifswald
- 13 Forschungszentrum Jülich GmbH, Jülich, Deutschland
- 14 Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe, Deutschland
- 15 Ecole Polytechnique Federale de Lausanne, Schweiz
- 16 Österreichische Akademie der Wissenschaften (ÖAW), Wien
 - Technische Universität Wien
 - Universität Innsbruck
 - Institut für Plasmaphysik, Universität Innsbruck
 - Österreichisches Forschungszentrum, Seibersdorf
 - Technische Universität Graz
- 17 Centro de Investigaciones Energéticas Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT), Madrid, Spanien
- 18 Instituto Superior Técnico, Technische Universität Lissabon, Lissabon, Portugal
- 19 Griechenland
 - National Technical University of Athens, Athen
 - Demokritos, National Centre for Scientific Research, Athen
 - The University of Ioannina, Greece
 - Foundation for Research and Technology Hellas
- 20 The Hungarian Academy of Sciences, Budapest, Ungarn
- 21 Academy of Sciences of the Czech Republic, Prag, Tschechien
- 22 Agentia Nationala pentru Stiinta, Tehnologie si Inovare, Bukarest, Rumänien
- 23 Plasma Physics Laboratory, Jozef Stefan Institute, Ljubljana, Slovenien
- 24 University of Latvia, Riga, Lettland

Experiment	Typ	Laboratorium	Aufgabe	Betriebsbeginn
JET	Tokamak	Europäisches Gemeinschaftsunternehmen	Plasmaphysik in der Nähe der Zündung	1983
TEXTOR	Tokamak	Forschungszentrum Jülich (D)	Plasma-Wand-Wechselwirkung, Energie- und Teilchenabfuhr	1982
TORE SUPRA	Tokamak	CEA Cadarache (F)	Test supraleitender Spulen, stationärer Betrieb	1988
FT-Upgrade	Tokamak	ENEA Frascati (I)	Plasmaphysik bei hohen Dichten	1989
ASDEX Upgrade	Tokamak	IPP Garching (D)	Plasmaphysik unter kraftwerksähnlichen Bedingungen, ITER-Vorbereitung	1991
WENDELSTEIN 7-X (im Bau)	Stellarator	IPP-Teilinstitut Greifswald (D)	Test der Kraftwerkstauglichkeit des Advanced Stellarator	ca. 2011
ITER (geplant)	Tokamak	Internationales Gemeinschaftsunternehmen	Testreaktor, brennendes Plasma, Technologie-Erprobung	ca. 2015

Tab. 2: Wichtigste laufende und geplante Fusionsexperimente des Europäischen Fusionsprogramms.

6.3. Der nächste Schritt: ITER

Das Experiment JET kann wichtige physikalische Erfordernisse für ein Fusionskraftwerk prüfen. Vor dem Bau eines Demonstrationskraftwerks muss jedoch der Nachweis erbracht werden, dass ein für längere Zeit brennendes Plasma physikalisch und technisch realisierbar ist. Außerdem müssen eine große Zahl technischer Kraftwerkskomponenten weiterentwickelt und erprobt werden. Hierzu gehören supraleitende Magnetspulen, das Blanket, der Divertor, die Tritium-Technologie, die Entwicklung fernbedient auswechselbarer Komponenten sowie die Erforschung der Sicherheits- und Umweltfragen der Fusion.

Dazu beteiligt sich Europa seit 1988 an der weltweiten ITER-Zusammenarbeit (latein.: „der Weg“). Die Dimensionen dieses Experimentalreaktors werden die von JET noch einmal deutlich übersteigen. Das ITER-Projekt wurde 1985 in Gesprächen des damaligen sowjetischen Generalsekretärs Gorbatschow mit den Präsidenten Frankreichs und der USA, Mitterand und Reagan, eingeleitet. Im Frühjahr 1988 begannen dann in Garching am Max-Planck-Institut für Plasmaphysik (IPP) als Gastlabor die Planungsarbeiten. Im Dezember 1990 legte die amerikanisch-europäisch-japanisch-russische ITER-Studiengruppe einen ersten Entwurf des Testreaktors vor.

Während der 1992 angelaufenen, sechsjährigen detaillierten Planungsphase arbeitete ein gemeinsames, international besetztes Team von rund 210 ITER-Mitarbeitern an drei Fusionszentren: in San Diego/USA, an dem japanischen Fusionslabor in Naka sowie wiederum am IPP in Garching. Dabei war jedes dieser Zentren für besondere Planungsarbeiten verantwortlich: Garching für physikalische Fragen und die Komponenten im Plasmagefäß – Abschirmung und Blanket, erste Wand und Divertor – Naka für die Komponenten außerhalb des Plasmagefäßes, d.h. supraleitende Magnete und Abstützung, sowie San Diego für Sicherheitsuntersuchungen und Koordination. Sitz des Aufsichtsgremiums – des ITER-Rates – war Moskau. Unterstützt wurde das zentrale ITER-Team durch Gruppen in den jeweiligen Heimatlaboratorien der Partner, die auch die nötigen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für ITER übernahmen.

Der fertige Entwurf für einen Testreaktor, der das selbständige Brennen eines Fusionsplasmas demonstrieren sollte, wurde am Ende dieser Planungsphase 1998 vorgelegt. Obwohl mit diesem Entwurf aus wissenschaftlich-technischer Sicht aller Beteiligten eine solide Grundlage für den Bau der Anlage vorlag und die Kosten von 13 Milliarden Mark im zuvor genehmigten Finanzrahmen

Gesamtradius (über alles):	15 Meter
Höhe (über alles):	30 Meter
Gewicht:	15000 Tonnen
Plasmaradius:	6,2 Meter
Plasmahöhe:	7,4 Meter
Plasmabreite:	4,0 Meter
Plasmavolumen:	837 Kubikmeter
Magnetfeld:	5,3 Tesla
Maximaler Plasmastrom:	15 Megaampere
Heizleistung und Stromtrieb:	73 Megawatt
Wandbelastung durch Neutronen	0,57 Megawatt pro Quadratmeter
Fusionsleistung:	500 Megawatt
Brenndauer:	≥ 300 Sekunden

Tab. 3:
*Wesentliche Daten des ITER-Experiments
(nach dem Abschlussbericht vom Juli 2001)*

blieben, konnte man dennoch – angesichts der Finanzschwierigkeiten in den Partnerländern – nicht zu einer Bauentscheidung kommen. Dies führte zu einem Rückzug der USA aus den ITER-Aktivitäten.

Die verbleibenden Partner Japan, Europa und Russland beschlossen, den ITER-Entwurf in einer dreijährigen Planungsverlängerung Kosten sparend zu überarbeiten. Dabei sollte das Ziel beibehalten werden, die Fusion innerhalb nur einer weiteren Experimentgeneration bis zum Demonstrationskraftwerk zu bringen. Letzteres erfordert, dass auch in einem verkleinerten ITER die Selbstheizung des Plasmas durch die bei der Fusion entstehenden Heliumteilchen jede Fremdeheizung um einen Faktor zwei übertrifft, dass ein echt stationärer Betrieb bei dominierender Fusionsheizung möglich ist und wesentliche Technologien eines Fusionskraftwerks wie supraleitende Spulen, Fernbedienungstechnik für Service-, Reparatur- und Umbauarbeiten sowie Brutmodule zum Erzeugen des Brennstoffbestandteils Tritium zum Einsatz kommen.

Der Prozess des Abwägens zwischen angestrebter Kostensenkung einerseits und erreichbaren Betriebsbedingungen und technischen Zielen andererseits wurde mit dem 2001 vorgelegten, überarbeiteten Entwurf für ITER abgeschlossen: Mit einer

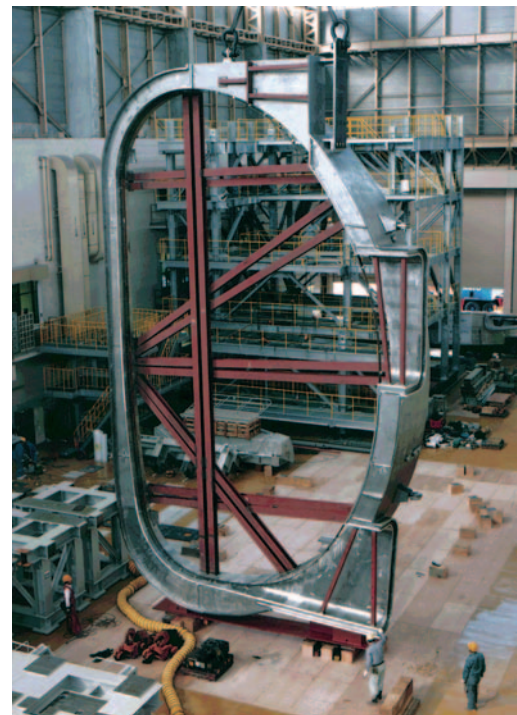
Verkleinerung des Plasmavolumens von ursprünglich 2000 auf 840 Kubikmeter ließen sich die Baukosten auf rund 4 Milliarden Euro ungefähr halbieren. Die größten Einsparungen ergaben sich dabei durch die Größenreduzierung bei den Gebäuden und den supraleitenden Magnetspulen. Der von den Spulen erzeugte Magnetfeldkäfig schließt einen Plasmaring ein, dessen Radius von zuvor acht auf jetzt sechs Meter gekürzt wurde. Daraus folgt eine reduzierte Fusionsleistung von 500 Megawatt (zuvor 1500) und ein Energiegewinnungsfaktor von etwa 10: Das Zehnfache der zur Plasmaheizung aufgewandten Energie wird als Fusionsenergie gewonnen.

Neben der Verkleinerung der Anlage konnte man zur Kostensenkung ebenso neue technologische Erkenntnisse nutzen. Zur Unterstützung der ITER-Planung wurden nämlich 1995 sieben große Technologieprojekte begonnen: Um die industrielle Machbarkeit und Tauglichkeit der wesentlichen ITER-Bauteile zu zeigen, wurden zwei Magnetspulen-Modelle (Abb. 2), ein Prototyp-Teil des Plasmagefäßes (Abb. 1), Blanket-Bausteine, Divertor-Komponenten sowie Fernbedienungs-Apparaturen zum Auswechseln von Blanket- und Divertor-Teilen gefertigt. Alle Prototypen und Modelle wurden unter den späteren Betriebsbedingungen getestet. Auch die in diesem Technologieprogramm ge-

wonnenen fertigungstechnischen Erfahrungen sind Kosten sparend in den Neuentwurf eingeflossen.

2003 haben sich dem Projekt neue Partner – China und Südkorea – angeschlossen, im gleichen Jahr sind auch die USA nach ihrem vorübergehenden Rückzug dem Projekt wieder

Abb. 1:
*Prototyp der Hälfte eines Plasmagefäß-Sektors
in Originalgröße – nach dem ITER-Entwurf von
1998 – hergestellt in Japan
(Foto: ITER).*



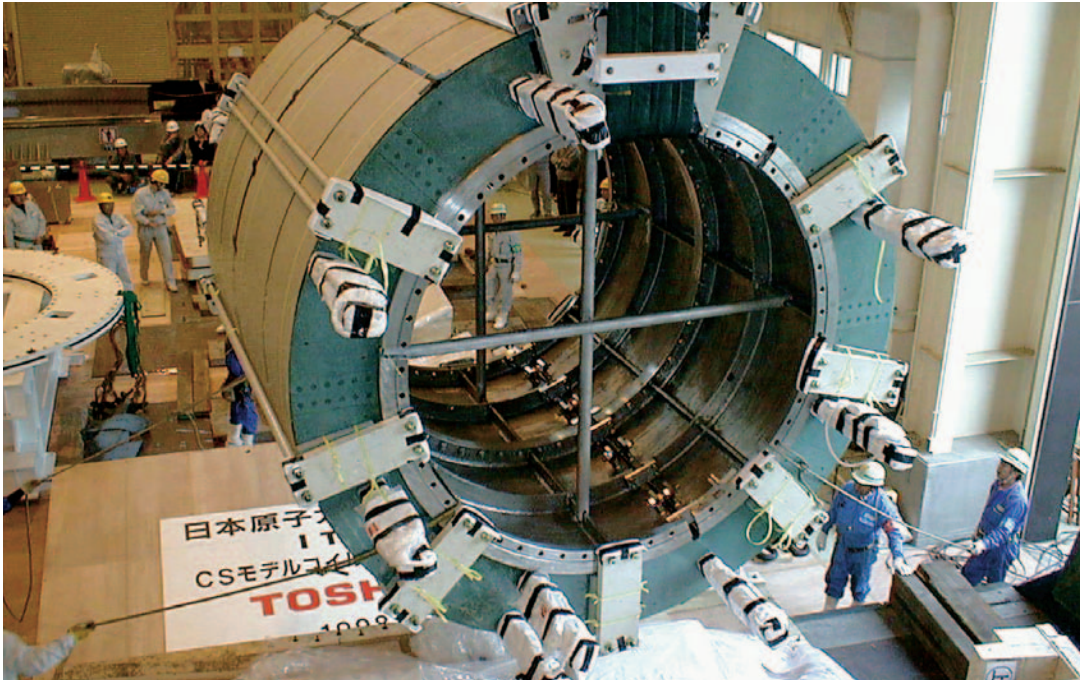


Abb. 2:
Das äußere Modul der
Model-Transformator-
spule, hergestellt in
Japan (Foto: ITER).

beigetreten. Gegenwärtig laufen die Verhandlungen über die rechtlichen und organisatorischen Rahmenbedingungen des Projekts. In Eingrenzung der ursprünglich diskutierten vier Standortangebote aus Kanada, Frankreich, Spanien und Japan konzentrierten sich die Verhandlungen auf zwei Vorschläge: Cadarache in Südfrankreich und Rokkasho in Japan. Im Juni 2005 fiel die Entscheidung für Cadarache. Ende 2005 schloss sich Indien als siebter Partner der ITER-Zusammenarbeit an. Die Bau-

kosten belaufen sich auf rund 4,6 Milliarden Euro, die Betriebskosten – einschließlich Rücklagen für den späteren Abbau – werden auf jährlich 265 Millionen Euro veranschlagt. Nach einer Bauzeit von etwa zehn Jahren könnte ITER das erste Plasma erzeugen. Dann werden rund 600 Wissenschaftler, Ingenieure und Techniker rund zwanzig Jahre an der Anlage arbeiten.

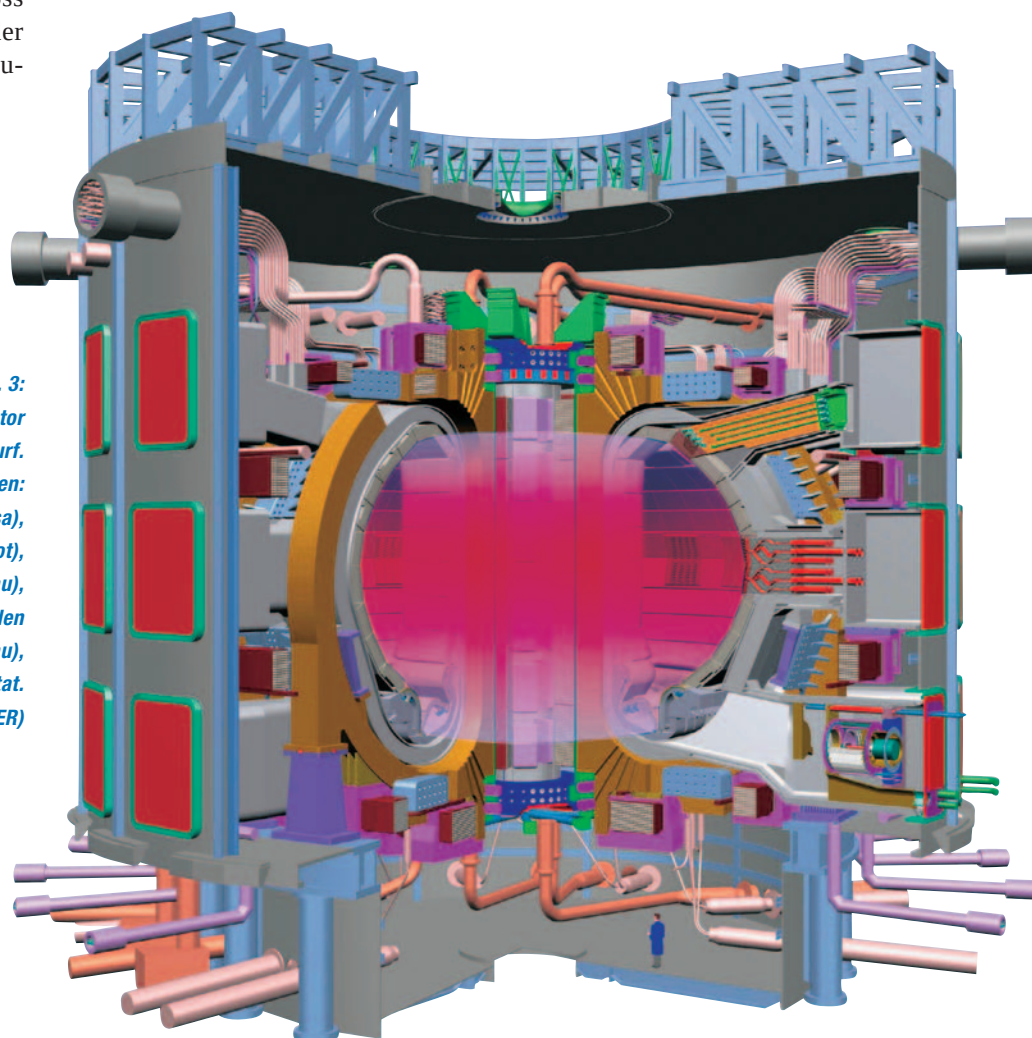
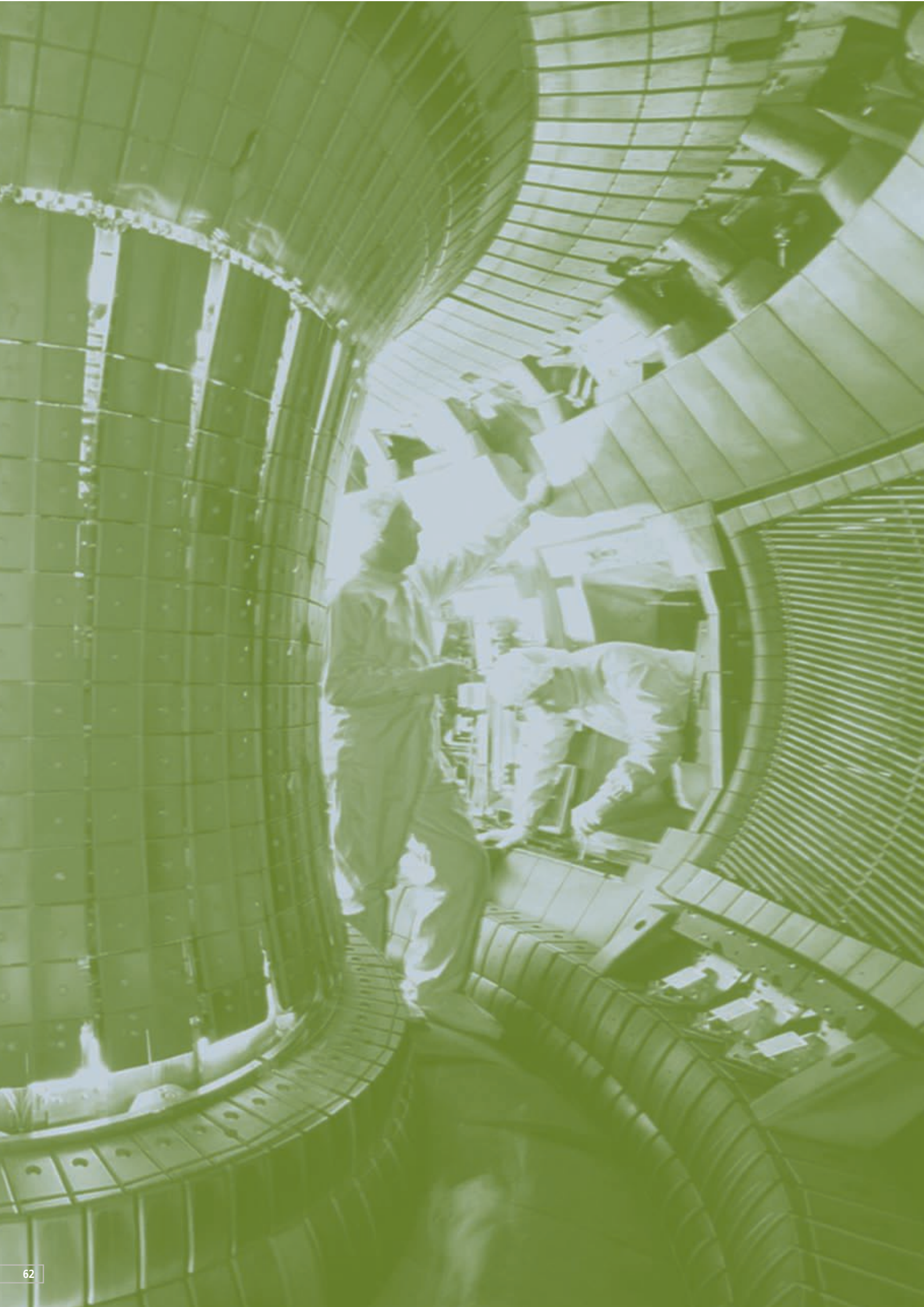


Abb. 3:
Der Internationale Experimentalreaktor
ITER im Entwurf.
Von innen nach außen:
Transformatorspule (rosa),
Plasmaring (rot),
Blanket (grau),
Plasmagefäß mit den am Boden
angebrachten Divertorplatten (grau),
Magnete (gelb) und Kryostat.
(Grafik: ITER)



7. Forschungsaktivitäten der Entwicklungsgemeinschaft

7.1. Max-Planck-Institut für Plasmaphysik

Im Rahmen des Europäischen Fusionsprogramms erforscht das Max-Planck-Institut für Plasmaphysik (IPP) in Garching und Greifswald die physikalischen Grundlagen für ein Fusionskraftwerk. Weltweit als einziges Institut untersucht das IPP dabei die beiden wesentlichen Anlagentypen – Tokamak und Stellarator – parallel zueinander: In Garching wird der Tokamak ASDEX Upgrade betrieben, im IPP-Teilinstitut Greifswald entsteht der Stellarator WENDELSTEIN 7-X. Wissenschaftler des IPP sind zudem an dem europäischen Gemeinschaftsexperiment JET beteiligt und wirken an der Vorbereitung des internationalen Experimentalreaktors ITER mit. Zudem beschäftigt sich das Institut mit der Entwicklung von Apparaturen zur Heizung und Diagnostik von Fusionsplasmen, mit Oberflächenphysik und Materialforschung, mit Plasmatheorie sowie mit sozioökonomischen Arbeiten zur Fusion.

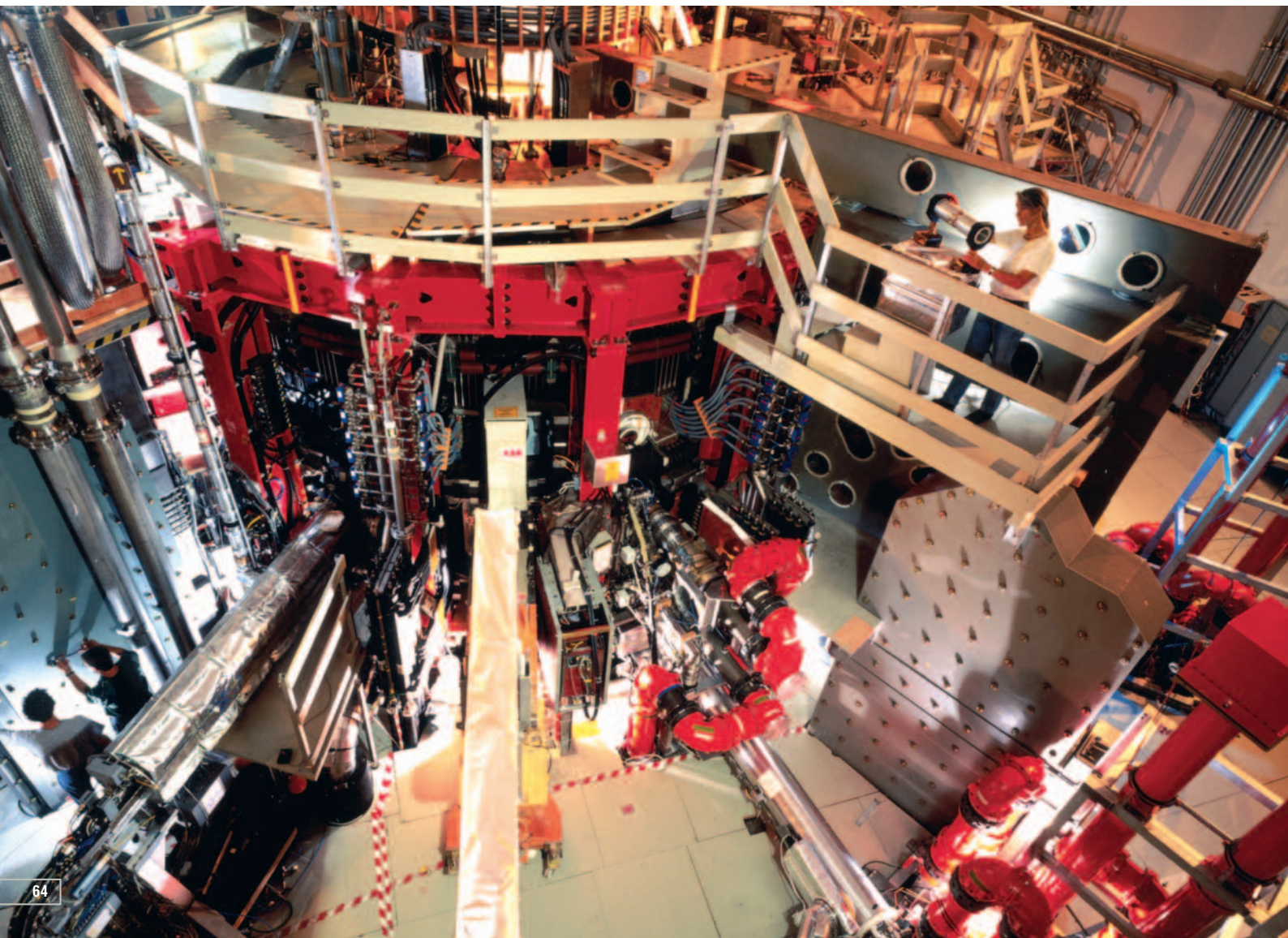


7.1.1. Der Tokamak ASDEX Upgrade

*Abb. 1:
Der Tokamak
ASDEX Upgrade
(Foto: IPP)*

Mit der Erzeugung des ersten Plasmas begannen am 21. März 1991 im IPP die Experimente an dem Tokamak ASDEX Upgrade, der größten Fusionsanlage in Deutschland (Abb. 1, 2). Aufbau und wesentliche Plasmaeigenschaften der Anlage sind einem späteren Kraftwerk angepasst. Sie ist damit insbesondere zur Vorbereitung

des internationalen Testreaktors ITER geeignet, der in weltweiter Zusammenarbeit realisiert wird. Das Arbeitsprogramm für ASDEX Upgrade wird durch ein europäisches Programmkomitee aufgestellt, so dass Forscher aus ganz Europa die Anlage für ihre Experimente nutzen können.



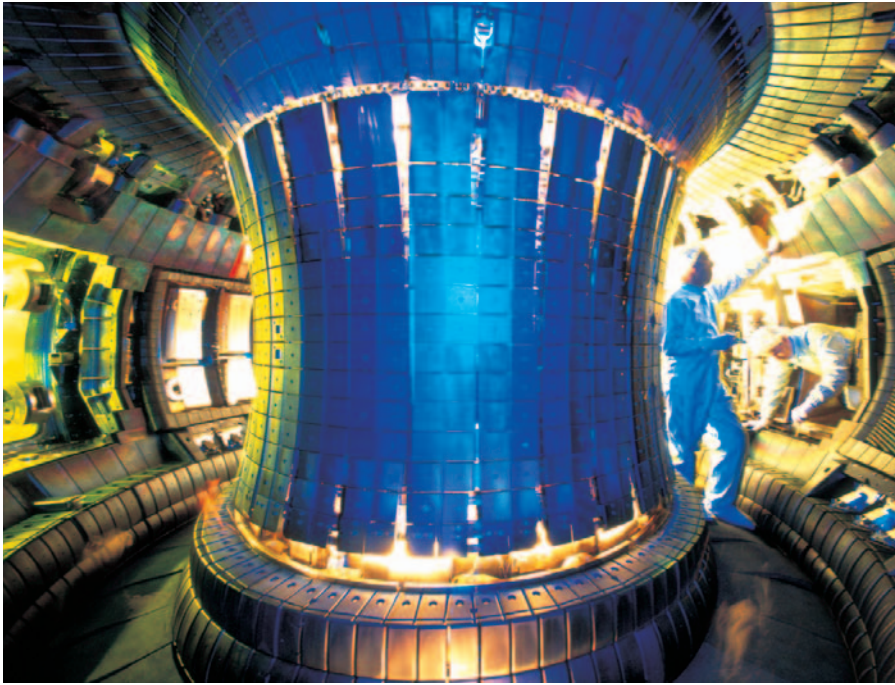


Abb. 2:
Blick in das Plasmagefäß von ASDEX Upgrade
(Foto: IPP)

Mit insgesamt 30 Megawatt Heizleistung kann ASDEX Upgrade ausreichend heiße und dichte Plasmen erzeugen, um eine der wesentlichen Fragen der Fusionsforschung zu studieren: die Wechselwirkung zwischen dem heißen Plasma und den umgebenden Wänden. In einem späteren Kraftwerk darf nämlich weder der Brennstoff die Plasmakammer beschädigen noch umgekehrt das Plasma durch abgelöstes Wandmaterial verunreinigt oder verdünnt werden.

Dazu wurde die Anlage so geplant, dass wesentliche Plasmaeigenschaften – der Plasmadruck, die Dichte und die Belastung der Wände – den Verhältnissen in einem späteren Kraftwerk angepasst sind. Insbesondere sorgt die hohe Heizleistung dafür, dass die Energieflüsse durch die Randschicht des Plasmas auf die Wände denen im Kraftwerk möglichst nahe kommen. Die „Kraftwerksähnlichkeit“ der Randschicht wird bestimmt durch das Verhältnis der Heizleistung zum Radius des Plasmarings. Dieser Wert liegt bei ASDEX Upgrade doppelt so hoch wie bei der gegenwärtig größten Fusionsanlage, JET, und nur noch einen Faktor zwei unter dem Wert des Testreaktors ITER, dem nächsten Schritt der internationalen Fusionsforschung. Wie vorausschauend die IPP-Planungen waren, zeigt sich beim Vergleich von ASDEX Upgrade mit den im Jahr 2001 fertiggestellten ITER-Bauplä-

nen, die in wesentlichen Teilen wie eine vergrößerte Kopie der Garching Anlage anmuten (Abb. 3). Insbesondere flossen die Ergebnisse der Divertor-Untersuchungen an ASDEX Upgrade wesentlich in die ITER-Konzeption ein.

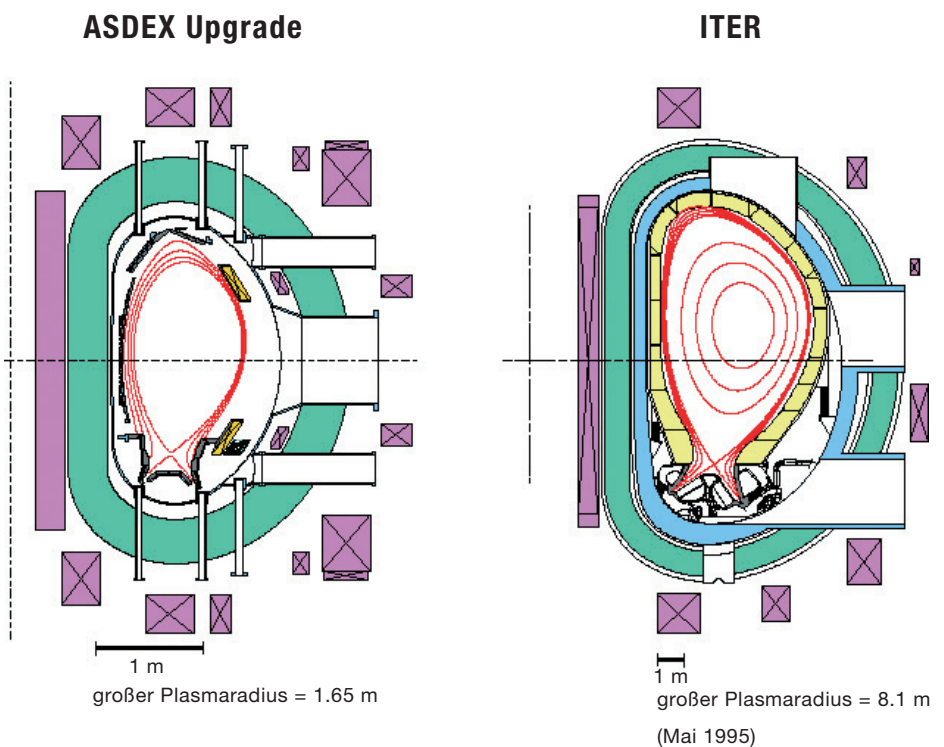


Abb. 3: Querschnitte von ASDEX Upgrade und ITER.
(Grafik: IPP)

Abb. 5:
Im Kontrollraum
von ASDEX Upgrade.
Von hier aus wird der
Ablauf der Experi-
mente und Messungen
gesteuert. (Foto: IPP)



Ziel: Hohe Wärmeisolation des Plasmas

Dem „Divertor“ verdankt ASDEX Upgrade seinen Namen: „Axialsymmetrisches Divertor-Experiment“. Um zu verhindern, dass das Plasma in Kontakt mit den umgebenden Wänden gerät und dort Verunreinigungen abschlägt, lenken die Divertormagnete die äußere Randschicht des Plasmas auf Prallplatten am Boden des Plasmagefäßes (Abb. 4). Die Plasmateilchen und Verunreinigungen – in einem brennenden Plasma auch die „Fusionsasche“ Helium – treffen dort abgekühlt auf, werden neutralisiert und abgepumpt. So wird die Gefäßwand geschont und zugleich ein Plasmazustand mit guter Wärmeisolation am Plasmarand erreicht, das „High-Confinement Regime“, kurz H-Regime. Es wurde 1982 am IPP-Experiment ASDEX entdeckt.

Diese bewährte Betriebsweise ist auch für ITER und ein späteres Kraftwerk vorgesehen. Wegen der hohen Fusionsleistungen ist dies hier jedoch nicht mehr problemlos: Von der in einem Kraftwerk zu erwartenden Leistung von ein bis zwei Gigawatt wird zwar der Hauptteil von den Fusionsneutronen großflächig auf den Wänden des Plasmagefäßes abgeladen. Die eng gebündelt in den Divertor strömenden Plasmateilchen bringen aber immer noch ein Fünftel dieser Leistung auf die Divertorplatten. Im H-Regime wird dieses Problem noch dadurch verstärkt, dass Rand-Instabilitäten des Plasmas, sogenannte **ELMs** (Edge Localized Modes), Plasmateilchen und -energien gebündelt und schlagartig auf die Platten werfen.

Eine mögliche Lösung hat ASDEX Upgrade 1994 – aufbauend auf Experimenten am Jülicher Tokamak TEXTOR – vorgeführt: Damit nicht die gesamte Energie in Form schneller

Plasmateilchen auf die Divertorplatten einprasselt, wurden in die Randschicht des Plasmas Verunreinigungen – Atome des Edelgases Neon – eingeblasen. Durch den Kontakt mit dem heißen Plasma werden sie zum Leuchten angeregt und schaffen so die Energie auf sanfte Weise als Ultraviolett- oder Röntgenlicht aus dem Plasma. Infolgedessen war trotz hoher Heizleistung keine nennenswerte Erhitzung der Divertorplatten festzustellen. Allerdings zeigten Versuche, dieses H-Regime mit „strahlender Randschicht“ auch am derzeit größten Fusionsexperiment JET in Culham zu verwirklichen, dass sich die günstigen Wärmeisolationseigenschaften nicht ohne weiteres übertragen lassen. Daher werden an ASDEX Upgrade auch andere Wege zur sanften Leistungsabfuhr untersucht: Inzwischen ist es durch spezielle Formung des Plasmaquerschnitts, insbesondere die „Dreieckigkeit“, gelungen, einen Plasmazustand mit hoher Plasmadichte und kleinen, hochfrequenten ELMs zu erreichen, der in seinen Einschlusseigenschaften dem H-Regime mit strahlender Randschicht überlegen ist. Zur Zeit ist jedoch noch offen, ob ITER eine Kombination beider Rezepte zur sanften Energieabfuhr einsetzen muss, um die Divertorbelastung verträglich zu halten.

Neben der Optimierung der Leistungsabfuhr wurden aber auch die Einschlusseigenschaften des H-Regimes weiterentwickelt. Ein Beispiel

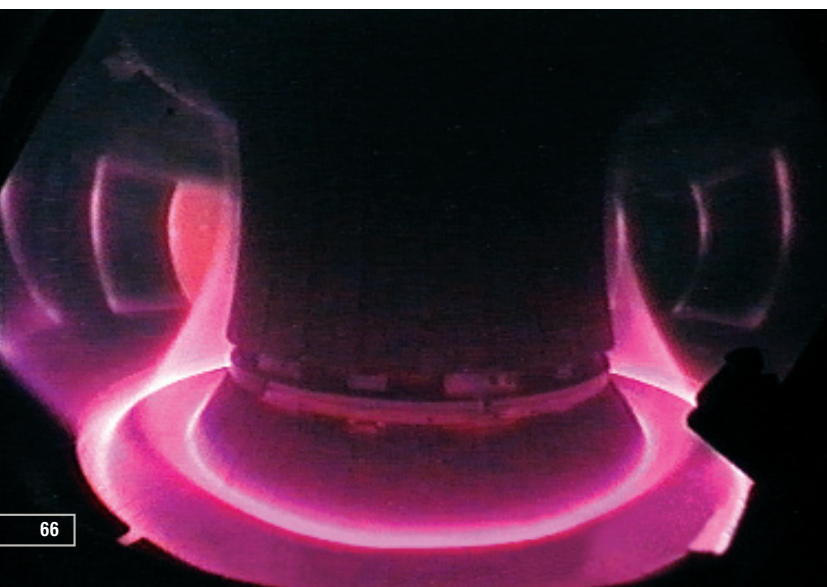


Abb. 4: Blick in das Plasma von ASDEX Upgrade. Man erkennt, wie das Divertormagnetfeld die äußere Randschicht des Plasmas auf Prallplatten am Boden des Plasmagefäßes lenkt. (Foto: IPP)

ist das „Verbesserte H-Regime“: Im Jahr 1997 fanden Wissenschaftler an ASDEX Upgrade heraus, dass sich durch spezielle Formung des Stromprofils ein Zustand mit nochmals verbesserten Energieeinschluss- und Stabilitätseigenschaften erreichen lässt. Entsprechend fand der neue Plasmazustand großes Interesse: Je höher man den Energieinhalt des Plasmas und damit die Fusionsausbeute treiben kann, desto kleiner und damit kostengünstiger wird ein späteres Kraftwerk.

Ein stabiler Plasmazustand mit nochmals verbesserter Wärmeisolation lässt sich durch den Aufbau so genannter interner Transportbarrieren realisieren. Dabei wird das H-Regime – dessen gute Werte durch eine Transportbarriere am Plasmarand her-

vorgerufen werden – mit verbessertem Einschluss in inneren Plasmabereichen kombiniert, in denen die Wärmeisolation durch das Ausbilden einer Plasmaströmung stark verbessert ist. Um eine interne Barriere aufzubauen, gibt man dem im Plasma fließenden Strom – der einen Teil des magnetischen Käfigs aufbaut – ein optimiertes Profil. Während sich normalerweise die Stromstärke im heißen Plasmazentrum zuspitzt, wird nun ein flacheres Stromprofil eingestellt. Das veränderte Stromprofil ist Ursache für die Transportbarriere und soll durch äußeren Stromtrieb über die gesamte Entladung erhalten werden.

ASDEX Upgrade konnte 1998 zum ersten Mal zeigen, dass interne Transportbarrieren gleichzeitig in

den Profilen der Ionen- und der Elektronentemperatur erreicht werden können (Abb. 6). In diesem günstigen Plasmazustand steigt die Wärmeisolation nochmals um 30 Prozent.

Solche Ergebnisse dienen direkt der Konzeptverbesserung des Tokamaks: Für Fusionsanlagen vom Typ Tokamak ist es nämlich im Hinblick auf ein künftiges Kraftwerk wichtig, die Anlagen vom Puls- zum Dauerbetrieb zu bringen. Dazu muss der Plasmastrom von außen getrieben werden und nicht mehr über den nur pulsweise arbeitenden Transformator: So wurde in den Entladungen mit verbessertem H-Regime der Strom nur noch zu 50 Prozent per Transformator erzeugt; 15 Prozent trieb die Neutralteilchenheizung und 35 Prozent trug ein mit dem Plasmadruck verbundener Strom bei, der Bootstrap-Strom. Auf die beiden letzteren setzt man bei allen Versuchen, den Tokamak dauerbetriebsfähig zu machen. Wie sich dies mit anderen Erfordernissen – Stabilität, Verunreinigungskontrolle und Energieabfuhr – vereinen lässt, ist einer der Arbeitsschwerpunkte von ASDEX Upgrade.

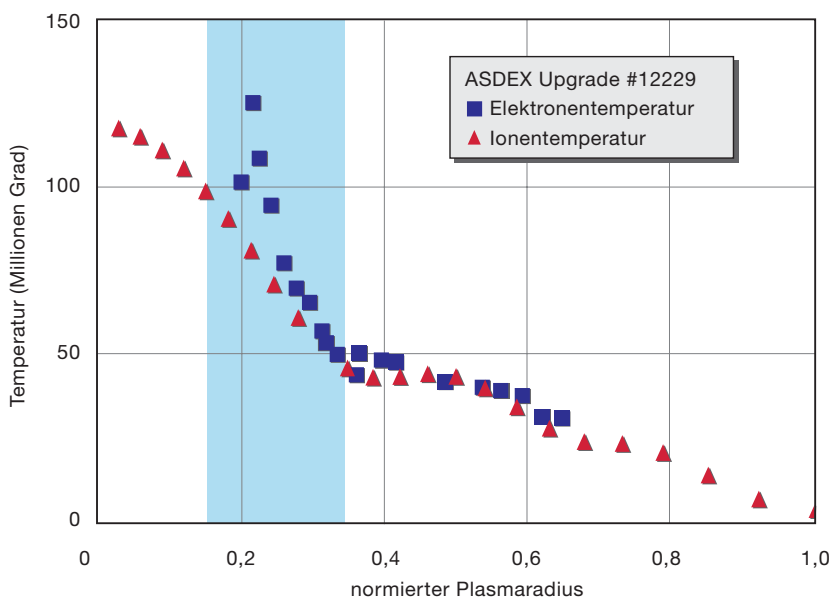


Abb. 6: Profile der Ionen- und Elektronentemperatur in ASDEX Upgrade über dem Plasmaradius. Im Bereich der internen Transportbarriere (blaues Feld) werden die Profile deutlich steiler, so dass hohe Zentraltemperaturen erreicht werden. (Grafik: IPP)

Abb. 7:
Messgerät zur
Bestimmung der
Elektronentemperatur
am Fusionsexperiment
ASDEX Upgrade. Die
Hohlleiter lenken die
Zyklotronstrahlung der
Elektronen zu
Detektoren. (Foto: IPP)



Nach fast 10-jährigem Experimentieren entschied man sich 1999 zu einem zukunftsweisenden Umbau der Anlage. Ziel war eine höhere „Dreieckigkeit“ des Plasmaquerschnitts und der Stromtrieb durch Neutralteilchenheizung: Dreieckige Querschnitte erlauben guten Einschluss bei höheren Plasmadichten, zudem steigt die Stabilität. ASDEX Upgrade kann damit in einem Entladungsbereich arbeiten, wie er – skaliert – für ITER vorgesehen ist. Zuvor musste jedoch der Divertor umgebaut und an die neue Plasmaform angepasst werden.

In den folgenden Jahren gelang es an ASDEX Upgrade, das „Verbesserte H-Regime“ über einen immer breiteren Arbeitsbereich einzustellen. Dazu muss man dem Plasmastrom von Anfang an den richtigen Weg im Plasma bahnen. Für diesen „Stromtrieb“ konnte man nun die umgebaute Neutralteilchen-Heizung nutzen. Richtig begonnen, bleibt das beim Starten der Entladung geformte Stromprofil durch komplexe Rückkopplungen zwischen Plasma und Magnetfeld über die ganze Entladung stabil. Bis zu 50 Prozent des Plasmastroms werden dann von der Heizung und dem druckgetriebenen Bootstrap-Strom getragen, der Rest wird auf konventionelle Weise per Transformator im Plasma erzeugt.

Nach den Erfolgen an ASDEX Upgrade konnte auch das ähnlich aufgebaute Fusionsexperiment DIII-D in San Diego/USA das „Verbesserte H-Regime“ erreichen. Im Sommer 2003 gelang es IPP-Wissenschaftlern schließlich, den günstigen Plasmazustand an der Großanlage JET in Culham zu realisieren. 2004 stand er dann erneut auf dem Garching Experimentierplan. Selbst nach einem alternativen, an DIII-D entwickelten Verfahren stellte sich der gewünschte Plasmazustand auf Anhieb ein. Resultat war der bisherige Anlagenrekord von ASDEX Upgrade für den Energieinhalt im Plasma: 1,5 Megajoule. Wesentlich wichtiger noch: Nachdem sich das „Verbesserte H-Regime“ auf verschiedenen Wegen in drei unterschiedlich großen Anlagen erreichen ließ, ist man zuver-

sichtlich, dass dies auch in dem nochmals größeren ITER gelingen wird. Die zu erwartende Fusionsausbeute würde sich damit mindestens verdoppeln. Statt der angestrebten 400 Megawatt könnte ITER in dieser Betriebsweise bei sonst gleichen Bedingungen mehr als 800 Megawatt Fusionsleistung liefern.

Bekämpfung von Plasmainstabilitäten

Ein weiteres Arbeitsthema an ASDEX Upgrade ist die Bekämpfung von Plasmainstabilitäten: Das komplexe Wechselspiel zwischen Plasmateilchen und magnetischem Käfig macht nämlich eine ganze Reihe von Instabilitäten möglich, die den Einschluss verschlechtern. Besonders unerwünscht sind so genannte „Neo-

klassische Tearing-Moden“. Sie treten auf, wenn Temperatur und Druck des Plasmas in die Nähe der Zündwerte kommen.

Wie gefährlich diese Instabilitäten für die Leistungsfähigkeit von ITER sein können, erkannten die Plasmatheoretiker des IPP bereits vor einigen Jahren: Die Obergrenze für den Plasmadruck liegt um so niedriger, je größer die Anlagen sind – bei ITER zehn mal niedriger als bei dem kleineren ASDEX Upgrade: also eine erhebliche Schwierigkeit für ITER und ein ernst zu nehmendes Hindernis auf dem Weg zu einem wirtschaftlich arbeitenden Kraftwerk. Unter Leitung des IPP sollte daher eine europäische Gruppe das Problem für ITER lösen. Beteiligt waren Wissenschaftler der Universität Stuttgart sowie der Fusionszentren in England, den Niederlanden und Italien.

Um die Tearing-Moden bekämpfen zu können, muss man zuvor ergründen, warum sie entstehen: In einer Fusionsanlage werden die Plasmateilchen von den Feldlinien des magnetischen Käfigs wie auf Schienen geführt und können so von den Wänden des Plasmagefäßes ferngehalten werden. Für einen „dichten“ Käfig müssen die Feldlinien innerhalb des ringförmigen Plasmagefäßes geschlossene, ineinander geschachtelte Flächen aufspannen. So werden nach außen weisende Feldkomponenten

vermieden, die die Plasmateilchen auf die Wände führen würden. Die hohen Zündtemperaturen wären dann unerreichbar. Auf den magnetischen Flächen sind Dichte und Temperatur jeweils konstant, während von Fläche zu Fläche – vom heißen Zentrum nach außen – Dichte, Temperatur und Plasmadruck abnehmen.

Instabilitäten jedoch können das einschließende Magnetfeld verformen. Wie die genaue Analyse der „Neoklassischen Tearing-Moden“ zeigt, bilden sich im vormals symmetrischen Plasmaring blasenartige Störungen mit eigener, in sich geschlossener Magnetfeldstruktur: magnetische „Inseln“ (Abb. 8). Auslöser ist das Ansteigen des Plasmadrucks bei hoher Plasmatemperatur. Beim Entstehen der Inseln reißen die magnetischen Feldlinien auf und verbinden sich mit den Feldlinien benachbarter magnetischer Flächen. Es kommt quasi zu einem magnetischen Kurzschluss. Da nun ein schneller Energieaustausch auch quer zu den Flächen möglich wird, sinken Plasmatemperatur und Plasmadruck über die Breite der Insel stark ab. Damit beschränken sie den erreichbaren Plasmadruck: Die Leistungsausbeute von ITER und einem späteren Kraftwerks würde sehr darunter leiden.

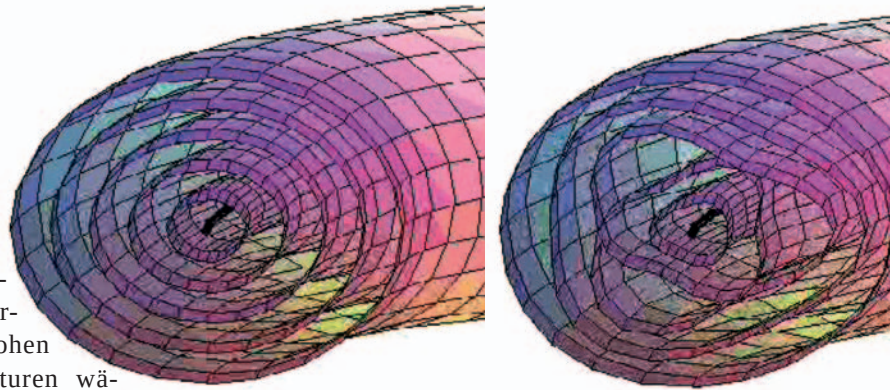


Abb. 8:
Eine Instabilität entsteht:
Die zunächst sauber
ineinander geschachtelten
magnetischen Flächen
(links) verformen sich –
es bilden sich magneti-
sche Inseln (rechts).
(Grafik: IPP)

Tab. 1:
*Charakteristische
Daten des
Experimentes
ASDEX Upgrade*

Radius der Anlage (über alles):	5 Meter
Höhe (über alles):	9 Meter
Gewicht:	800 Tonnen
Großer Plasmaradius:	1,65 Meter
Plasmahöhe:	1,60 Meter
Plasmabreite:	1,00 Meter
Plasmavolumen:	14 Kubikmeter
Plasmagewicht	0,003 Gramm
Anzahl der Toroidalfeldspulen:	16
Magnetfeld:	3,1 Tesla
Plasmastrom:	max. 1,6 Megaampere
Heizleistung:	max. 30 Megawatt
- Stromheizung	1 Megawatt
- Neutral-Injektion	20 Megawatt
- Ionen-Zyklotronheizung	6 Megawatt
- Mikrowellen-Heizung	4 Megawatt
Pulsdauer:	10 Sekunden

Da die Obergrenze für den Plasmadruck um so niedriger liegt, je größer die Anlagen sind, schienen in einem Kraftwerk die Tearing-Moden zunächst unvermeidlich. Um so größer war das Aufsehen, als es an ASDEX Upgrade 1999 erstmals gelungen war, die Bildung dieser magnetischen Inseln zu behindern: Dazu hat man gezielt – auf Zentimeter genau – Mikrowellen in die Mitte einer entstehenden Insel eingestrahlt. So wurde lokal ein elektrischer Strom erzeugt, der die Insel auflöst. Die Magnetfeldstörung wird unterdrückt und der Plasmadruck kann wieder ansteigen. Durchschlagenden Erfolg hatte man dann ein Jahr später, als es gelang, eine Insel gänzlich wegzupusten. Bestätigt werden konnte die neue Methode kurz danach an Fusionsanlagen in den USA und in Japan.

2004 ist es an ASDEX Upgrade nicht nur gelungen, eine besonders störende Tearing-Mode zu stabilisieren, die bis zum Abbruch der Entladung führen kann. Nach der Verbesserung des Zielverfahrens gelang dies auch noch mit sehr geringer Mikrowellenleistung: Zur Stabilisierung genügten –

präzise in die richtige Stelle eingestrahlt – weniger als zehn Prozent der insgesamt aufgewandten Heizleistung. Damit kann man sicher sein, ein Instrument zur Kontrolle der magnetischen Inseln gefunden zu haben. Zu untersuchen ist nun, ob es für ITER alltagstauglich ist. Um diesen Schritt von der Physik zur Technik zu gehen, will man das Verfahren automatisieren: Das Erkennen der Inseln und ihr Anzielen per Mikrowelle soll in die automatisierte Feed-Back-Steuerung von ASDEX Upgrade aufgenommen werden. Das System soll die Ausbildung einer Insel selbständig registrieren, dann die Insel mit beweglichen Spiegeln anvisieren und den Mikrowellenstrahl auslösen. In den ITER-Plänen ist für diesen Zweck bereits eine steuerbare Einkopplung für Mikrowellen vorgesehen.

Studien zum Wandmaterial

Zusätzlich untersucht man an ASDEX Upgrade unterschiedliche Wandmaterialien, die den Leistungs- und Teilchenflüssen in einem Kraftwerk standhalten können. Neben dem an vielen Fusionsanlagen eingesetzten Kohlen-

stoff, der sich durch hervorragende thermische und mechanische Eigenschaften auszeichnet, wurde an ASDEX Upgrade sehr erfolgreich mit einer Wolframbeschichtung des Divertors und der inneren Wand experimentiert (siehe auch Kap. 7.1.4). Wolfram ist in seinen thermischen und mechanischen Eigenschaften dem Kohlenstoff noch überlegen und kann darüber hinaus, im Gegensatz zu Kohlenstoff, nur wenig Wasserstoff binden, was sich in einem Kraftwerk günstig auf das Tritiuminventar auswirken würde.

Wolframverunreinigungen können jedoch in wesentlich geringerem Maße als Kohlenstoff im Plasma geduldet werden, da Wolfram zu starken Abstrahlungsverlusten führt. ASDEX Upgrade konnte jedoch zeigen, dass in Verbindung mit der sanften Wärmeabfuhr im Divertor nur wenige Wolframatome an den Prallplatten losgelöst werden und ins Plasma eindringen können. Wolfram steht damit als ernsthafter Kandidat zur Wandauskleidung in künftigen Fusionsanlagen zur Verfügung.

7.1.2. Mitarbeit bei JET und ITER

JET-Mitarbeit

Das europäische Gemeinschaftsexperiment JET in Culham/Großbritannien ist die zur Zeit größte Fusionsanlage weltweit. Für den technischen Betrieb ist das Fusionslabor in Culham zuständig, in einzelnen Experimentierkampagnen arbeiten an der Anlage zeitweise abgeordnete Wissenschaftler und Techniker aus allen Europäischen Laboratorien. Dabei beginnt die Teilnahme mit einem Experimentiervorschlag, Besuche bei JET und die dortige Ausführung der Experimente schließen sich an. Die Ergebnisse werden dann im allgemeinen in den Heimatlaboratorien im Detail analysiert.

Das Max-Planck-Institut für Plasma-physik ist ein Hauptteilnehmer des wissenschaftlichen JET-Programms. In den letzten Jahren haben sich zahlreiche IPP-Physiker, darunter mehrere Task Force-Leiter, an Experimenten bei JET beteiligt, die alle wichtigen plasmaphysikalischen Gebiete abdeckten. Zusätzlich gab es fünf Langzeit-Abordnungen von IPP-Wissenschaftlern zu JET.

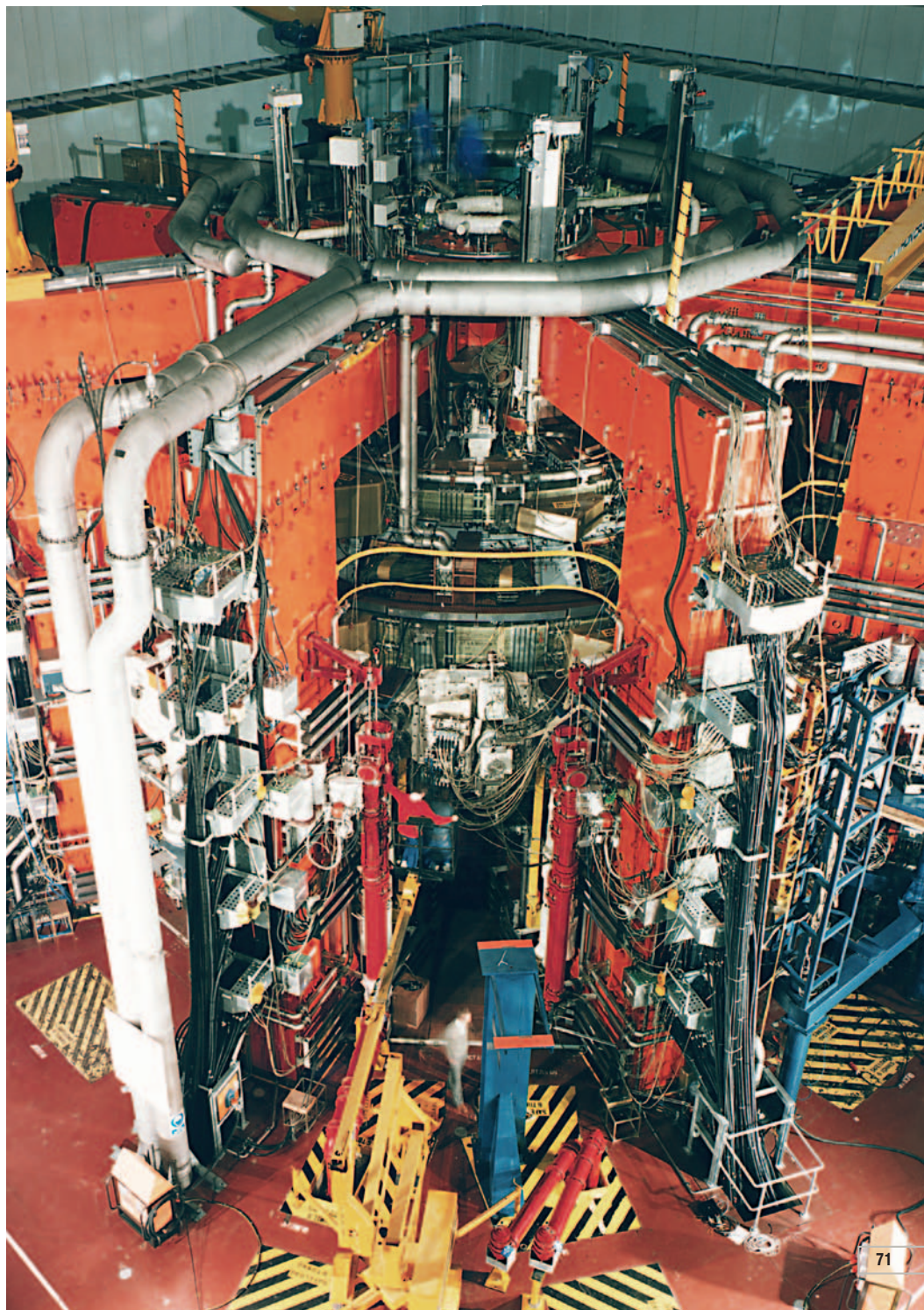
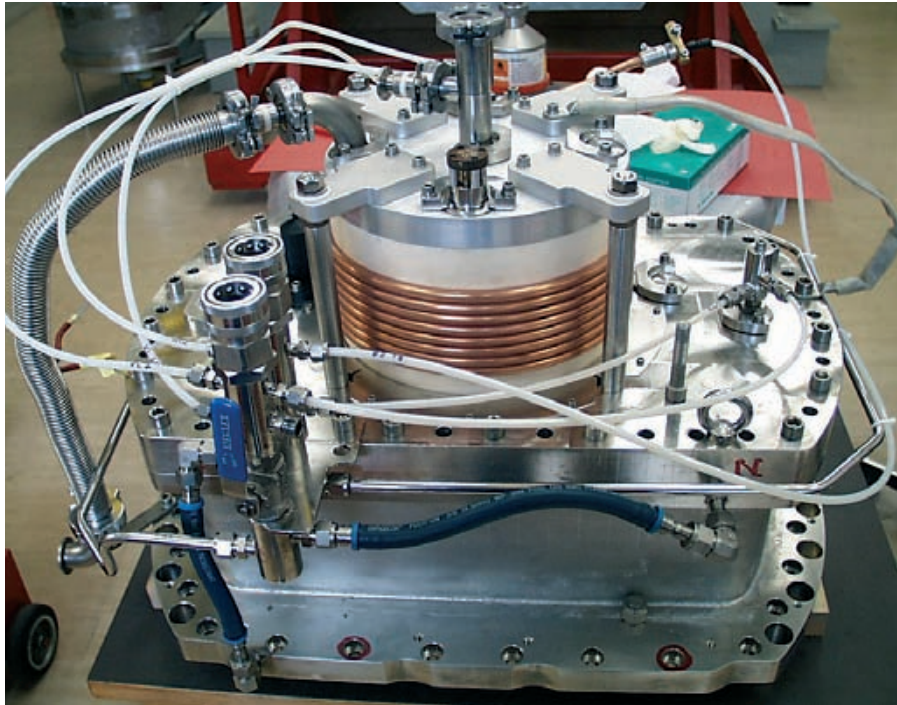


Abb. 9:
Das europäische
Gemeinschaftsexperiment JET
(Foto: JET-EFDA)

Abb. 10:
Die für ITER entwickelte
Hochfrequenz-Quelle des
IPP für negative Ionen.
(Foto: IPP)



Da das JET-Programm vor allem der Vorbereitung von ITER dient, ist der Vergleich zwischen JET und dem Garching ASDEX Upgrade – den beiden größten ITER-ähnlichen Tokamaks in Europa – besonders fruchtbar. Ein Highlight waren hier die Experimente zum „Verbesserten H-Regime“. Im Sommer 2003 gelang es IPP-Wissenschaftlern, diesen mit ASDEX Upgrade entdeckten günstigen Plasmazustand auch an JET zu realisieren (siehe S. 68). Damit darf man zuversichtlich sein, dass dies auch in dem nochmals größeren ITER gelingen wird. Die zu erwartende Fusionsausbeute von ITER würde sich damit mindestens verdoppeln. Bei sonst gleichen Bedingungen könnte die Anlage in dieser Betriebsweise statt der angezielten 400 mehr als 800 Megawatt Fusionsleistung liefern.

IPP-Physiker und -Ingenieure sind darüber hinaus auch an der Definition und Realisation des Ausbaus der JET-Maschine beteiligt, wiederum hauptsächlich mit dem Ziel, das Verhalten von ITER besser vorausszusagen zu können.

ITER-Mitarbeit

Abgesehen von seiner Rolle als Gastgeber der EFDA- und ITER-Gruppe in Garching trägt das IPP mit dem Forschungsprogramm seines Experiments ASDEX Upgrade mit einem Großteil seiner Aktivitäten zur Vorbereitung des Testreaktors ITER bei. Hier sind vor allem die Untersuchungen zur Divertorphysik, zur magnetohydrodynamischen Stabilität sowie der Konzeptverbesserung hin zum „Advanced Tokamak“ zu nennen. Außerdem stehen die IPP-Wissenschaftler in allen physikorientierten Fragen in engem Kontakt mit der ITER-Gruppe und haben darüber hinaus in zahlreichen Vertragsstudien spezielle Probleme für ITER bearbeitet.

Schließlich übernimmt das IPP zunehmend Arbeiten, die auf den Entwurf und Bau spezieller Komponenten von ITER hinzielen. Hier sollen Beiträge zur Diagnostikentwicklung, zu Heiz- und Stromtriebmethoden sowie zur Experimentsteuerung und -regelung erbracht werden. Zum Beispiel läuft im Bereich Technologie in Garching zur Zeit ein Entwicklungsprogramm für eine neuartige Ionenquelle zur Plasmaheizung von ITER mit energiereichen Neutralteilchenstrahlen (Abb. 10). Ausgangspunkt hierzu sind, anders als für bisherige Fusionsanlagen, Strahlen aus negati-

ven Ionen. Die Erzeugung, Beschleunigung und anschließende Neutralisation negativer Wasserstoff-Ionen, die im Unterschied zu positiven Ionen sehr fragile Gebilde sind, ist in physikalischer und technischer Hinsicht allerdings eine große Herausforderung. Für ITER verlangt sind zudem hohe Teilchenenergien nahezu im Dauerbetrieb.

Neutralteilcheninjektoren mit negativen Ionen werden weltweit in mehreren Laboratorien entwickelt, bisher auf der Grundlage von Bogenquellen. Da diese Quellen jedoch sehr reparaturanfällig sind und solche Reparaturen bei ITER nur per Fernbedienung möglich wären, würden sie erheblichen Aufwand und lange Ausfallzeiten verursachen. Hochfrequenz-Plasmaquellen, wie sie Mitte der 90er-Jahre erstmals am Garching Tokamak ASDEX Upgrade eingesetzt wurden, versprechen dagegen eine erheblich längere Lebensdauer und sind zudem einfacher aufgebaut. Im Rahmen eines Entwicklungsvertrag untersucht das IPP daher die Eignung einer Hochfrequenz-Quelle für ITER genauer, wobei alle für ITER erforderlichen Parameter nachzuweisen sind. Wie die bisherigen Ergebnisse zeigen, ist die Hochfrequenz-Ionenquelle des IPP auf dem besten Wege, als Kandidat für ITER in Betracht gezogen zu werden.

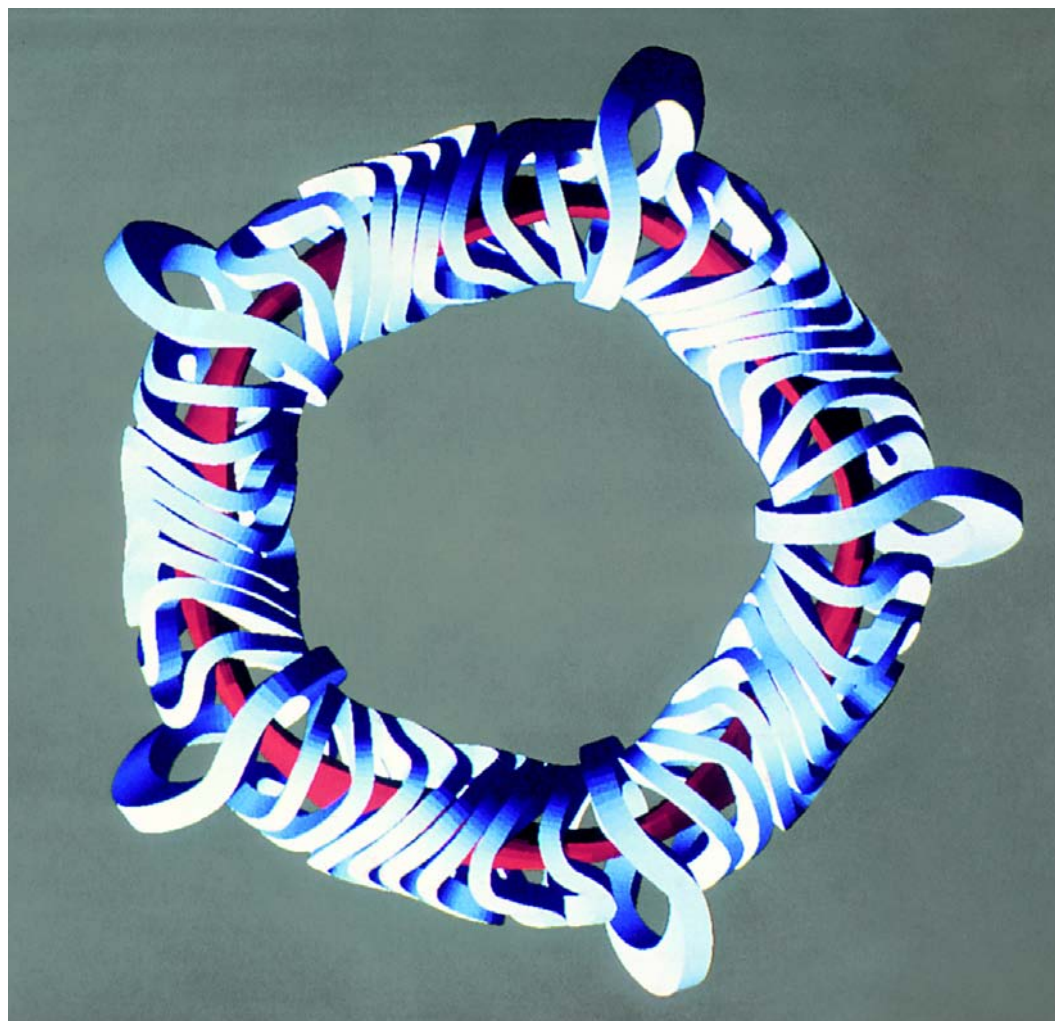
7.1.3. Der Stellarator Wendelstein 7-X

Im Unterschied zu Tokamaks arbeiten Stellaratoren ohne Plasmastrom mit einem Feld, das ausschließlich durch äußere Spulen erzeugt wird. Dies macht den Dauerbetrieb der Stellaratoren möglich, erfordert jedoch wesentlich komplexer geformte Magnetspulen als beim Tokamak. Gegenwärtig entsteht in dem IPP-Teilinstitut Greifswald das weltweit größte Fusionsexperiment vom Stellarator-Typ, Wendelstein 7-X. Die Pläne für die Anlage entstanden in zehnjähriger Vorbereitung, in der das theoretische Konzept des optimierten Stellarators weiterentwickelt und mit dem kleineren Garching Stellarator Wendelstein 7-AS experimentell untermauert wurde.

Ausgangspunkt für die „Stellarator-Optimierung“ war die Einsicht, dass die bisherigen „klassischen“ Stellaratoren den Tokamaks weit unterlegen waren. Die unbefriedigende Qualität ihres Magnetfeldkäfigs und dessen umständliche Realisierung durch spiralförmig um das Plasmagefäß gewickelte Magnetspulen machte diese Anlagen zu zweifelhaften Kandidaten für ein Fusionskraftwerk. Die Stellaratorforschung im IPP ging deshalb gänzlich neue Wege: Man begann mit der systematischen Suche nach dem optimalen Magnetfeld. Unter den zahllosen möglichen Stellarator-Konfigurationen wurden mit erheblichem Theorie- und Rechenaufwand die besten, d.h. für das Plasma

stabilsten und wärmeisolierendsten Felder gesucht, für die dann eine geeignete Form der Magnetspulen berechnet wurde: „Advanced Stellarators“.

*Abb. 11:
Magnetspulen und
Plasma des Stellarators
Wendelstein 7-AS
(Grafik: IPP)*



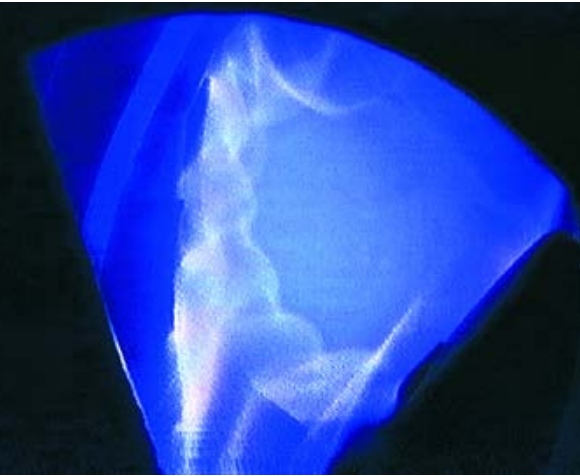


Abb. 12:
Blick in das Wendelstein-Plasma.
(Foto: IPP)

Mit Wendelstein 7-AS, der ersten Anlage dieser neuen Generation, wurden diese Rechnungen einem ersten experimentellen Test unterworfen. Die Anlage war von 1988 bis 2002 in Garching in Betrieb. Von bisherigen Stellaratoren, wie sie seit Ende der 50er Jahre untersucht werden, unterschied sie sich durch ein verbessertes Magnetfeld, das ein Plasmagleichgewicht bei höherem Druck und eine höhere Dichtigkeit des magnetischen Käfigs besitzt. Ihre 45 bizarr geformten Spulen erprobten erstmals auch den technisch neuartigen Aufbau des Magnetsystems aus Einzelspulen (siehe Abb. 11, S. 73).

In seinen rund 60.000 Entladungen (Abb. 12) konnte Wendelstein 7-AS die erwarteten Vorzüge zeigen: Das berechnete Magnetfeld ließ sich von den neuartigen Spulen mit der nötigen Genauigkeit erzeugen. Der Betrieb ohne Nettostrom im Plasma wurde demonstriert – entsprechend ausgelegt sind Stellaratoren für den Dauerbetrieb geeignet. Die zu Grunde gelegten Optimierungsprinzipien hat Wendelstein 7-AS bestätigt und dabei alle Stellarator-Rekorde in seiner Größenklasse gebrochen. 1992 war es sogar gelungen, das bei den Tokamaks so erfolgreiche H-Regime, einen Plasmazustand mit besonders guten Ein-

schlusseigenschaften, zu beobachten – erstmals in einem Stellarator.

Die vollständig optimierte Anlage Wendelstein 7-X in Greifswald soll nun die Kraftwerkstauglichkeit der neuen Stellaratoren demonstrieren. Damit wird Wendelstein 7-X für die Stellarator-Linie zu einem Schlüsselerperiment: Das optimierte Magnetfeld von Wendelstein 7-X sollte die Schwierigkeiten früherer Konzepte überwinden; die Qualität von Plasmagleichgewicht und -einschluss sollte der eines Tokamak ebenbürtig sein.

Abb. 13:
Die Spulenanordnung von Wendelstein 7-X: Der fünffach-periodische Spulenkrans aus 50 nichtebenen und 20 ebenen Magnetspulen (beide blau) ist in einem gemeinsamen Kryostaten angeordnet, wo sie mit flüssigem Helium auf Supraleitungstemperaturen von vier Kelvin abgekühlt werden.
Die innere Wand des Kryostaten (grün) ist gleichzeitig die Wand des Plasmagefäßes. Stützen (grün) zum Anschluss von Messgeräten, Heizungen und Vakuumpumpen führen – thermisch isoliert – durch den kalten Spulenbereich. (Grafik: IPP)

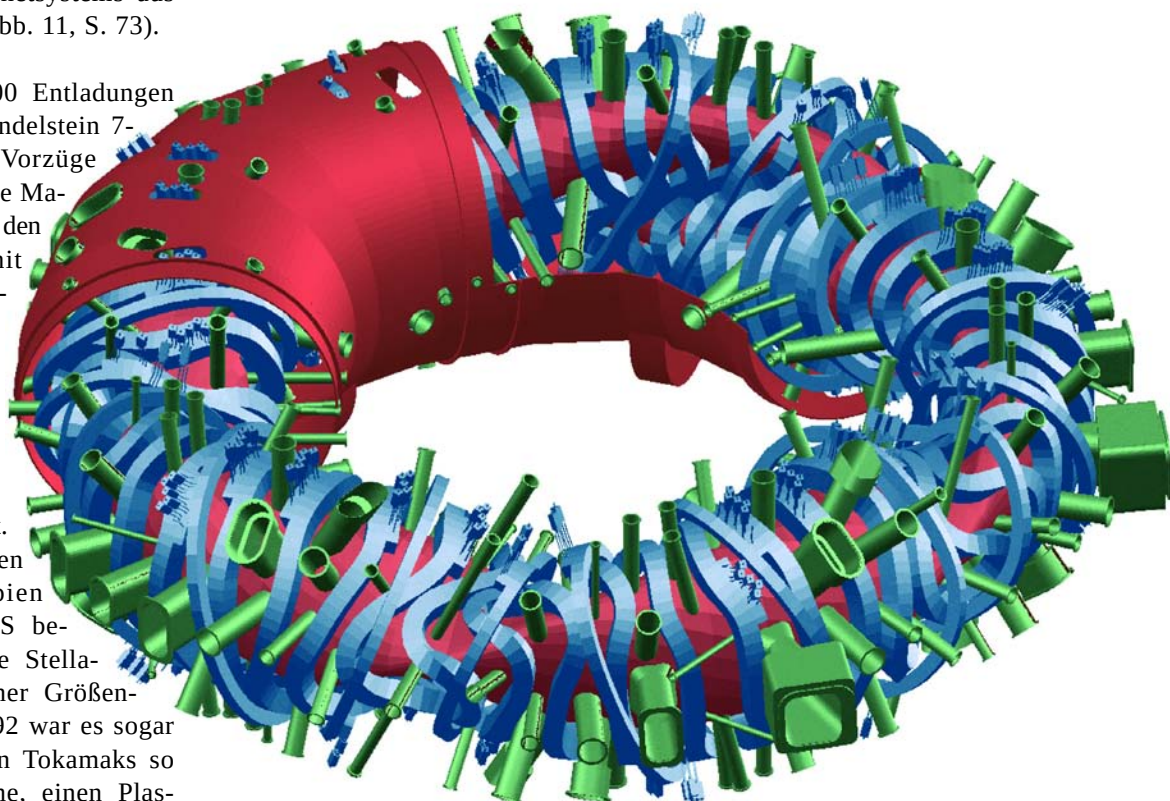




Abb. 14:
Spulenfertigung:
Der supraleitende
Spulenkern einer
der 50 Stellarator-
Spulen wird in sein
stählernes Gehäuse
gebettet. (Foto: IPP)

Mit einem supraleitenden Magnet-spulensystem (Abb. 13) will Wendelstein 7-X die wesentliche Stellara-toreigenschaft zeigen, den Dauerbe-trieb. Der Aufbau des magnetischen Käfigs greift das bereits beim Vor-gänger Wendelstein 7-AS verwirk-lichte modulare Spulenkonzept auf: Die Anlage wird ein Spulensystem aus 50 nichtebenen Einzelspulen besitzen (Abb. 14). 20 zusätzliche ebene Spu-len dienen dazu, das Magnetfeld zu variieren (Abb. 15). Der von ihnen er-zeugte Magnetfeldkäfig soll ein Plas-ma einschließen, das sichere Rück-schlüsse auf die Kraftwerkeigen-schaften der Advanced Stellarators ermöglicht: Dazu will man ein heißes und dichtes Wasserstoffplasma mit Temperaturen von ungefähr 100 Mil-lionen Grad und Beta-Werten (die das Verhältnis von Plasmadruck zum Druck des Magnetfeldes angeben) von fünf Prozent in einem optimier-

ten Magnetfeld einschließen, ver-schiedene Heizmethoden anwenden, stabilen Plasmaeinschluss zeigen sowie die Plasma-Wand-Wechsel-wirkung studieren und die Entste-hung und den Abtransport von Ver-unreinigungen über längere Zeit kon-trollieren. Nicht angestrebt wird, ein bereits Energie lieferndes Plasma her-zustellen. Da sich die Eigenschaften eines brennenden Plasmas vom Toka-mak zum großen Teil auf Stellaratoren übertragen lassen, wird man diese In-formationen von dem Tokamak ITER übernehmen. Wenn Wendelstein 7-X die Erwartungen erfüllen sollte, dann könnte der Demonstrationsreaktor, der auf ITER folgen soll, auch ein Stellarator sein.

Abb. 15:
Eine der 20 ebenen Magnet-
spulen während der Fertigung.
(Foto: IPP)





Abb. 16:
Teilstück des
Plasmagefäßes
(Foto: IPP)

Wegen der angestrebten langen Pulszeiten werden für die Stromleiter der Magnete statt normalleitendem Kupfer – wie beim Vorgänger – verlustlose, d.h. supraleitende Stromleiter aus Niob-Titan benutzt. Die Spulen werden mit flüssigem Helium auf Supraleitungstemperatur von etwa 4 Kelvin

– nahe dem absoluten Nullpunkt – gekühlt. Wegen der tiefen Betriebstemperatur werden die Spulen in einem Kryostataten angeordnet, wo sie ein Vakuum von der Umgebung wärmeisoliert. Das innerhalb der Spulen liegende Plasmagefäß ist in seiner Form dem verwundenen Plasmaverlauf angepasst (Abb. 16).

Zur Prüfung der Betriebseigenschaften werden alle Spulen nach der Fertigstellung nach Saclay in Frankreich zu einer Testanlage der CEA transportiert und bei Tieftemperatur geprüft. Die erste nichtebene Spule wurde hier im Juni 2003 getestet.

Wendelstein 7-X wird als stationär betreibbares Experiment ausgelegt. Ein wichtiges Thema ist daher die Plasma-Wand-Wechselwirkung und die Entwicklung eines Stellarator-Divertors. Dabei besitzt die optimierte magnetische Konfiguration – ähnlich wie der Vorgänger Wendelstein 7-AS – Eigenschaften eines „natürlichen“ Divertors: Eng begrenzte magnetische Flussbündel – die magnetischen Inseln – winden sich um das Einschlussgebiet und laufen in Richtung der Gefäßwand. Über Diffusionsvorgänge dringen Teilchen und Energie in diese Flussbündel und strömen parallel zum Magnetfeld dieses „Inseldivertors“ auf die fern vom heißen Plasmazentrum angebrachte Prallflächen, wo die geladenen Teilchen neutralisiert und von Vakuumpumpen entfernt werden.

Die Plasmaheizung im Dauerbetrieb übernehmen Mikrowellen einer Frequenz von 140 Gigahertz und einer Leistung von 10 Megawatt. Sie werden in speziellen Senderöhren, so

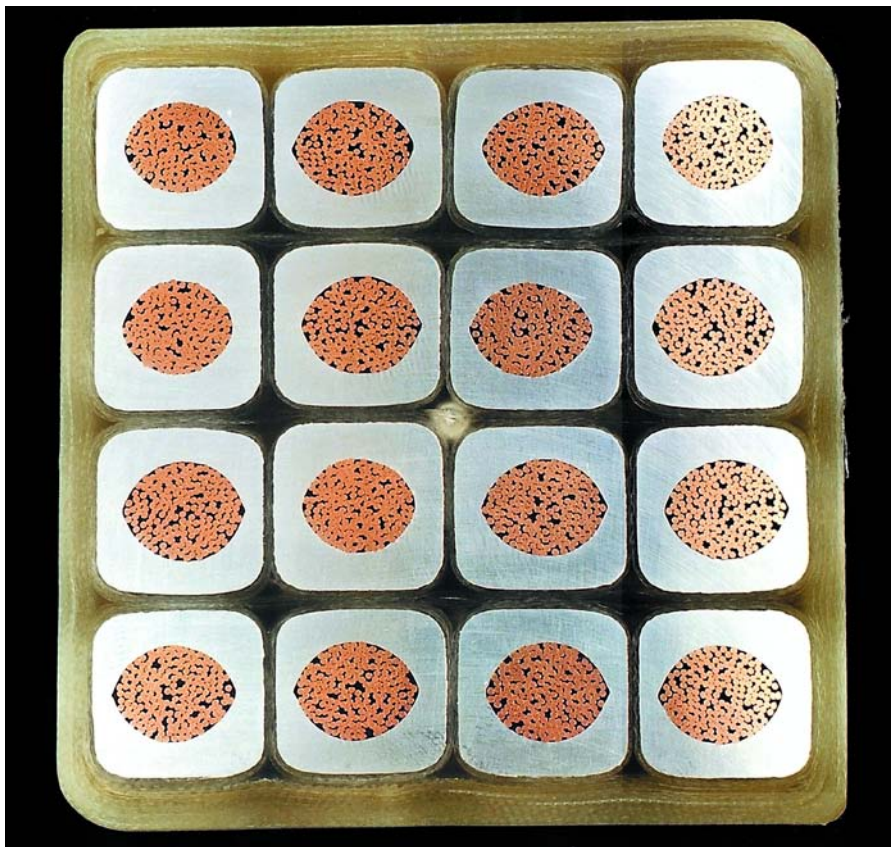
genannten Gyrotrons, erzeugt, über Metallspiegel umgelenkt und in das Plasma fokussiert, wo sie bevorzugt die Elektronen aufheizen. Die Plasmaionen werden mit Radiowellen einer Leistung von 4 Megawatt weiter aufgeheizt. Durch bis zu 20 Megawatt Neutralteilcheninjektion – den Einschuss von energiereichen Wasserstoffatomen – können Temperatur und Dichte des Plasmas weiter erhöht werden.

Abb. 17:
Die erste nicht-ebene Magnetspule wurde 2003 nach Greifswald geliefert. Eingehängt in ein bewegliches Gestell (gelb) wird sie über das Plasmagefäß gefädelt. (Foto: IPP)



Abb. 18:

Querschnitt durch eine Wicklung aus dem Supraleiterkabel für Wendelstein 7-X: Man erkennt die rechteckigen Kabel-Windungen, die durch harz imprägnierte Glasfaser gegeneinander elektrisch isoliert sind. Eine Aluminium-Hülle umschließt das Seil aus supraleitenden Standard-Drähten. Durch die Hohlräume zwischen den Drähten fließt Helium zum Kühlen auf Tieftemperaturen nahe dem absoluten Nullpunkt. (Foto: IPP)



Umfangreiche Entwicklungsarbeiten haben den Entwurf von Wendelstein 7-X abgesichert, beginnend mit dem Supraleiter (Abb. 18). Er besteht aus 243 Einzeldrähten, die in mehreren Stufen zu einem Seil gewunden werden. Die Verseilung verhindert, dass sich die Einzeldrähte durch die hohen Lorentzkräfte im Magnetfeld gegeneinander bewegen. Zur Verstärkung wird das Seil in eine Aluminiumhülle eingeschlossen. Die Hohlräume zwischen den Drähten des Seils und der

Hülle dienen als Kühlkanäle für das flüssige Helium. Die Aluminiumlegierung wurde so gewählt, dass der Leiter im Ausgangszustand weich ist und leicht in die Wickelformen eingelegt werden kann. Danach wird er durch Erwärmung auf 170 Grad Celsius ausgehärtet und kann dann den hohen Kräften beim Betrieb der Maschine standhalten. Aus den Prototyp-Leitern gewickelt Zylinderspulen wurden in einem Teststand des Forschungszentrums Karlsruhe geprüft.



Abb. 19:
Der Testkryostat für Wendelstein 7-X
während der Montage.
(Foto: Balcke-Dürr AG)

Um Baubarkeit und Funktion der Komponenten bei Betriebsbedingungen nachzuweisen, wurden in Originalgröße eine supraleitende Prototypspule hergestellt sowie ein Teilstück des Kryostaten (Abb. 19). Die Testspule wurde 1998 fertig gestellt und anschließend im Forschungszentrum Karlsruhe in der Testanlage TOSKA geprüft. Um die elektromagnetischen Belastungen während des späteren Betriebs zu simulieren, wurde die Prototyp-Spule dort einem starken magnetischen Hintergrundfeld ausgesetzt. Auch unter höchsten Belastungen bis zu 10,6 Meganewton blieben die Verformungen der Spule – wie berechnet – im elastischen Bereich.

Mit dem Bau des Testkryostaten, einem Achtel des Stellarators in Originalgröße, sollte nachgewiesen werden, dass das komplex geformte Plasmagefäß entsprechend den engen Maßtoleranzen gefertigt werden und der Kryostat die geforderte Wärmeisolation der kalten Teile erreichen kann. Beim Zusammenbau wurden wichtige Erkenntnisse für die Detailkonstruktion von Wendelstein 7-X gewonnen.

Entwicklungsbedarf bestand ebenso bei den Mikrowellensendern für die Plasmaheizung. Gyrotrons wurden bisher industriell nur für Heizpulse von wenigen Sekunden und Leistungen von einigen hundert Kilowatt gebaut. Das Plasma in Wendelstein 7-X soll jedoch kontinuierlich ge-

heizt werden – durch zehn Mikrowellensender mit je einem Megawatt Ausgangsleistung. Das gesamte Mikrowellensystem wird durch das Forschungszentrum Karlsruhe beigestellt (siehe auch Kap. 7.3.1). Das Forschungszentrum koordiniert hierbei die Einzelarbeiten im IPP in Greifswald, im Institut für Plasmaforschung der Universität Stuttgart und in der europäischen Industrie.

Hergestellt wurden bereits eine Modell- und eine Prototyp-Mikrowellenröhre von der französischen Firma Thales Electron Devices (TED) und ein Gyrotron von der Firma Communications & Power Industries Inc. (CPI) in den USA. Nach einer Ausschreibung wurden weitere sieben Gyrotrons bei Thales Electron Devices bestellt, deren erstes Anfang 2005 geliefert wurde.

Das ab Juni 2004 im IPP schrittweise in Betrieb genommene CPI-Gyrotron (Abb. 20) konnte mit einer Senderleistung von rund 0,9 Megawatt im kontinuierlichen Betrieb Anfang 2005 die vorgegebenen Spezifikationen erfüllen. Erstmals wurde die für Wendelstein 7-X verlangte Betriebsdauer von 30 Minuten zuverlässig erreicht und auch die Dauerbetriebsfähigkeit der Übertragungsleitung nachgewiesen. Die Mitte Februar 2005 nach

Karlsruhe gelieferte erste TED-Serienröhre wurde im dortigen Teststand in Betrieb genommen. Die maximale Betriebszeit (Teststand-Limit) betrug drei Minuten bei 950 Kilowatt und 31,5 Minuten bei 540 Kilowatt. Die Spezifikationen waren damit erfüllt und die Röhre wurde zur Endprüfung an das IPP ausgeliefert. Mit Ausgangsleistungen von rund einem Megawatt sind beide Röhren die stärksten im Dauerbetrieb laufenden Mikrowellensender der Welt.



Abb. 20:
Die erste vom Forschungszentrum
Karlsruhe an das IPP ausgelieferte
Mikrowellenröhre. (Foto: IPP)

Von den später insgesamt zehn Sendern werden die Mikrowellen über wassergekühlte Metallspiegel in das Plasma gelenkt. Das Übertragungssystem, dessen Herstellung das Institut für Plasmaforschung der Universität Stuttgart plant und überwacht, ist bis auf die Teile im Plasmagefäß, die erst nach dem Experimentaufbau montiert werden können, fertig aufgebaut. 100 der vorgesehenen 140 Spiegel sind installiert. (Abb. 21). Die anspruchsvollen Bauteile müssen die Mikrowellen aus ihren zehn Einzelstrahlen zusammenfügen, sie trotz der hohen Leistung von zehn Megawatt zerstörungsfrei und mit möglichst geringen Übertragungsverlusten, außerdem im richtigen Polarisationszustand und exakt gebündelt an der jeweils gewünschten Stelle in das Plasma schicken.

Abb. 21:
Übertragungsleitungen: Die Mikrowellen werden quasi-optisch übertragen, umgelenkt werden sie durch spezielle Spiegel. (Foto: IPP)



Abb. 22:
Montagebeginn: Eingehängt in ein drehbares Gestell wird die erste von 50 Stellarator-Magnetspulen auf ein Segment des Plasmagefäßes gefädelt. (Foto: IPP)

Die ersten großen Bauteile für Wendelstein 7-X wurden 2003/2004 nach Greifswald ausgeliefert: eine Magnetspule, der erste Teil des Plasmagefäßes und die zugehörigen Gefäßstützen. Nach umfangreichen Tests und Vorbereitungsarbeiten für die Montage hat im Herbst 2004 der Zusammenbau der Anlage begonnen (Abb. 22). In den Vormontagezustand wurde dazu ein Segment des Plasmagefäßes hinein gehoben und im April 2005 die erste, sechs Tonnen

schwere Stellarator-Spule mit einem Spezialgreifer auf das Gefäß gefädelt. Die Anlage ist aus insgesamt fünf Modulen aufgebaut, die nach der Vormontage in der Experimentierhalle kreisförmig zusammengesetzt werden. Parallel ist die industrielle Fertigung weiterer Bauteile noch in vollem Gange. Wenn die Zulieferung durch die Industrie termingerecht läuft, sollte Wendelstein 7-X nach rund sechs Jahren Bauzeit in Betrieb gehen können.

Charakteristische Daten des Experimentes Wendelstein 7-X.

Durchmesser der Anlage (über alles):	16 Meter
Höhe (über alles):	5 Meter
Gewicht:	725 Tonnen
Großer Plasmaradius:	5,5 Meter
Mittlerer kleiner Plasmaradius:	0,53 Meter
Plasmavolumen:	30 Kubikmeter
Plasmagewicht:	0,005 - 0,03 Gramm
Anzahl der modularen Spulen:	50
Anzahl der ebenen Zusatzspulen:	20
Magnetfeld (Achse):	3 Tesla
Heizleistung (erste Ausbaustufe):	15 Megawatt
Pulsdauer:	10 Sekunden, Dauerbetrieb mit Mikrowellen-Heizung

7.1.4. Plasmabelastete Materialien und Komponenten

Im Bereich Materialforschung des IPP werden die Materialien entwickelt und untersucht, die dem Plasma zugewandt sind und den Plasmabelastungen standhalten müssen. Hierzu ist die genaue Erforschung der Plasma-Wand-Wechselwirkung notwendig, die über die auftretenden Belastungen und die werkstoffseitigen Prozesse Aufschluss geben soll. Mit dieser Kenntnis sollen dann möglichst robuste Materialien für die plasmabelasteten Komponenten entwickelt und getestet werden.

Plasma-Wand-Wechselwirkung

Die Wechselwirkungen zwischen Plasma und Gefäßwand werden vornehmlich in Laborexperimenten untersucht, um die zugrunde liegenden physikalischen Prozesse aufzuklären und die zugehörigen atomaren Daten zu bestimmen. Darüber hinaus werden an den Fusionsanlagen direkt die Teilchenflüsse zu den Wandkomponenten und die daraus resultierenden Veränderungen der Wandoberfläche analysiert.

Eines der wichtigsten Instrumente für diese Analysen ist der Tandem-Beschleuniger (Abb. 23). Er bietet die Möglichkeit, mit verschiedenen Projektion-Ionen bei Energien im Bereich von mehreren Millionen Elektronenvolt die oberflächennahen Schichten von Proben zu untersuchen. Dabei kann festgestellt werden, aus welchen Elementen die Oberfläche zusammengesetzt ist und in welchen Tiefen die einzelnen Atomsorten vorkommen.



Die besondere Stärke der Beschleunigeranalyse ist der Nachweis von Wasserstoff und seinen Isotopen. Der Tandem-Beschleuniger ermöglicht es, die Verteilung und die Menge von Wasserstoff in Wandproben aus den Großanlagen oder Laborexperimenten zu messen: Dabei kann sowohl die Menge genau bestimmt werden als auch die Tiefe, in der sich die Wasserstoffteilchen befinden.

Abb. 23:
Der Tandem-Beschleuniger, ein wichtiges Instrument zur Analyse der Wechselwirkungen zwischen Plasma und Gefäßwand. (Foto: IPP)

Abb. 25:
Wandverkleidung für Wendelstein
7-X mit Borkarbid-Beschichtung
(Prototyp) (Foto: IPP)



Plasmabelastete Materialien mit niedriger Kernladungszahl

In gegenwärtigen Fusionsanlagen werden vornehmlich Materialien mit niedriger Kernladungszahl wie Kohlenstoff oder Beryllium als Wandmaterial eingesetzt. Tritt bei Plasmakontakt an der Oberfläche der Materialien Erosion auf, so können Atome des Wandmaterials ins Plasma eindringen. Wegen der geringen Kernladungszahl dieser Verunreinigungen sind bei den hohen Plasmatemperaturen jedoch nur noch wenige bzw. keine Elektronen an die Atomrümpfe gebunden. Entsprechend gering ist deren Energieabstrahlung im heißen Plasmazentrum; der damit verbundene Leistungsverlust aus dem Plasma ist daher tolerierbar.

Für Komponenten, deren Oberfläche hohen Wärmelasten ausgesetzt sind – zum Beispiel die Divertorplatten – bieten sich Graphite und kohlefaserverstärkte Kohlenstoffe an. Einen Weg, die Vorteile des Graphits wie hohe thermische Stabilität und gute Wärmeleitfähigkeit zu nutzen und chemische Erosion durch den Wasserstoffangriff zu reduzieren, weisen dotierte Graphite auf. Karbid-dotierungen bilden durch ihre Anreicherung an der belasteten Oberfläche einen wirkungsvollen Schutz des graphitischen Matrixmaterials (Abb. 24). Der Wasserstoff aus dem Plasma trifft vornehmlich auf die an der Oberfläche befindlichen Karbide und kann nicht

mit dem freien Kohlenstoff des Graphits zu Methan reagieren. Zusätzlich können, je nach Karbid, chemische Oberflächenprozesse die Reaktivität des Graphits beeinträchtigen, so dass bei erhöhten Temperaturen eine weitere Verringerung der chemischen Erosion erreicht wird.

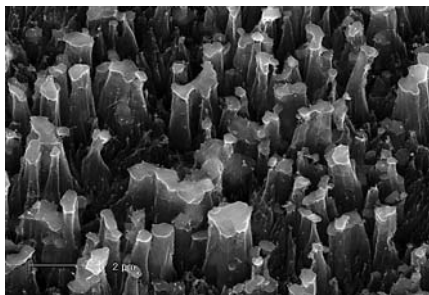


Abb. 24:
Erodierte Graphitoberfläche nach Belastung mit
Deuterium-Ionen. Man erkennt Titankarbidkörner
auf den Spitzen der Graphitnadeln. (Foto: IPP)

Für die Erste Wand von Wendelstein 7-X werden daher Borkarbid-schichten entwickelt, die auf Wandbauteilen aus Edelstahl aufgebracht werden können (Abb. 25). Für diese Anwendung wurden erstmalig plasmagespritzte Schichten mit einer Schichtstärke bis zu 0,5 Millimeter auf großflächige Wandbauteile aufgebracht. Unter zyklischen Wärmeflussbelastungen in einer Testanlage des Forschungszentrums Karlsruhe zeigten die mit Borkarbid beschichteten Bauteile keine Schädigung und erwiesen sich als resistent gegen den chemischen Angriff durch das Wasserstoffplasma.

Ein Wandmaterial mit hoher Kernladungszahl: Wolfram

Trotz seiner hohen Kernladungszahl ist jedoch auch ein Material wie Wolfram von großem Interesse für die Anwendung in Fusionskraftwerken: Hier wird der in heutigen Anlagen überwiegend verwendete Kohlenstoff problematisch. Bei der Wiederablagerung erodierter Kohlenstoffatome wird nämlich das radioaktive Brennstoffisotop Tritium in größeren Mengen fest gebunden. Am Tokamak ASDEX Upgrade wird aus diesem Grund – weltweit einmalig – Wolfram als alternatives Material für plasmabelastete Komponenten untersucht. Das Element weist wesentlich niedrigere Abtragungsraten als Kohlenstoff auf. Durch seine hohe Kernladungszahl verursacht es jedoch wesentlich stärkere Abstrahlungsverluste, so dass die entsprechende tolerierbare Konzentration um einen Faktor 200 bis 300 unter der von Kohlenstoff liegt.

Für den Divertorbereich konnte an ASDEX Upgrade bereits 1996 die Verwendbarkeit von Wolfram unter ITER-ähnlichen Bedingungen erfolgreich demonstriert werden. Wünschenswert wäre die Verwendung von Wolfram jedoch auch für die Wand der Plasmahauptkammer. Dazu wurde an der Abdeckung der inneren Gefäßwand in den letzten Experimentierkampagnen Wolfram mit stetig zunehmendem Flächenanteil eingesetzt. Auf die verwendeten Graphitziegel

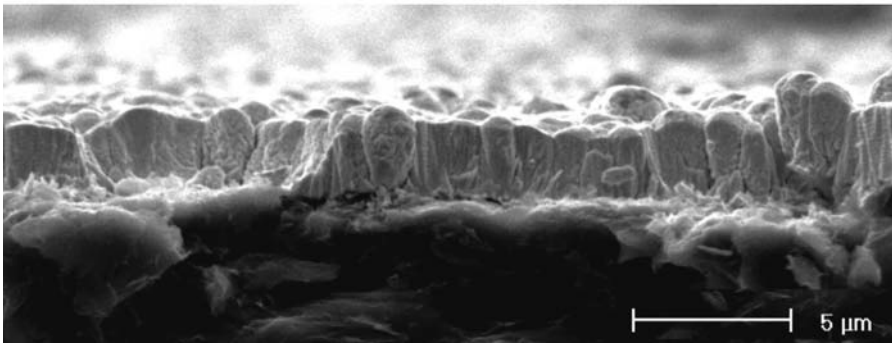
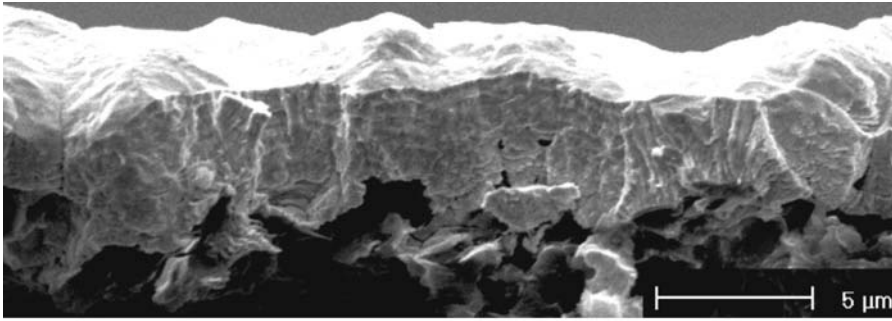


Abb. 26:
Dünne Wolframschichten, die durch unterschiedliche Verfahren abgeschieden wurden; oben: Verdampfung in einem Lichtbogen, unten: Magnetron-Zerstäubung. Die Mikrostruktur der abgeschiedenen Schichten ist in hohem Maße prozessabhängig. (Foto: IPP)

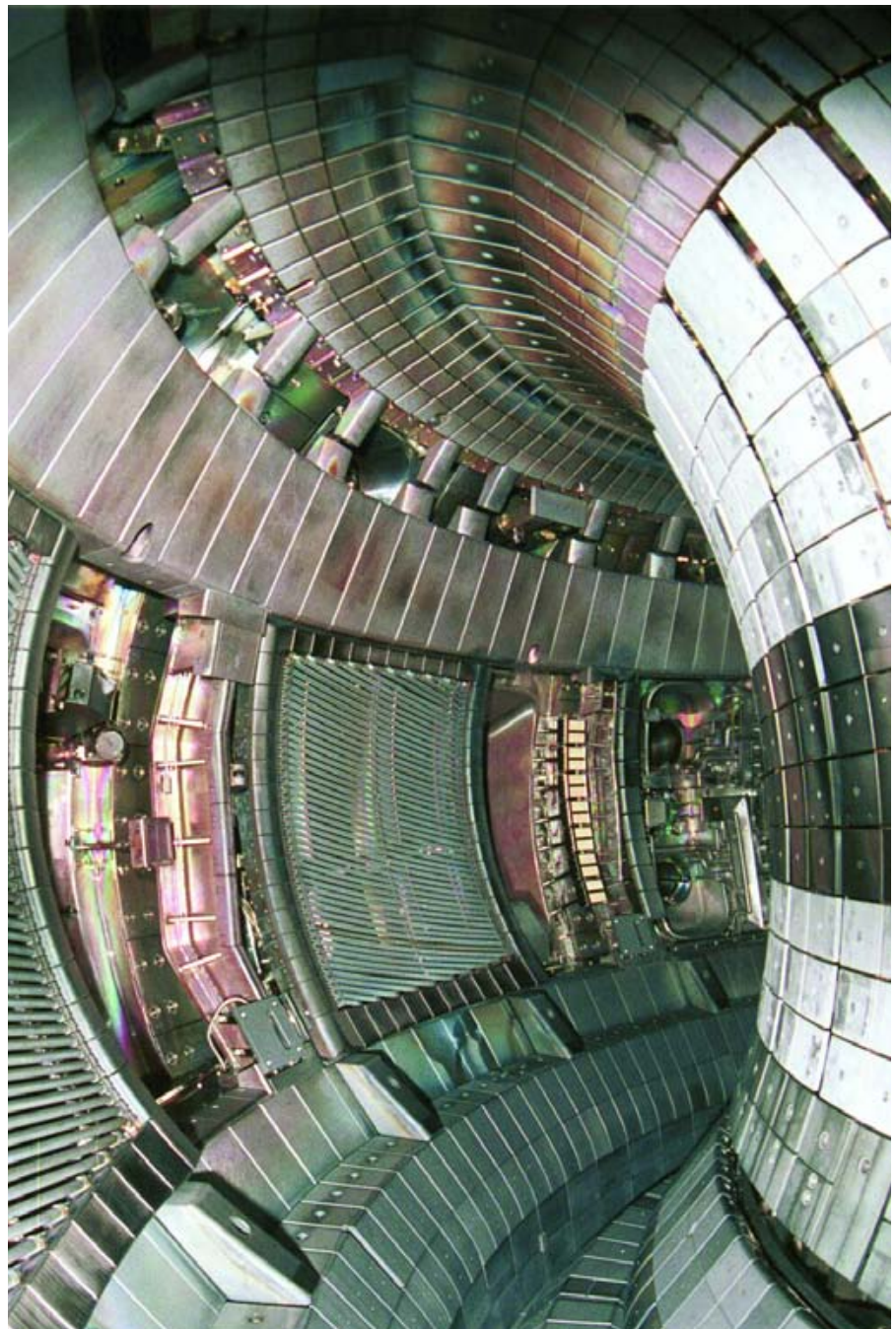
wurde dafür eine Wolframschicht mit einer Dicke von einigen Mikrometern aufgedampft (siehe Abb. 26 und 27).

Die bisherigen Experimente, an denen alle an ASDEX Upgrade beschäftigten Bereiche des IPP eng zusammenarbeiteten, haben gezeigt, dass auch in diesem Bereich die Erosion von Wolfram nicht zu Konzentrationen über der Toleranzschwelle im Plasma führt. Allerdings stellte sich heraus, dass die gemessene Erosion wesentlich stärker war als ursprünglich angenommen. Dazu wurde im Tandem-Beschleuniger die Wolframschichtdicke der Ziegel vor und nach der Experimentierkampagne mittels Ionenstrahlanalyse bestimmt. Entsprechende Messungen wurden an einer ganzen Reihe von Ziegeln ausgeführt, um die räumliche Verteilung der Erosionsrate zu bestimmen.

Da man starke Variationen der Erosionsrate selbst auf einzelnen Ziegeln beobachtet, kann die Erosion nicht durch den Einfall neutraler Atome erfolgen, da deren räumliche Verteilung sehr homogen ist. Durch Analyse der Magnetfeldlinien, entlang derer sich die eingeschlossenen Plasmateilchen bewegen, kann man zeigen, dass die Oberflächenbereiche mit starker Erosion von Feldlinien geschnitten werden, während Bereiche geringer Erosion abgeschattet sind. Die beobachtete Erosion kann also im Wesentlichen auf den Einfall von Ionen aus dem Plasma zurückgeführt werden. Bestä-

tigt wurde dies bei Untersuchungen der räumlichen Verteilung der Wolframerosion im Rasterelektronenmikroskop.

Abb. 27:
Blick in das Plasmagefäß von ASDEX Upgrade. Die dunklen Graphitziegel sind mit Wolfram beschichtet. (Foto: IPP)

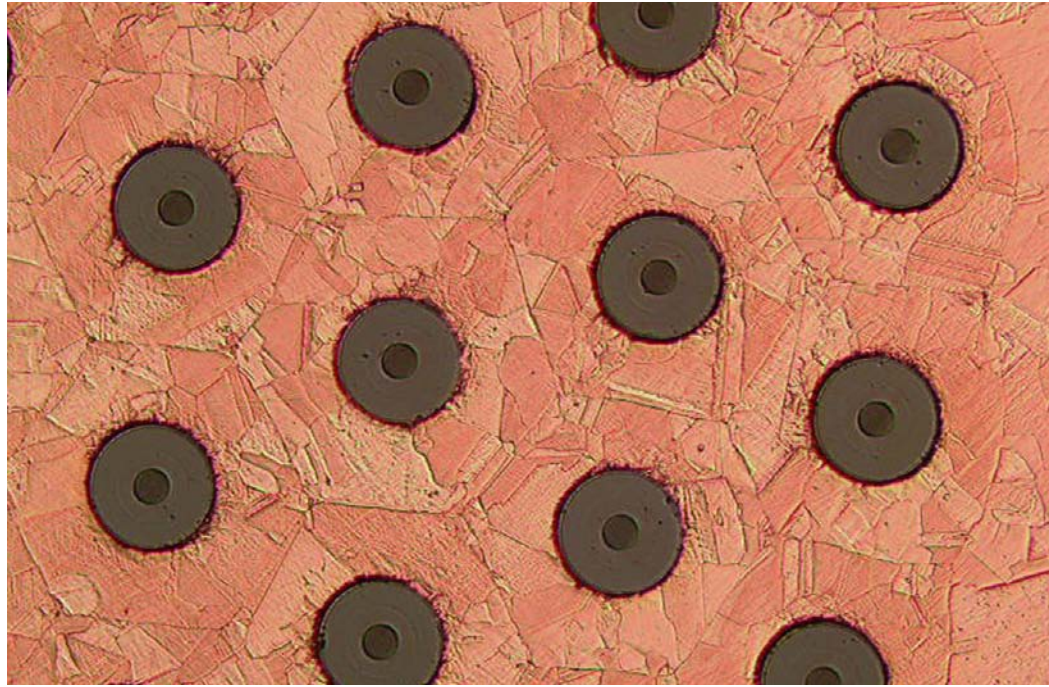


Ein weiterer wichtiger Parameter ist die zentrale Konzentration des Wolframs, wie sie sich in verschiedenen Entladungsszenarien einstellt. Zu ihrer Bestimmung in ASDEX Upgrade dienten spektroskopische Beobachtungen der zahlreichen Ionisationsstufen von Wolfram. Zusammen mit theoretischen Beschreibungen des Wolfram-Verhaltens gelang es erstmals, die einzelnen Ionisationsstufen und damit die lokalen Wolframkonzentration und deren raum-zeitliches Verhalten im Plasma zu bestimmen. Es zeigte sich, dass in Entladungen, die als ITER-Referenzszenario geplant sind, sehr niedrige Konzentrationen weit unter den für ITER erlaubten 10^{-5} ohne zentrale Anhäufung erzielt werden. In Entladungen mit sehr gutem zentralen Einschluss können sich allerdings sehr zugespitzte Konzentrationsprofile einstellen. Aufbauend auf neueren Erkenntnissen über den Teilchen- und Wärmetransport im Hintergrundplasma ließ sich diese Akkumulation jedoch durch zentrale Wellenheizung vollständig unterdrücken. Die zusätzlich notwendige Heizleistung – rund 10 bis 20 Prozent der ursprünglichen Heizleistung – und die resultierende Einschlussverschlechterung um rund 5 Prozent sind äußerst moderat.

Insgesamt ergibt sich das ermutigende Ergebnis, dass trotz mehr als 65 Prozent Wolfram-Oberfläche der Plasmabetrieb in ASDEX Upgrade nur gering beeinflusst wurde. Die Vorgänge, die zur Anhäufung des Wolframs im Zentrum führen können, wurden aufgeklärt und Methoden entwickelt, dies aktiv zu verhindern. Die erarbeiteten Techniken scheinen auch für ein Kraftwerk geeignet zu sein. Künftige Untersuchungen sollen dem Verhalten einer gänzlich kohlenstofffreien Fusionsanlage gelten.

Die Anwendung von Wolfram in ITER und in zukünftigen Fusionskraftwerken erfordert im Gegensatz zu ASDEX Upgrade dicke Wolframbeschichtungen mit einer Stärke von einigen Millimetern. Diese Schichten wurden in Zusammenarbeit mit der Industrie mittels des so genannten Plasma-Spray-Verfahrens auf Edelstahlwandbauteilen abgeschieden und optimiert. Belastungstests unter anderem am Forschungszentrum Jülich zeigten, dass diese Wandbeschichtungen den Wärmeflussbelastungen in ITER und auch in Kraftwerken standhalten können.

Abb. 28:
*Galvanisch mit Kupfer
 beschichtete Silizium-
 karbid-Fasern bilden
 nach der Konsoli-
 dierung einen neuen
 Metallmatrix-Verbund-
 werkstoff (Foto: IPP)*



Neue Materialien für plasma- belastete Komponenten Metall-Matrix-Komposite

Die Verstärkung von Metallen wie Kupfer oder niedrig-aktivierbarer Stahl durch keramische Fasern, insbesondere aus Siliziumkarbid, könnte zu thermisch hochbelastbaren Werkstoffen mit hoher Festigkeit führen. Grundlagenuntersuchungen sollen zeigen, ob diese Materialklasse, die insbesondere für die Luftfahrt entwickelt wurde, auch für die Anwendung in Fusionsanlagen angepasst werden kann. Dabei ist die Entwicklung der Grenzflächeneigenschaften zwischen der Faserverstärkung und der metallischen Matrix von entscheidender Bedeutung für die mechanischen Eigenschaften des Verbundmaterials. Entsprechend werden im IPP Modellkomposite synthetisiert, an denen die Phasenbildung an inneren Grenzflächen und die mikro-mechanischen Eigenschaften untersucht werden können (Abb. 28).

Sperrschichten

Wasserstoffisotope können sich in vielen metallischen Materialien leicht ansammeln oder auch durch sie hindurch treten. Im Falle von Tritium ist diese Permeation unerwünscht, da in einer Fusionsanlage das Tritiuminventar möglichst begrenzt und lokalisierbar sein muss. Dünne oxidische Beschichtungen auf Metallen können jedoch zu einer sehr starken Absenkung der Wasserstoffpermeation führen. Derartige Sperrschichten aus Aluminiumoxid werden im IPP gezielt durch einen atomaren Plasma-prozess abgeschieden. Durch die Einstellung der Ionenenergie während der Abscheidung konnte dabei eine stabile kristalline Mikrostruktur der Schicht erreicht werden. Experimente zeigten, dass durch diese Schichten eine Reduktion der Permeation von Wasserstoff um einen Faktor 1000 erreicht werden kann.

Wärmebelastungen an plasma- belasteten Komponenten

Vom Magnetfeldkäfig berührungsfrei eingeschlossen, kommt das heiße Fusionsplasma nur abgekühlt und an wenigen, speziell ausgerüsteten Stellen – dem Divertor – in Kontakt mit der Gefäßwand. In Fusionsanlagen der nächsten Generation wie Wendelstein 7-X und ITER ist die thermische Belastung dort dennoch beträchtlich: Bis zu 10 Megawatt pro Quadratmeter, kurzzeitig wesentlich mehr, sind zu



erwarten. Wichtiges Hilfsmittel zur Prüfung hitzebeständiger Großkomponenten ist die Testanlage GLADIS (Garching Large Divertor Sample Test Facility), die 2005 im IPP in Garching in Betrieb genommen wurde (Abb. 29).

Abb. 29:
Der Wärmeteststand GLADIS
(Garching Large Divertor
Sample Test Facility)
(Foto: IPP)

Die Möglichkeit, aktiv gekühlte Bauteile bis zu zwei Metern Länge bei hoher zyklischer Belastung zu untersuchen, macht GLADIS europaweit zu dem zur Zeit modernsten Wärme-flussteststand seiner Art. Hier können nicht nur kleine Proben, sondern große Bauteile mit eigener Wasserkühlung untersucht werden. Die Energie für die Wärme-flusstests liefern zwei starke Teilchenstrahlen: Schnelle Wasserstoff-Ionen laden pro Quadratmeter Leistungen bis 90 Megawatt in bis zu 30 Sekunden langen Pulsen auf den Teststücken ab.

Eine Vakuumkammer umschließt die Anordnung. Im vorderen Bereich des teilbaren Stahlgefäßes ist die technische Ausrüstung – Ionenquellen, Vakuumpumpen, Wasserkühlung, Infrarot- und Videokamera – untergebracht, im hinteren Bereich liegt die Probenkammer. Über zahlreiche Fenster sind

Messgeräte angeschlossen, die in bis zu 40 Mess-Signalen die Reaktion der Bauteile auf die hohe Belastung aufnehmen, darunter Temperaturprofile der Probe sowie Geschwindigkeit und Temperatur des Kühlwassers. Die mögliche Schädigung eines Bauteils lässt sich so bereits während des Entstehens beobachten und – ergänzt durch metallographische oder elektronenmikroskopische Untersuchungen im Labor – Strukturfestigkeit, Materialermüdung und thermohydraulisches Verhalten exakt bestimmen.

Hauptaufgabe in den nächsten Jahren sind Wärmebelastungstests für das Fusionsexperiment Wendelstein 7-X, das zur Zeit in Greifswald aufgebaut wird: Die Serienprüfung der Schutzelemente für das Plasmagefäß – einzelne Kacheln und komplette, wasser-gekühlte Divertormodule – unter den späteren Betriebsbedingungen soll

die gesamte Herstellung begleiten. Neben der Qualitätssicherung können so die Anforderungen an die Kühlung genau festgelegt werden. Für die Tests wird ein Ionenstrahl mit Wärmeleistungen von 5 bis 12 Megawatt pro Quadratmeter ausreichen. Für die größeren ITER-Bauteile, die durch fernsteuerbare Manipulatoren im Strahlengang verschoben werden können, werden später beide Strahlen genutzt.

7.1.5. Plasmatheorie

Der Bereich Tokamakphysik untersucht grundlegende Fragen der theoretischen Plasmaphysik und unterstützt die experimentellen Tokamak-Aktivitäten des IPP. Zu den untersuchten Fragestellungen gehören die Berechnung von Plasmagleichgewichten und ihrer Stabilität gegenüber makroskopischen und mikroskopischen Störungen, die Ausbreitung und Absorption von Wellen in inhomogenen Plasmen, die Beschreibung der Plasma-Randschicht, Modellierungen zum Teilchen- und Energietransport sowie Simulationen des turbulenten Transports.

Ein Beispiel: Den Energie- und Teilchentransport in Tokamak-Plasmen hat man in den vergangenen Jahren deutlich besser verstanden. Zu Beginn der Fusionsforschung wurde angenommen, dass der Transport von Teilchen und Energie senkrecht zum Magnetfeld ausschließlich durch Stöße zwischen den Plasmateilchen hervorgerufen wird. Wäre das richtig, könnte die Zündung des Plasmas schon in einem sehr kleinen Tokamak erreicht werden. Experimente haben jedoch gezeigt, dass der tatsächliche Transport senkrecht zum Magnetfeld bis zu drei Größenordnungen größer sein kann, als durch bloße Teilchenstöße erklärt werden könnte. Intensive theoretische und experimentelle Arbeiten konnten den Grund für diesen zusätzlichen, „anormalen“ Transportmechanismus klären: Mikroskopische Instabilitäten, getrieben durch

Druckdifferenzen im Plasma, führen zu turbulenten Strömungen und damit zu einem Transport von Teilchen und Energie. Das theoretische Verständnis dieses zusätzlichen Transportmechanismus ist von großer Bedeutung für die Planung künftiger Fusionsanlagen, denn bis heute ist man dabei noch auf Hochrechnungen mittels empirischer Skalierungsgesetze angewiesen, die man aus bisherigen Fusionsexperimenten gewonnen hat.

Einfache Modelle können dieses nichtlineare Phänomen allerdings nicht beschreiben; hierzu sind aufwändige numerische Simulationen nötig. Entscheidende Fortschritte konnte man daher erst in den letzten Jahren – nach der Entwicklung schneller Hochleistungsrechner – erzielen. So gelang es beispielsweise, den grundlegenden Charakter der experimentell beobachteten Plasmafluktuationen in numerischen Simulationen zu reproduzieren. Insbesondere für die etwas kühlere und daher für Sondenmessungen zugängliche Plasmarandschicht wurden Theorie und Experiment vielfach detailliert verglichen, mit größtenteils guter qualitativer Übereinstimmung. Weiterhin wurde gezeigt, dass der numerisch berechnete turbulente Transport in der Tat groß genug ist, um die zusätzlichen Verluste in den Plasmen zu erklären. Darüber hinaus konnte nachgewiesen werden, dass die Turbulenz im Plasmazentrum überwiegend von Ionen-Temperatur-

Unterschieden verursacht wird. Da diese Art von Turbulenz erst beim Überschreiten eines kritischen Temperaturgradienten einsetzt, dann aber mit wachsendem Gradienten rasch zunimmt, erwartete man, dass die experimentellen Werte für den Temperaturgradienten nahe an den von der Theorie vorhergesagten kritischen Werten liegen. Diese Vermutung konnte in zahlreichen Experimenten bestätigt werden. Eine Konsequenz dieses Verhaltens ist, dass der Temperaturverlauf im Plasmazentrum wesentlich von der Temperatur am Plasmamand bestimmt wird (Abb. 30).

Aufgabe des Bereichs Stellaratortheorie im IPP-Teilinstitut Greifswald ist es, kraftwerkstaugliche Magnetfelder in der toroidalen dreidimensionalen Geometrie der Stellaratoren zu finden und das Verhalten des Plasmas in ihnen zu beschreiben. Die Forschungen gehören zur Sparte der Physik mit dem Computer, der „Computational Physics“, da eine realistische Beschreibung der dreidimensionalen Stellaratorplasmen nur numerisch möglich ist. So wurde das gegenwärtig in Greifswald entstehende Experiment Wendelstein 7-X auf diese Weise hinsichtlich der

Kraftwerkseigenschaften rechnerisch optimiert und stellt damit einen wesentlichen Schritt hin zu einem Stellaratorkraftwerk dar. Diese Theorien werden weiter vertieft, so dass die für Wendelstein 7-X vorhergesagten Eigenschaften detailliert und quantitativ beschrieben werden können.

Abb. 30:
Turbulente Plasmaströmungen führen zu einem erhöhten Transport von Teilchen und Energie. Das Bild ist Resultat einer Computersimulation für ein Tokamakplasma. (Foto/Grafik: IPP)

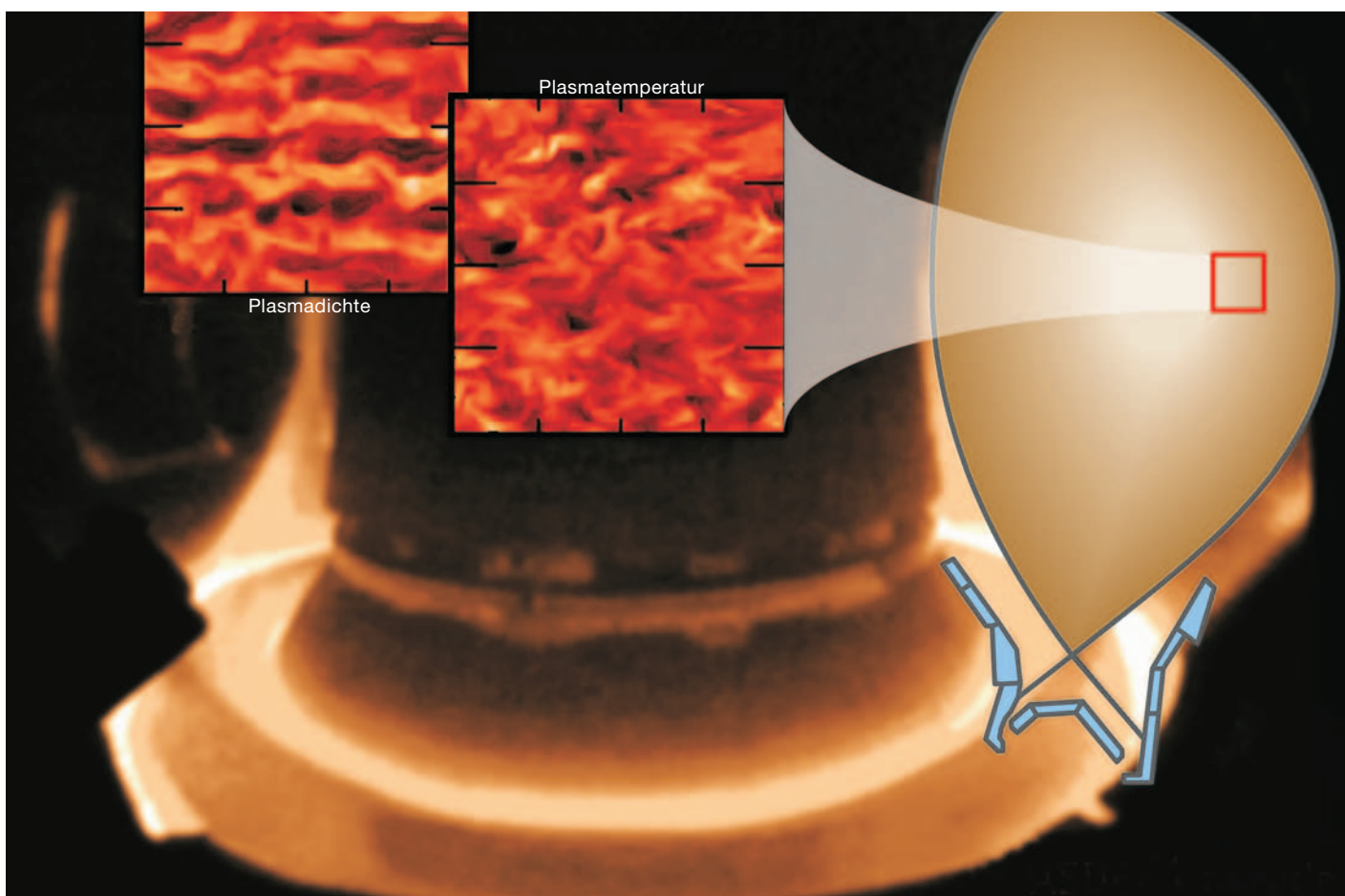
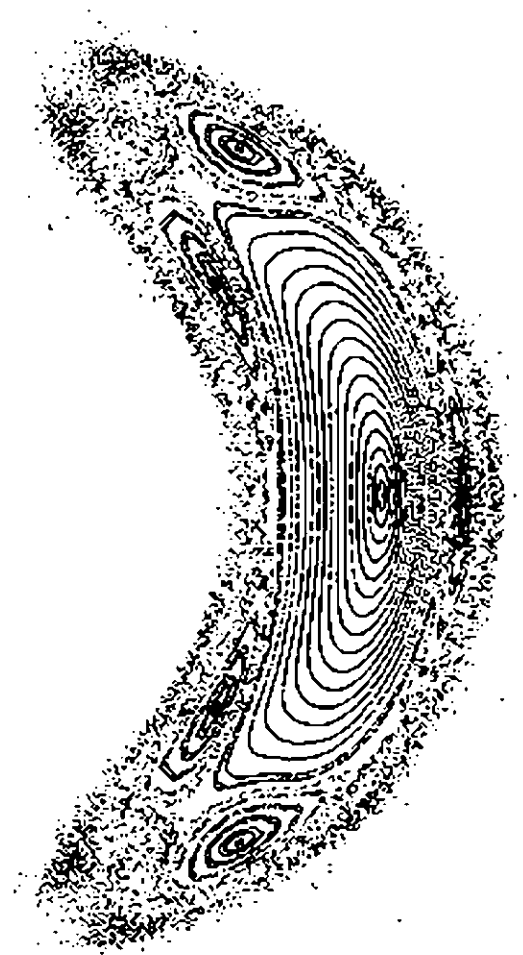


Abb. 31:
Berechneter Schnitt durch das Magnetfeld eines Stellarators. Gezeigt sind die Durchstoßpunkte der magnetischen Feldlinien in einer Symmetrieebene des Feldes. Die Feldlinien bilden in weiten Bereichen geschlossene Feldflächen aus – die Voraussetzung für den Einschluss des Plasmas. Dieser Einschlussbereich ist von fünf so genannten „Inseln“ umgeben, welche die Wechselwirkungszone zwischen Plasma und Gefäßwänden vom heißen Plasmakern isolieren. (Grafik: IPP)



nen. Wesentlich für den Betrieb von Wendelstein 7-X sind der nicht durch die Stöße der Plasmateilchen bestimmte, sondern turbulente bzw. anomale Plasmatransport und die Eigenschaften der Plasmarandschicht, in der ein Inseldivertor den Teilchen- und Energieflusses kontrollieren soll (siehe Abb. 31). Entsprechend beschäftigt sich die aktuelle Forschung auch mit der Entwicklung stellaratorspezifischer Theorien des turbulenten Transports und der Plasmarandschicht.

Darüber hinaus trägt der Bereich zur Fortentwicklung des Stellaratorkonzepts im allgemeinen bei.

Zu den aktuellen Forschungsthemen gehören die Weiterentwicklung der Rechenverfahren für Gleichgewicht und Spulen, eines dreidimensionalen magnetohydrodynamischen Stabilitätscodes für leitende, das Plasma einschließende Wände oder die Entwicklung eines dreidimensionalen Codes für Turbulenz am Plasmarand.

7.1.6. Sozio-ökonomische Forschungen

In diesem Jahrhundert wird sich die Energieversorgung grundlegend ändern: An die Stelle der heute vorwiegend genutzten fossilen Brennstoffe werden zunehmend neue Energiequellen treten wie Erneuerbare und Fusion. Die Eigenschaften der Fusion im Vergleich zu anderen Energietechniken werden im Rahmen der SERF-Aktivitäten (Socio-Economic Research on Fusion) des Europäischen Fusionsprogramms analysiert, an denen das IPP beteiligt ist. Hier analysiert das Büro für Energie- und Systemstudien die langfristige Entwicklung von Energiesystemen und deren Auswirkungen auf Mensch, Gesellschaft und Umwelt (Ergebnisse siehe Seite 45 und folgende).

7.2. Forschungszentrum Jülich

Schon Mitte der 50er Jahre gründete sich an der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen (RWTH) eine Arbeitsgruppe, deren Ziel die Nutzbarmachung der Verschmelzung leichter Atomkerne zur Energieerzeugung war. Unter dem Namen „Institut für Plasmaphysik“ wurde sie 1956 Teil der vom Land Nordrhein-Westfalen gegründeten Kernforschungsanlage Jülich. Sie zog als erstes Institut im Jahre 1960 auf das neue Campusgelände im Stetternicher Staatsforst nahe der Stadt Jülich. Heute organisiert sich die Kernfusionsforschung im Forschungszentrum Jülich über das Projekt Kernfusion, zu dem im Wesentlichen das Institut für Plasmaphysik, das Institut für Werkstoffe und Verfahren der Energietechnik und die Zentralabteilung Technologie beitragen.

Die Kernfusionsforschung in Jülich ist integraler Bestandteil des europäischen Fusionsforschungsprogramms. Grundlage ist der seit 1962 bestehende Assoziationsvertrag zwischen dem Forschungszentrum Jülich und EURATOM. Am 31. Mai 1996 unterzeichneten das Forschungszentrum sowie die beiden ebenfalls mit EURATOM assoziierten Forschungseinrichtungen Ecole Royale Militaire/Koninklijke Militaire School (ERM/KMS, Brüssel, Belgien) und das FOM-Institute for Plasma Physics (Nieuwegein, Niederlande) einen Vertrag zur Gründung des „Trilateralen

Euregio Clusters“ (TEC). Das Ziel ist, für ein gemeinsames Forschungsprogramm Ressourcen zu bündeln und verschiedene Expertisen zusammenzuführen. Diese enge Kooperation im Dreiländereck Belgien – Niederlande – Nordrhein-Westfalen ist beispielhaft für die Entwicklung von Zusammenarbeit im europäischen Forschungsraum. Dabei spielt auch die Einbindung der zahlreichen Hochschulen in der Euregio eine wichtige Rolle. Sichtbare Organisationsformen der Zusammenarbeit sind ein Virtuelles Institut unter dem Impuls- und Vernetzungsfonds der Helmholtz-Gemeinschaft sowie ein Graduiertenkolleg und ein Sonderforschungsgebiet der Deutschen Forschungsgemeinschaft (DFG).

Für das Forschungsprogramm steht in Jülich der von den TEC-Partnern gemeinsam betriebene Tokamak TEXTOR zur Verfügung, der sich insbesondere für Spezialuntersuchungen und Pionierexperimente anbietet, für die große Anlagen wie JET nicht geeignet sind. Dazu gehören unter anderem die Erforschung der Möglichkeiten, den Energie- und Teilchentransport sowie Plasmainstabilitäten mittels extern aufgeprägter Magnetfelder zu beeinflussen, die detaillierte Erforschung der Plasma-Wand-Wechselwirkung und die Entwicklung und Erprobung neuer Diagnostikverfahren, die auch bei der nächsten Generation von Fusionsexperimenten Verwendung finden werden.



Die intensive Mitarbeit an der wissenschaftlichen Nutzung des weltweit größten und erfolgreichsten Tokamaks JET („Joint European Torus“) im Rahmen des European Fusion Development Agreement (EFDA) stellt ein zweites wichtiges Standbein für die Jülicher Fusionsforschung dar. Durch die Kombination der verschiedenen experimentellen Möglichkeiten an TEXTOR und JET gelingt es bei vielen Untersuchungen, zusätzlichen Erkenntnisgewinn zu erlangen. Je nach Fragestellung wird die Zusammenarbeit auch auf weitere Experimentiereinrichtungen ausgedehnt. Innerhalb der Helmholtz-Gemeinschaft ist dies insbesondere der Tokamak ASDEX Upgrade am Max-Planck-Institut für Plasmaphysik in Garching.

Die in Jülich bzw. im TEC behandelten Forschungsschwerpunkte orientieren sich an den Notwendigkeiten, einen optimalen Betrieb von ITER vorzubereiten und Lösungen für einen späteren stationären und effizienten Fusionsreaktorbetrieb zu finden. Dabei spielt das alternative Ein-

schlusskonzept in Gestalt des stationär betriebbaren Stellarators Wendelstein 7-X am Max-Planck-Institut für Plasmaphysik in Greifswald eine bedeutende Rolle. Thematisch steht sowohl beim Tokamak als auch beim Stellarator neben der Energieeinschlussfrage vor allem das Verständnis der die Lebensdauer der Wandkomponenten bestimmenden Prozesse im Vordergrund. Beides wird entscheidend vom Energie- und Teilchentransport im Plasma bestimmt. Die Erforschung neuartiger Methoden zur Beeinflussung des Transports und zur Kontrolle von Plasmainstabilitäten soll zu weiteren Verbesserungen des Konzepts für ein Energie lieferndes Fusionskraftwerk führen.

TEXTOR wird in den kommenden Jahren mit dem Pionierexperiment „Dynamischer Ergodischer Divertor“ (DED) dazu beitragen, die grundsätzlichen Möglichkeiten zur Reduzierung der Wandbelastung durch Beeinflussung des Energie- und Teilchentransports mit Hilfe von rotierenden, extern aufgeprägten magnetischen Störfeldern zu erforschen. Die

Abb. 1:
Das Forschungszentrum Jülich aus der Luft.
(Foto: FZJ)

Untersuchung und Kontrolle von Plasmainstabilitäten mittels gezielter lokaler Plasmaheizung durch Elektron-Zyklotron-Wellen in Kombination mit dem DED wird ein weiteres Forschungsgebiet sein. Darüber hinaus erlaubt die Grundkonzeption von TEXTOR – mit ihren teilweise einzigartigen Experimentiermöglichkeiten – die detaillierte Erforschung von grundlegenden Prozessen des Plasmatransports, der Stabilität und der Plasma-Wand-Wechselwirkung.

Die neuen Vorhaben ITER und Wendelstein 7-X werden mit der in Jülich und bei den TEC-Partnern vorhandenen Expertise unterstützt. Dies umfasst sowohl technologische Arbeiten als auch die Entwicklung und Erprobung von Diagnostikverfahren sowie die Erstellung und Anwendung numerischer Modelle zur Vorbereitung einer späteren gemeinsamen wissenschaftlichen Nutzung der neuen Experimente.

7.2.1. Experimentelle Anlagen

7.2.1.1. TEXTOR und der Dynamische Ergodische Divertor

Das Forschungszentrum Jülich beteiligt sich zusammen mit seinen Partnern im Trilateralen Euregio Cluster (TEC) an den internationalen Anstrengungen zur Realisierung eines Kraftwerks auf Basis der kontrollierten Kernfusion. Als experimentelle Plattform wird dazu in Jülich der Tokamak TEXTOR betrieben. Dieser mittelgroße Tokamak ist spezialisiert auf die detaillierte Untersuchung von Prozessen der Plasma-Wand-Wechselwirkung sowie auf die Erforschung neuartiger Konzepte zur Beeinflussung und Optimierung des Energie- und Teilchentransports mittels extern aufgeprägter magnetischer Störfelder und mittels lokaler Plasmaheizverfahren. Um den gestellten Aufgaben gerecht zu werden, verfügt TEXTOR über spezielle und zum Teil einzigartige Einrichtungen, so zum Beispiel über

- ausgezeichnete Zugangs- und Beobachtungsmöglichkeiten für Experimentier- und Diagnostiksysteme – speziell am Plasmarand,
- Vakuumschleusensysteme zur flexiblen Untersuchung von Materialien, zur Manipulation des Randschichtplasmas sowie für einen schnellen Austausch plasmabelasteter Komponenten oder Messvorrichtungen,
- flexible Heizsysteme für das Vakuumgefäß und die erste Wand – einschließlich spezieller Systeme zur Heizung bestimmter Wandkomponenten zur Untersuchung von Erosionsmechanismen und Verunreinigungsquellen (bis zu 1600 Grad Celsius),
- positionierbare und gepumpte Limitersysteme,
- unterschiedliche Plasmaheizverfahren zur Erzeugung ITER-relevanter Wandbelastungen und zur lokalen Beeinflussung der Plasmaeigenschaften,
- elektromagnetische Spulensysteme zur Manipulation der Magnetfeldtopologie im Plasma (Dynamischer Ergodischer Divertor – kurz DED),
- Plasmaheizsysteme, die auch bei ITER verwirklicht werden sollen – dazu gehören leistungsstarke Neutralstrahlinjektoren und elektromagnetische Heizsysteme im Kurz- und Mikrowellenbereich – und über
- eine Vielzahl geeigneter Messverfahren bzw. Diagnostiksysteme einschließlich einer umfassenden Plasmarandschicht-Diagnostik, wovon ein Teil weltweit einzigartig nur an TEXTOR routinemäßig eingesetzt wird (zum Beispiel laserinduzierte Fluoreszenz, Atomstrahldiagnostiken, Kolorimetrie und Infrarot-Absorptionsspektroskopie). Diese Systeme sind letztendlich der Schlüssel zum Verständnis der Prozesse im Fusionsplasma. Ihre Entwicklung und Erprobung nimmt an TEXTOR einen entsprechend großen Raum ein.

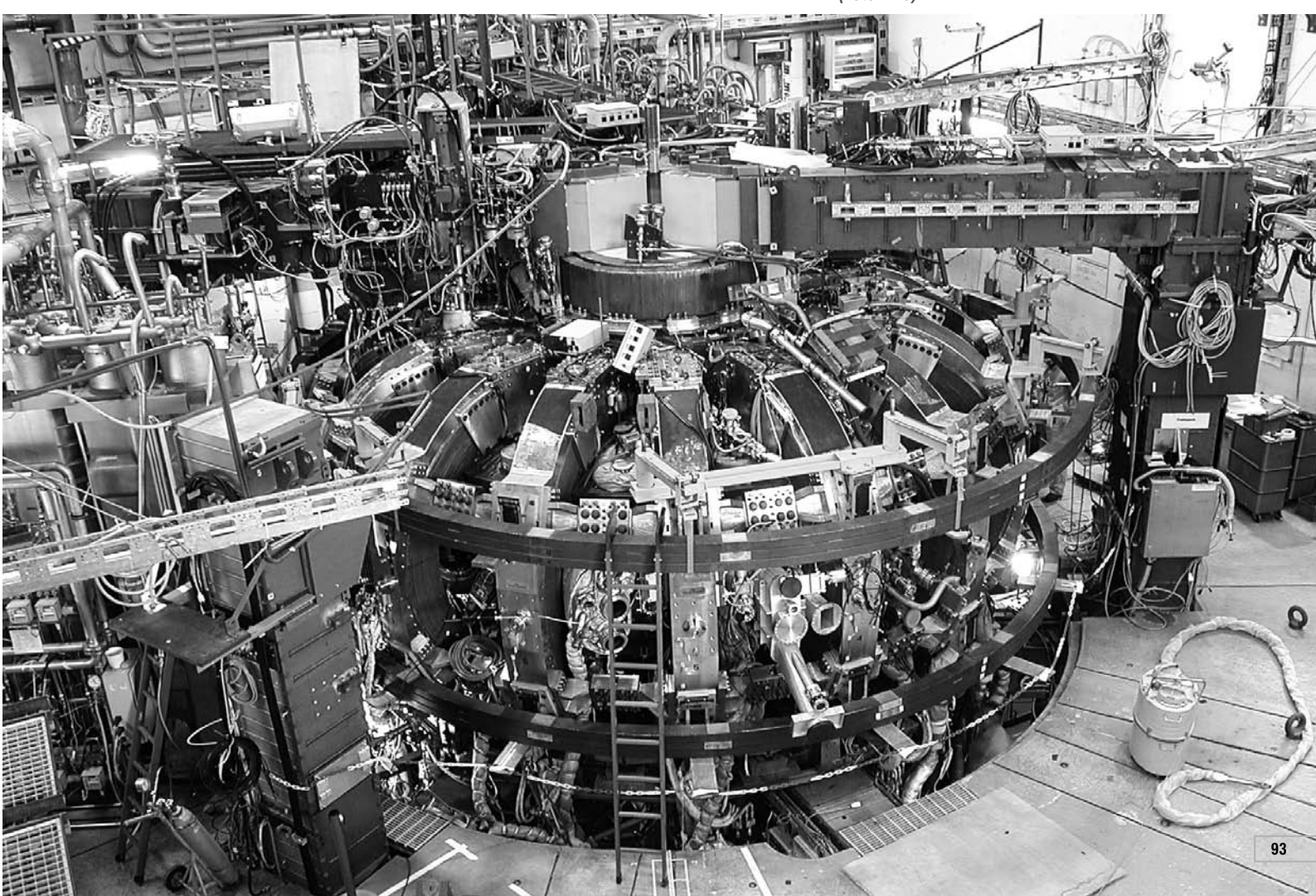
TEXTOR wurde erstmals im Jahre 1982 in Betrieb genommen und seitdem kontinuierlich ausgebaut und aktuellen Forschungsaufgaben angepasst. Wesentliche Schritte waren im Jahre 1994 die **Flusshuberhöhung** des Transformators und die damit verbundene Pulsverlängerung auf maximal 12 Sekunden sowie in den Jahren 2002 und 2003 der Einbau und

die Inbetriebnahme des **Dynamischen Ergodischen Divertors (DED)**.

Seit 2003 verfügt TEXTOR damit über ein zusätzliches Spulensystem, das die gezielte dynamische Veränderung und Beeinflussung der Magnetfeldtopologie am Plasmarand erlaubt. Der DED beeinflusst den Transport von Teilchen, Verunreinigungen und

Wärmeenergie. Er kann auf diese Weise den Einschluss der Fusionsmaterie verändern und er kann die Entwicklung von Instabilitäten im heißen Plasmakern beeinflussen bzw. kontrollieren. Die wissenschaftlichen Ziele der Forschungsvorhaben mit dem DED sind in Kapitel 7.2.2.1 beschrieben.

*Abb. 2: TEXTOR im Forschungszentrum Jülich während der Umbauphase zur Integration des Dynamischen Ergodischen Divertors (DED).
(Foto: FZJ)*



Begrenzung des Plasmas	Limitier und Dynamischer Ergodischer Divertor
großer Plasmaradius	1,75 Meter
kleiner Plasmaradius	0,47 Meter
Plasmaform	kreisförmig
Plasmavolumen	7,6 Kubikmeter
Anzahl der Hauptfeldspulen	16
magnetische Flussdichte	2,8 Tesla
Masse	200 Tonnen
Plasmastrom	800 Kiloampere
maximale Länge der Plasmaentladung	12 Sekunden
installierte Heizleistung	9,5 Megawatt
Plasmaheizverfahren	Neutralstrahlinjektion: 4 Megawatt
	Ionen-Zyklotron-Heizung: 4 Megawatt (bei ca. 30 Megahertz)
	Elektronen-Zyklotron-Heizung: 1 Megawatt (bei ca. 130 Gigahertz)
	Stromheizung: 500 Kilowatt

Abb. 5:
Plasma- bzw. Vakuumgefäß von TEXTOR: Links befindet sich der DED unter einer Verkleidung aus massiven Grafitkacheln, die als Divertor-Prallplatten dienen.

Tab.: 1
Charakteristische Daten von TEXTOR.

Der Dynamische Ergodische Divertor besteht aus insgesamt 18 helikal aufgebauten Einzelspulen, die auf der Innenseite in das Vakuumgefäß von TEXTOR integriert und mit Grafitkacheln vor dem Plasmakontakt geschützt sind, siehe Abb. 3 bis 7. Neben der Bereitstellung eines magnetischen Gleichfelds erlaubt es diese Anordnung auch, vier Gruppen von Einzelspulen mit einem Phasenversatz von jeweils 90 Grad zu speisen und damit ein rotierendes magnetisches Nahfeld am Plasmarand zu erzeugen. Einmalig ist an TEXTOR die Möglichkeit, das Feld mit einer Frequenz von bis zu 10 Kilohertz rotieren zu lassen.

Abb. 4:
Anordnung der DED-Spulen an der Innen- bzw. Hochfeldseite des Vakuumgefäßes von TEXTOR (links) und poloidaler Schnitt (rechts):
(1) DED-Spulen,
(2) Divertor-Prallplatten,
(3) koaxiale Stromdurchführungen und
(4) Plasmabereich.
(Grafik: FZJ)

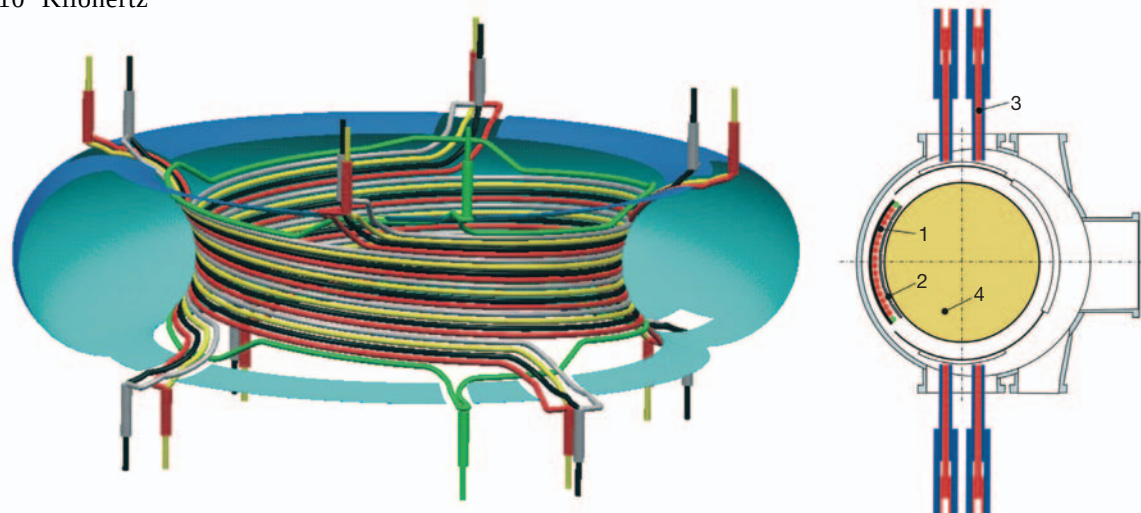
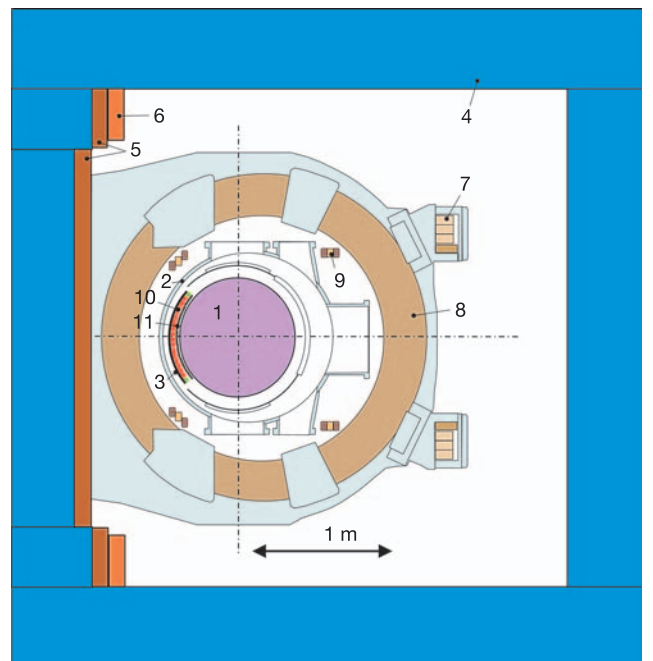


Abb. 3:
TEXTOR im poloidalen Querschnitt:
(1) Plasma
(2) Vakuumgefäß
(3) Liner bzw. erste Wand
(4) Transformator Kern
(5) Primärspule
(6) Korrekturfeldspule
(7) Vertikalfeldspule
(8) Toroidal- bzw. Hauptfeldspule
(9) Spulen zur Lage-regelung
(10) DED-Spulen
(11) Divertor-Prallplatten aus Grafit
(Grafik: FZJ)





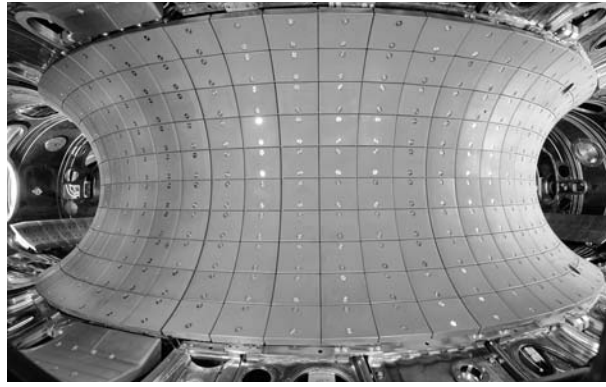
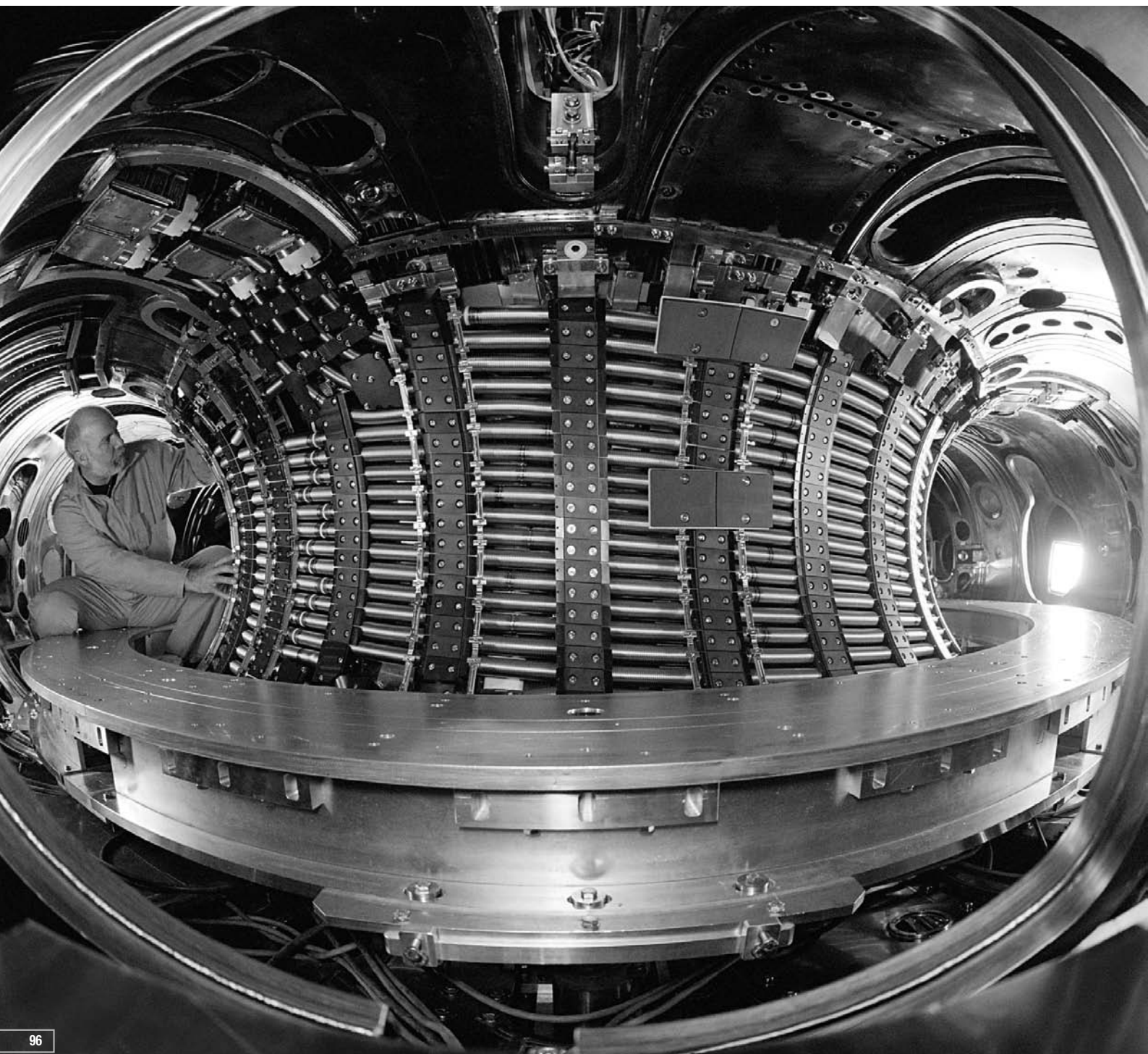


Abb. 6:
*Schutz vor dem Plasma:
 Verkleidung der DED-Spulen
 mit Graphitkacheln, die als
 Divertor-Prallplatten dienen.*
 (Foto: FZJ)

Abb. 7:
*Spulensysteme des DED
 kurz nach dem Einbau und
 vor der Verkleidung mit
 Graphitkacheln.*
 (Foto: FZJ)



7.2.1.2. JET und andere Anlagen

Die Realisierung von **ITER** und **Wendelstein 7-X** sowie deren zukünftige erfolgreiche wissenschaftliche Nutzung erfordert die Heranziehung aller vorhandenen Kompetenz und Kapazität der Fusionsforschungszentren. Für die Bearbeitung übergeordneter Fragestellungen – wie zum Beispiel Plasmaeinschluss oder Plasma-Wand-Wechselwirkung – sowie für die Bewältigung von Querschnittsaufgaben, wie sie die Diagnostikentwicklung und die numerische Modellierung darstellen, ist eine Koordination der Aktivitäten in den verschiedenen Forschungseinrichtungen mit ihren jeweils speziellen experimentellen Möglichkeiten, Expertisen und Besonderheiten erforderlich. In diesem Sinne nutzen Jülicher Forscher in weltweiter Kooperation unterschiedliche Apparaturen. Dies reicht vom weltweit größten Tokamak JET hinsichtlich der Untersuchung der integralen Eigenschaften eines Tokamaks bis hin zur Bearbeitung detaillierter Fragestellungen mit Hilfe von Laborplasma- und Ionenstrahlanlagen.

Am europäischen Experiment **JET** beteiligen sich Jülich und das Trilaterale Euregio Cluster (TEC) an der Planung, Durchführung und Auswertung von Experimenten in den Themenbereichen Einschluss und Transport, Plasma-Wand-Wechselwirkung, Magnetohydrodynamik sowie Heizung und Diagnostik. Eine der Schlüsselfragen ist die Unter-

suchung des Aufbaus von redeponierten Kohlenstoffschichten und der damit verbundenen Einlagerung von Tritium sowie der Entwicklung von Konzepten, das Wachstum der Schichten zu kontrollieren oder das eingelagerte Tritium freizusetzen. Die Wirkung von redeponiertem Beryllium auf das Erosionsverhalten von Grafit ist ein weiteres wichtiges Untersuchungsthema, da in ITER die gesamte Innenwand – bis auf den Divertor – mit Beryllium ausgekleidet werden soll. Für die numerische Simulation dieser Prozesse und deren Extrapolation zu ITER werden sowohl experimentelle Daten von JET hinzugezogen als auch Messungen, die an der kleinen linearen Plasmaanlage PISCES in San Diego (University of California, USA) gewonnen werden. Numerische Modelle profitieren dabei stark vom Vergleich mit experimentellen Daten unterschiedlicher Anlagen, was insbesondere ihre Validierung und Anwendung für die Beschreibung von Plasmen in zukünftigen Fusionsanlagen anbelangt.

Für das Material der ersten Wand eines Fusionskraftwerks wird Wolfram als Alternative zu Beryllium angesehen. Der Nachweis für die großflächige Anwendbarkeit von Wolfram als Wandmaterial in einem Tokamak soll an **ASDEX Upgrade** (Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, Garching) erbracht werden. Jülich beteiligt sich daran mit der Untersuchung von speziellen Fragen zur

Wolframerosion, insbesondere in gemischten Systemen mit Grafit, Wolfram und anderen Elementen.

Die Beherrschung von Plasmainstabilitäten mittels externer aufgeprägter magnetischer Störfelder – mit oder ohne Einwirkung zusätzlicher lokaler Plasmaheizung – definiert ein Forschungsfeld, in das man große Hoffnungen setzt bezüglich weiterer Verbesserungen beim Plasmaeinschluss und bei der Erweiterung der operativen Grenzen einer Fusionsanlage. Gemeint sind hiermit der maximal mögliche Plasmadruck, die Dichtegrenze und der stationäre Betrieb. Insbesondere Experimente am Tokamak **DIII-D** (General Atomics, San Diego, USA) haben gezeigt, dass externe magnetische Störfelder bestimmte kritische Wärmelastspitzen – so genannte ELMs – unterdrücken können, und zwar durch die Wirkung einer „ergodischen“ Magnetfeldtopologie am Plasmarand (zur Erklärung siehe Kapitel 7.2.2.1). Zum besseren Verständnis des Plasmatransports in ergodischen Plasmen soll unter anderem ein gemeinsames Forschungsprogramm an TEXTOR und DIII-D beitragen. Ähnliche Untersuchungen zu anderen Instabilitäten (so genannten Tearing-Moden) werden in Kooperation mit ASDEX Upgrade durchgeführt.

Die Entwicklung von Verfahren zur Plasmadiagnostik erfordert vielfach solide und belastbare Materialdaten

Experiment	JET	ASDEX Upgrade	DIII-D
großer Radius	2,96 Meter	1,6 Meter	1,67 Meter
kleiner Radius	2,10 Meter (vertikal) 0,5 Meter (horizontal)	1,25 Meter (horizontal) 0,67 Meter	0,8 Meter (vertikal)
Pulslänge	40 Sekunden	10 Sekunden	5 Sekunden
Plasmavolumen	90 Kubikmeter	14 Kubikmeter	25 Kubikmeter
magnetische Flussdichte	3,5 Tesla	3,3 Tesla	2,2 Tesla
Plasmastrom	4,8 Megaampere	2 Megaampere	1,6 Megaampere
Heizleistung	30 Megawatt	27 Megawatt	23 Megawatt

Experiment	PISCES	PSI-2	MAGNUM
Entladungsgase	H ₂ , D ₂ , He, Ar, N ₂	H ₂ , D ₂ , He, Ar, N ₂ , CH ₄	H ₂ , D ₂
magn. Führungsfeld	< 0,1 Tesla	< 0,1 Tesla	3 Tesla
Elektronentemperatur	3 - 50 Elektronenvolt	20 Elektronenvolt	0,4 - 7 Elektronenvolt
Ionentemperatur	1 Elektronenvolt	1 Elektronenvolt	0,4 - 7 Elektronenvolt
Ionenenergie	10 - 500 Elektronenvolt	100 Elektronenvolt	3 Elektronenvolt
Ionenfluss	10 ¹⁷ - 10 ¹⁹ pro Quadrat- zentimeter und Sekunde	< 6 x 10 ¹⁹ pro Quadrat- zentimeter und Sekunde	< 6 x 10 ²⁰ pro Quadrat- zentimeter und Sekunde
Wärmefluss	2 - 5 Megawatt pro Quadratmeter	3,5 Megawatt pro Quadratmeter	10 Megawatt pro Quadratmeter
Probenfläche	50 - 700 Quadrat- zentimeter	50 Quadrat- zentimeter	100 Quadrat- zentimeter

*Tab.: 2
Daten von JET und
anderen experimentell
genutzten Anlagen.*

aus der Atom- und Molekülphysik. So werden zum Beispiel zur Gewinnung fehlender spektroskopischer Eigenschaften auch kleine lineare Plasmaanlagen eingesetzt. Hier sind insbesondere die Anlage **PSI-2** der Humboldt-Universität zu Berlin und der geplante lineare Hochfluss-Plasmagenerator **MAGNUM** beim TEC-Partner FOM in Nieuwegein/Niederlande zu nennen.

Zur Qualifizierung thermomechanischer Eigenschaften von Fusionsmaterialien benötigt man Testanlagen, die hohe Wärmeflüsse liefern können. In diesem Zusammenhang hat die Elektronenstrahlanlage **JUDITH** in Jülich eine besondere Bedeutung, weil nur in ihr auch Materialien untersucht werden können, nachdem sie durch Neutronenbestrahlung aktiviert worden sind.

Für den erfolgreichen Betrieb von ITER ist die Untersuchung der Plasma-Wand-Wechselwirkung von wesentlicher Bedeutung und wird als Schwerpunkt in Jülich behandelt. Um die an den nordrhein-westfälischen Universitäten vorhandene Expertise einzubinden, um Studenten für das Arbeitsgebiet der Kernfusion zu gewinnen und um Synergieeffekte zu nutzen, wurde das virtuelle Institut „ITER-relevant Plasma Boundary Physics“ (IPBP) unter dem Schirm des Impuls- und Vernetzungsfonds der Helmholtz-Gemeinschaft gegründet. Zusammen mit dem federführenden Forschungszentrum Jülich widmen sich die Heinrich-Heine-Universität Düsseldorf und die Ruhr-Universität Bochum in Zukunft verstärkt den Problemen der ersten Wand und des Randschichtplasmas von ITER (<http://www.iter-boundary.de>).

7.2.2. Forschungsschwerpunkte

Künftige Fusionskraftwerke benötigen Lösungskonzepte, die einen Dauerbetrieb mit hoher Verfügbarkeit garantieren. Die Wandmaterialien sind Erosions- und Depositionsprozessen ausgesetzt – sowie zusätzlich hohen thermischen Belastungen. Schlüsselthemen sind in diesem Zusammenhang

- die Erforschung der komplexen Transportprozesse in Wandnähe mit teils turbulenten und stochastischen Eigenschaften,
- das Verständnis von Freisetzung und Wirkung von Verunreinigungen im Plasma,
- die modellhafte bzw. theoretische Beschreibung des Gesamtsystems „Plasma/Wand“ zusammen mit der Optimierung der Werkstoffsysteme, sowie
- die Optimierung des Energieeinschlusses und die Beherrschung von Plasmainstabilitäten.

Das Forschungsprogramm in Jülich orientiert sich an diesen Schlüsselfragen – basierend auf der im Trilateralen Euregio Cluster (TEC) vorhandenen Expertise und dem Zugang zu den in Kapitel 7.2.1.1 und 7.2.1.2 beschriebenen experimentellen Anlagen. Die Vielfalt der angewandten und in Jülich neu entwickelten Messmethoden stellt eine besondere Kompetenz dar: Laserstreuverfahren, Atom-

strahlmethoden, Atom- und Molekülspektroskopie, laserinduzierte Fluoreszenz im Vakuum-Ultraviolett und bildgebende tomographische Spektroskopie. Eine besondere Bedeutung hat das Gebiet der numerischen Modellierung, insbesondere in den Bereichen Energie- und Teilchentransport in strahlungsgeköhlten Plasmen, Neutralteilchentransport sowie Erosions- und Depositionsprozesse und Randschichtmodellierung in komplexer bzw. ergodischer Magnetfeldtopologie.

Darüber hinaus stützt sich das Forschungsprogramm auf Kooperationen mit den Hochschulen in der Euregio – zum Beispiel auf gemeinsame Sonderforschungsbereiche, Graduiertenkollegs und ein Virtuelles Institut, die sich zusätzlich auch mit Themen jenseits fusionsspezifischer Fragen beschäftigen. Beispiele dafür sind die Gebiete Atomphysik, Oberflächenphysik, nichtlineare Dynamik, Computational Physics, Astrophysik und Laserplasmen. Aus diesem Themenspektrum ergeben sich vielfältige Anwendungen für die Querschnittsaufgaben in der Fusionsforschung – vor allem für die Plasmadiagnostik und -modellierung.

Das Forschungsprogramm des TEC ist thematisch in die folgenden Bereiche gegliedert:

- Plasma-Wand-Wechselwirkung
- Störfeldeffekte und Magnetohydrodynamik
- Einschluss und Transport sowie
- Theorie und Modellierung.

Diese thematischen Schwerpunkte sind durch den Einsatz bestimmter experimenteller Techniken und Diagnostikverfahren sowie durch die Unterscheidung verschiedener Plasmazonen – nämlich Randschicht und Kernplasma – charakterisiert. Zum Verständnis eines Tokamaks oder Stellarators müssen jedoch alle Aspekte integral betrachtet werden, da in fast allen Fällen die Prozesse am Rand und im Kernplasma eng miteinander verkoppelt sind. Dies stellt hohe Ansprüche an die Koordination der Forschungsarbeiten.

Aus den Besonderheiten der experimentellen und methodischen Möglichkeiten, mit denen sich das TEC-Forschungsprogramm in Jülich von anderen Forschungseinrichtungen deutlich unterscheidet und abhebt, ergeben sich zwei charakteristische Schwerpunktthemen, die im Folgenden näher beschrieben werden.

7.2.2.1. Dynamischer Ergodischer Divertor (DED)

Die heutige technische Auslegung von ITER resultiert aus einem Entwicklungsprozess, der die Ergebnisse von mehreren Jahrzehnten Tokamakforschung umfasst. ITER wird der erste Tokamak sein, der 500 Megawatt Fusionsleistung im Pulsbetrieb liefern kann. Die weitere Entwicklung des Tokamak-Konzepts – insbesondere hin zum kontinuierlich arbeitenden Fusionskraftwerk – ist Gegenstand der laufenden Forschungsprogramme.

Innovationspotenzial steckt vor allem in der Entwicklung der für ein Kraftwerk erforderlichen Fusionstechnologie. Aber auch die Physik des magnetischen Einschlusses ist noch lange nicht ausgereizt, was zum Beispiel die Verbesserung des integralen Plasmaverhaltens anbelangt. Will man die Abmessungen eines Fusionsreaktors bei gleich bleibender Leistung reduzieren, so muss der Plasmaeinschluss – d.h. die Wärmeisolation der 100 Millionen Grad heißen Fusionsmaterie – weiter verbessert werden.

Allerdings gilt die Forderung nach einem optimalen Einschluss des heißen Plasmakerns nicht am Plasmarand. Hier führt ein zu guter magnetischer Einschluss zu räumlich extrem konzentrierten und untolerierbar hohen Wärmeflüssen auf Wandkomponenten. Daher wird die Verteilung der Wärmelast auf größere Wandflächen angestrebt, wie dies bereits bis zu

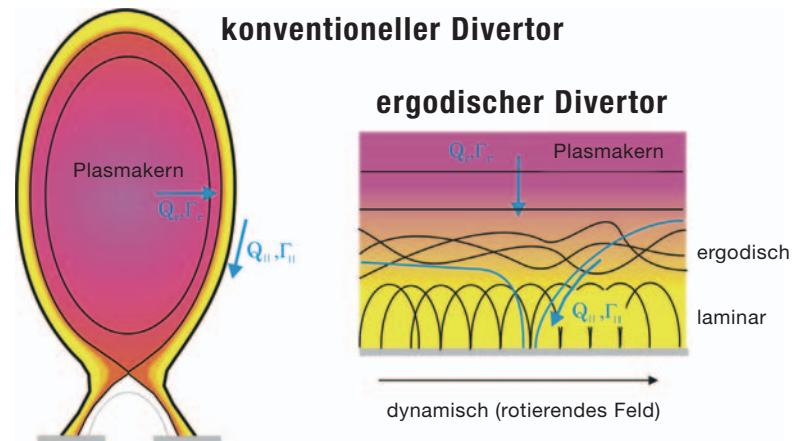
einem gewissen Grad mit dem für ITER vorgesehenen Divertor gelingt.

Das konventionelle Divertor-Design beruht auf geordneten magnetischen Flussflächen – auch am Plasmarand. Ein alternatives Konzept – der „*ergodische Divertor*“ – beinhaltet die Aufbrechung dieser intakten Feldlinienstruktur durch Verwirbelung. Die auch bei diesem Verfahren immer noch lokal auftretenden hohen Wärmeflüsse auf die Divertorplatten können durch eine Rotation der speziellen Magnetfeldstruktur zusätzlich räumlich verschmiert werden. Dies ist das Konzept des „*Dynamischen Ergodischen Divertors*“ (DED). Zur praktischen Erzeugung der Magnetfeldverwirbelung werden geeignete elektromagnetische Spulensysteme benötigt, die an TEXTOR realisiert wurden und deren Technik in Kapitel 7.2.1.1 beschrieben ist.

Das physikalische Prinzip des DED

Um magnetische Flussflächen mit möglichst kleiner Störfeldamplitude aufbrechen und verwirbeln zu können, muss man das Resonanzprinzip zur Hilfe nehmen. Dies kann erreicht werden, indem man die Störfeldspulen parallel zu den magnetischen Feldlinien des ungestörten Tokamakfeldes anordnet. Für den bei TEXTOR installierten DED wurde ein Spulensystem aus 16 einzelnen Windungen gewählt, die auf der Innenseite – der Hochfeldseite – des Torus

Abb. 8: Divertor-Konzepte: konventionelles Design im poloidalen Schnitt (links) und Dynamischer Ergodischer Divertor (rechts), dessen Magnetfeldstruktur sich mit einstellbarer Geschwindigkeit bewegen kann, wie hier in toroidaler Projektion gezeigt. $Q_{||}$ und $\Gamma_{||}$ bezeichnen die Flüsse von Energie und Teilchen auf die Divertorplatten. (Grafik: FZJ)



angebracht sind. Die Windungen laufen in helikaler Weise jeweils einmal um den Torus – parallel zum Hauptmagnetfeld. Die Rotation des Störfeldes wird durch eine Beschickung der einzelnen Spulen mit phasenverschobenen Wechselströmen erreicht – ähnlich einem Elektromotor. Die Phasenlage der Ströme ist so gewählt, dass jede folgende Spule mit einer um 90 Grad verschobenen Phase angesteuert wird. Neben Gleichstrom können auf diese Weise Frequenzen bis zu 10 Kilohertz erreicht werden.

Magnetfeldtopologie im Divertor

Das Prinzip eines jeden Divertors beinhaltet am Plasmarand eine Magnetfeldstruktur, die derart geformt ist, dass sie geladene Teilchen aus dem Plasma kommend auf die Oberfläche geeigneter Prallplatten leiten kann. Umgekehrt kann sie Verunreinigungen, die aus den Materialien der Prallplatten aufgrund von Plasmakontakt austreten, vom Kernplasma fern halten und wieder auf die Oberfläche zurück werfen. Sowohl der klassische Poloidaldivertor, wie er zum Beispiel auch für ITER vorgesehen ist, als auch der DED setzen dieses Prinzip um. In Abb. 8 ist diese Zone beim DED als „laminar“ bezeichnet. Einzigartig beim DED ist hingegen, dass es zwischen dieser laminaren Zone und dem Plasma zusätzlich ein so genanntes „ergodisches“ Gebiet gibt, wo die Magnet-

feldtopologie besondere chaotische bzw. turbulente Eigenschaften aufweist. In ergodischen Plasmen beobachtet man ein deutlich vom nicht-ergodischen Zustand abweichendes Verhalten zum Beispiel des Transports von Wärmeenergie und Plasmateilchen.

Zur nicht ganz einfachen grafischen Darstellung der dreidimensionalen Magnetfeldtopologie denkt man sich eine Ebene, zum Beispiel einen poloidalen oder einen toroidalen Schnitt durch den Torus. An jeder Stelle, wo eine Feldlinie diese Ebene durchquert, wird der jeweilige Punkt markiert. Dieses Verfahren aus der nicht-linearen Dynamik und Chaosforschung wird „Poincaré-Plot“ genannt – nach dem französischen Mathematiker Henri Poincaré. „Geordnete“ magnetische Bereiche ergeben bei diesem Verfahren geschlossene und glatte Kurven: So liefern etwa die geschlossenen magnetischen Flussflächen im Inneren eines Tokamakplasmas im Poincaré-Plot Kreise oder Ellipsen.

Abb. 9:

Darstellung der Ergodisierung des Randschichtplasmas in Poincaré-Plots. Oben links sind schematisch die DED-Spulen, die Divertorplatten und die Randschicht dargestellt. Um die Randschicht besser darzustellen, sind die folgenden Bilder in der Äquatorebene außen aufgeschnitten und toroidal aufgeklappt. (a) repräsentiert den Fall eines starken Ergodisierungsgrades, während die Ergodisierung für (b) und (c) jeweils erniedrigt wurde. (Grafik: FZJ)

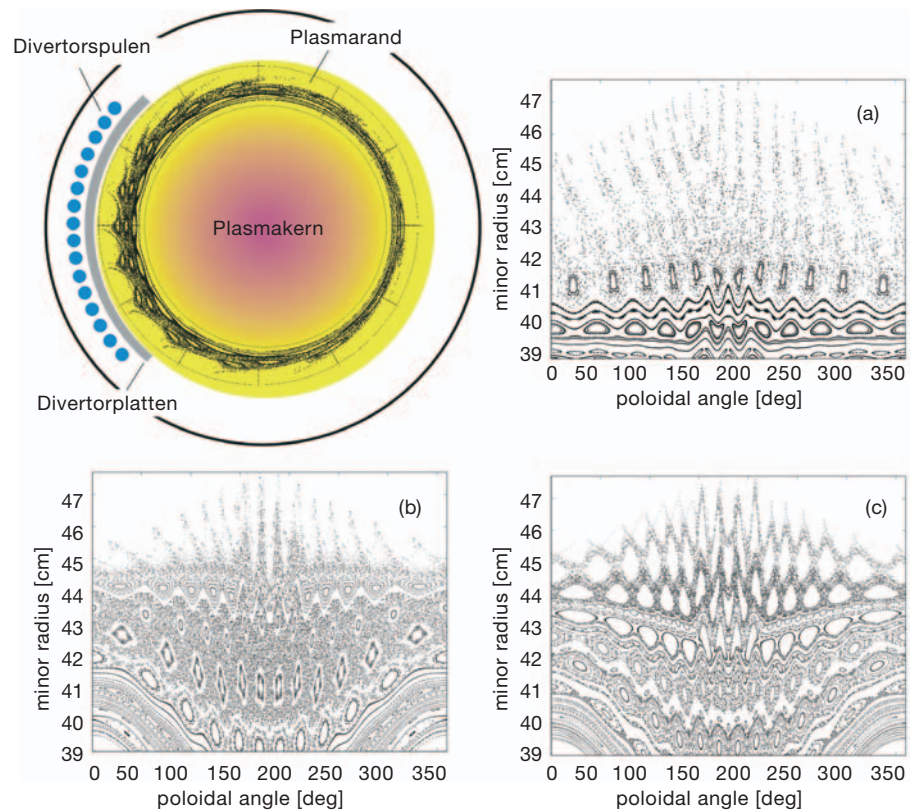


Abb. 9 veranschaulicht die Ergodisierungszone mittels Poincaré-Plots: Der innere „intakte“ Magnetfeldbereich (kleine Radien r) wird vom äußeren ergodisierten Bereich umgeben. Die DED-Spulen befinden sich auf der linken Seite des Bildes und werden durch Divertorplatten aus Grafit geschützt. Zur besseren Darstellung – mittels Spreizen der radialen Dimension gegenüber der poloidalen – ist bei den Abbildungen (a) bis (c) die Poincaré-Ebene an der äußeren Äquatorebene aufgeschnitten und auseinandergeklappt. Der mittlere Teil der Abbildungen stellt jeweils den Bereich vor den DED-Spulen dar und die seitlichen Bereiche den räumlich gegenüberliegenden Teil. (a) steht dabei für den Fall einer hohen Ergodisierung, (b) für eine mittelstarke und (c) für eine gerade beginnende Ergodisierung. Resonanzeffekte führen zu einer Ausbildung von „Inselketten“, die bei der kleinen Amplitude des Störfeldes in (c) sehr gut sichtbar sind. Bei wachsendem DED-Feld wachsen auch die Inseln; das Überlappen der Inseln führt schließlich zur Ergodisierung.

Nicht überall wird eine Poincaré-Ebene von Magnetfeldlinien durchstoßen. Die „weißen“ Bereiche in den Poincaré-Plots rühren daher, dass Feldlinien, die hier eigentlich hindurch gehen würden, durch Auftreffen auf die Divertorplatten nicht fortgesetzt werden. In diesem Bereich besitzen die Magnetfeldlinien eine

kurze „Verbindungslänge“ zwischen zwei Schnittpunkten mit der Wand: Teilchen, die als Verunreinigung aus der Wand austreten, werden sehr schnell wieder auf diese zurück geworfen. Hier, in der laminaren Zone, ist das Plasma in engem Kontakt mit der Wand und weist besondere Eigenschaften auf.

Es bleibt noch, den Begriff „Ergodisierung“ zu erklären. Er stammt aus der theoretischen Physik bzw. aus der Mathematik: Eine Struktur ist ergodisch, wenn eine Bahnkurve – oder hier eine Magnetfeldlinie –, die von einem beliebigen Raumpunkt aus startet, jedem anderen Punkt innerhalb der Struktur irgendwann einmal beliebig nahe kommt. Für die *ergodische Zone* in der TEXTOR-Randschicht trifft dies zu: Die Magnetfeldtopologie ist nicht geordnet und sie besteht nicht aus geschlossenen Flussflächen, sondern sie erfüllt den ganzen Bereich der Randschicht – mit der Konsequenz der geschilderten Änderung des Energie- und Teilchentransports. Im Poincaré-Plot wird dieser Bereich vollständig und dicht durch Punkte ausgefüllt.

Forschungsvorhaben mit dem DED

Der Dynamische Ergodische Divertor dient dazu, das Transportverhalten von Energie und Teilchen in ergodischen Magnetfeld-Topologien grundsätzlich zu untersuchen. Seine Eignung zur weiteren Optimierung der Wandbelastung, der Verunreinigungskontrolle und der Plasmastabilität ist Gegenstand der Forschung – vor allem mit dem Ziel der Anwendung in zukünftigen Fusionsanlagen. Das Forschungsprogramm mit DED stützt sich dazu auch auf die Kooperation mit anderen Tokamak-Experimenten, in denen – allerdings einfacher als beim DED – extern erzeugte Störfelder zur Beherrschung von Plasmainstabilitäten bereits eingesetzt werden oder in Planung sind. Dazu gehören vor allem der Tokamak DIII-D (General Atomics, San Diego, USA) und ASDEX Upgrade (Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, Garching). Darüber hinaus werden die Arbeiten am DED genutzt, um Transportmodelle für den Stellarator Wendelstein 7-X (Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, Greifswald) zu entwickeln, da die Spulenanordnung

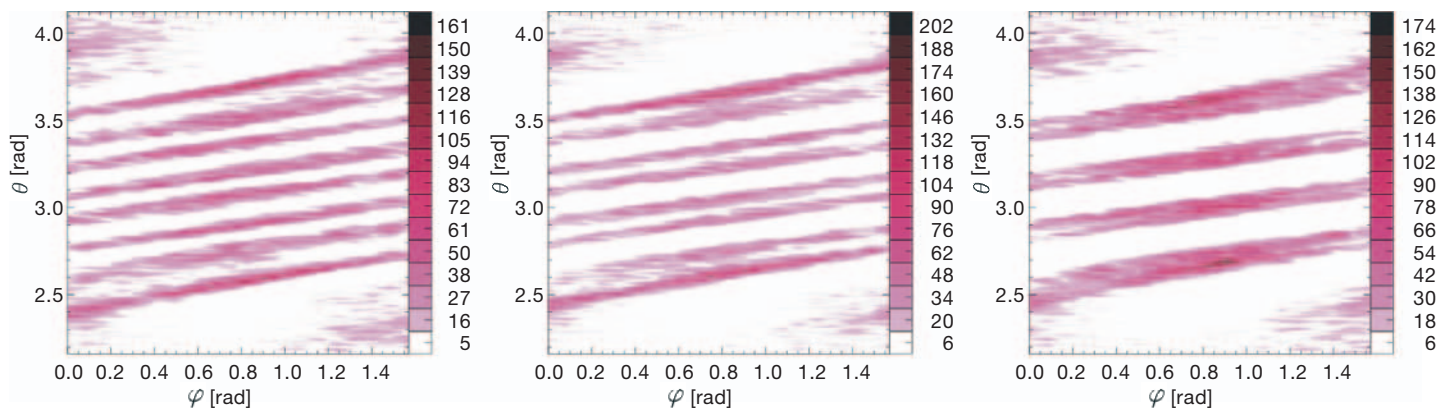


Abb. 10:

Berechnete Verteilung des Wärmeflusses auf die Divertorplatten des DED. Der Ergodisierungsgrad nimmt von links nach rechts ab. Man erkennt deutlich die durch den DED aufgeprägte Streifenstruktur der Wandbelastung und den Winkel des Tokamak-Magnetfelds gegen die Horizontalebene, dem die DED-Spulenorientierung folgt. (Grafik: FZJ)

in Stellaratoren prinzipbedingt bereits ergodische Zonen generiert.

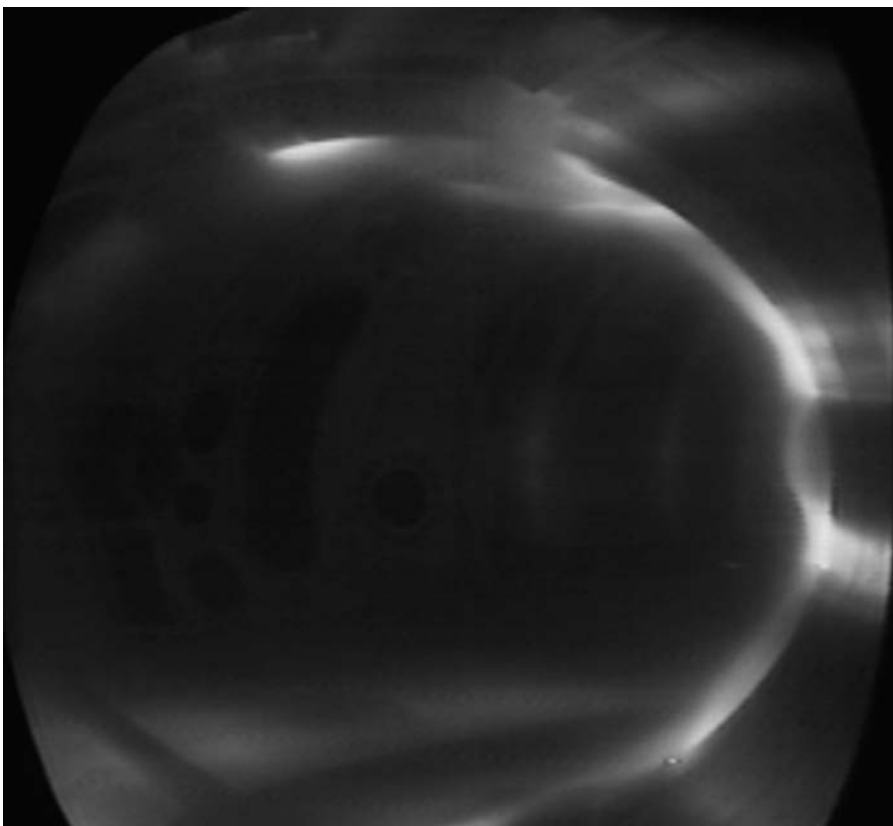
Mit dem DED werden zunächst einmal die Magnetfeldtopologie selbst und der damit verbundene Energie- und Teilchentransport erforscht. Für den Divertorbereich des DED-Störfeldes wird ein dreidimensionaler Modellierungscode entwickelt, der den Plasmatransport in der ergodischen und der laminaren Zone berechnet. Der so gewonnene Wärmefluss auf die Divertorplatten ist in Abb. 10 dargestellt: Es bildet sich ein Belastungsmuster aus, dessen Streifen parallel zu den DED-Spulen – d.h. parallel zum einschließenden Magnetfeld des Tokamaks – ausgerichtet sind.

Schon die im Vergleich zum konventionellen Divertor höhere Anzahl von Belastungsstreifen („strike points“) verteilt die Wärme bereits auf eine größere Fläche. Diese Fläche wird noch einmal deutlich vergrößert, indem durch Rotation des DED-Feldes die Verteilung der Wärmebelastung räumlich verschmiert wird. In Abb. 11 wird die durch den DED aufgeprägte örtliche Verteilung der Wärmebelastung der Divertorplatten experimentell bestätigt: Abgebildet ist dort eine Momentaufnahme der Lichtemission von neutralen Deuteriumatomen. Die deutlich erkennbare streifenförmige Struktur entspricht dem Teilchenfluss auf die Divertorplatten.

Der DED erlaubt unterschiedliche Rotationsfrequenzen und – je nach Verschaltung der einzelnen Spulen – eine Variation der Eindringtiefe des Störfeldes. Diese neuartigen experimentellen Möglichkeiten werden bei Untersuchungen zur Beeinflussung der Rotation des Plasmas und deren Wirkung auf die Einschlusseigenschaften sowie zur Beeinflussung und Kontrolle von Plasmainstabilitäten zum Einsatz kommen.

Abb. 11:

Experimentelle Bestimmung der räumlichen Verteilung der Wandbelastung und der Magnetfeldstruktur beim Einsatz des DED. Hier ist die Emission von neutralen Deuteriumatomen gezeigt. Man erkennt deutlich am rechten Bildrand die streifenförmige Struktur des Wärmeflusses auf die Divertorplatten. (Foto: FZJ)



7.2.2.2. Plasma-Wand-Wechselwirkung

Eine der wichtigsten offenen Fragestellungen für ein zukünftiges Fusionskraftwerk ist die Machbarkeit des Langzeitbetriebs. Wesentliche Beachtung müssen dabei Materialaspekte finden, insbesondere hinsichtlich Wandkomponenten, die direkt dem Plasma ausgesetzt sind. So besteht unter anderem die Notwendigkeit, für ITER Aussagen zur Lebenserwartung der Divertor-Targetplatten und zur Speicherung von Tritium zu machen sowie Verbesserungen vorzuschlagen – einschließlich späterer Werkstoffänderungen, die in einem geeigneten Stadium vorgenommen werden könnten. Die dringlichsten Fragen, die in den nächsten Jahren beantwortet werden müssen, sind:

- Die Identifizierung der relevanten Erosionsmechanismen und deren Abhängigkeit von Plasmabedingungen und Oberflächeneigenschaften. Alle in Frage kommenden Werkstoffe, die mit dem Plasma in Berührung kommen – zum Beispiel Kohlenstoff, Beryllium und Wolfram einschließlich redeponierter und gemischter Schichten –, müssen in dieser Hinsicht untersucht werden. Dies erfordert auch die begleitende Weiterentwicklung spezieller Diagnostikverfahren.
- Die Untersuchung des globalen und lokalen Materialtransportes, der zur Erosion von Wandkomponenten und zur Ablagerung von Material an anderen Stellen führt.

- Die Untersuchung der Tritiumrückhaltung in abgelagerten Material- und Oberflächenschichten und die Entwicklung von Verfahren zur Wiedergewinnung des im Wandmaterial eingeschlossenen Fusionsbrennstoffs.
- Die Erarbeitung belastbarer Vorausagen für die Lebensdauer von Wandmaterialien in ITER – einschließlich des Einflusses extern eingebrachter Verunreinigungen zum Zweck der Strahlungskühlung.

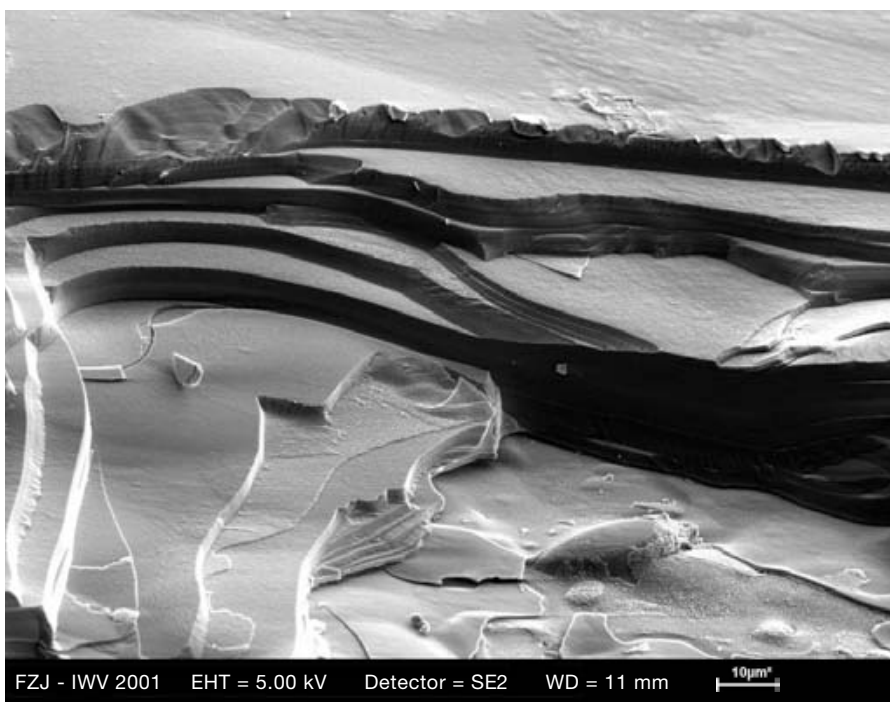
Die Entwicklung und Validierung numerischer Codes spielt eine entscheidende Rolle beim Verständnis und der Beschreibung der Vorgänge in der Plasmarandschicht. Insbesondere für den Bereich der Plasma-Wand-Wechselwirkung, wo Skalierungsgesetze („Windkanal-Ansatz“) nicht gelten, muss die Code-Entwicklung in enger Verbindung mit Experimenten vorangetrieben werden. Das Forschungszentrum Jülich behandelt diesen Aspekt schwerpunktmäßig durch Vergleich mit experimentellen Daten von TEXTOR, aber auch unter Einbeziehung von Ergebnissen, die an anderen Tokamaks erzielt werden – zum Beispiel an JET und an ASDEX Upgrade.

So wurde der Monto-Carlo-Code „ERO-TEXTOR“ entwickelt, um Erosions- und Depositionsprozesse zu modellieren. Er beschreibt im Randschichtplasma im Detail den

lokalen Transport von Teilchen, die durch physikalische oder chemische Erosion von den Wänden freigesetzt werden. Beeinflusst durch die jeweiligen Plasmabedingungen – wie etwa Temperatur, Dichte und Magnetfeldtopologie – kehren die Teilchen in unterschiedlicher Weise zur Oberfläche der ersten Wand zurück, entweder lokal in direkter Nähe ihres Freisetzungsortes – oder an entfernteren Orten. Die Teilchen können an der Auftreffstelle redeponiert oder

auch reflektiert werden. Im letzteren Fall dringen sie unmittelbar erneut in das Plasma ein. Anderenfalls werden sie wieder an die Oberfläche gebunden und bilden dort neue Schichten. Abb. 12 zeigt eine elektronenmikroskopische Aufnahme von auf diese Weise neu gebildeten Kohlenstoffschichten in TEXTOR, die aus zuvor an anderer Stelle – zum Beispiel auf Limiterkacheln aus Grafit – freigesetzten Kohlenstoffatomen besteht.

Abb. 12:
Nach der Erosion von Grafitkomponenten neu deponierte Kohlenstoffschichten in TEXTOR (elektronenmikroskopische Aufnahme). (Foto: FZJ)



Eine ERO-Simulationsrechnung liefert als Ergebnis die orts aufgelöste dreidimensionale Verteilung von erodierten und redeponierten Teilchen auf dem zu untersuchenden Wandelement – sowie zusätzlich die Dichteverteilungen der erodierten Teilchen und deren – durch Ionisation und Dissoziation entstehenden – Reaktionsprodukte im Plasma. Abb. 13 (s. S. 104) zeigt eine konkrete Anwendung des ERO-Codes: die Simulation der Kohlenstoff-Erosion und Redeponition in JET anhand der berechneten Dichten von neutralen und einfach ionisierten Kohlenstoffverunreinigungen.

Die Wechselwirkung von Atomen, Ionen und Molekülen mit dem Plasma führt zur Emission von charakteristischen Spektrallinien. An TEXTOR werden verfeinerte spektroskopische Methoden entwickelt und eingesetzt, die eine hochauflösende Messung von mehreren relevanten Spezies in der Plasmarandschicht am selben Ort zur gleichen Zeit ermöglichen. Die Auswertung erfolgt unter Einbeziehung sowohl der ADAS-Struktur – einer Software der Universität Strathclyde (bei Glasgow, Großbritannien), zu deren Entwicklung das Forschungszentrum Jülich aktiv beiträgt – als auch der im P.N. Lebedev-Institut (Moskau) erarbeiteten Codes GKU und ATOM.

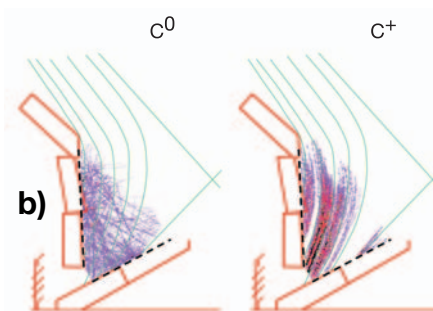
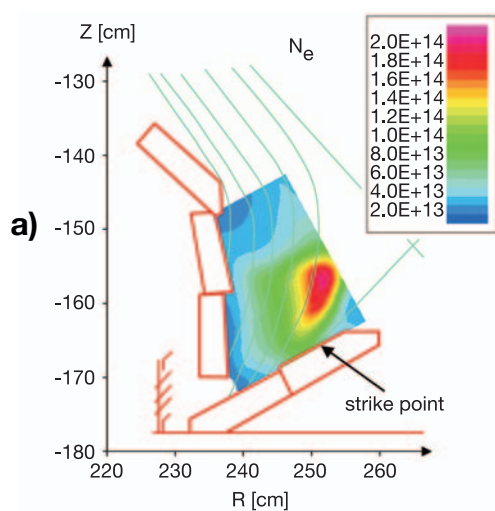


Abb. 13:
Simulation der Kohlenstofferosion in JET mit dem ERO-Code:
a) Plasmadichte im Divertor,
b) Dichte für neutrale Kohlenstoffatome (links) und einfach ionisierten Kohlenstoff (rechts).
(Grafik: FZJ)

Die mit ERO erhaltenen Dichteverteilungen können in Lichtemissionsprofile umgerechnet werden, was einen direkten Vergleich mit experimentellen Ergebnissen aus spektroskopischen Beobachtungen ermöglicht – und damit auch eine belastbare Code-Validierung bereit stellt. Zusätzlich können mittels gut beobachtbarer Gaseinlasssysteme spektroskopische Eigenschaften ermittelt und in diese atomaren Codes eingebracht oder mit dort vorhandenen Daten verglichen werden.

Der Vergleich unterschiedlicher Materialien steht im Vordergrund der Untersuchungen. Die Erosion von Kohlenstoff spielt dabei eine besonders kritische Rolle. Die Untersuchung von gemessenen und berechneten Erosions- und Redepositionsprofilen in TEXTOR und JET hat zum Beispiel gezeigt, dass erodierte und dann wieder redeponierte Kohlenstoffteilchen eine deutlich erhöhte chemische Reerosionsrate aufweisen. Dieses Resultat kann den langreichweitigen Kohlenstofftransport in JET erklären, der dort eine unerwünschte Materialdeposition an unzugänglichen Orten zur Folge hat.

Die Entwicklung von Messmethoden zur Untersuchung von deponierten Schichten und deren Wasserstoff- bzw. Tritiumgehalt sowie die Entwicklung von Methoden zum Abbau solcher Schichten ist ein wichtiges Thema für das Jülicher Forschungsprogramm.

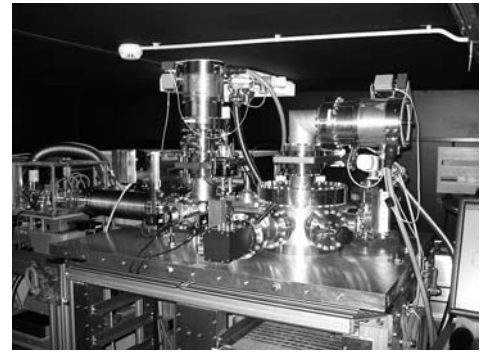
Auf Grund der niedrigen Zerstörungsraten von schweren Elementen gelten Materialien wie zum Beispiel Wolfram als wichtigste Alternative zu Graphit. Der Einsatz von Elementen mit hoher Kernladungszahl als Wandmaterial bringt jedoch besondere Probleme mit sich. Diese Elemente sind selbst im Plasmazentrum erst teilweise ionisiert, wodurch sie dort einen Energieverlust bedingt durch Linienstrahlung – und damit eine Abkühlung des Fusionsfeuers – herbeiführen können.

Weiterhin muss die Frage geklärt werden, wie sich Systeme mit Wandkomponenten aus unterschiedlichen Materialien verhalten. Für ITER sind zum Beispiel Graphit, Wolfram und Beryllium vorgesehen. Das Forschungszentrum Jülich beteiligt sich an diesen Untersuchungen durch Experimente an TEXTOR und durch Mitwirkung an anderen Maschinen, wie JET, ASDEX Upgrade und Tore Supra. Die Nutzung kontinuierlich betreibbarer Plasmen in linearen Anlagen, wie PISCES (University of California, San Diego, USA) oder die geplante Anlage MAGNUM (FOM-Institute for Plasma Physics, Nieuwegein, Niederlande) sind in diesem Zusammenhang ebenfalls von Bedeutung.

Für die detaillierte Simulation des Neutralteilchentransports im Randschichtplasma wird der numerische Code EIRENE eingesetzt. Insbesondere im Divertor laufen komplexe Prozesse der Dissoziation, Anregung

und Ionisation ab, die in ihrem Zusammenwirken die Plasmaeigenschaften innerhalb des Divertors und damit dessen Verhalten bezüglich Energie- und Teilchenabfuhr bestimmen. Dieser in Jülich entwickelte und an TEXTOR und anderen Anlagen gründlich getestete Code stellt ein wichtiges Element bei der Auslegung des ITER-Divertors dar. Die Weiterentwicklung des Codes ist erforderlich – dies speziell, je mehr man die Plasmamparameter im Divertor in Richtung niedrige Temperatur und hohe Dichte treibt und auch, wenn die Zusammensetzung der Wandmaterialien geändert wird.

Wandkonditionierung, d.h. die gezielte großflächige Veränderung der dem Plasma direkt ausgesetzten Oberflächen, kann für den Betrieb eines Tokamaks sehr hilfreich sein. Die in Jülich entwickelten In-Situ-Beschichtungsverfahren, bei denen durch Glimmentladung in reaktiven Gasen ca. 100 Nanometer dicke amorphe wasserstoffhaltige Kohlenstoff-, Bor- oder Silizium-Schichten mittels Karbonisierung, Borierung bzw. Silizierung erzeugt werden, stellen einen wesentlichen Beitrag zur Erzeugung von relativ sauberen metallfreien Plasmen dar und erleichtern dadurch den Experimentierbetrieb. Das Forschungszentrum Jülich wird diese Verfahren weiter entwickeln, insbesondere auch hinsichtlich Wandkonditionierungsmethoden in Gegenwart eines permanenten starken Magnetfelds, wie es in ITER und Wendelstein 7-X vorhanden sein wird.



7.2.3. Diagnostik, Technologie und Modellierung für ITER und Wendelstein 7-X

Die Verfügbarkeit geeigneter **Diagnostikverfahren** wird für das Gelingen der nächsten Generation international geplanter Kernfusionsexperimente wesentlich sein. Aufbauend auf den langjährigen Erfahrungen des Forschungszentrums Jülich und des TEC auf diesem Gebiet wird an einer Reihe wissenschaftlicher Projekte zur Entwicklung von Diagnostiksystemen für ITER und Wendelstein 7-X gearbeitet. TEXTOR dient dabei als Test- und Entwicklungsanlage.

Das TEC engagiert sich bei **ITER** für die Ladungsaustausch-Spektroskopie basierend auf einem Diagnostik-Atomstrahlinjektor. Hier wird das optische Design des Beobachtungssystems optimiert, dessen technische Machbarkeit demonstriert sowie grundlegende physikalische Systemstudien durchgeführt. Für die Spektroskopie des vakuum-ultravioletten Bereichs (VUV) wird ein neues optisches Design für ein Spektrometersystem mit sechs verschiedenen Wellenlängenkanälen im Bereich

von 2,3 bis 160 Nanometer entwickelt. Die neuen Spektrometer erlauben im ITER-Plasma die eindeutige Identifizierung aller relevanten Plasmaverunreinigungen sowie ihrer Ionen. Sie gestatten außerdem die Bestimmung der relativen Dichten dieser Teilchen – und zwar mit der geforderten Genauigkeit von besser als 10 Prozent bei einer Zeitauflösung von 10 Millisekunden. Zusätzlich wird ein hochauflösendes abbildendes Spektrometer für den Wellenlängenbereich von 21 bis 26 Nanometer (extremes Ultraviolett, XUV) projektiert, welches zur Messung der Iontemperatur und -rotation in der Plasmarandschicht eingesetzt werden kann. Ergänzend dazu werden die Möglichkeiten der hochauflösenden abbildenden Röntgenspektroskopie untersucht. Es zeigt sich, dass durch Analyse dieser Spektren die radialen Profile der

Iontemperatur, der Plasmarotation, der relativen Dichten verschiedener hochionisierter Verunreinigungen und der Elektronentemperatur bestimmt werden können.

Das Forschungszentrum Jülich beteiligt sich ebenfalls an der Konzeption, der Konstruktion und dem Bau von Diagnostiksystemen für **Wendelstein 7-X**. Beispiele sind die passive Divertorspektroskopie, der thermische Heliumstrahl im Divertor zur Bestimmung von Elektronendichte und -temperatur, die laserinduzierte Fluoreszenz zur Teilchendichtebestimmung sowie spezielle optische Systeme, ein abbildendes Röntgenspektrometer und ein Targetmanipulator. Weiterhin werden thermische Fensterbelastungen zur Konzeption der Beobachtungssysteme sowie der Teilchen- und Strahlungstransport modelliert.

Schließlich werden auch für Wendelstein 7-X einige Spektrometer für die XUV- und VUV-Wellenlängenbereiche (siehe Abb. 14) sowie ein Wasserstoff-Diagnostikstrahl (siehe Abb. 15, S. 106) entwickelt.

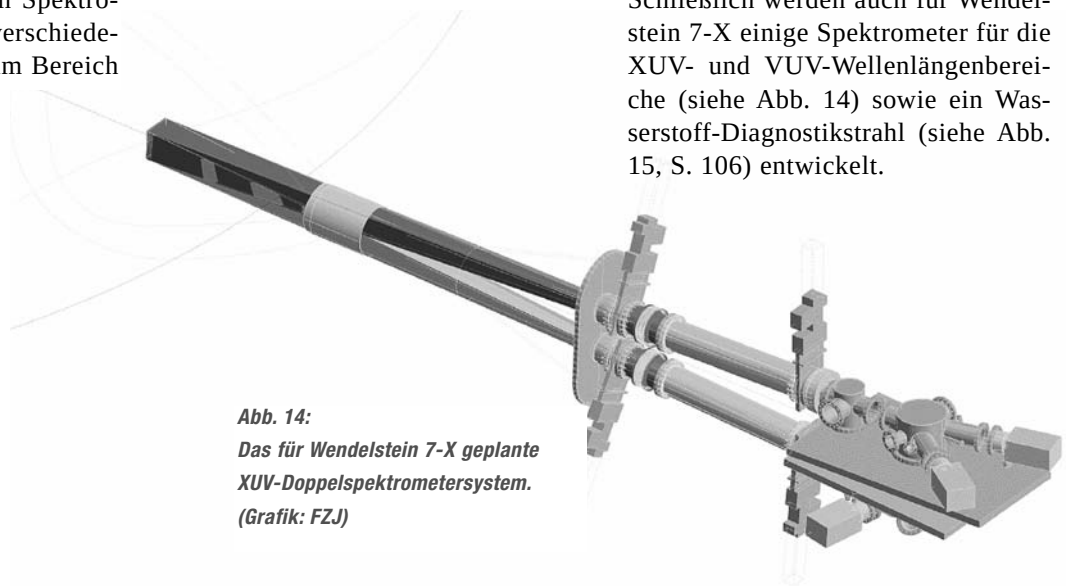
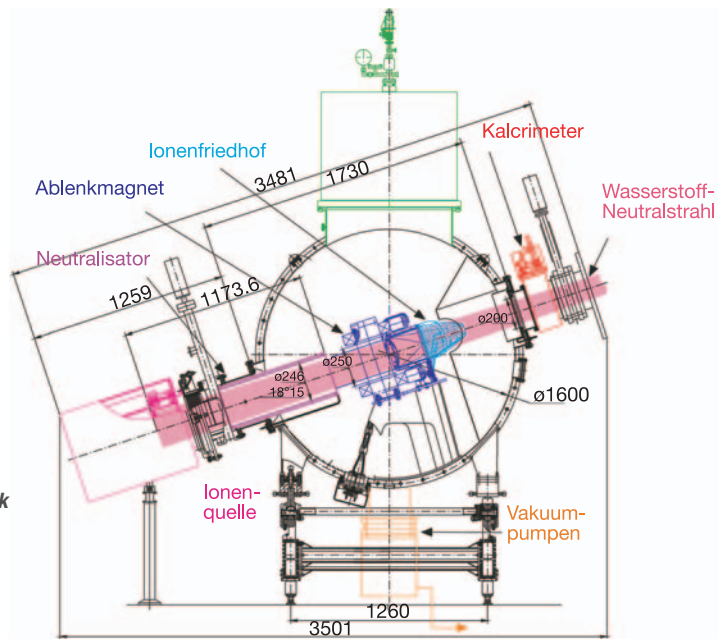


Abb. 14:
Das für Wendelstein 7-X geplante
XUV-Doppelspektrometersystem.
(Grafik: FZJ)

Abb. 15:
Geplanter Injektortank
des Wasserstoff-
diagnostikstrahls an
Wendelstein 7-X.
(Grafik: FZJ)

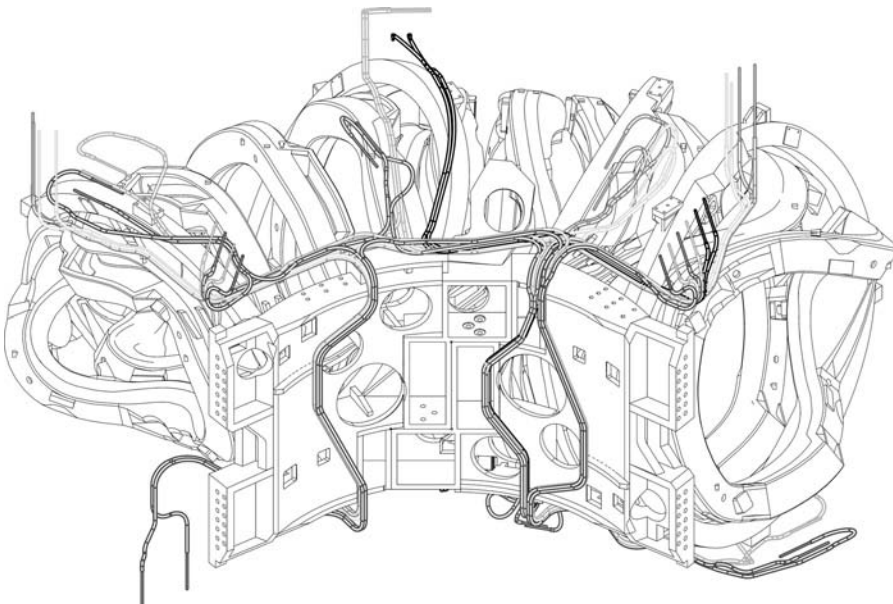


Das Forschungszentrum Jülich hat auch Aufgaben hinsichtlich der Entwicklung und Bereitstellung von **Technologie für den Stellarator Wendelstein 7-X** übernommen. Diese Maschine wird über supraleitende Spulen zur Erzeugung des helikalen Magnetfelds verfügen. Das komplex geformte System besteht aus insgesamt 70 einzelnen Spulen. Sie sind elektrisch mit einem ebenfalls supraleitenden so ge-

nannten Bussystem sowohl untereinander, als auch mit den Stromversorgungseinheiten verbunden. Die vollständige Errichtung – also die Konstruktion, Fertigung und Montage – dieses Bussystems ist Gegenstand der Jülicher Arbeiten.

Das Bussystem dient primär der elektrischen Verbindung der Spulen untereinander sowie der Zu- und Abfuhr der Kühlflüssigkeit. Es ist, wie der gesamte Stellarator, in fünf zueinander symmetrische Module unterteilt (siehe Abb. 16). In einem Modul befinden sich somit zwei mal sieben Spulen, d.h. je zwei Spulen eines jeden Typs. Das besondere an der räumlichen Anordnung ist, dass jeweils sieben Spulen klappsymmetrisch zu den anderen sieben Spulen des Moduls sind; die elektrischen Spulenanschlüsse zeigen somit in einem Halbmodul nach oben, im anderen nach unten. Damit gelingt es mit vergleichsweise wenigen verschiedenen Spulentypen, die komplexe Struktur eines helikal umlaufenden toroidalen Magnetfeldes zu erzeugen.

Abb. 16:
Eines von fünf Spulenmodulen von
Wendelstein 7-X und das dazu gehörige –
hier farbig hervor gehobene – supraleitende
Verbindungsleitersystem („Bussystem“).
(Grafik: FZJ)



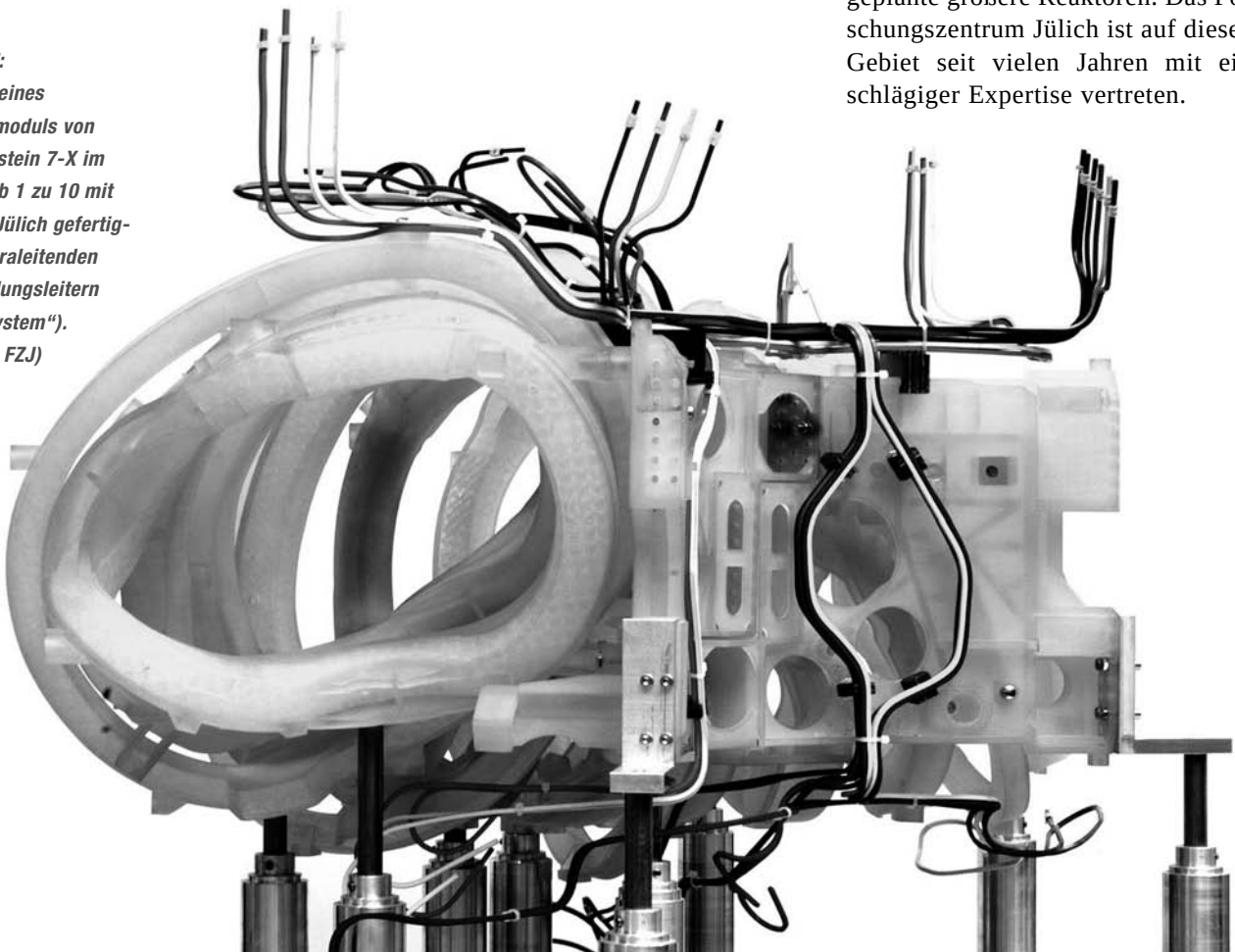
Die einzelnen Supraleiter – bestehend aus Spulen und Bussystem – werden elektrisch mit so genannten Joints verbunden. Hier übernimmt das Forschungszentrum Jülich die Konstruktion und Fertigung. Weitere Unterstützung aus Jülich gibt es im Technologiebereich für Wendelstein 7-X auf den Gebieten Schweißtechnik und Festigkeitsrechnungen (FEM).

Die Elektronenstrahlanlage JUDITH im Forschungszentrum Jülich, die thermische Belastungen von bis zu 20 Megawatt pro Quadratmeter erzeugen kann, wird zur Charakterisierung von Materialien für deren späteren Einsatz in ITER eingesetzt. Die Tests umfassen die Untersuchung des thermischen Ausdehnungsverhaltens zusammengesetzter Materialien und der Stauberzeugung bei sehr hohen transienten Wärmebelastungen. Da die Anlage innerhalb der „Heißen Zellen“ steht, bietet sie die einzigartige Möglichkeit, auch die

Neutroneninduzierte Verschlechterung des thermischen Ausdehnungskoeffizienten von Materialien zu bestimmen.

Wichtig für das Verständnis der Vorgänge in der Plasmarandschicht zukünftiger Fusionsanlagen sind die numerische Modellierung und die theoretische Beschreibung der relevanten Prozesse. Numerische Modelle und Rechnercodes sind das unverzichtbare Bindeglied zwischen dem Experiment an heutigen Maschinen und der Extrapolation auf geplante größere Reaktoren. Das Forschungszentrum Jülich ist auf diesem Gebiet seit vielen Jahren mit einschlägiger Expertise vertreten.

Abb. 17:
*Modell eines
Spulenmoduls von
Wendelstein 7-X im
Maßstab 1 zu 10 mit
den in Jülich gefertigten
supraleitenden
Verbindungsleitern
(„Bussystem“).
(Grafik: FZJ)*



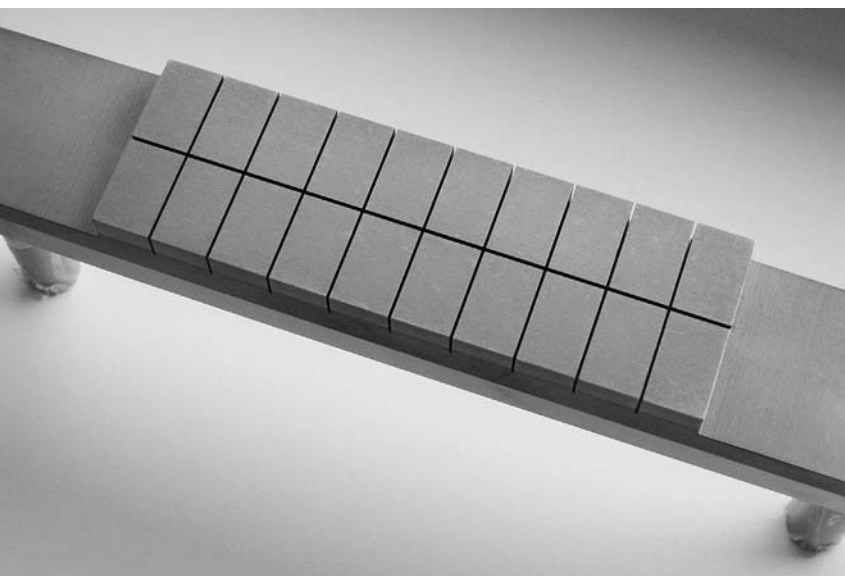


Abb. 18:
Kühlkörper-Modul aus Kupfer und Segmenten aus Wolfram („Macrobrush“) für höchstbelastete Wandkomponenten in ITER.
(Foto: FZJ)

Beispielhaft sei der in Jülich entwickelte EIRENE-Code ($\rightarrow$ www.eirene.de) genannt, der das Verhalten von Atomen und Molekülen in den wandnahen Bereichen von Fusionsanlagen – sowohl innerhalb als auch außerhalb des eigentlichen Plasmas – detailliert dreidimensional modelliert. Der Schutz der in Fusionsexperimenten besonders exponierten Bauteile vor Erosion und Überlastung beruht nach derzeitigen Konzepten zunehmend auf der Ausbildung eines relativ kalten und dichten Plasmas in der Randzone, wie es in einigen Aspekten sonst eher typisch für Plasmen in technischen Anwendungen ist. Der EIRENE-Code stellt somit auch eine der Brücken zwischen fusionsorientierter Forschung und Entwicklung und der technischen Plasmaphysik dar. Er wird von beiden Arbeitsgebieten genutzt, so etwa gleichermaßen für die Modellierung der ITER-Randschicht und für die Optimierung lichttechnischer Anwendungen in Hochdruck-Entladungslampen (siehe Abb. 19).

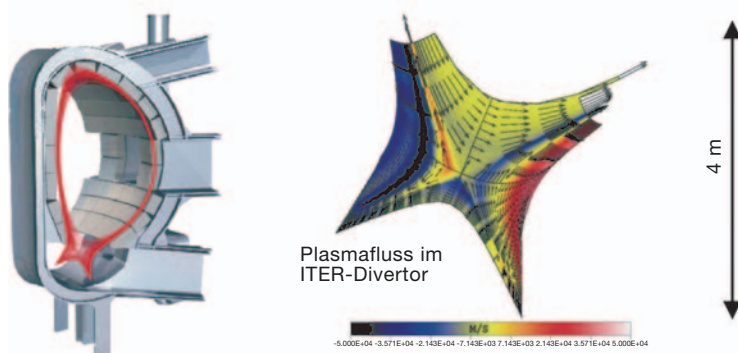
Der EIRENE-Code wird im Forschungszentrum Jülich weiter entwickelt, gewartet und auf spezifische physikalische Fragen, die eine Quantifizierung atomphysikalischer Effekte verlangen, angewendet. Darüber hinaus wird der Code mittlerweile in nahezu allen Fusionslabors weltweit für ähnliche Probleme eingesetzt, insbesondere auch zur Auslegung der Bauteile der ersten Wand des im

Aufbau befindlichen Fusionsexperiments Wendelstein 7-X. Der Code hat inzwischen eine gewisse Standardisierung auf diesem Arbeitsgebiet in der internationalen Fusionsforschung bewirkt. Wichtige spezielle Anwendungsbereiche des EIRENE-Codes stellen die mit entsprechenden Plasma-Strömungsmodellen konsistent vernetzten Divertorsimulationspro-

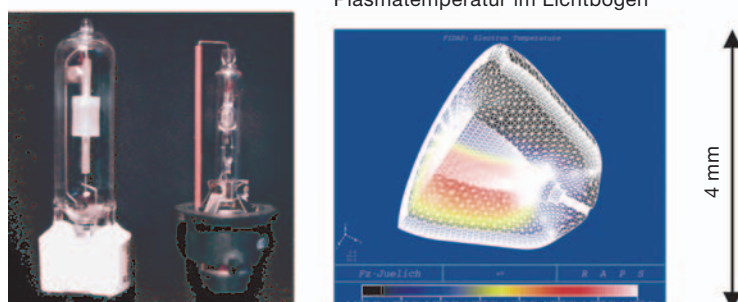
gramme dar. Auch im Rahmen der derzeit initiierten europaweiten „Integrated-Tokamak-Modelling“-Aktivitäten (ITM) ist der EIRENE-Code und dessen Verknüpfung mit magnetohydrodynamischen Modellen als standardisiertes Modul für alle Fragen der Wasserstoff-Plasmachemie und des Wasserstoff-Transports vorgesehen.

Abb. 19:
Anwendungsbereiche des EIRENE-Codes zur Simulation des Neutralteilchentransports unter Ähnlichkeitsbedingungen: (oben) Divertorsimulation mit „B2-EIRENE“ für ITER und (unten) Photonenstrahlungstransportsimulation in quecksilberfreien Hochdruck-Gasentladungslampen mit „FIDAP-EIRENE“. (Grafik: FZJ)

B2-EIRENE-Simulation für ITER



FIDAP-EIRENE-Simulation für HID-Lampen



7.3. Forschungszentrum Karlsruhe

Das Forschungszentrum Karlsruhe entwickelt im Rahmen des europäischen Fusionsprogramms Schlüsseltechnologien in den Bereichen Supraleitende Magnete, Mikrowellen-Heizsysteme (Elektron-Zyklotron-Resonanzheizung) und Deuterium-Tritium-Brennstoffkreislauf. Die Erkenntnisse aus Entwicklungen und experimentellen Untersuchungen wie der Test supraleitender Modell-Spulen in der Testanlage TOSKA, dem quasi-stationären Gyrotronbetrieb und dem Betrieb von Brennstoffkreislauf-Komponenten kamen bei der Planung des Experimentalreaktors ITER bereits zum Einsatz.

Die Aktivitäten im Hinblick auf das Demonstrationsleistungskraftwerk DEMO konzentrieren sich auf die Entwicklung von niedrigaktivierenden Strukturmaterialien und auf Helium gekühlte Blanket- und Divertor-Konzepte.

Der Schwerpunkt der Aktivitäten liegt auf dem ingenieurtechnischen Entwurf von Bauteilen für ITER. Derartige Aufgaben können nur über einen projektorientierten Ansatz effizient bewältigt werden, der sicherstellt, dass die Verknüpfung aus ingenieurtechnischem Entwurf, Analyse und Forschung zur fertigungsreifen

Entwicklung von kompletten nuklearen Komponenten und Systemen führt. In einem späteren Schritt wird die Qualitätssicherung und Ausarbeitung von Genehmigungsunterlagen in Zusammenarbeit mit einem industriellen Partner erfolgen und schließlich der Einbau dieser Bauteile in ITER durchgeführt. Zu diesem Zweck wurden im Rahmen des Programms Kernfusion im Forschungszentrum Karlsruhe verschiedene Arbeitsgruppen, so genannte Task Forces, in den Bereichen Blanket/Divertor, Mikrowellen-Heizsysteme, supraleitende Magnetsysteme und Brennstoffkreislauf gebildet. Eine weitere Task Force beschäftigt sich mit der geplanten beschleuniger-basierten Neutronen-Quelle IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility) zur Qualifizierung Plasma naher Werkstoffe. Ein Team von Design-Ingenieuren bildet, unterstützt von einer CAD-Gruppe, den Kern jeder Task Force. Forschungs- und Entwicklungs-Aktivitäten sowie analytische Untersuchungen orientieren sich primär an ingenieur-technischen Anforderungen.



7.3.1. Mikrowellenheizung

Die Entwicklungen in diesem Bereich haben zum Ziel, Gyrotrons für die Elektron-Zyklotron-Resonanz-Heizung (ECRH) sowie für den nicht-induktiven Plasma-Stromtrieb (ECCD) im Frequenzbereich 105-170 Gigahertz in Zusammenarbeit mit Forschungseinrichtungen und industriellen Partnern bis zur Serienreife zu entwickeln und zu testen.

Aufbau eines ECRH-Systems für den Stellarator Wendelstein 7-X

In Zusammenarbeit mit dem Max-Planck-Institut für Plasmaphysik Garching/Greifswald und dem Institut für Plasmaforschung der Universität Stuttgart erfolgt die Entwicklung, der Aufbau, und die Inbetriebnahme des gesamten ECRH-Systems mit einer Gesamtleistung von 10 Megawatt für den im Bau befindlichen Stellarator Wendelstein 7-X in Greifswald. Mittels ECRH soll dort das Plasma aus dem neutralen Füllgas heraus erzeugt und aufgeheizt werden. Außerdem soll ein stationärer, nicht induktiver Strom getrieben werden, der eine gezielte Beeinflussung des Plasmastromprofils zur Verbesserung des Plasmaeinschlusses erlaubt.

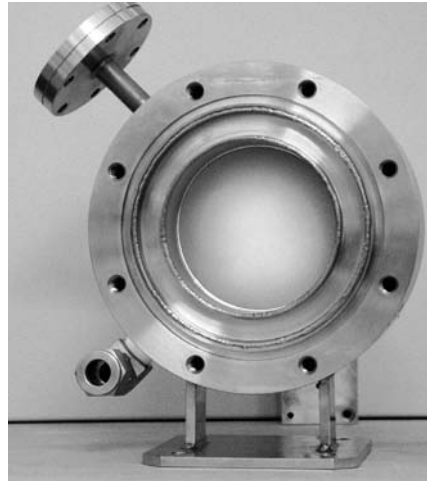
*Abb. 1:
Wendelstein 7-X
Gyrotron im
Hochleistungstest-
stand. Die Wolke ent-
steht durch verdamp-
fenden flüssigen
Stickstoff beim
Auffüllen des
Kryostaten für den
supraleitenden
Magneten.
(Foto: FZK)*



Neben peripheren Systemen wie Energieversorgung, Übertragungsleitungen und Spiegeln ist die Entwicklung der Gyrotrons mit einer Ausgangsleistung von einem Megawatt in kontinuierlichem Betrieb bei einer Frequenz von 140 Gigahertz vorrangigste Aufgabe. In europäischer Zusammenarbeit wurde ein erstes Vorprototyp-Gyrotron gebaut und am Teststand des Forschungszentrums getestet (siehe Abb. 1). Die Röhre enthält ein Fenster aus synthetischem Diamant (Chemical vapor deposited diamond: CVD-Diamant) und ist mit einer Energierückgewinnung zur Verbesserung des Wirkungsgrades ausgestattet. Mit einer Ausgangsleistung von 1 Megawatt bei Pulslängen von bis zu 10 Sekunden und Wirkungs-

graden bis zu 50 Prozent sowie einer Ausgangsleistung von 0,74 Megawatt bei 100 Sekunden übertraf diese erste Entwicklungsröhre alle Erwartungen. Eine in Bezug auf kontinuierlichen Betrieb (CW = continuous wave) verbesserte Röhre wurde hergestellt und getestet, wobei Pulslängen von bis zu drei Minuten bei Ausgangsleistungen von nahezu 1 Megawatt erzielt wurden, womit die Eignung des Systems für den stationären Betrieb demonstriert werden konnte. Auf Grund der guten Ergebnisse wurden die Entwicklungsarbeiten beendet, und die Produktion der Seriengyrotrons durch eine Industriefirma (Thales Electron Devices) eingeleitet. Dabei wurden die in der Prototypröhre aufgetretenen Probleme eliminiert.

Abb. 2:
ITER-Torusfenstereinheit
(Foto: FZK)



Entwicklung fortschrittlicher Gyrotrons

Der Einsatz konventioneller Gyrotrons (zylindrische Resonatoren) ist auf Ausgangsleistungen bis zu einem Megawatt begrenzt. Koaxiale Resonatoren versprechen eine Verdoppelung der Ausgangsleistung, verbunden mit einer Verringerung der Kosten pro Leistungseinheit. Ziel einer Entwicklung für ITER ist die Erstellung eines Konzeptes eines industriereifen koaxialen Gyrotrons bei 170 Gigahertz mit zwei Megawatt Ausgangsleistung für den Dauerbetrieb. Entsprechende Experimente bei 165 Gigahertz haben die Machbarkeit eines solchen Gyrotrons demonstriert. In einem Kurzpulsexperiment konnte eine Ausgangsleistung von 2,2 Megawatt erreicht werden. Bei den nominalen Betriebsparametern (90 Kilovolt, 56 Ampere) wurde eine Mikrowellenausgangsleistung von 1,5 Megawatt bei einem Wirkungsgrad von 48 Prozent erzielt. Die gemessenen Verlustleistungen auf dem Innenleiter, dessen Stabilität und die Messungen der Streustrahlung lassen erkennen, dass der Einsatz eines stationär arbeitenden Gyrotrons bei Ausgangsleistungen von zwei Megawatt technisch realisierbar ist. Eine industriell gefertigte Prototyp-röhre für stationären Betrieb konnte auf Grund dieser in Kurzpulsbetrieb gewonnenen Parameter in Auftrag gegeben werden. Die Tests an diesem Gyrotron werden durch Kurzpulsexperimente zur Untersuchung der ver-

schiedenen Gyrotronkomponenten begleitet.

Entwicklung von Hochleistungs-fenstern

Mit der Einführung von CVD-Diamantscheiben stand erstmals ein geeignetes Material mit sehr guten thermischen, elektrischen und mechanischen Eigenschaften bei Raumtemperatur und bis zu Frequenzen von mehr als 170 Gigahertz zur Auskopplung der Hochfrequenz-Leistung zur Verfügung. Ein 118 Gigahertz-Diamantfenster wurde von Thales Electron Devices gebaut und durch das Forschungszentrum Karlsruhe in Zusammenarbeit mit CEA in Cadarache erfolgreich getestet. Diamantfenster kamen anschließend bei den ersten beiden Testgyrotrons für Wendelstein 7-X zum Einsatz. Deren Transmissionsverhalten war über den gesamten Bereich der betrachteten Pulslängen und Mikrowellenleistungen (bis zu 939 Sekunden bei 0,54 Kilowatt und 180 Sekunden bei 0,89 Megawatt) zuverlässig. Für den Aufbau eines ECRH-Systems werden am Toruseingang Hochfrequenz-Fenster benötigt, die auch den Sicherheitsanforderungen bei Betrieb mit Tritium entsprechen. Das Forschungszentrum hat die Aufgabe übernommen, eine solche Torusfenstereinheit, alternativ als Einscheiben- bzw. Doppelscheibenfenster, zu entwickeln und zu untersuchen (s. Abb. 2). Dies beinhaltet die Festlegung und Überprüfung der Spezifikationen

der Diamantscheiben, Entwurf der Fenstereinheit, Überwachung und Betreuung der Fertigung sowie Hochfrequenz-Messungen an den fertig gestellten Fenstereinheiten.

Eine Scheibe von 106 Millimeter Durchmesser und 1,85 Millimeter Dicke wurde als Demonstrator für ein plasmanahes Hochleistungsfenster bei HFR/Petten mit schnellen Neutronen ($E > 0,1$ Megawatt) von $10^{21}/\text{m}^2$ bestrahlt. Die anschließenden Tests bei 145 Gigahertz ergaben keine wesentlichen Änderungen in den Hochfrequenz-Eigenschaften, jedoch eine Halbierung der Wärmeleitfähigkeit. Druck- und Hochleistungstests an diesem Fenster wurden in Zusammenarbeit mit JAERI (Japan) durchgeführt. Ergänzende Bestrahlungsexperimente mit kleineren Testproben ergaben erst bei Neutronenfluenzen von $10^{22}/\text{m}^2$ deutliche Veränderungen auch in den dielektrischen Eigenschaften. Die Materialentwicklung wird begleitet von spezifischen Studien der Bestrahlungseffekte in Isolatormaterialien, mit einem weiteren Schwerpunkt auf bestrahlungsresistenten Quarzgläsern für die Plasmadiagnostik.

Entwicklung der Mikrowellen-Einspeisesysteme an den oberen Ports von ITER

Der Stromtrieb zur Plasmastabilisierung soll bei ITER durch eine hochfrequente Mikrowelleneinkopplung bei 170 Gigahertz erfolgen. Die vorgesehene Mikrowellenleistung von 20 Megawatt wird über Einspeisesysteme eingebracht, die in drei oberen Port-Positionen des Torus installiert werden. Um ausgewählte Plasmaflächen anvisieren und die sich dort ausbildenden „magnetischen Inseln“ unterdrücken zu können, wird eine Steuerung der Strahlführung über einen Winkelbereich von mindestens $\pm 12^\circ$ in polodialer Richtung gefordert. Die Designentwicklung für die Einspeisesysteme, die Vorbereitung und Begleitung ihrer industriellen Fertigung und ihre Einrichtung an ITER bilden die langfristige Aufgabenstellung eines Projek-

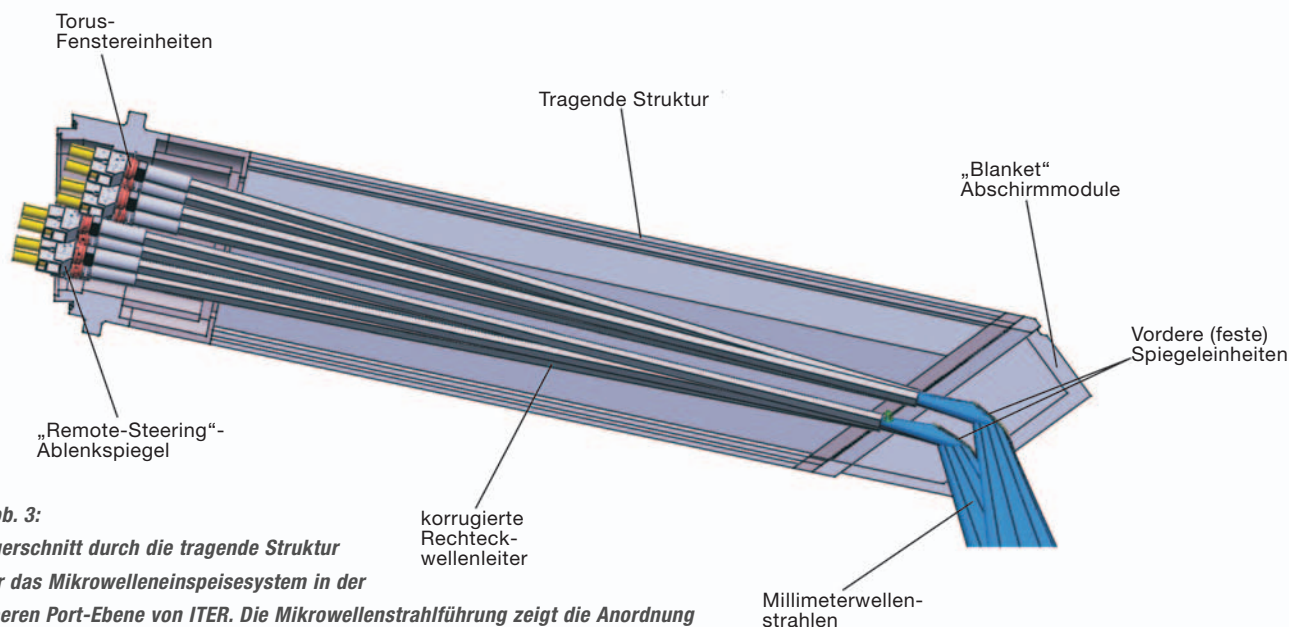


Abb. 3:
Querschnitt durch die tragende Struktur
für das Mikrowelleneinspeisesystem in der
oberen Port-Ebene von ITER. Die Mikrowellenstrahlführung zeigt die Anordnung
eines „Remote-Steering“ Systems mit 8 quadratischen Wellenleitern bei einem
Satz von plasmanahen festen Spiegeleinheiten.

tes, das Forschungszentrum Karlsruhe zusammen mit mehreren europäischen Partnerorganisationen (FOM Rijnhuizen, Niederlande und CRPP Lausanne, Schweiz) durchführt (siehe Abb. 3).

Wichtige Aspekte sind hierbei die thermomechanische und neutronische Analyse. Die Quantifizierung des Strömungseffektes der Neutronen entlang der Mikrowellen-Hohlleiterstrukturen liefert die Entscheidungskriterien über einen möglichen Verzicht auf eine aufwändige und stark Verlust-behaftete gewinkelte Strahlführung („dog-leg“-Struktur), insbesondere bei der „Remote Steering“-Anordnung. Neutronenrechnungen zeigen, dass eine solche gewinkelte Strahlführung nicht notwendig ist. Die beengten Strahlführungswege im Einkoppelstutzen („Port Plug“) stellen besondere Designherausforderungen dar. So müssen möglichst geringe Wandstärken der tragenden Strukturen tolerierbare Auslenkungen des Plugs (max. 30 Millimeter) unter den elektromagnetischen Belastungen, die bei Plasmazusammenbrüchen auftreten, sicherstellen. Gleichzeitig muss die Struktur auf eine einfache Zerlegbarkeit optimiert werden, da bereits im anfänglichen Reaktorbetrieb die Komponenten aktiviert und mit Beryllium kontaminiert werden und somit in den „Heißen Zellen“ fernbedient getestet und repariert werden müssen. Parallel zu den aktuellen Auslegungsarbeiten wurden erste experimentelle Tests für

die Mikrowellen-Strahlführungssysteme unter ITER relevanten Bedingungen durchgeführt, für die vom Forschungszentrum die Hochleistungsfenster und der Teststand mit einem Hochleistungs gyrotron bei 170 Gigahertz bereitgestellt und betrieben wurden.

Optimierung des Tokamakbetriebes durch geregelte Mikrowellen-Deposition

Dauerbetrieb eines Tokamaks ist nur durch die Erzeugung eines Plasmastroms ohne Transformator möglich, z. B. durch Plasmastromtrieb mittels eingestrahlter Mikrowellen: „Electron-Cyclotron Current Drive (ECCD)“. Mikrowellen können jedoch auch strom- bzw. druckgetriebenen Instabilitäten durch die gezielte Erzeugung von Strömen entgegenwirken. Durch die Kontrolle solcher Instabilitäten wird eine wesentliche Verbesserung in der Energieeinschlusszeit erwartet. Durch eine Frequenzvariation der Hochfrequenz-Welle und/oder Änderung des Einschusswinkels ist eine gezielte Absorption und damit ein gezielter Stromtrieb machbar. Eine Frequenzänderung der Gyrotronstrahlung über einen großen Frequenzbereich ist jedoch nur durch Veränderung des Gyrotron-Magnetfeldes – und damit bei supraleitenden Magnetsystemen bisher nur sehr langsam – möglich. Zur schnellen Änderung wurde am Forschungszentrum ein Hybridsystem – eine Kombination zwischen

normal leitenden und supraleitenden Spulen – entwickelt. Änderungen zwischen den einzelnen Frequenzen innerhalb einer Sekunde wurden erfolgreich durchgeführt.

Zur Unterdrückung von „Neoclassical Tearing Modes“ am Tokamak ASDEX Upgrade wird ein im Frequenzbereich von 105-140 Gigahertz stufenweise durchstimmbares Gyrotron mit einem Doppelscheibenfenster aus Diamant und vorgespanntem Kollektor zur Energierückgewinnung in Zusammenarbeit mit der Industrie entwickelt und hergestellt. Untersuchungen zur geeigneten Wahl einer Elektronenkanone und eines quasi-optischen Modenwandlers für das Gyrotron begleiten die industrielle Fertigung. Diamantfenster mit größerem Durchmesser (120-140 Millimeter) erlauben die Entwicklung eines breitbandigen Brewsterfensters. Eine derartige Materialentwicklung wird in Zusammenarbeit mit dem Fraunhofer-Institut für Angewandte Festkörperforschung (FhG-IAF) in Freiburg und der Fa. Element Six in Ascot/GB verfolgt.

7.3.2. Supraleitende Magnete

Die Untersuchung supraleitender Magnete hat im Forschungszentrum Karlsruhe schon seit den Siebziger Jahren einen hohen Stellenwert. Die Aktivitäten begannen damals mit der Beteiligung für EURATOM an einem internationalen Spulentestprojekt, dem „IEA Large Coil Task“. Ziel war die Erprobung von großen supraleitenden Magneten in einer Torusanordnung. Zu diesem Zweck wurde im Oak Ridge National Laboratory (ORNL) erstmals ein großer supraleitender Torus bestehend aus sechs D-förmigen Spulen aufgebaut, wobei jede dieser Spulen nach unterschiedlichen Konstruktionsprinzipien von den beteiligten Partnern entwickelt und getestet wurde. Schon im Rahmen dieses Projektes wurde im Forschungszentrum Karlsruhe, das für eine der sechs Spulen, die so genannte LCT-Spule (Large Coil Task) verantwortlich zeichnete, die Testanlage TOSKA (TORoidale Spulentestanlage KARlsruhe) in ihrer ersten Ausbaustufe erstellt und zum Vortest der LCT-Spule vor ihrer Verschiffung nach USA genutzt. Für die weitere Nutzung im europäischen Fusions-technologieprogramm wurde TOSKA den jeweiligen Anforderungen entsprechend weiter ausgebaut. Die

Feldstärke der LCT-Spule wurde nach ihrem Einsatz im ORNL mittels Zwangsdurchströmung mit superfluidem Helium auf einen Spitzenwert für den NbTi-Supraleiter von 11 Tesla erhöht. Weiterhin wurde eine Poloidal-feld-Modellspule von 3 Metern Durchmesser entwickelt und getestet, mit der sehr hohe Feldänderungsgeschwindigkeiten bis zu 110 Tesla pro Sekunde erreicht werden konnten.

Aufgrund dieser Voraussetzungen wurde die Anlage im Rahmen des ITER-EDA-Programms für den Test der Toroidal-feld-Modellspule von ITER ausgewählt und noch einmal umfangreich erweitert. Für den Test der Spule wurde die in Abb. 4 dargestellte Anordnung konzipiert mit dem Ziel, eine möglichst ITER-typische Belastung der Spule zu erzeugen.

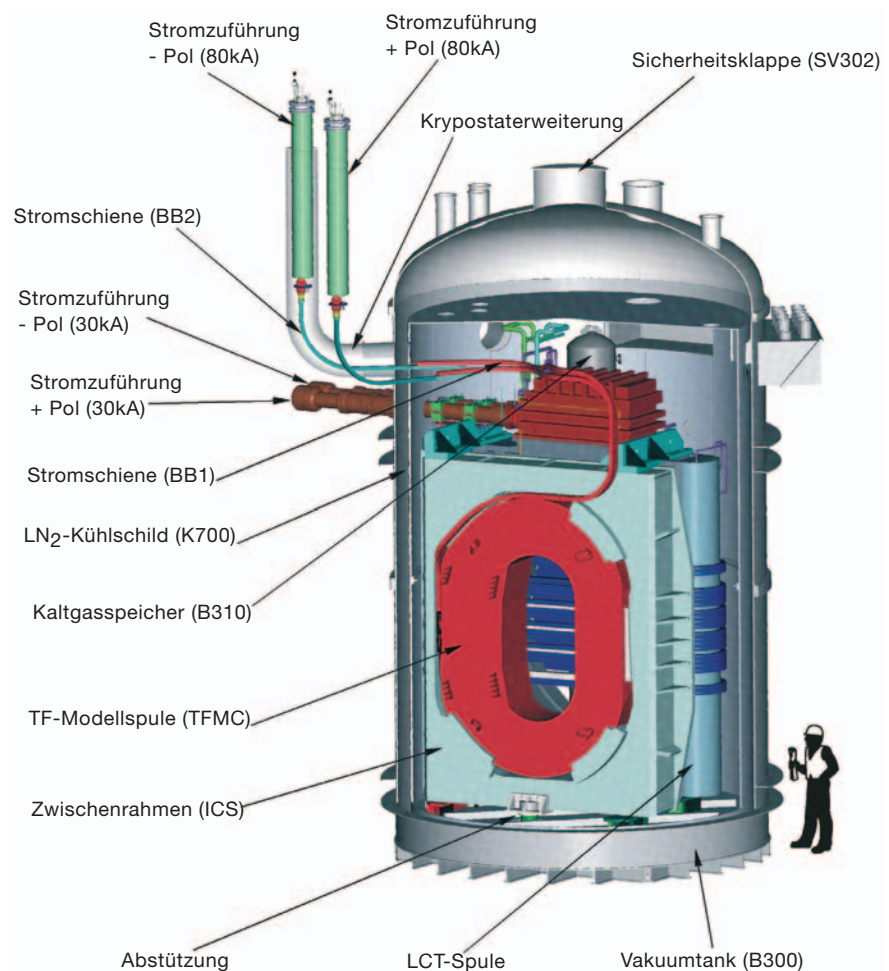
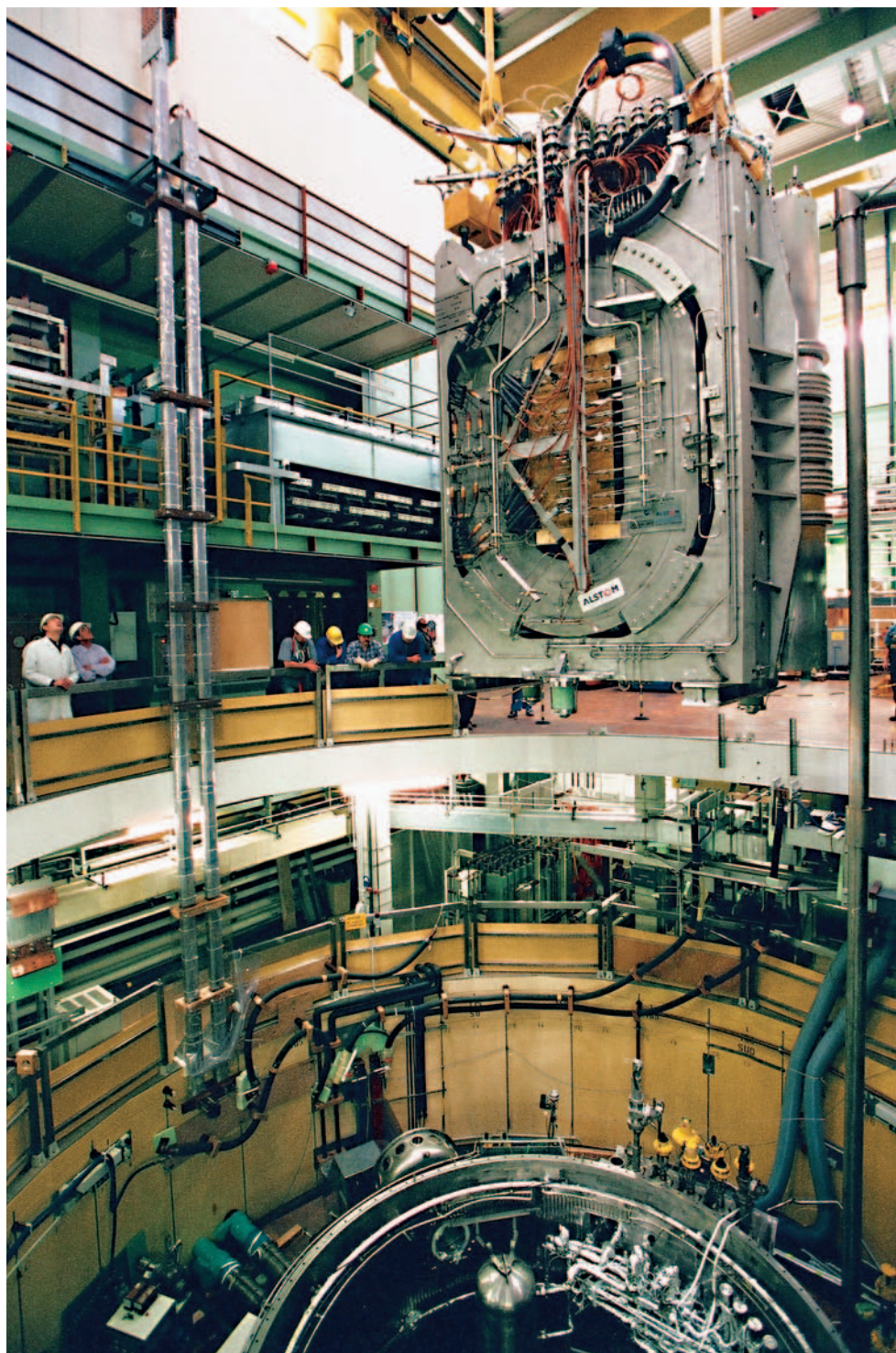


Abb. 4 :
Testanordnung für die ITER-Toroidal-feld-
Modellspule für ihre Untersuchung in der
TOSKA-Anlage des FZK.
(Grafik: FZK)

Die Spule ist in einen Stützrahmen eingespannt, als Nachbarspule dient die LCT-Spule, um die Kraftbelastung der Nachbarspulen zu simulieren. Die daraus resultierenden Anforderungen an die Testanlage führten zu dem erwähnten Ausbau der TOSKA-Anlage. Zwei Kälteanlagen mit einer äquivalenten Leistung von 2 bzw. 0,5 Kilowatt bei 4,4 Kelvin, aber auch der Möglichkeit im Unterdruckbetrieb tiefere Temperaturen zu erzeugen, bilden die kryotechnische Grundversorgung. Leiter und Gehäuse der Spulen selbst werden in einem geschlossenen Sekundärkreis von überkritischem Helium durchströmt, die Strömung wird durch kalte Helium-pumpen erzeugt. Zur Stromversorgung der Spulen dienen Niederspannungs-Hochstrom-Netzgeräte, mit 20 Kiloampere für die LCT-Spule und 80 Kiloampere für die ITER-Modellspule. Sehr wichtig sind Schnellentladungskreise für die genannten Ströme mit entsprechenden Leistungsschaltern, um im Bedarfsfall und zu Testzwecken die in den Spulen gespeicherte elektromagnetische Energie von 100 bis 200 Megajoule in wenigen Sekunden in externe Widerstände zu entladen. Kritische Komponenten sind ferner die 80 Kiloampere-Stromzuführungen, die vom Forschungszentrum Karlsruhe, basierend auf den Erfahrungen mit früheren 30 Kiloampere-Systemen, entwickelt wurden. Abb. 5 zeigt die ITER-Testspule mit der LCT-Spule als Nachbarspule zur Erzeugung eines Hintergrundfeldes mit Schiefelastkräften beim Einbau in die TOSKA-Anlage.

Das Experimentierprogramm verlief sehr erfolgreich: Der weltweit höchste Maximalstrom von 80 Kiloampere in einem Supraleitungsmagneten wurde bei einem Maximalfeld in der Spule von 10 Tesla ohne Probleme erreicht. Die mechanischen Spannungen erreichten dabei Werte, wie sie in den späteren ITER-Spulen auftreten. Lastzyklen wurden aufgeprägt, Schnellentladungen wurden getriggert und Stabilitätsuntersuchungen mit Wärmepulsen ergaben die rechnerisch erwarteten Resultate. Damit



konnte die Verfügbarkeit der Technologie supraleitender Spulen für ITER und die Eignung des entwickelten Supraleiterkabels demonstriert werden.

Da die TOSKA-Anlage bereits vor der Fertigstellung der ITER-Testspule verfügbar war, wurde die Anlage zudem genutzt, um in Zusammenarbeit mit dem Max-Planck-Institut

für Plasmaphysik in Garching die nicht-planare Modellspule für Wendelstein 7-X zu testen. Dies geschah in einer Anordnung analog der für die ITER-Spule, d. h. mit der LCT-Spule als Nachbarspule. Der erfolgreiche Test war Voraussetzung für den Start der Serienfertigung der Wendelstein-Spulen (siehe Abb. 13, Kap. 7.1.3, S. 74).

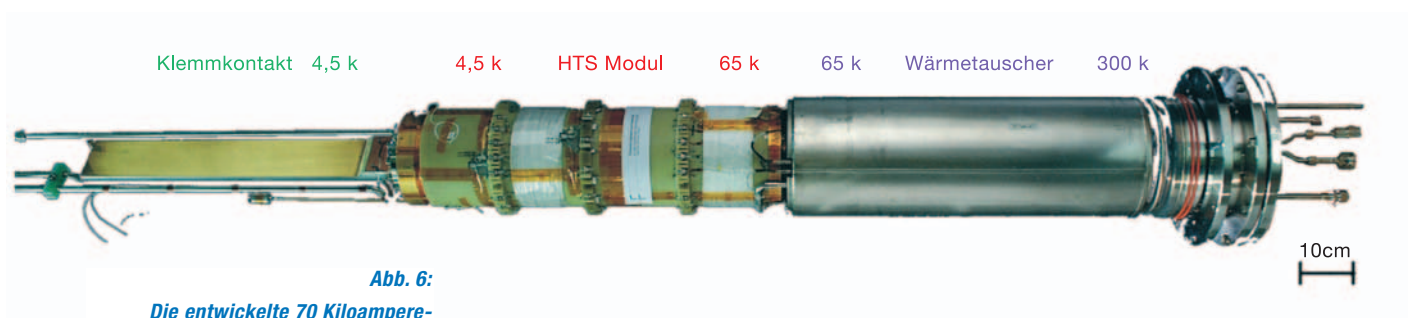


Abb. 6:
Die entwickelte 70 Kiloampere-
Stromzuführung mit Hochtemperatur-
Supraleiter zur Verlustreduzierung.
(Grafik: FZK)

Nicht weniger wichtig als die oben skizzierten großen Experimente sind spezifische Komponentenentwicklungen und Leiteruntersuchungen für die beschriebenen Fusionsmagnete. Für letztere wurden im Forschungszentrum Karlsruhe Versuchsstände zur Messung der Abhängigkeit der kritischen Ströme von Magnetfeld und mechanischer Dehnung bei Nb₃Sn-ITER-Subkabeln aufgebaut und eingesetzt.

Stellvertretend für die Komponentenentwicklung stehen auch die oben erwähnten 80 Kiloampere-Stromzuführungen. Diese Entwicklung wurde fortgesetzt durch die Verwendung von Hochtemperatursupraleitern im Kaltteil zur weiteren Verlustsreduzierung. Nach Erprobung eines 20 Kiloampere-Prototyps wurde im Rahmen des EFDA-Programms eine 70 Kiloampere-Hochtemperatursupraleiter-Stromzuführung für ITER gebaut. Getestet wurde sie wiederum in der TOSKA, nach Abschluss der Spulentests im Jahre 2003. Die Stromzuführung erfüllte alle Erwartungen bezüglich einer Reduktion der Wärmelast auf rund 20 Prozent und langer Standzeit bei Kühlmittelausfall.

Abb. 5:
Die 112 Tonnen
schwere Versuchsanordnung für den
Test der ITER-
Modellspule im
Hintergrundfeld
der LCT-Spule beim
Einfahren in den
Kryostaten der
TOSKA-Anlage
(Foto: FZK)

Abb. 7:
Lithium-Orthosilikatkügelchen mit
einem Durchmesser von 0,25 bis
0,63 Millimeter aus dem Schmelz-
Sprüh-Prozess der Fa. Schott AG.
(Foto: FZK)



7.3.3. Blanketentwicklung

7.3.3.1. Entwicklung eines Helium-gekühlten Feststoffblankets

Für das Design eines HCPB-Blankets sind eine Reihe grundsätzlicher Untersuchungen zum Materialverhalten der Brutkeramik und des Berylliums unter thermo-mechanischer Belastung und Neutronenstrahlung, zur Wechselwirkung von Schüttbetten und Gehäuse sowie zur Fertigungstechnik erforderlich. Dementsprechend konzentrieren sich die Arbeiten des Forschungszentrums in Zusammenarbeit mit europäischen Partnern auf folgende Bereiche:

Charakterisierung der Brutkeramik

Lithium-Orthosilikatkügelchen werden durch einen Schmelz-Sprüh-Prozess mit einem Durchmesser von 0,25 bis 0,63 Millimetern hergestellt (Abb. 7). Die Qualitätskontrolle der angelieferten Chargen umfasst eine Reihe von Analysen und Messungen. Sie dient dazu, einerseits den Herstellungsprozess zu kontrollieren und andererseits den Ausgangszustand der Proben zum Beginn von Bestrahlungsexperimenten zu definieren.

Durch die chemische Analyse werden die prozentualen Anteile der Elemente Lithium und Silizium sowie Verunreinigungen – zum Beispiel Aluminium, Eisen und Kohlenstoff – ermittelt. Von besonderer Bedeutung ist die Aluminiumkonzentration, die 60 wppm (weight parts per million) nicht überschreiten darf, da sonst eine zu starke Aktivierung die Entsorgung oder ein Recycling der Brutkeramik erschweren würde.

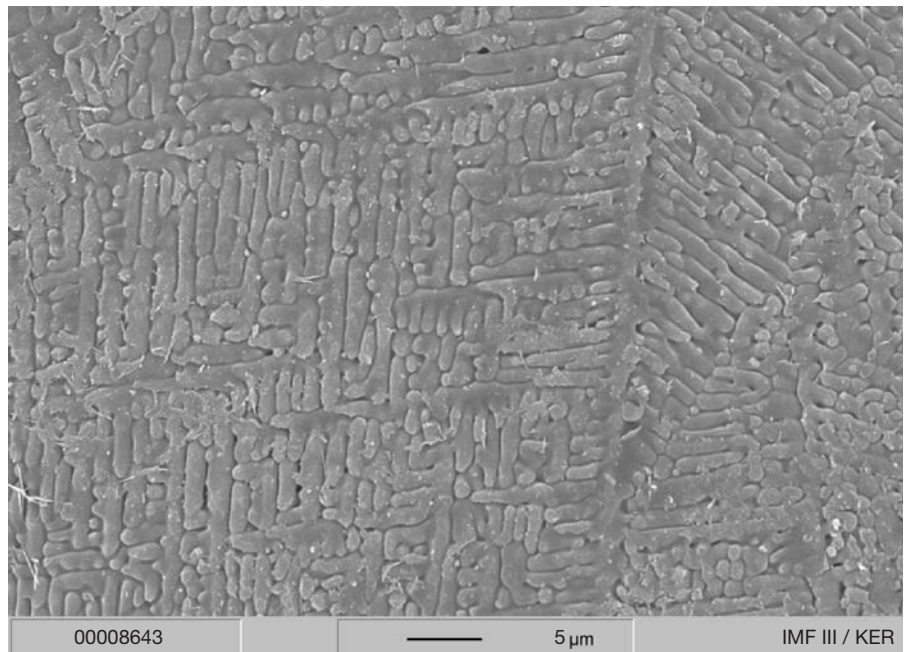


Abb. 8: Die Oberfläche eines Lithium-Orthosilikatkügelchens zeigt ein typisches, dendritisches Gefüge, das durch die rasche Abkühlung der Schmelztröpfchen entsteht. (Foto: FZK)

Die mechanischen Eigenschaften der Kügelchen werden im Wesentlichen durch das Verhältnis von Lithium zu Silizium bestimmt. Die Bruchfestigkeit der Kügelchen wird durch Druckversuche ermittelt: die Kügelchen werden wachsendem Druck bis zum Bruch ausgesetzt und die aufgebrachte Belastung gemessen.

Mittels Licht- und Elektronenmikroskopie wird die Mikrostruktur untersucht (Abb. 8), um das Gefüge, Risse, Korngrößen sowie Porengröße und -verteilung festzustellen, die ihrerseits wieder die mechanischen Eigenschaften und die spätere Tritiumfreisetzung beeinflussen. Zudem

wird der Phasenbestand der Kügelchen durch Röntgenpulverdiffraktometrie dokumentiert.

Die Dichte, die Porosität und deren Verteilung werden mittels Quecksilber-Porosimetrie bestimmt. Dabei ergibt sich die geometrische Dichte aus der von den Kügelchen verdrängten Menge an Quecksilber. Die offene Porosität und die Porengröße kann aus der Menge des Quecksilbers ermittelt werden, das bei steigendem Druck in zunehmend kleinere Poren eindringt.

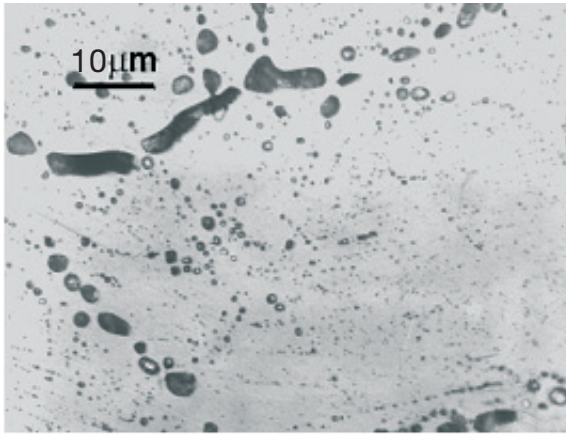


Abb. 9: Gasblasen in bestrahltem Beryllium nach Aufheizung auf 1300 Kelvin. (Foto: FZK)

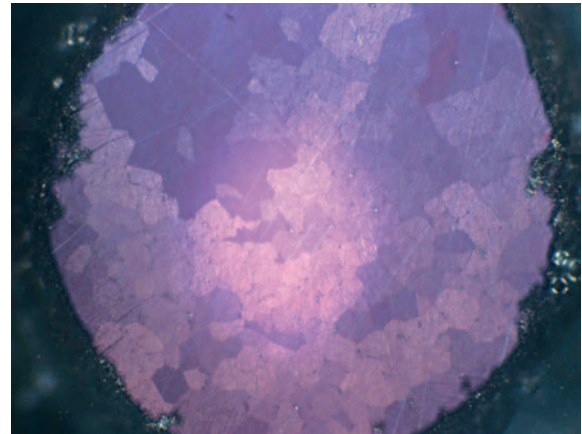


Abb. 10: Schliffbild eines Beryllium-Kügelchens. (Foto: FZK)

Charakterisierung des Berylliums und Optimierung hinsichtlich Tritiumfreisetzung

Die in Japan hergestellten Berylliumkugeln mit einem Durchmesser von rund einem Millimeter werden denselben Qualitätsprüfungen unterzogen wie die Orthosilikatkugeln. Von sicherheitstechnischer Bedeutung ist die Freisetzungsrates des im Beryllium durch Neutronenstrahlung gebildeten Heliums und Tritiums. Dabei soll das Tritiuminventar in einem späteren Fusionskraftwerk möglichst klein gehalten werden. Der Computercode ANFIBE (Analysis of Fusion Irradiated Beryllium) wurde mit dem Ziel entwickelt, das Schwellen des Berylliums infolge der Gasblasenbildung, das Tritiuminventar sowie die temperaturabhängige Freisetzung von Helium und Tritium zu modellieren. Experimentelle Untersuchungen in Zusammenarbeit mit dem Europäischen Institut für Transurane an bestrahlten Berylliumproben dienen dazu, den Code zu validieren und hinsichtlich der Extrapolierbarkeit auf die Bedingungen in einem Fusionsreaktor weiterzuentwickeln. Abb. 9 zeigt eine bei niedrigen Temperaturen bestrahlte und auf 1300 Kelvin aufgeheizte Berylliumprobe: Es entstehen kleine Gasblasen im Inneren der Körner und große Gasblasen längs der Korngrenzen.

Der größte Teil des Helium- und Tritiuminventars ist in diesen Blasen eingeschlossen. Das Wachstum der Korngrenzenblasen führt dazu, dass mit den freien Oberflächen verbundene Porositäten entstehen, die das Gas freisetzen. Der Vergleich der Blaseneigenschaften – ihr Durchmesser und ihre Konzentration – mit den Vorhersagen des ANFIBE-Codes ermöglicht erstmals eine Validierung des Codes aus mikroskopischer Sicht. Die theoretische und experimentelle Untersuchung der Helium- und Tritiumfreisetzung und der verbundenen mikroskopischen Blasenbildung zeigt, dass Tritium schneller als Helium zu Korngrenzen hin diffundiert und damit besser als Helium freigesetzt wird.

Schüttbettuntersuchungen

Keramik- und Berylliumschüttbetten sind in einem Fusionskraftwerk Temperaturen bis zu 900 bzw. 650 Grad Celsius ausgesetzt. Wegen der unterschiedlichen Ausdehnung von Schüttbetten und Strukturmaterial kommt es zu mechanischen Spannungen, die teilweise durch thermisches und strahleninduziertes Kriechen ausgeglichen werden. Dadurch werden jedoch die Berührungsflächen der Kügelchen vergrößert, wodurch wiederum sowohl die Wärmeleitung im Schüttbett als auch der Wärmeübergang vom Schüttbett zum Strukturmaterial beeinflusst werden. Mittels axialer Kompressionstests an

Schüttbetten werden experimentelle Daten zum Spannungs-Dehnungsverhalten, zum thermischem Kriechen und zur Wärmeleitfähigkeit gewonnen. Abb. 11 zeigt die Verformung einer Beryllium-Kugelschüttung bei 475 Grad Celsius in Abhängigkeit des Druckes; eingetragen sind die entsprechenden Werte der Wärmeleitfähigkeit.

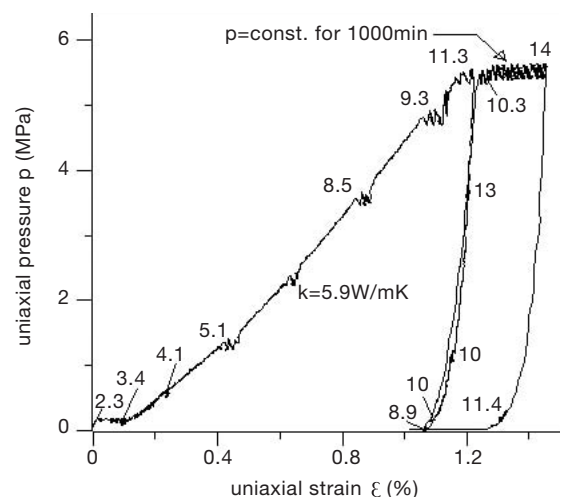


Abb. 11: Verformung und Wärmeleitfähigkeiten einer Be-Kugelschüttung ($d=1\text{ mm}$) bei $T=475\text{ °C}$. (Grafik: FZK)

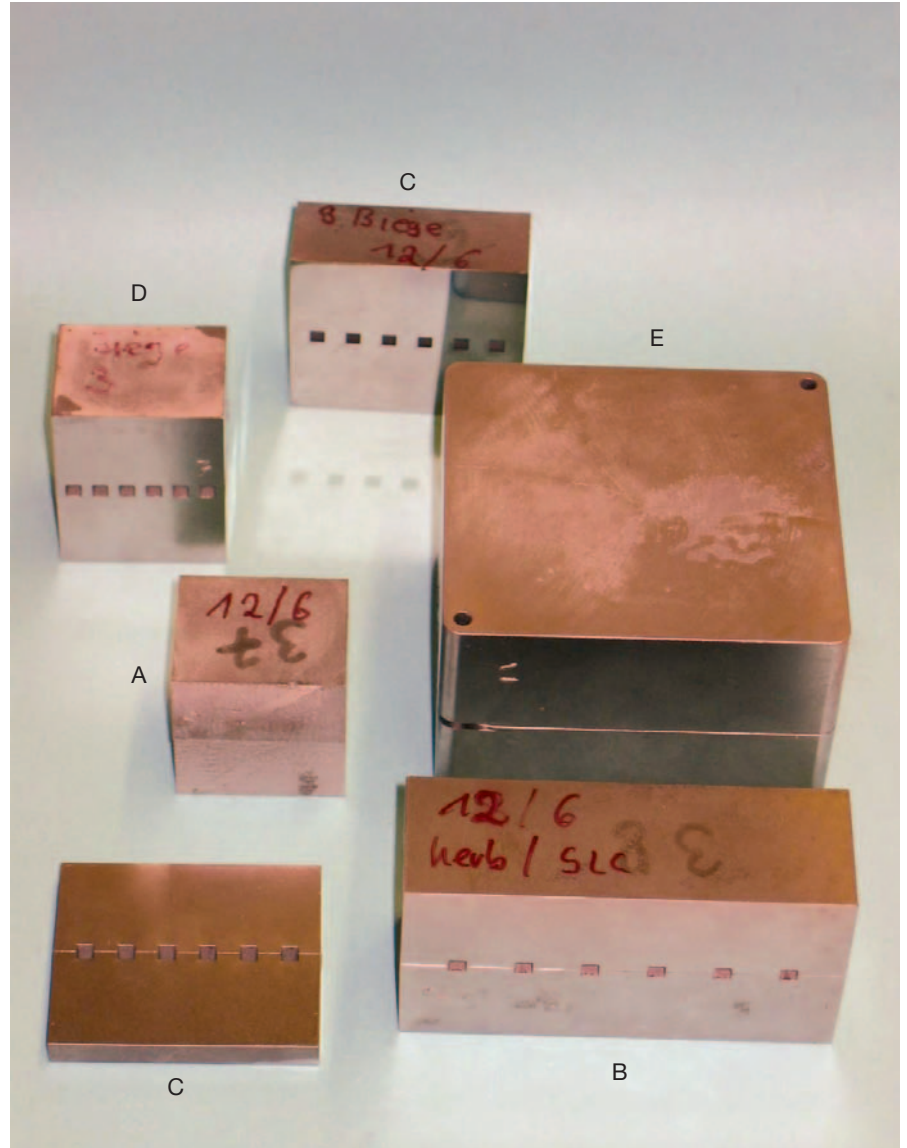
Rechenmodelle für deformierte Keramik- und Berylliumkugelschüttungen werden in Anlehnung an die experimentellen Ergebnisse entwickelt.

Abb. 12:

Typische Diffusionsschweißproben: A: U-DW-Labor-Probe, nicht strukturierte Fügefläche 25 x 30 mm. B: CWS (Cat Walk Sample) Stegprobe mit 8 mm breiten Stegen. C: Teile einer Stegprobe (CWS) mit 4 mm breiten Stegen. D: Stegprobe mit 2 mm breiten Stegen, entsprechend den zukünftigen Verhältnissen in einer BU-CP. E: Compact Mock Up, dieses Teil (60 x 70 mm) stellt bereits eine miniaturisierte Kühlplatte mit Gasverteiler und Stegen dar. Später werden Anschlüsse für den inzwischen erfolgreichen Lecktest eingeschweißt. Die Proben B, C, D und E sind Teil einer Versuchsreihe zum Verfahrensübertrag von Laborproben zu konkreten Kühlplatten. (Foto: FZK)

Fertigungstechnik

Für die Fertigung der von Kühlkanälen durchzogenen Platten zwischen den Schüttbetten sowie der heliumgekühlten Blanketbox wurde ein zweistufiges U-DW (Uniaxial Diffusion Weld)-Verfahren für EUROFER entwickelt, welches mit Einschränkungen zu einem konventionellen HIP-Verfahren (Heiß-isostatisches Pressen) kompatibel ist. Hierbei werden im ersten Schritt durch Fräsen die EUROFER-Platten (Bleche) planarisiert. Es werden in jede der spiegelbildlichen Halbplatten die zukünftigen Kühlkanäle mit etwas mehr als der späteren halben Höhe eingefräst. Die verbleibende Fügefläche wird dann mit einem Hochgeschwindigkeits-Trockenfräsverfahren in einen leicht diffusionsschweißbaren Zustand versetzt. Wegen der anschließenden Acetonreinigung muss derzeit dieses Trockenfräsverfahren verwendet werden, um eine Verunreinigung der Fügeflächen durch ein Nassfräsverfahren (hochreaktive Oberfläche) zu vermeiden. Die Halbplatten werden zueinander fixiert und dann „geboxt“ bzw. in einem entsprechenden Vakuumofen fixiert. Im ersten Prozessschritt werden die Plattenhälften bei einem Druck von ca 20 MPa (1010 Grad Celsius, 30 Minuten) in den Fügeflächen geschweißt. Dieser Prozessschritt soll letzte Unebenheiten in den Fügeflächen einebnen und für einen „innigen“ Kontakt zwischen den Halbplatten sorgen. Der Schweißdruck wird im zweiten Schritt auf etwa 10 Megapascal



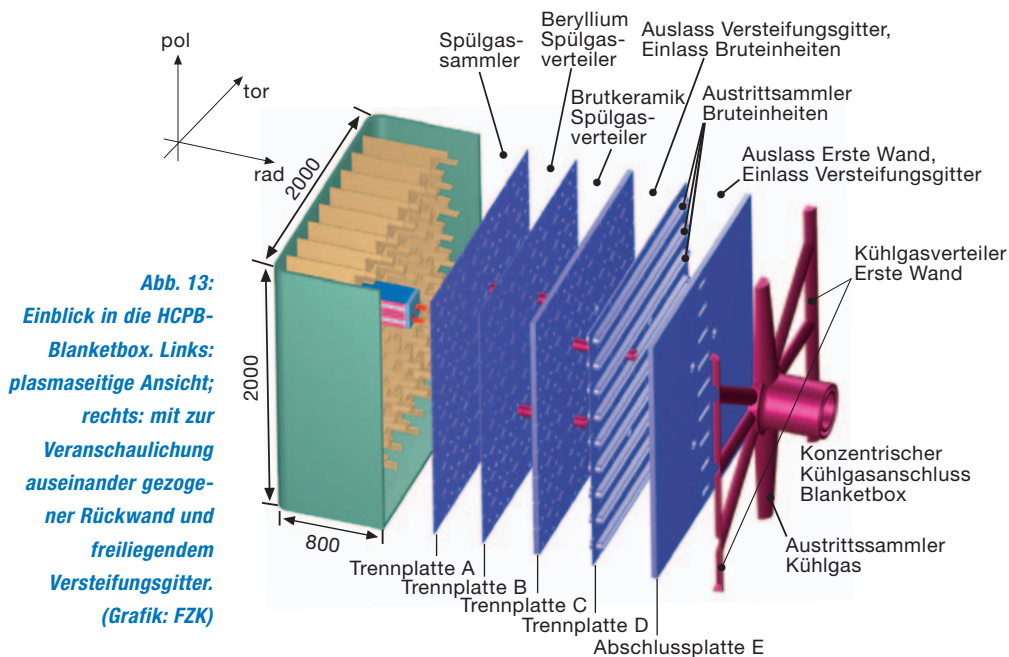
gesenkt und die Temperatur auf 1050 Grad Celsius (84 Minuten) erhöht. Dies erhöht die Schweißgüte und hilft „anschaulich“ Fehlstellen im Bereich der Schweißnaht zu schließen. Das beschriebene Zweischrittverfahren besitzt den Vorteil einer relativ geringen Verformung des Werkstücks im Vergleich zu einem Einschnittverfahren.

Nach diesem Prozess muss das Werkstück noch (PWHT Post Weld Heat Treatment, 980 Grad Celsius 0.5 Stunden 730 Grad Celsius 3 Stunden) wärmebehandelt werden und die endgültige Kühlplatte beispielsweise per Funkenerosion aus dem dickeren Werkstück gewonnen werden.

Bei der Zugfestigkeit der Schweißnähte werden dieselben Werte wie vom Grundmaterial mit derselben thermischen Vorgeschichte erreicht. Die Kerbschlagergebnisse bezüglich duktil-zu-spröde-Übergangstemperatur (DBTT) und Hochlage (USE) liegen bei derzeitigen Laborproben im Bereich des Grundwerkstoffs.

Entwicklung eines Blankets für DEMO

Das Design eines Blankets ist eng mit plasmaphysikalischen und technologischen Bedingungen im Fusionskraftwerk verbunden und muss an neue Erkenntnisse auf diesen Gebieten angepasst werden. Bei der konstruktiven Auslegung des Blankets gibt es weitreichende Gestaltungsmöglichkeiten, die eine Integration in das Design eines Fusionskraftwerkes erlauben. Die europäische Leistungsreaktorstudie hat die Anforderungen konkretisiert, die ein Kraftwerk erfüllen muss, um in einem zukünftigen Strommarkt konkurrenzfähig zu sein. Von besonderer Bedeutung ist eine geeignete Segmentierung des Blankets in große Module, um den Wartungsstillstand zu begrenzen, und die Forderung an das Blanket, dem vollen Kühlmittelinnendruck von 8 Megapascal sicher standzuhalten. Bei der Weiterentwicklung des HCPB-Konzeptes wurde neben diesen Zielen auch eine Modularisierung erreicht,



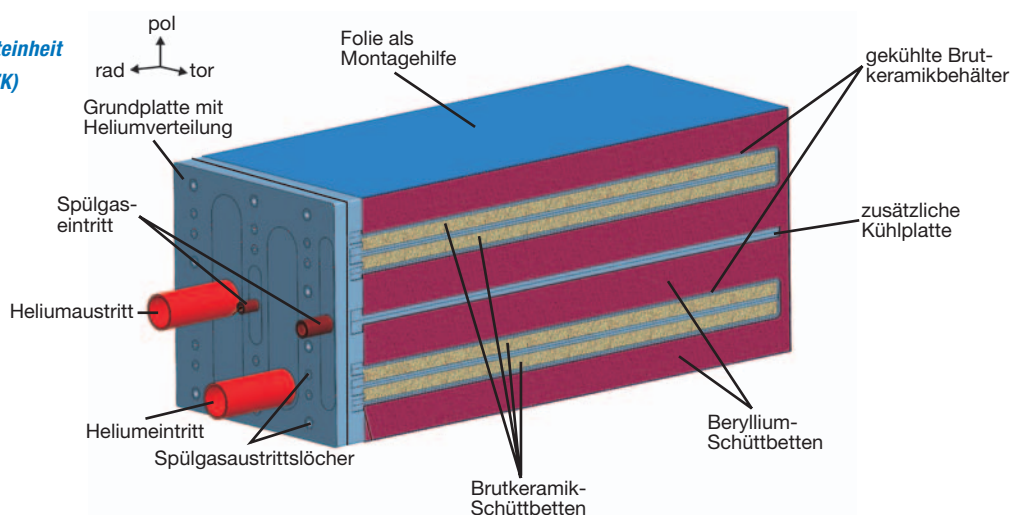
die eine gemeinsame Struktur für die beiden helium-gekühlten EU-Referenzkonzepte erlaubt (HCLL und HCPB) und die deutliche Vereinfachungen bei der Auslegung der Blanketmodule verspricht.

Eine Ansicht der HCPB-Blanketstruktur ist in Abb. 13 dargestellt. Die umgebende Stahlbox wird im Inneren durch Platten im Abstand von etwa 200 Millimetern in toroidaler und poloidaler Richtung gegen Innendruck versteift. Er könnte im Falle einer Leckage beim vollen Kühlgasdruck von 80 bar liegen. Alle Stahlplatten besitzen innenliegende Kühlkanäle zur Abfuhr der erzeugten Wärme; die plasmaseitige Erste Wand der Box sieht dabei den höchsten Wärmeeintrag und ist entsprechend gekühlt. Die Schüttbetten aus keramischem Brutstoff und Beryllium sowie die Kühlplatten zwischen den Betten sind Teil einer separaten Bruteinheit (Abb. 14), die radial in die Zellen

zwischen den Versteifungsplatten eingeschoben wird, bevor die Rückwand der Blanketbox montiert wird. Dieser Bruteinschub besitzt an seinem radialen Ende Verteiler sowohl für das Kühlgas als auch für das Spülgas, das Tritium aus den Schüttbetten – insbesondere aus dem Brutkeramikbett – abführt. Damit ist die Zahl der Zuführungen, die aus Verteilern in der Rückwand gespeist werden, auf ein Minimum reduziert.

Die Rückwand selbst ist eine Schichtung von Stahlplatten, zwischen denen Räume für die Sammlung und Weiterleitung von Kühl- und Spülgas liegen. Zwei dieser Platten sind mit etwa 40 Millimeter Stärke massiv ausgelegt, um der Box ihre mechanische Festigkeit zu geben und um das Kühlsystem mit seinen 8 Mega-Pascal gegen das Box-Innere von 0,1 Mega-Pascal und das Vakuum der Plasmakammer zu trennen.

Abb. 14:
HCPB-Bruteinheit
(Grafik: FZK)



Testmodule für ITER

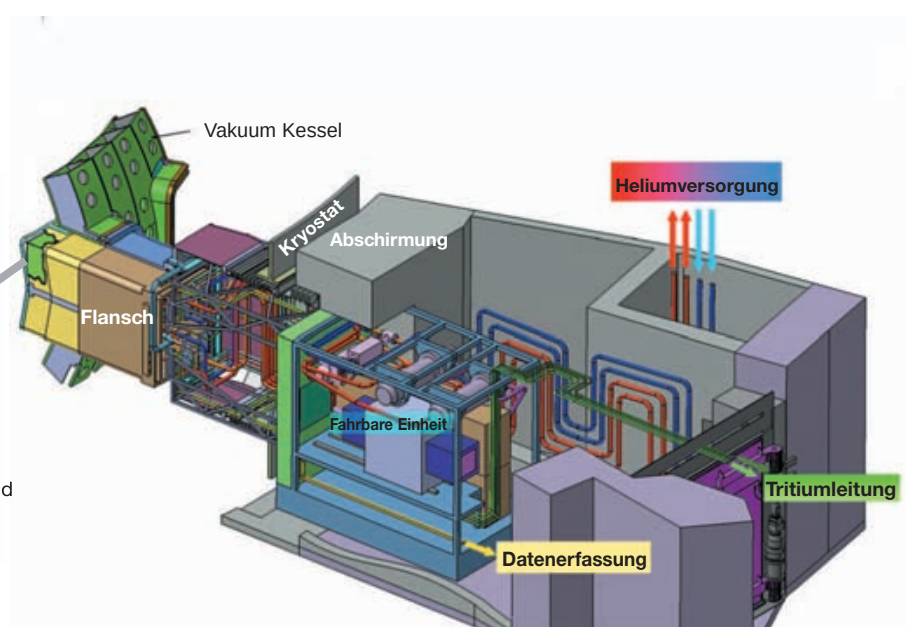
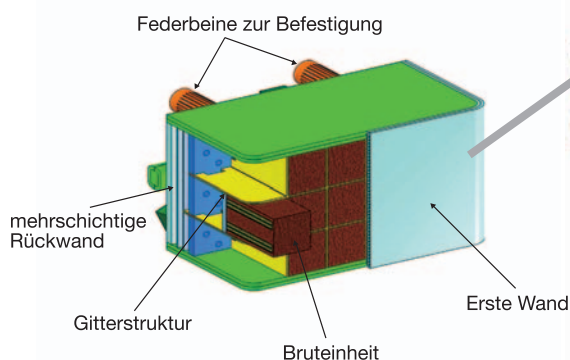
Der Experimentalreaktor ITER bietet die Möglichkeit, unterschiedliche Blanketkonzepte einer ersten Erprobung zu unterziehen. Zu diesem Zweck wurde ein internationales Programm zur Entwicklung von Testblanketmodulen zwischen den ITER-Projektpartnern vereinbart. Die Koordination des Programms erfolgt durch die Test Blanket Working Group (TBWG), in der die sieben Partner vertreten sind. Das Forschungszentrum Karlsruhe ist federführend für das europäische HCPB-Blanketkonzept beteiligt. Das Pro-

gramm sieht den sequentiellen Test von vier HCPB-Testblanketmodulen vor. Dabei ist jedes für eine der folgenden Fragestellungen ausgelegt:

- Effekte elektromagnetischer Transienten, die zum Beispiel bei Plasmaabbruch auftreten
- Neutronik und Tritiumbrutrate
- Thermo-mechanisches Verhalten der Keramik- und Berylliumschüttbetten
- Analyse synergetischer Effekte, d.h. Verhalten des integrierten Blanketsystems als Ganzes

Die Testblanketmodule werden in horizontalen Ports des Vakuumgefäßes eingebaut (siehe Abb. 15). Das gesamte System umfasst das Testblanketmodul, einen Heliumkreislauf zur Kühlung des Moduls sowie Komponenten zur Extraktion des im Modul erbrüteten Tritiums und zur Reinigung des Heliums. Die Konstruktion des Systems, die Erprobung in Testkreisläufen, die Qualifizierung für die Genehmigung und schließlich die Integration in ITER werden die Aufgaben des Forschungszentrums Karlsruhe zur Blanketentwicklung in den nächsten zehn Jahren sein. Die Testblanketmodule sollen in der ersten ITER-Betriebsphase im Zeitraum zwischen 2016 und 2021 getestet werden.

Abb. 15:
Links: HCPB-Test-
Blanketmodul für den
Einsatz in ITER. Rechts:
Testblanketmodul
eingebaut in ITER.
(Grafik: FZK)



7.3.3.2. MHD-Untersuchungen zum Flüssigmetall-Blanket

Zur Entwicklung flüssigmetall-gekühlter Blanketkonzepte trägt das Forschungszentrum mit theoretischen und experimentellen Untersuchungen zur Magneto-Hydrodynamik (MHD) bei. So sieht zum Beispiel das HCLL-Konzept vor, die als Brutmaterial verwendete eutektische Blei-Lithium-Legierung Pb-17Li durch heliumdurchströmte Platten zu kühlen. Das Flüssigmetall wird im Kreislauf zur Tritiumextraktion und Reinigung in Komponenten außerhalb des Blankets umgewälzt. Die Wechselwirkung zwischen der Strömung und dem Magnetfeld bewirkt magneto-hydrodynamische Effekte, die zu großen Druckverlusten, unterschiedlichen Durchsätzen in Einzelkanälen und komplexen Geschwindigkeitsvertei-

lungen in den Kanälen führen können. Abb. 16 zeigt die Versuchsanlage MEKKA. (Magneto-hydrodynamik-Experimente in Natrium-Kalium Karlsruhe), in der MHD-Effekte unter verschiedenen Randbedingungen – unter anderem Geometrie der Kühlkanäle, gegenseitige Beeinflussung, isolierende Beschichtungen, etc. – experimentell untersucht werden

Die in Kap. 3.3 behandelten fortschrittenen Blanketkonzepte basieren meist auf der Verwendung von Flüssigmetall als Brut- und Kühlmittel. Im Vergleich zum HCLL treten sehr viel größere Flüssigmetallgeschwindigkeiten auf, die zu verstärkten MHD-Effekten führen.

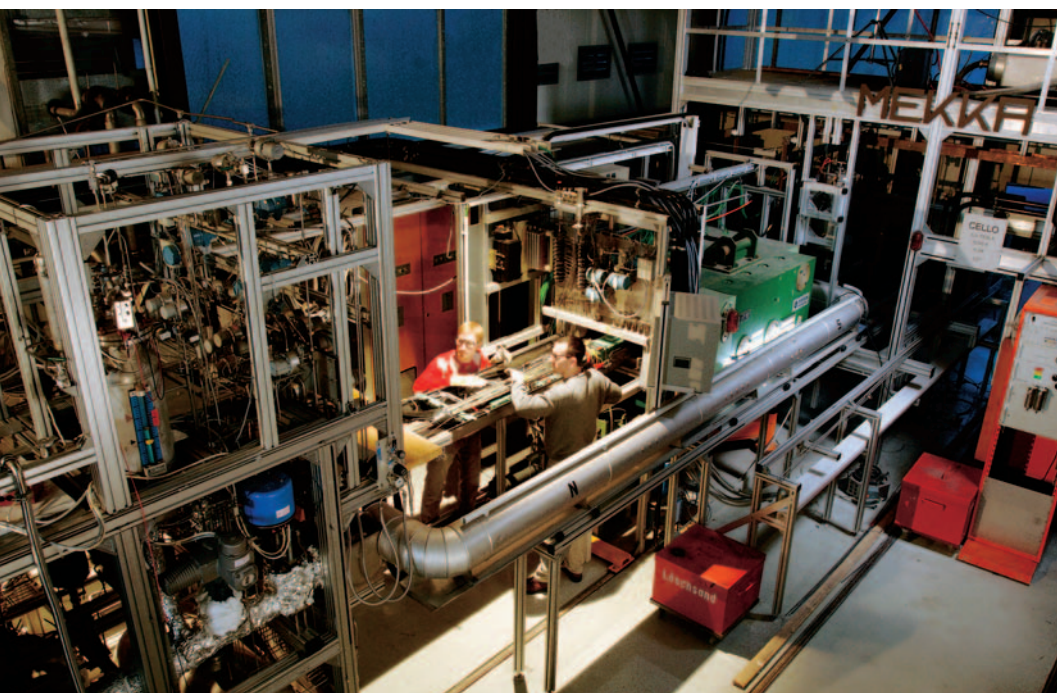


Abb. 16: Flüssigmetall-Kreislauf der MEKKA Anlage. Das eingebaute MHD-Experiment befindet sich hier außerhalb des (grünen) Magnets. Links sind Teile der Flüssigmetallversorgung zu erkennen, in der Mitte arbeiten zwei Personen an der Instrumentierung des Experiments. Zur Durchführung der Versuche wird der gesamte Kreislauf auf Schienen verschoben, so dass sich das Experiment dann in der Mitte des Magnets befindet. (Foto: FZK)

7.3.4. Entwicklung eines Helium-gekühlten Divertors

Der Divertor ist eines der am stärksten belasteten Bauteile des Fusionskraftwerks (siehe Kapitel 3.4). Er ist einem Teilchenhagel ausgesetzt, der durch Umwandlung von kinetischer in thermische Energie eine Wärmelast von lokal etwa 15 Megawatt pro Quadratmeter mit sich bringt. Der Aufschlag der Teilchen auf die Prallplatten führt darüber hinaus über mechanische und thermische Effekte zur Erosion der Platte, so dass man eine Opferschicht von rund fünf Millimetern Stärke auf der Oberfläche vorsieht. Dennoch müssen die Prallplatten etwa alle ein bis zwei Jahre ausgetauscht werden.

Für ITER wurde ein wassergekühlter Divertor entwickelt. Dieses Konzept wurde jedoch für relativ geringen Neutronenfluss und geringe Wassertemperaturen ausgelegt und ist für DEMO daher nicht geeignet. Außerdem will man bei den am Forschungszentrum Karlsruhe entwickelten Blanket-Konzepten Wasser als Kühlmittel aus Sicherheitsgründen möglichst vermeiden.

Wie im Abschnitt 7.3.3. über das Blanket bereits dargestellt, entwickelt das Forschungszentrum Karlsruhe das Helium-gekühlte Feststoffblanket (HCPB) und trägt zum Helium-gekühlten Flüssigmetallblanket (HCLL) bei, das federführend von CEA/Frankreich entwickelt wird. Helium bietet sich daher auch als Kühlmittel

für den Divertor an. Helium hat darüber hinaus den Vorteil, chemisch und neutronisch inert zu sein. Zudem können im Vergleich mit Wasser höhere Temperaturen erreicht werden, was den thermischen Wirkungsgrad des Kraftwerks und damit die Wirtschaftlichkeit verbessert. Helium kann direkt auf die Gasturbine zur Stromerzeugung geleitet werden. Vor allem aber würde Wasser als Kühlmittel im Falle entsprechender Störfälle mit Beryllium unter Bildung von Wasserstoff reagieren. Daher sind aus Sicherheitsgründen wassergekühlte Komponenten in Gegenwart von Beryllium im Vakuumgefäß zu vermeiden.

Prinzipiell wäre auch Flüssigmetall als Kühlmittel für den Divertor denkbar. Es ist jedoch chemisch aggressiv und benötigt wegen seiner magnetohydrodynamischen Effekte mehr Pumpenleistung. Die Strömung des Flüssigmetalls wirkt wie ein bewegter Leiter im Magnetfeld: Strom wird darin induziert und bewirkt Kräfte, die die Bewegung des Flüssigmetalls hemmen.

Gemeinsam, zum Teil auch im Wettbewerb mit europäischen Partnern, entwickelt das Forschungszentrum Karlsruhe Konzepte für einen Helium-gekühlten Divertor und beschäftigt sich mit Materialfragen. Die Aufgaben gliedern sich in die folgenden Bereiche:

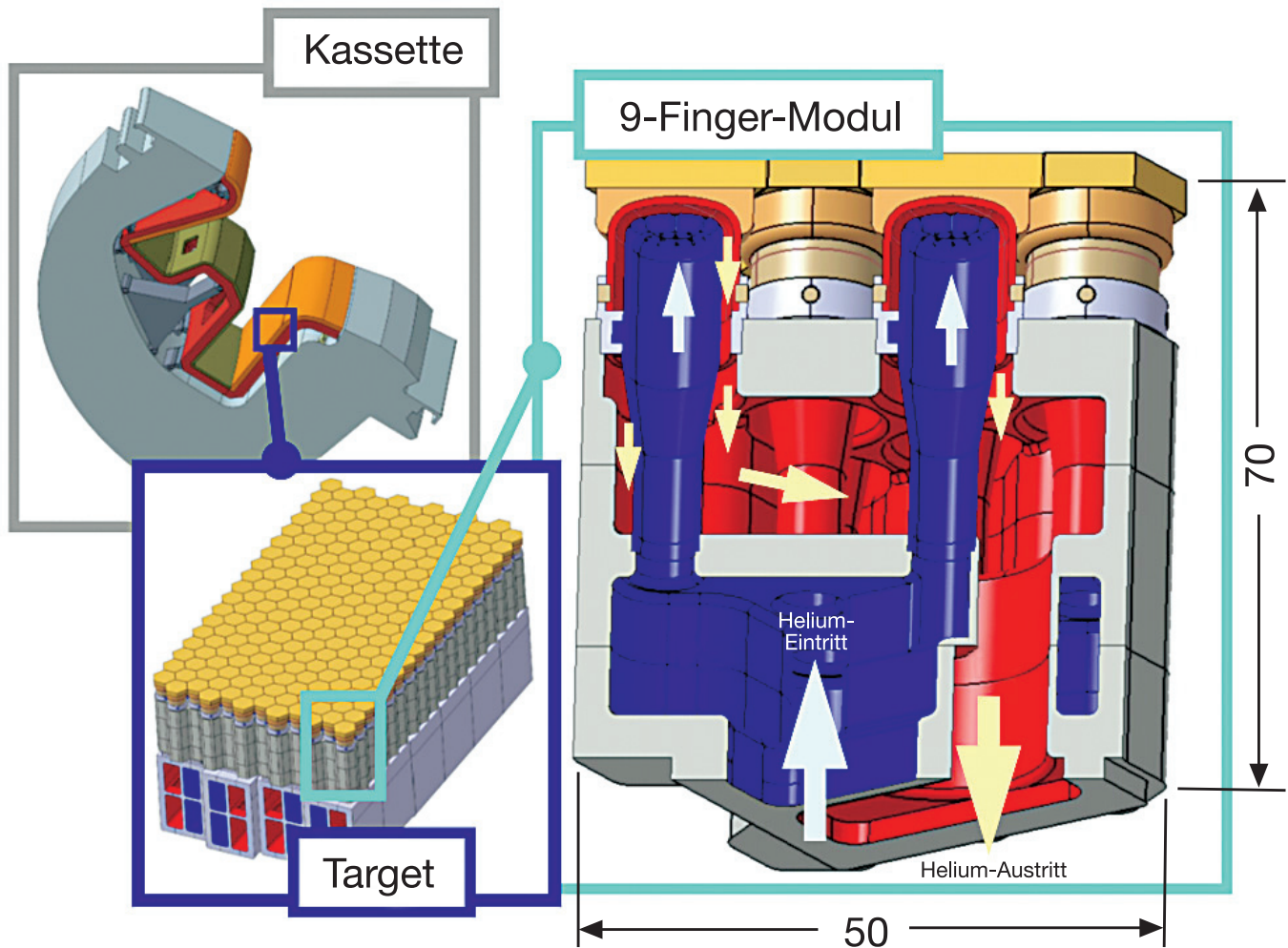


Abb. 17:
Schnitt durch eine 3D CAD-Darstellung einer Gruppe von Kühlfingern (hier für das Prallstrahlkühlungsverfahren). Maße in Millimeter. (Grafik: FZK)

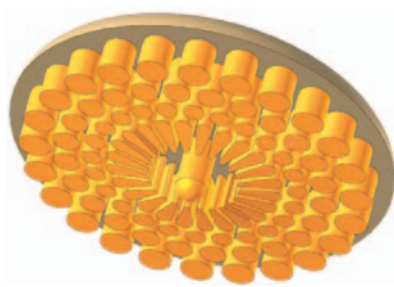
Entwicklung von Kühlkonzepten für den Helium-gekühlten Divertor

Die abzuführende Wärmelast beträgt etwa 10 bis 15 Megawatt pro Quadratmeter für Versuchsreaktoren der Generation nach ITER und die erste Generation kommerzieller Fusionskraftwerke. Da dieser Wert bisherige technische Anforderungen übersteigt, sind konventionelle Kühlkonzepte, zum Beispiel einfache Kühlkanäle auf der Rückseite der Prallplatten, nicht geeignet. Vielmehr ist ein völlig neuer Aufbau des Kühlsystems erforderlich. Die wesentlichen Anforderungen sind:

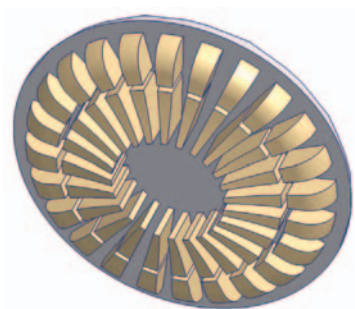
- eine Aufteilung der Prallplatten in einzelne Module, um die thermischen Spannungen zu reduzieren und das Kühlmittel über möglichst kurze Wege zu transportieren,

- Reduzierung der Strecke, über die die Wärme im Divertor weitergeleitet werden muss, um das Kühlmittel möglichst dicht an die thermisch belastete Oberfläche der Prallplatten heranzuführen,
- Verbesserung des Wärmeübergangs zum Kühlmittel, entweder durch eine Erhöhung der Strömungsgeschwindigkeit und/oder durch eine Vergrößerung der Kontaktfläche,
- gleichzeitig ist der energetische Aufwand für die Kühlmittelpumpen möglichst klein zu halten ist, um mehr Energie für die Stromgewinnung bereit zu stellen und somit den Wirkungsgrad der Gesamtanlage zu erhöhen.

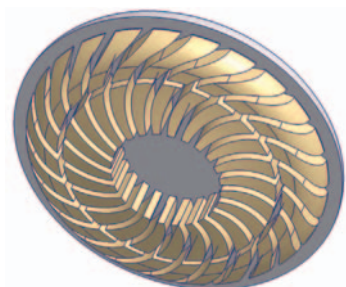
Zurzeit werden in Europa Konzepte entwickelt, um diesen Anforderungen zu genügen. Um mit der hohen Wärmelast fertig zu werden, entwickelt das Forschungszentrum Karlsruhe ein modulares Divertorkonzept: Die Prallplatte wird in Wolframziegel aufgeteilt, darunter befindet sich jeweils ein Kühlfinger. Je neun Finger werden zu einer Gruppe zusammengefasst. Abb. 17 zeigt einen Schnitt durch solch eine Gruppe.



Pin-Array



Slot Array 1



Slot-Array 2

Abb. 18:

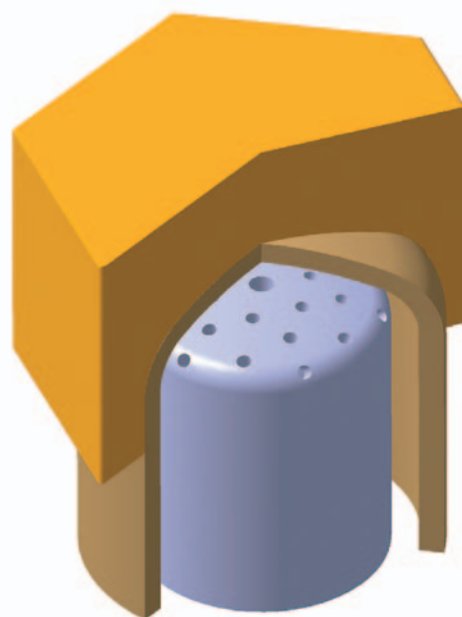
Mögliche Varianten zur Vergrößerung der Kontaktfläche zwischen Kühlmittel und Prallplatte. (Fotos: FZK)

Für die eigentliche Kühlung werden zwei alternative Verfahren entwickelt: Das erste ist gekennzeichnet durch eine Vergrößerung der Oberfläche, um den konvektiven Wärmeübergang zwischen Kühlmittel und Prallplatte zu verbessern. Dafür werden verschiedene Varianten untersucht (siehe Abb. 18). Zuerst wurde ein Pinplättchen mit zylinderförmigen Stiften entwickelt, dieses wurde weiter optimiert zu Slots, d.h. Rippen und Kanälen. Eine Reaktorstudie hat gezeigt, dass ein solches Divertorkonzept für den Einsatz in Leis-

tungsreaktoren gut geeignet ist. Theoretisch konnten bisher mittlere normierte Wärmeübergangskoeffizienten bis zu $45.000 \text{ W/m}^2\text{K}$ bei einem vertretbaren Energieaufwand für die Gebläse erzielt werden. An der Optimierung der Form, Größe und Anordnung der Pins bzw. Slots und der Strömungsführung wird zurzeit gearbeitet. Dabei werden auch kommerzielle Softwareprogramme eingesetzt, mit denen das Strömungs- und Wärmeübertragungsverhalten simuliert werden kann.

Da die Fertigung von feinen Wolframstrukturen für Slot- und insbesondere für Pin-Anordnungen aufwändig ist, wird am Forschungszentrum Karlsruhe ein weiteres Kühlkonzept entwickelt, das ganz ohne derartige Strukturen auskommt. Bei diesem alternativen Kühlkonzept führen Heliumstrahlen, die auf die zu kühlende Flächen gerichtet sind, die Wärmelast des Divertors ab. Damit wird das vom Einsatz in Flugtriebwerken und Gasturbinen her bekannte Mehrstrahl-Prallkühlungsprinzip auf den Einsatz in Hochleistungs-Divertoren adaptiert. Abb. 19 zeigt den Kopf mit den Düsen.

Abb. 19: Sechseckige Wolframkachel, innere drucktragende und gekühlte Wolframkomponente sowie Stahl-Bohrungseinsatz zur Erzeugung von Helium-Kühlstrahlen. (Grafik: FZK)



Um die Simulationsrechnungen zu den Konzepten zu überprüfen, müssen auch Experimente durchgeführt werden. Dazu baut das Forschungszentrum Karlsruhe in Kooperation mit dem russischen EFREMOV-Institut in St. Petersburg einen Helium-Kreislauf, in dem anhand von Modellen zunächst Druckverlust- und Wärmeübergangsmessungen und schließlich auch Integraltests bei realen Betriebsbedingungen durchgeführt werden. Parallel dazu finden in der FZK-eigenen HEBLO-Anlage Versuche mit Geometrien im Maßstab 10 zu 1 statt, die Details des Strömungs- und Wärmeübergangsverhaltens klären sollen. Die rechnerisch erzielten Ergebnisse sollen mit dieser Anlage überprüft und validiert werden.

Material- und Fertigungstechnik

Mit Ausnahme des Strahlkühlkonzeptes ist allen vorgeschlagenen Konzepten gemeinsam, dass die vorgesehenen kleinteiligen modularen Strukturen schwer herzustellen sind. Neben den daraus resultierenden fertigungstechnischen Anforderungen müssen die verwendeten Materialien noch weiteren Erfordernissen genügen. Die Notwendigkeit, einer hohen Wärmelast stand zu halten, erfordert den Einsatz von Materialien mit entsprechenden thermischen Eigenschaften bezüglich Wärmeleitfähigkeit, Wärmeausdehnungskoeffizient und mechanischen Verhaltens. Darüber hinaus sind Materialien zu verwenden,

die den radiologischen Anforderungen entsprechen.

So kommt für die Oberfläche der Targetplatten nur Wolfram als thermisches Schild in Frage, da nur Wolfram wegen seines hohen Schmelzpunktes den hohen Temperaturen standhält und eine hohe Leitfähigkeit hat. Wolfram ist jedoch ein hartes Metall, d. h. es lässt sich spanabhebend schwer bearbeiten. Es hat zudem den Nachteil, dass sein Arbeitstemperaturbereich am unteren Rand von der Sprödbruchübergangstemperatur (rund 800 Grad Celsius) begrenzt wird, unterhalb derer das Material seine Duktilität verliert. Nach oben wird das Temperaturfenster durch die Rekristallisationstemperatur begrenzt. Oberhalb dieser wird Wolfram grobkristallin und verliert dadurch mit zunehmender Einsatzdauer immer mehr an Festigkeit. Bei unserem Einsatzfall liegt diese obere Schwelle für heute kommerziell verfügbares Wolfram bei etwa 1100 Grad Celsius (Temperaturangaben jeweils für unbestrahltes Material). Durch Bestrahlung verschiebt sich die untere Grenze für die Sprödbruch-Übergangstemperatur nach oben auf mehr als 800 Grad Celsius. Damit wird der zulässige Bereich für die Arbeitstemperatur immer enger. Eine sorgfältige Auslegung der Komponenten ist daher erforderlich. Durch eine Dotierung etwa mit Lanthanoxid lässt sich das Temperaturfenster von 1100 Grad Celsius auf

rund 1300 Grad Celsius für kommerzielles Wolfram vergrößern und die mechanische Bearbeitbarkeit des Materials wird verbessert.

Daher wird an der Entwicklung von Wolframlegierungen gearbeitet, deren Arbeitstemperaturbereich unter Bestrahlung etwa 600 bis 1300 Grad Celsius umfasst. Dazu gehören auch Bestrahlungsversuche, in weiterführenden Experimenten sollen dann zyklische Tests unternommen werden. Insbesondere bei der Inbetriebnahme müssen die Bauteile zyklische Belastungen aushalten, ohne Schaden zu nehmen. Insgesamt ist beim Betrieb des Versuchsreaktors, der nach ITER gebaut werden soll, mit etwa 1000 Zyklen zwischen Raumtemperatur und Arbeitstemperatur zu rechnen.

Für das Strukturmaterial der Kassette wäre im Prinzip ein ferritisch-martensitischer niedrig-aktivierender Stahl das Material der Wahl. Dazu müssen jedoch noch konstruktive Lösungen für Übergangsstücke von den Wolfram-Targetplatten zur Struktur gefunden werden, da die thermischen Ausdehnungskoeffizienten dieser beiden Materialien sehr unterschiedlich sind. Das gilt insbesondere auch bei dynamischer Belastung beim An- und Abfahren des Kraftwerks. Vorgeschlagen wird eine Lösung mit konischer Verbindung und Kupferzwischen-schicht. Diese offenen Fragen werden am Forschungszentrum Karlsruhe untersucht.

Gleichzeitig werden in Kooperation mit industriellen Partnern die fertigungstechnischen Möglichkeiten für die Produktion der Divertorkomponenten untersucht. Beispielsweise eignen sich einige Methoden zur Herstellung der Slots aufgrund der langen Bearbeitungszeit – rund 24 Stunden für ein Plättchen aus Abb. 18 – nicht für die Massenproduktion. Etwa 300.000 dieser Plättchen werden am Ende für das Kraftwerk notwendig sein. Im Rahmen einer Studie werden zur Zeit alle in Frage kommenden Herstellungsverfahren zusammengetragen, auf ihr Potential hin untersucht und dann bewertet, sowie eigene Verfahren weiterentwickelt. Dies sind sowohl Verfahren, bei denen Material abgetragen wird, zum Beispiel elektrochemisches Elysieren, wie auch aufbauende Verfahren, etwa das Pulverspritzgießen von Metallteilen.

Insgesamt soll das Konzept für den Divertor bis 2010 fixiert sein. Dann werden Testmodule gebaut, die zunächst in einem eigenen Heliumkreislauf, dann in ITER getestet werden sollen (2020-2023). Bis 2025 soll das Design der Komponenten endgültig abgeschlossen sein.

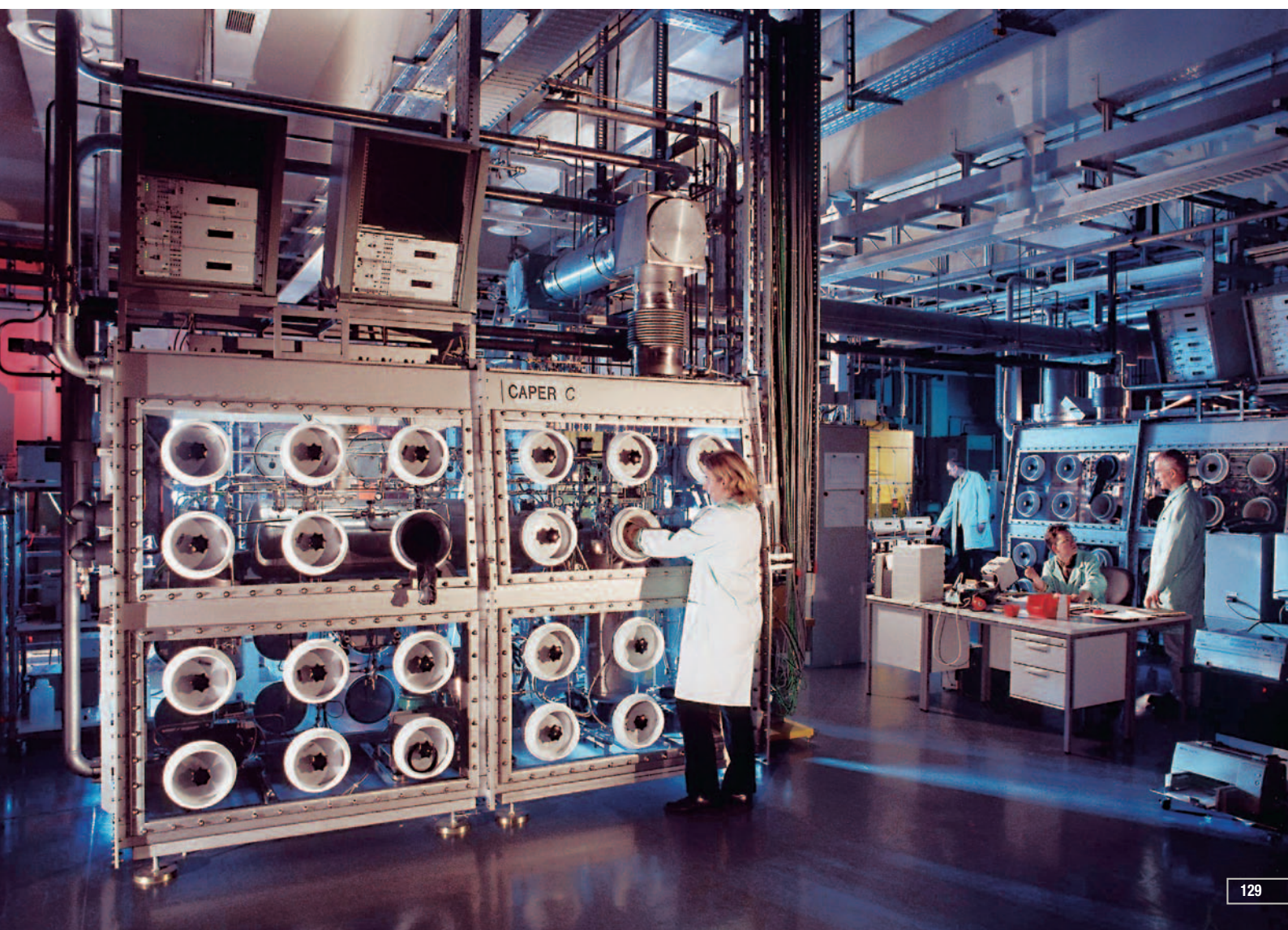
7.3.5. Komponenten des Brennstoffkreislaufes und Vakuumsysteme

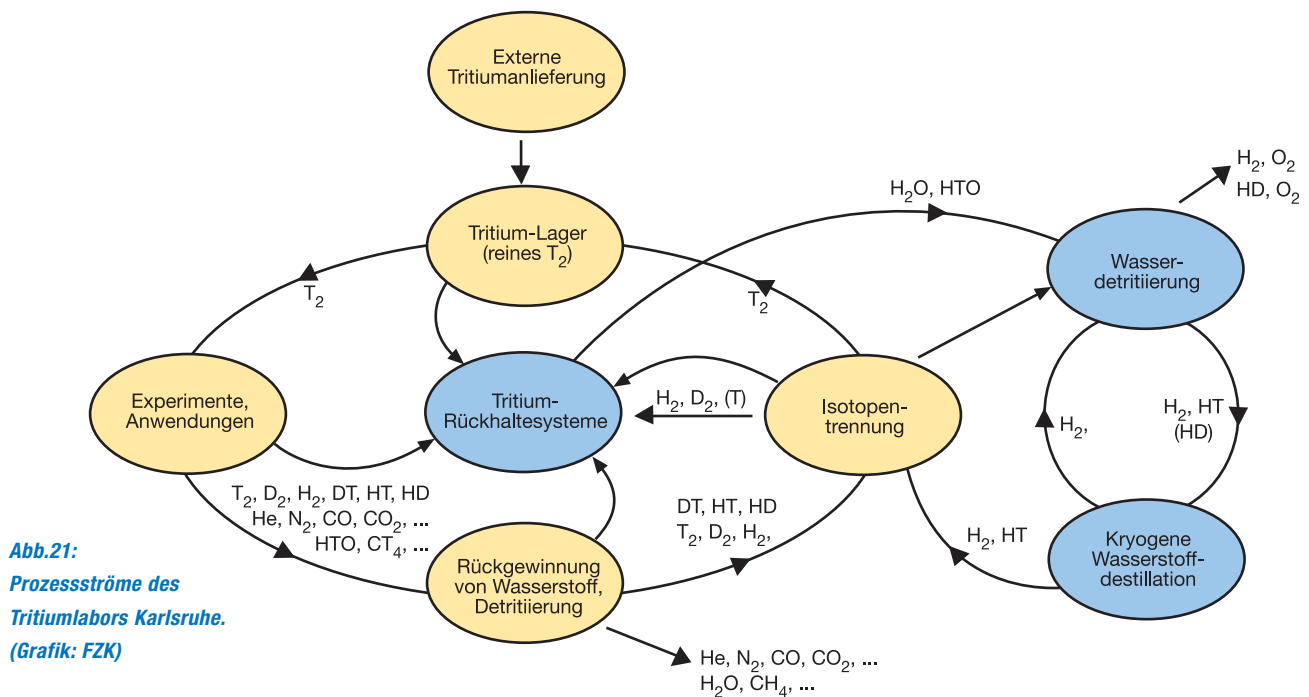
Das Tritiumlabor Karlsruhe

Das vom Forschungszentrum Karlsruhe betriebene Tritiumlabor ist neben einem Labor in Japan weltweit einzigartig und besitzt eine Genehmigung für den Betrieb mit 40 Gramm Tritium. Hauptaufgabe ist die

Entwicklung von Technologien für den Brennstoffkreislauf von Fusionskraftwerken über Experimente mit signifikanten Konzentrationen an Tritium und bei Durchsätzen, die eine belastbare Skalierung auf die bei ITER zu prozessierenden Ströme erlauben (Abb. 21).

*Abb. 20:
Blick in das
Tritiumlabor Karlsruhe.
(Foto: FZK)*





Das Tritiumlabor Karlsruhe hat einen geschlossenen Tritiumkreislauf. Kernstück der Infrastruktursysteme ist das zentrale Tritiumtransfersystem, welches über Rohrleitungen mit dem Tritiumlager, der Isotopentrennung, der Tritiummesstechnik und mit Experimentiersystemen verbunden ist. Die in Metallhydridspeichern aus Kanada jeweils angelieferte Menge Tritium (dort wird es aus dem schweren Wasser der CANDU-Reaktoren extrahiert) wird im Labor zunächst über kalorimetrische Messungen genau ermittelt und danach die Reinheit analysiert. Über das Transfersystem gelangt das Tritium dann in die Experimente. 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 Isotopentrennung geleitet. Von dort wird reines Tritium dann entweder im Tritiumlager zwischengespeichert oder unmittelbar wieder den Experimenten zur Verfügung gestellt.

Prinzipiell gilt für den Umgang mit Tritium das Konzept mehrerer Barrieren. So wird ein Tritium führendes System – auch Primärsystem genannt – von einer äußeren Hülle oder einem Sekundärsystem umgeben. Derartige Sekundärsysteme sind in der Regel Handschuhkästen, deren Atmosphären häufig inertisiert sind und die ständig auf die Konzentration an Tritium hin überwacht werden. Das

umgebende Gebäude hat zumeist nur noch eine eingeschränkte Funktion als Barriere, wird aber gezielt entlüftet. Dementsprechend verfügt das Tritiumlabor Karlsruhe über eine Vielzahl von Handschuhkästen, die individuell mit Tritiumrückhaltesystemen ausgerüstet sind und deren Effizienz durch ein zentrales Rückhaltesystem ergänzt wird. Das in den Rückhaltesystemen anfallende tritierte Wasser wird gesammelt und zukünftig in einer im Aufbau befindlichen Wasserdetritionierung aufgearbeitet. Auf diese Weise werden die Abfallmengen weiter reduziert und der Tritiumkreislauf des Labors noch enger geschlossen.

Die Basis für das Design des inneren Brennstoffkreislaufs von ITER ist der Pulsbetrieb des Tokamak mit einer Pulslänge von 450 Sekunden. Wegen einer ins Auge gefassten Pulslänge bis zu 3000 Sekunden in späteren Betriebsphasen sind die entsprechenden Konsequenzen für das Design jedoch in allen Abschnitten bereits jetzt zu betrachten. Für den kurzen Puls muss die gesamte Brennstoffmenge von etwa 120 Gramm Tritium mit einem equimolaren Deuterium-Tritium-Gemisch bei einem Fluss von etwa 1000 Gramm pro Stunde aus dem Lager der Tritiumanlage von ITER zur Verfügung gestellt werden. Dagegen fordert der lange Puls eine zumindest halbkontinuierliche Rückgewinnung des Tritiums gemäß den Regenerierungsschemata der Kryo-

pumpen des Tokamaks und eine Rückführung der gereinigten und vom Protium befreiten Brenngase in den Reaktor bei dem geforderten Gasfluss und mit der geforderten Tritiumkonzentration. Gleichzeitig darf das dekontaminierte Abgas – im wesentlichen Helium als „Asche“ der Fusionsreaktion – pro Stunde nicht mehr als 10^{-5} Gramm Tritium enthalten.

Der daraus resultierende Dekontaminationsfaktor von 10^8 für die Plasmaabgasreinigung von ITER kann nur über mehrstufige Prozesse erreicht werden. Im Tritiumlabor Karlsruhe wurde hierzu das Reinigungsverfahren CAPER entwickelt und experimentell getestet. In einer ersten Stufe des Prozesses wird das unverbrannte und in molekularer Form vorliegende Deuterium und Tritium über 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 90 Prozent des unverbrauchten Fusionsbrennstoffs unmittelbar in hochreiner Form zurück gewonnen und über die Isotopentrennung in den Reaktor rückgeführt werden.

Durch Plasma-Wand-Wechselwirkungen im Tokamak werden mit Deuterium und Tritium versetzte Kohlenwasserstoffe und Wasser gebildet, welche in der zweiten Stufe des CAPER-Prozesses durch eine Kom-

bination von heterogen katalysierten Reaktionen mit der Permeation von Deuterium und Tritium durch Palladium-Silber-Membranen aufgearbeitet werden. Der experimentell ermittelte Dekontaminationsfaktor dieser Stufe ist typisch größer als 1000. In einem letzten Schritt zur Feinreinigung werden unter Verwendung einer PERMCAT genannten Komponente, in welcher die Technologie der Wasserstoffpermeation durch Membranen direkt mit heterogen katalysierten Reaktionen kombiniert ist, über Isotopenaustausch mit Protium im Gegenstrom auch geringste Restmengen an Deuterium und Tritium zurück gewonnen. Der experimentell mit Tritium für die dritte Stufe nachgewiesene Dekontaminationsfaktor beträgt bis zu 200 000. Damit ist der Abgasreinigungsprozess als wesentliches Teilsystem für die Tritiumanlage von ITER prinzipiell bereits in der Praxis im Tritiumlabor Karlsruhe demonstriert und ein Dekontaminationsfaktor von 10^8 nachgewiesen. Der innere Brennstoffkreislauf für ITER konnte auf der Basis der experimentellen Ergebnisse durch den Betrieb der Anlage CAPER, der Tests verschiedener Verfahren zur Tritiumspeicherung, Isotopentrennung und Analytik sowie der Erfahrungen aus dem Betrieb der Infrastruktur des Tritiumlabors Karlsruhe geplant werden. Diese Arbeiten zum Design mündeten neben einem allgemeinen Fließbild zum gesamten Brennstoffkreislauf vor allem auch in detaillier-

ten Prozess- und Verfahrensfließbildern der einzelnen Systeme.

Die aktuellen Schwerpunkte der Forschung und Entwicklung im Tritiumlabor Karlsruhe liegen insbesondere in den Tests prototypischer Komponenten. So werden PERMCAT's nicht nur in Karlsruhe, sondern auch in Zusammenarbeit mit JET in Culham (England) im dortigen „Active Gas Handling System“ getestet. Ein Metallhydridspeicher in der Originalgröße für ITER wird derzeit im Hinblick auf die Lieferrate von gasförmigem Tritium, aber auch bezüglich der in-situ-Kalorimetrie experimentell charakterisiert. In Zusammenarbeit mit der Industrie werden tritiumkompatible Pumpen konzipiert und intensiv getestet.

Ein jüngeres Arbeitsthema im Tritiumlabor Karlsruhe betrifft die Bestimmung von Tritium in Kohlenstoff-Kacheln und in den beobachteten Flocken und im Staub aus den Fusionsmaschinen JET und TFTR in Princeton, USA. Dabei werden die Oberflächen- und Tiefenprofile des Tritiums mit diversen physikochemischen Methoden bestimmt, um diese Materialien der „ersten Wand“ genau zu untersuchen. Letztlich zielen die Arbeiten auf die Entwicklung von Methoden zur Detritiierung der ersten Wand, sowohl in-situ zur Reduzierung des Tritiuminventars im Tokamak, als auch ex-situ zur Minimierung der Tritiummengen in festen

Abfällen. In letzterem Zusammenhang wird auch geprüft, ob mit einem hochempfindlichen Kalorimeter feste Abfälle hinreichend charakterisierbar sind.

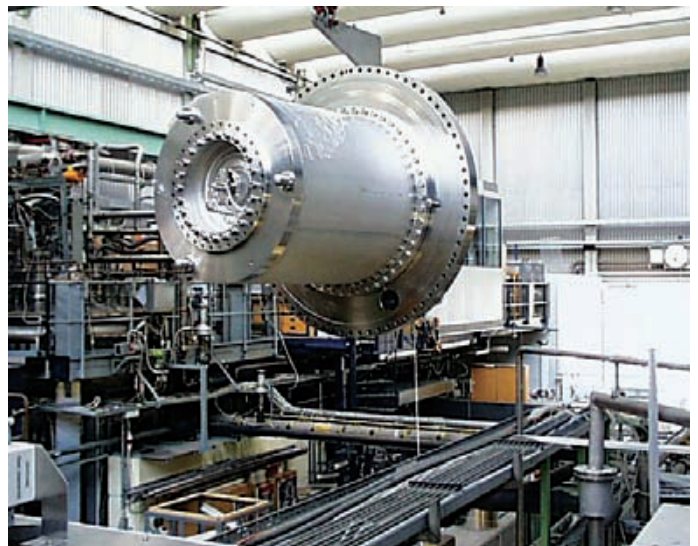
Letztlich deckt das Tritiumlabor Karlsruhe mit seinen Experimenten und seinen Infrastruktursystemen nahezu die gesamte Tritiumtechnologie von ITER ab.

Entwicklung von Primärvakuumumpumpen für ITER

Die „Fusionsasche“ Helium, nicht verbrannte Brennstoffe sowie Verunreinigungen werden aus dem Plasma-gefäß eines Fusionskraftwerks mittels Vakuumpumpen abgesaugt. Das Forschungszentrum entwickelt solche Pumpen für ITER und führt umfangreiche Funktionstests in der Testanlage TIMO (Test Facility for ITER Model Pump) durch. Auf der Basis der ITER-Betriebsanforderungen wurde das Konzept eines Vakuumsystems erarbeitet, bestehend aus 8 Kryopumpen, die am Umfang des Plasmabehälters positioniert sind.

Das Prinzip dieser Pumpen beruht auf der Kondensation und Adsorption von Gasteilchen bei sehr tiefen Temperaturen. Damit lassen sich sehr hohe Pumpleistungen und extrem gute Vakua realisieren. Zum Binden der hoch siedenden Verunreinigungen sind so genannte Baffle vorgesehen, die auf 80 Kelvin gekühlt werden. Um die geforderten Betriebsdrücke in der Pumpe von 10^{-3} Pascal auch für Helium und die Wasserstoffe zu erreichen, wurden die Pumpflächen mit Aktivkohlepartikel beschichtet und beim Betrieb auf 4,5 Kelvin gekühlt. Der damit erreichbare Adsorptionsgleichgewichtsdruck erfüllt ohne Probleme die ITER-Anforderungen. Die Wasserstoffisotope und die tiefer siedenden Verunreinigungen werden über eine Kombination aus Kondensation und Sorption angelagert.

Abb. 22:
ITER-Modellpumpe vor der Installation in der Testanlage TIMO. (Foto: FZK)



Die Pumpe arbeitet intermittierend: Nach etwa 10 Minuten Pumpbetrieb werden die Pumpflächen vom Plasma-gefäß per Schieber getrennt und von 4,5 auf 100 Kelvin aufgeheizt. Die abdampfenden Gase werden durch mechanische Pumpen bei Grobvakuumbedingungen abgesaugt. Danach wird die Kryopumpe erneut abgekühlt und steht wieder für den Pumpbetrieb bereit.

In Vortests wurden Sorptionsflächen hergestellt, erprobt und bis zur Einsatzreife verbessert. Mit diesen Ergebnissen wurde eine 1:2-Modellpumpe (Abb. 22) in Zusammenarbeit mit einer Industriefirma gefertigt. Die Modellpumpe wurde in der Testanlage TIMO in einem Vakuumbehälter installiert, der die Verhältnisse in dem zum Divertor führenden Kanal simuliert. Saugvermögen, Beladung und

Enddrücke werden mit ITER-relevanten Gasmischungen ermittelt. Die Modellpumpe hat 4 Quadratmeter Pumpfläche, die auf 16 Einzelflächen aufgeteilt ist. Sie werden mit 4,5 Kelvin kaltem, gasförmigem Helium von einer 2 Kilowatt-Verflüssigungsanlage versorgt. Baffle und Abschirmung werden über einen geschlossenen Helium-Kreislauf versorgt, der über einen Wärmetauscher in einem Flüssigstickstoffbad auf 80 Kelvin konstant gehalten wird.

In den bisher durchgeführten Parametertests wurde nachgewiesen, dass die ITER-Anforderungen für Saugvermögen, Beladung und Druck erreicht werden. Weitere Zyklentests zum Nachweis des Regenerieverhaltens sind in Vorbereitung. Die Ergebnisse dienen als Auslegungsgrundlage für die ITER-Prototyppumpe.

7.3.6. Materialentwicklung

Im Hinblick auf die Entwicklung reduziert aktivierbarer ferritisch-martensitischer (RAFM)-Stähle trug das Forschungszentrum Karlsruhe zunächst durch eine Berücksichtigung aller kinematisch möglichen Reaktionskanäle und einer damit einhergehenden wesentlichen Erweiterung der Kerndatenbibliotheken zu einer verlässlichen Vorhersage des Aktivierungsverhaltens aller Elementen-

te im Periodensystem bei. Mit Hilfe dieser Aktivierungsrechnungen und ausgehend vom konventionellen, ebenfalls am Forschungszentrum entwickelten ferritisch-martensitischen (FM)-Stahl MANET, beteiligte sich das Zentrum anschließend wesentlich an der weltweiten Entwicklung solcher Stähle durch eine breit angelegte, systematische Legierungsvariation (OPTIFER-Schmelzen). Ein besonderes Merkmal der RAFM-Stahlklasse ist zunächst die vollständige Substitution radiologisch unerwünschter Hauptlegierungselemente wie Molybdän, Nickel, Niob durch die Elemente Wolfram, Tantal und Titan. Als Ergebnis der bisherigen Arbeiten wurde unter Federführung des Forschungszentrums der Referenzwerkstoff EUROFER-97 in mehreren Schmelzen (3,5 - 8 Tonnen) und vielen Halbzeugformen eingeführt und an europäische Assoziationen verteilt. In Abb. 23 ist das berechnete Abklingverhalten für die genannten Stähle, den japanischen Referenzstahl F82H-mod sowie für reines Eisen nach einer angenommenen Bestrahlung von $12,5 \text{ MWa/m}^2$ an der Ersten Wand eines DEMO-Kraftwerks aufgetragen. Der Schnittpunkt der einzelnen Abklingkurven mit dem so genannten Hands-on-Level, ab dem eine ganzjährige Hantierung ohne jegliche Abschirmung erlaubt ist, verdeutlicht das erhebliche Potential einer diesbezüglichen Materialoptimierung.

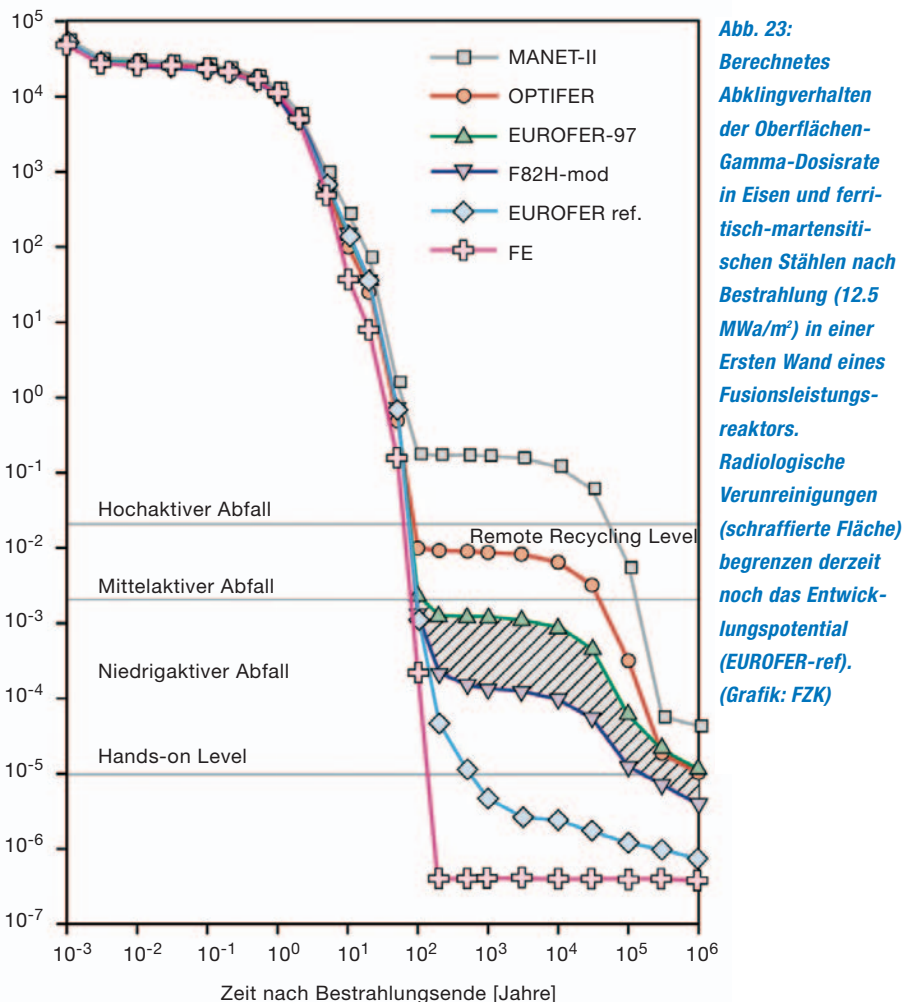
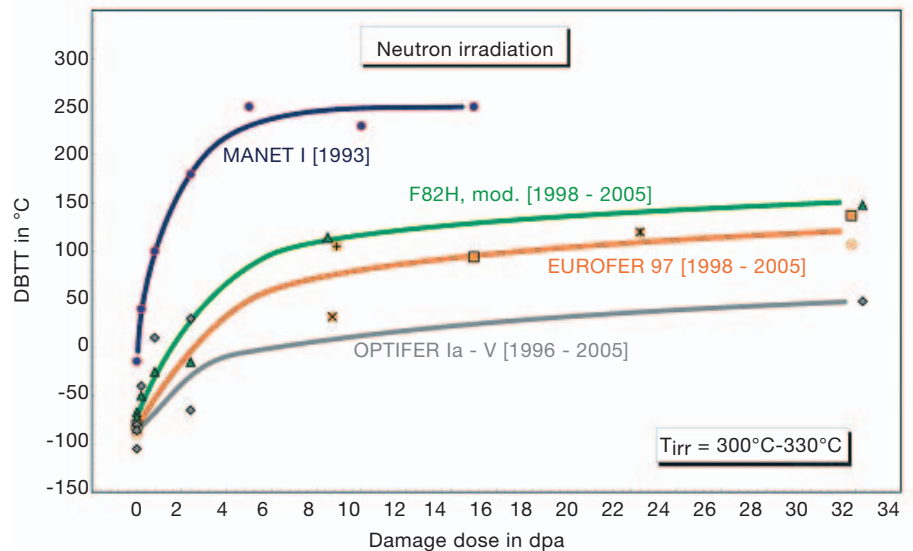


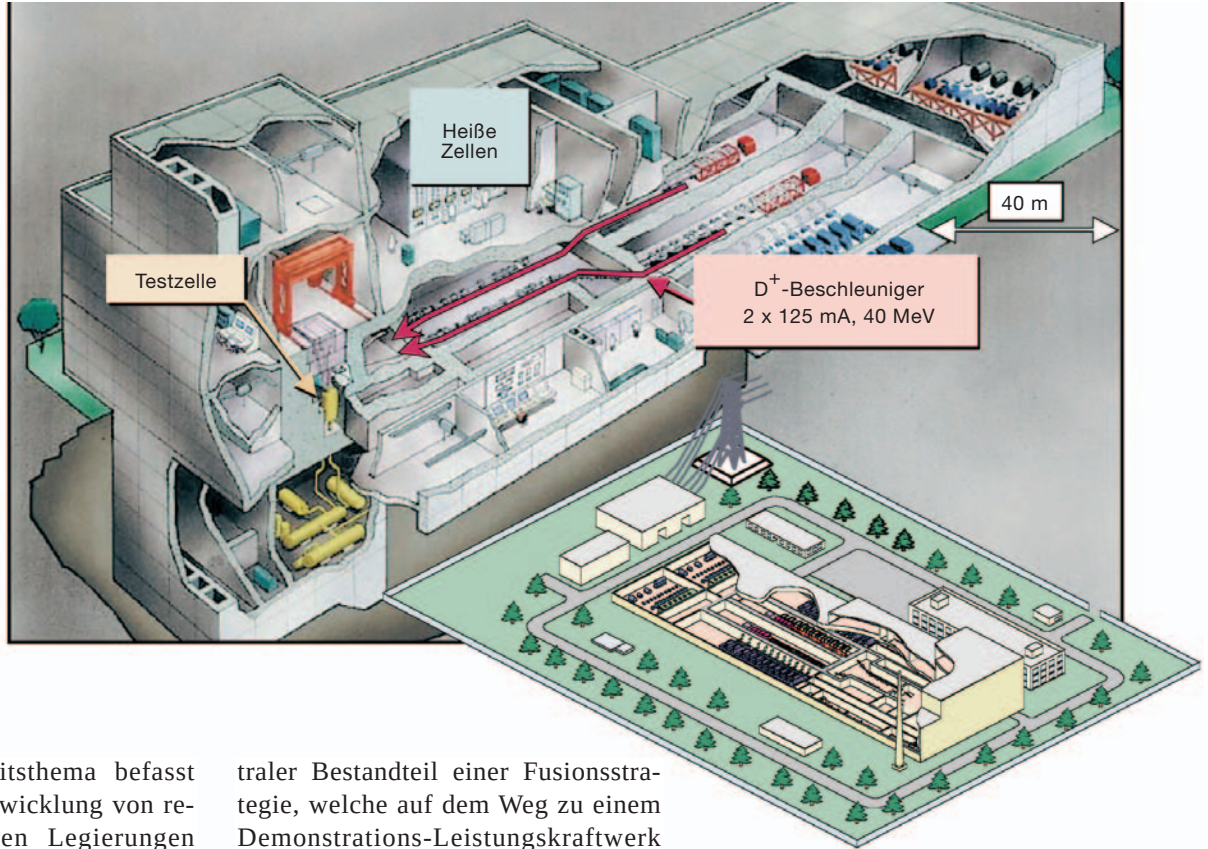
Abb. 24:
Sprödbrechungsübergangs-
temperatur (DBTT) als
Funktion der Verlage-
rungsschädigung (dpa)
nach Neutronen-
bestrahlung. Die reduziert
aktivierbaren ferritisch-
martensitischen Stähle
OPTIFER, EUROFER 97 und
F82H sind der konventio-
nellen Variante MANET I
deutlich überlegen.
(Grafik: FZK)



Wesentliches Ergebnis der Aktivierungsberechnungen ist aber auch, dass neben den oben genannten Hauptlegierungselementen eine ganze Reihe weiterer Elemente und Verunreinigungen wie Aluminium, Cobalt, Silber oder seltene Erden schon in kleinsten Konzentrationen im ppm-Bereich das Abklingverhalten in allen genannten Werkstoffklassen sehr negativ beeinflussen und unterhalb etwa 10^2 Sievert pro Stunde die Oberflächendosisrate vollständig dominieren. Solche Elemente müssen also beispielsweise durch spezielle schmelzmetallurgische Verfahrensschritte vermieden werden. Radiologisch gesehen sind die Variationen zwischen OPTIFER, EUROFER97 und F82H-mod nach rund 100 Jahren Abklingzeit im wesentlichen nur noch auf die unterschiedliche Niob-Verunreinigung zurückzuführen. Wie das schraffierte Gebiet zeigt, liegt diese heute bei technologischen Schmelzen im Tonnenbereich zwischen 8 bis 10 wppm (EUROFER97) und 1 bis 1,5 wppm (F82H-mod). EUROFER-ref ist mit gleichen Legierungselementen, aber auf der Basis technisch gerade noch umsetzbar erscheinender Verunreinigungskonzentrationen errechnet worden. Für die Praxis von erheblicher Bedeutung ist die Tatsache, dass schon nach einer Abklingzeit von etwa 100 Jahren alle genannten RAFM-Stähle als Erste-Wand-Werkstoff in einem DEMO-Kraftwerk das Kriterium „niedrigaktiver Abfall“ erfüllen würden.

Da plasmanahe RAFM-Strukturwerkstoffe je nach Blanketentwurf ein weites Temperaturfenster von 250 bis 550 Grad Celsius abdecken müssen und die Hochtemperatureigenschaften oberhalb 400 Grad Celsius als unkritisch gelten, steht bezüglich der mechanischen Eigenschaften besonders die Optimierung der Bestrahlungsver sprödung im unteren Temperaturbereich bis zu mittleren Schädigungsdosen (15 bis 30 dpa) im Vordergrund derzeitiger Spaltreaktorbestrahlungen. Abb. 24 zeigt, dass reduziert aktivierbare 7-9CrWVTa-Stähle wie OPTIFER, F82H-mod. oder EUROFER 97 im Dosisbereich bis 30 dpa geringere Sprödbrech-Übergangstemperaturen aufweisen, als konventionelle Stähle wie MANET I. Derzeit werden die Bestrahlungen der EUROFER-Entwicklungslinie in Spaltreaktoren bis zu 70 dpa ausgedehnt. Des weiteren sind breit angelegte metallkundliche, mechanische und verfahrenstechnologische Untersuchungen im Gange mit dem Ziel, eine werkstoffkundliche Datenbank zur Auslegung eines Fusionskraftwerks zu erstellen.

Abb. 25:
Designstudie der beschleunigergetriebenen intensiven Neutronenquelle IFMIF zur Werkstoffentwicklung unter fusionsspezifischen Belastungen.
 (Grafik: JAEA, Japan)



Ein jüngeres Arbeitsthema befasst sich mit der Neuentwicklung von reduziert aktivierbaren Legierungen mit nanometergroßen, oxidischen Dispersoiden und pulvermetallurgischer Basis. Erste Langzeit-Festigkeitsuntersuchungen zeigen, dass diese so genannten RA-ODS-Legierungen auf EUROFER97-Basis in auslegungsrelevanten Spannungsbereichen die obere Betriebstemperatur von 550 Grad Celsius um etwa 100 Grad Celsius anheben und damit einhergehend in geeigneten Blanketentwürfen den Wirkungsgrad von Fusionskraftwerken erheblich verbessern würden.

Parallel zur Werkstoffentwicklung werden im Forschungszentrum Karlsruhe zur mechanischen Auslegung von Komponenten Design-Codes entwickelt, die den speziellen Eigenschaften von RAFM-Stählen Rechnung tragen. Die Arbeiten umfassen die Formulierung neuer Regeln für verschiedene Temperaturbereiche, die Qualifizierung fortgeschrittener Lebensdauervorhersage-Modelle sowie die Validierung der Regeln durch Versuche an Blanketkomponenten.

Letztlich decken die Materialforschungsinstitute mit den angegliederten Heißen Zellen und Infrastruktureinrichtungen des Forschungszentrums Karlsruhe die wesentlichsten zur Strukturwerkstoffentwicklung notwendigen Expertisen ab. In Europa und Japan ist diese Entwicklung zen-

traler Bestandteil einer Fusionsstrategie, welche auf dem Weg zu einem Demonstrations-Leistungskraftwerk neben ITER auch den Bau einer geeigneten intensiven Neutronenquelle beinhaltet. Da ITER auf Grund der geringen Neutronendosis nur einen kleinen Beitrag zur Werkstoffentwicklung für Leistungskraftwerke beitragen kann, ist eine solche Neutronenquelle für eine auslegungsrelevante Qualifizierung von Strukturwerkstoffen unabdingbar. Das favorisierte Konzept basiert auf zwei beschleunigergetriebenen 40 Megaelektronenvolt-Deuteronenstrahlen, welche mit Hilfe eines gemeinsamen Lithiumtargets in einem genügend großen Volumen eine sehr intensive Neutronenquelle mit fusionsähnlichem Spektrum erzeugen (Abb. 25). Im Rahmen einer von der Internationalen Energieagentur IEA koordinierten Studie werden für diese „International Fusion Materials Irradiation Facility“ (IFMIF) Entwicklungsarbeiten durchgeführt, die darauf ausgerichtet sind, die für eine Bauteilscheidung erforderlichen technischen Grundlagen zu schaffen. Für diese Neutronenquelle hat das Forschungszentrum die Entwicklung der gesamten Testzelle sowie die Koordination der europäischen Beiträge übernommen.

7.3.7. Sicherheit

7.3.7.1. Analyse und Beherrschung von reaktiven Medien im ITER

Wasserstoff und verschiedene Stäube sind potentiell reaktionsfähige Medien, die bei bestimmten hypothetischen Störfallabläufen in einem Fusionskraftwerk zu hohen Drücken und damit zur Gefährdung der Integrität des Vakuumbehälters und gleichzeitig zur Mobilisierung und Freisetzung von Tritium führen könnten. Wasserstoff kann aus der Reaktion von heißem Dampf mit Metallen entstehen oder aus Kryopumpen desorbieren. Feine Stäube zum Beispiel aus Kohlenstoff, Beryllium oder Wolfram werden sich im Laufe des Betriebes durch Erosion der verschiedenen Wandmaterialien im Plasmagefäß ablagern, wobei diese Stäube auch mit nennenswerten Tritiummengen beladen sind. Zur rechnerischen Simulation der Verbrennungsvorgän-

ge unter Zugrundelegung hypothetischer Störfälle und der daraus resultierenden mechanischen Belastungen von Strukturen führt das Forschungszentrum umfangreiche theoretische und experimentelle Untersuchungen durch.

In einem ersten Schritt wurden im Sinne einer extrem konservativen Annahme die Auswirkungen einer Detonation einer in einem Punkt innerhalb des Plasmagefäßes konzentrieren Wasserstoffmenge von 5 Kilogramm berechnet. Die dreidimensionale Simulation abdeckender Wasserstoff-Luft-Detonationen im Plasmagefäß ergab aber Spitzen drücke und Impulse, die zum Versagen von Strahlfenstern führen würden (Abb. 26).

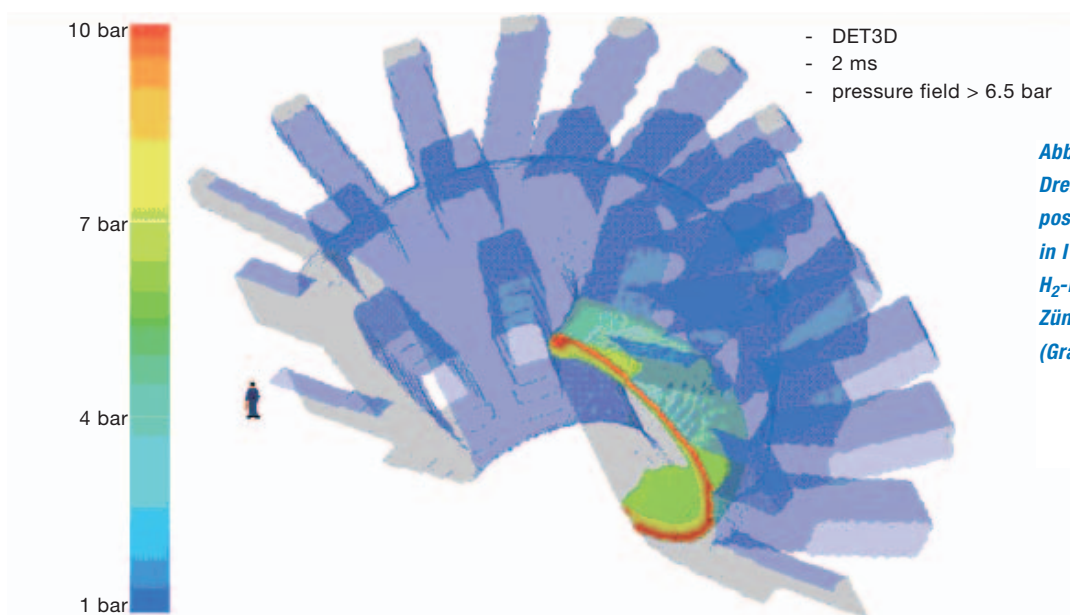


Abb. 26:
Dreidimensionale Simulation einer postulierten Wasserstoff-Luft-Detonation in ITER (5 Kilogramm H₂, stöchiometrisches H₂-Luft-Gemisch, 2 Millisekunden nach Zündung, Druckfeld größer als 6,5 bar). (Grafik: FZK)

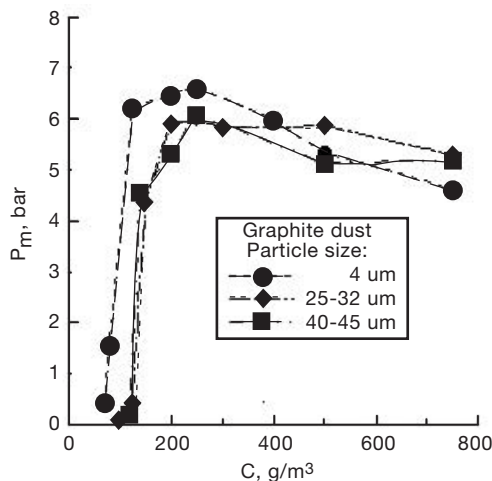


Abb. 27:
Gemessene maximale
Überdrücke für
Graphitstaub-Luft-
Mischungen mit 4,
25-32 und 40-45 µm
Teilchengröße.
(Grafik: FZK)

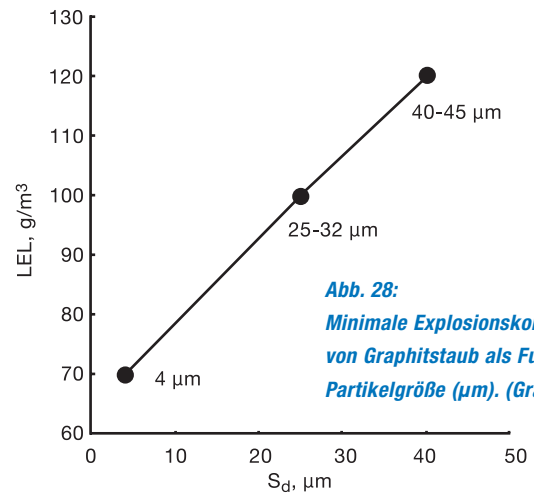


Abb. 28:
Minimale Explosionskonzentration
von Graphitstaub als Funktion der
Partikelgröße (µm). (Grafik: FZK)

Die Angabe eines globalen Grenzwerts von 5 Kilogramm Wasserstoff ohne Berücksichtigung der tatsächlich ablaufenden Verteilungs- und Verbrennungsprozesse reicht also nicht aus, um eine Beschädigung des Plasmagefäßes und Lufteinbruch auszuschließen.

Im nächsten Schritt wurden die Untersuchungen dahingehend verfeinert, dass ein ex-vessel-loss-of coolant-accident (LOCA) ohne Plasmaabschaltung, durchgehend und voll mechanistisch simuliert wurde. Dazu wurden dreidimensionale Wasserstoff-Luft-Dampf-Verteilungsrechnungen für das Gesamtsystem bestehend aus Vakuumbehälter, Druckabbausystem und Ablauftank durchgeführt. Als Eingabe für die Verteilungsrechnung dienten verschiedene Wasserstoff-, Dampf- und Luft-Quellterme aus anderen Berechnungen (MELCOR, PAXITR, ATHENA Programme). Die Bandbreite der berechneten Quelldaten war allerdings sehr groß. Je nach Annahme der Bruchstelle im Kühlkreislauf konnte Luft entweder sehr früh – nach 1.000 Sekunden – oder sehr spät – nach 10.000 Sekunden – in den Vakuumbehälter eindringen. Im ersten Fall ergaben sich hoch reaktive Mischungen im Vakuumbehälter, im zweiten Fall im Druckabbausystem.

Es zeigt sich, dass die Lasten, die bei der Verbrennung solcher Gemische auf die umgebenden Strukturen entstehen, entscheidend von dem auftretenden Verbrennungsregime abhängen. Dieses kann von langsamen Deflagrationen bis zu stabilen Detonationen reichen. Um die Bedingungen für schnelle Verbrennungsformen bei ITER-typischen Mischungen zu klären, wurden Messungen zur Flammenbeschleunigung und zum Detonationsübergang bei Drücken von 0,1 bis 1,0 bar durchgeführt. Zur Bewertung des Detonationspotentials von ITER-relevanten Gasmischungen fehlten Daten zur Detonationszellgröße dieser Gemische. Diese Werte wurden mit einem vorhandenen theoretischen Modell berechnet, wobei sich gezeigt hat, dass die Detonationszellgröße mit abnehmendem Ausgangsdruck zunimmt, was gegenüber Normaldruckmischungen eine verringerte Detonationsneigung der ITER-typischen Gasmische bedeutet.

Die neuen experimentellen und theoretischen Ergebnisse zum Verbrennungsverhalten von ITER-typischen Mischungen wurden in dem interaktiven GP-Programm kondensiert und dokumentiert. Das Programm erlaubt die Berechnung aller wichtigen Verbrennungseigenschaften für ITER-relevante Wasserstoff-Luft-Dampf-Mischungen und bietet ein wichtiges Werkzeug zur weiteren Untersuchung hypothetischer Störfälle.

Im Bereich der Staubexplosionen werden Explosionsversuche in einer 20 Liter-Kugel unter verschiedenen Randbedingungen durchgeführt. Erste Versuche befassen sich mit Graphit-Luft-Reaktionen. Versuchsparameter waren die mittlere Partikelgröße, die Staubdichte in Luft und die Zündenergie.

Die Explosionskenngrößen dieser Stäube wurden als Funktion der charakteristischen Staubpartikelgröße untersucht (4, 25-32 und 40-45 Mikrometer). Abb. 27 zeigt die gemessenen maximalen Überdrücke als Funktion der Staubkonzentration. Es konnte gezeigt werden, dass die Größe der Staubpartikel sehr wichtig für die Explosionseigenschaften ist. Der feinste Staub besitzt die geringste minimale Explosionskonzentration (Abb. 28) und ebenso die geringste minimale Zündungsenergie von 1 Kilojoule.

7.3.7.2. Magnetsicherheit

Bei bestimmten Störfallszenarien sind erhebliche Energiemengen zu beherrschen, die in den starken und ausgedehnten Magnetfeldern enthalten sind. Im Toroidalfeld des ITER-Magnetsystems sind etwa 40 Gigajoule an Energie gespeichert. Würde diese Energie auf eine Stelle konzentriert, zum Beispiel durch einen Lichtbogen, könnte man rund 4 Kubikmeter Stahl – etwa 30 Tonnen – zum Schmelzen bringen.

Es muss daher sichergestellt sein, dass diese Energie auch im ungünstigsten Fall nicht an problematischen Stellen frei wird, zum Beispiel dort, wo Barrieren zur Umgebung durchgeschmolzen oder andere sicherheitsrelevante Systemkomponenten beschädigt werden könnten. Um das thermische Verhalten supraleitender heliumgekühlter Großmagnete unter Wechselwirkung verschiedener relevanter Einflussgrößen auch unter Störfallbedingungen modellieren zu können, wurde das Programmsystem MAGS (MAGnet System) entwickelt.

Supraleitende Spulen erfordern definierte Betriebsbedingungen hinsichtlich Temperatur, Magnetfeld, elektrischer Stromdichte und mechanischer Spannungen. Werden bestimmte Grenzwerte dieser Größen überschritten, verliert der Supraleiter seine supraleitende Eigenschaft („Quench“). Der lokale, plötzliche Verlust der Supraleitung während des Betriebs muss so beherrscht werden, dass die teuren

und aufwändig zu ersetzenden Magnetspulen nicht beschädigt werden. Dazu ist unter anderem ein sofortiges geregeltes Herunterfahren des Magnetfeldes, d.h. eine „Schnellabschaltung“, mit Hilfe eines aufwändigen Abschaltsystems vorgesehen. Sie leitet die Magnetfeldenergie in Entladungswiderstände außerhalb des Kryostaten ab, bevor das Supraleiterkabel überhitzen und schmelzen kann. Wenn das Abschaltsystem versagt, kann die Energie innerhalb des Kryostaten freigesetzt werden und zu erheblichen Schäden an Spulen und Strukturen führen. Daher stellt das Versagen der Abschaltsysteme bei Verlust der Supraleitfähigkeit in Teilbereichen der Spulen einen wichtigen Magnetstörfall dar.

Ein zweiter Störfalltyp kann durch Kurzschlüsse zwischen Spulenteilen während einer Schnellabschaltung entstehen. Solche Kurzschlüsse können zusätzliche ungewollte Stromschleifen bilden, in denen während der Schnellabschaltung starke induktive Kurzschlussströme auftreten. In der Schleife kann ein Mehrfaches des normalen Betriebsstroms die Supraleitung zusammenbrechen lassen und den Leiter zerstören.

Aus den obengenannten Störfallbeschreibungen lassen sich jetzt die Anforderungen an ein Rechenprogramm zusammenfassen: Temperatur, Magnetfeld, mechanische Spannung und elektrischer Strom müssen lokal be-

rechnet und ausgewertet werden, um zu entscheiden, wann und wo die Supraleitung zusammenbricht. An diesen Stellen muss die ohmsche Leistung bestimmt werden, die zur Temperaturerhöhung beiträgt. Der ohmsche Widerstand reduziert außerdem den Strom im Spulenkreis.

Starke Stromänderungen verursachen induktive Effekte, die nennenswerte Energiemengen in Spulenteile oder auch in Gehäuseteile leiten können. Daher wird für eine transiente Rechnung auch eine Stromkreisanalyse benötigt. Als weiterer Faktor spielt die Heliumkühlung eine Rolle. Diese ist im Supraleiterkabel als coaxialer Kanal integriert. In der Regel wird die Temperaturfront entlang des Leiters schneller durch expandierendes Helium verbreitet als durch Wärmeleitung im Kabelmaterial. Das Verteilersystem für das Helium direkt an der Spule bietet außerdem zusätzliche Pfade für die Ausbreitung der Störung. Für eine genaue Betrachtung ist eine thermohydraulische Rechnung notwendig. Eine Besonderheit ergibt sich, wenn ein Kabel so stark beschädigt wird, dass es komplett ausfällt. Dann brennt an dieser Stelle ein Lichtbogen, der eine sehr starke, lokale Wärmequelle darstellt und spezielle elektrische Eigenschaften hat.

Mit MAGS wurde ein Programmsystem entwickelt, das eine Analyse unter Berücksichtigung der komplexen Wechselwirkung der verschiedenen

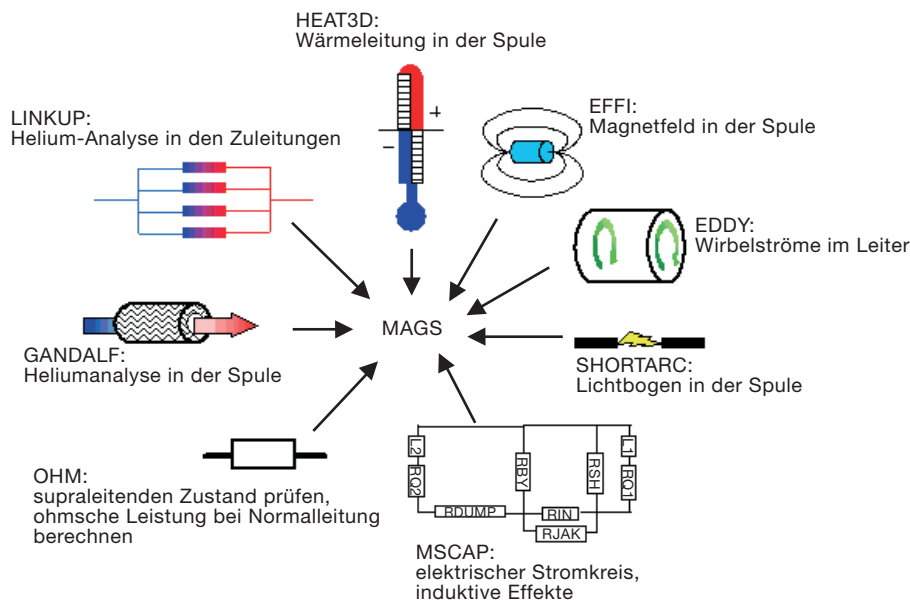


Abb. 29:
Schematische Darstellung
der wichtigsten Module im
MAGS-Programmsystem.
(Grafik: FZK)

Einflussgrößen durchführen kann. Dabei greifen verschiedene Werkzeuge abwechselnd auf eine gemeinsame Datenbasis zu. MAGS verfügt weiter über Werkzeuge zur Modellierung von Randbedingungen, die sich durch die Spulengehäuse und den Kryostaten ergeben. Abb. 29 zeigt eine schematische Übersicht der wichtigsten MAGS-Module mit ihrem Aufgabenbereich.

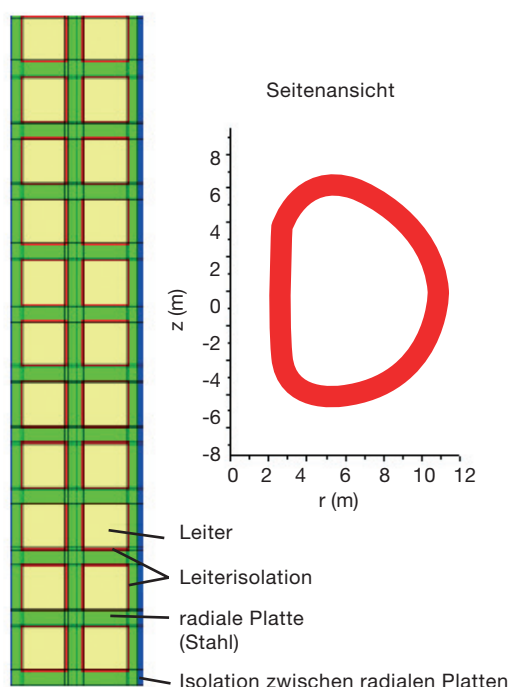
Abb. 30 zeigt eine Modellierung des Spulenkörpers und der Heliumzuleitungen mit MAGS für eine Toroidal-

feldspule. Die Tauglichkeit der MAGS-Ergebnisse konnte bereits anhand des QUELL-Experiments und an Experimenten mit der Toroidalmodellspule von ITER belegt werden. Mit MAGS kann als bisher einzigem Programmsystem eine transiente Analyse von Fusionsmagneten unter Berücksichtigung der Wechselwirkung aller wesentlichen Größen durchgeführt werden. Es ist daher ein geeignetes Werkzeug zur Untersuchung von Genehmigungsfragen für ITER. Die in diesem Zusammenhang bereits durchgeführten Berechnungen weisen darauf

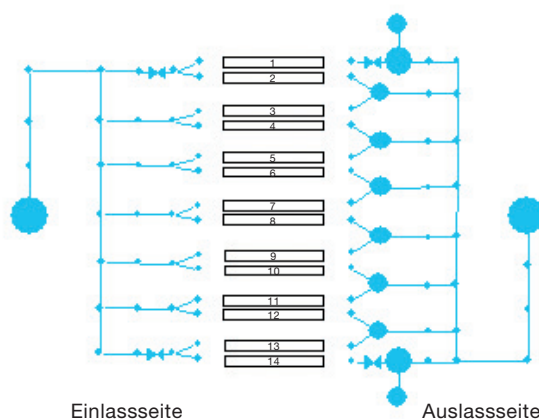
hin, dass bei Magnetstörfällen der Schaden im wesentlichen auf den Bereich im Innern der Magnete beschränkt ist. Eine aktuelle Frage ist aber noch, ob ein Lichtbogen an den Durchführungen der Zuleitungen der Spulen durch die Kryostatwand stabil brennen kann und welchen Schaden er maximal anrichten könnte. Zur Unterstützung der Entwicklung eines entsprechenden Rechenmodells werden die Lichtbogenmodellexperimente MOVARC (MOVement of ARCs) und VACARC (VACuum ARC) durchgeführt.

Abb. 30:
MAGS-Modell für eine
Toroidalmodellspule
links: Spulenquer-
schnitt für zwei pan-
cakes, die sich eine
radiale Platte teilen
und Seitenansicht ei-
ner Toroidalmodellspule,
erzeugt mit dem
MAGS-Modul GRID.
rechts: Heliumzu- und
ableitungen für alle 14
pancakes einer Toroi-
dalfeldspule für das
MAGS-Modul LINKUP.
(Grafik: FZK)

Spulenquerschnitt Pancake 3+4



Heliumleitungen für alle pancakes



7.3.8. Plasmaphysik

7.3.8.1. Entwicklung eines globalen Plasma-Modells

Bis vor wenigen Jahren mussten Vorhersagen über das Plasmaverhalten in zukünftig zu bauenden Fusionsexperimenten durch statistisches Skalieren experimenteller Daten gemacht werden. Erst in letzter Zeit ist es gelungen, das sehr komplexe und meist turbulente Verhalten des Plasmas mit Modellen zu beschreiben. Allerdings gilt das bis jetzt nur für den heißen Plasmakern. Da aber dieser Plasmakern sehr stark vom Verhalten des Plasmarandes, d.h. der äußeren 5 bis 10 Prozent des Plasmaradius, abhängt, hat eine kleine internationale Gruppe unter Führung des Forschungszentrums Karlsruhe ein erstes, noch vereinfachtes physikalisches Modell des Plasmarandes entwickelt. Dieses Modell wurde dann mit den Modellen des heißen Plasmazentrums und den Modellen für den Srape-off Layer und für den Divertor kombiniert. Dadurch entstand ein globales Plasmamodell, das ein Tokamak-Plasma im H-Mode relativ realistisch simulieren kann. Mit diesem Modell hat man nun zum ersten Mal eine Art virtuellen Tokamak an der Hand, mit dessen Hilfe man das Verhalten des Plasmas in existieren-

den Maschinen besser verstehen kann und mit dem man auch viel detailliertere Voraussagen über das Plasma in zukünftigen Maschinen wie zum Beispiel im ITER machen kann.

Als Beispiel für solche Vorhersagen sind in Abb. 31 die berechneten Q-Werte für ITER (Q = Verhältnis von Fusionsleistung zur von außen zugeführten Plasmaheizung) in Abhängigkeit von der Plasmadichte und der Leistung, die in den Divertor fließt, zu sehen. Da die Wandbelastung einen Wert von 20 Megawatt pro Quadratmeter nicht überschreiten darf, ist bei höherem Leistungsfluss in den Divertor mehr Gaszufuhr nötig, um mehr Leistung an andere Oberflächen in der Maschine abzustrahlen, was aber die Fusionsleistung beeinträchtigt (vergleiche blaue Linie – hohe Leistung zu grüner Linie – kleine Leistung). In Abb. 32 ist der berechnete zeitliche Verlauf einiger wichtiger Größen für ITER für einen bestimmten Parametersatz (z.B. Dichte usw.) dargestellt (Q , Alphaheizung, Leistungsfluss in den Divertor, von außen zugeführte Heizleistung).

Da einige Teile dieses Modells bis dato auf einem vereinfachten physikalischen Modell des Plasmarandes beruhen, ist noch viel Arbeit und Erfindungsreichtum nötig, um dieses Modell auf dieselbe Stufe zu heben, wie es derzeit bereits für die Modelle des heißen Plasmakerns der Fall ist. Dazu wurde eine Europäische Task Force gegründet, die die theoretischen Arbeiten in Europa bündeln soll und daher zu einem schnelleren Fortschritt bei der Entwicklung globaler Plasmamodelle führen wird.

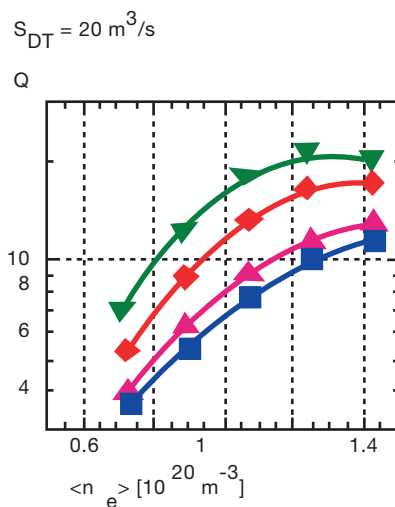


Abb. 31:
Vorhergesagte Q-Werte in ITER in Abhängigkeit von der Plasmadichte. Q ist ein Maß, wie viel mehr Leistung erzeugt als aufgewandt wird. Die verschiedenen Kurven stellen verschiedene Leistungen dar, die in den Divertor abfließen. (Grafik: FZK)

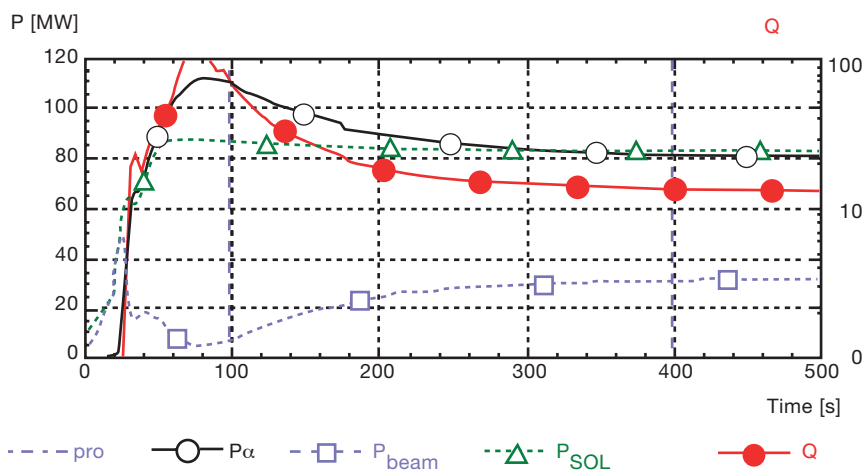


Abb. 32:
Vorhergesagtes Plasmaverhalten in ITER, abhängig von der Zeit: Q – rote Kurve, Alpha-Teilchenheizung – schwarze Kurve, Leistung, die in den Divertor fließt – grüne Kurve, Plasmaheizung – blaue Kurve. (Grafik: FZK)

7.3.8.2. Wechselwirkungen an der Plasmawand

Bei nicht-normalen Betriebszuständen in einem Tokamak wie ITER können Plasmaabbrüche (Disruptionen), Instabilitäten von Edge-Localized Modes (ELM) und Vertical Displacement Events (VDE) zu Leistungen von bis zu 10 Gigawatt pro Quadratmeter und Energien bis zu 30 Megajoule pro Quadratmeter führen, die auf die Prallplatten des Divertors treffen. Die daraus resultierende Materialerosion ist bestimmt von Verdampfung, Versprödung auf Grund des thermischen Schocks bei kohlenstofffaserverstärktem Kohlenstoff-Kacheln (CFC) und Schmelzen in Form von Wegspritzen von Tropfen

bei Wolframbeschichtungen. Das erodierte Material kann Flocken oder Staubpartikel bilden, aber ebenso auch ein Plasmaschild, das eine auftretende Erosion des betroffenen Materials abschwächt. Verunreinigungen, die sich von der Prallplatte lösen, werden ionisiert und wandern entlang der magnetischen Feldlinien in der Plasmarandschicht (Scrape-off Layer) zum X-Punkt (Abb. 33-35), wo sie den Einschluss des Plasmas durch Strahlungskühlung nachteilig beeinflussen.

Das Forschungszentrum Karlsruhe führt umfangreiche Analysen zur

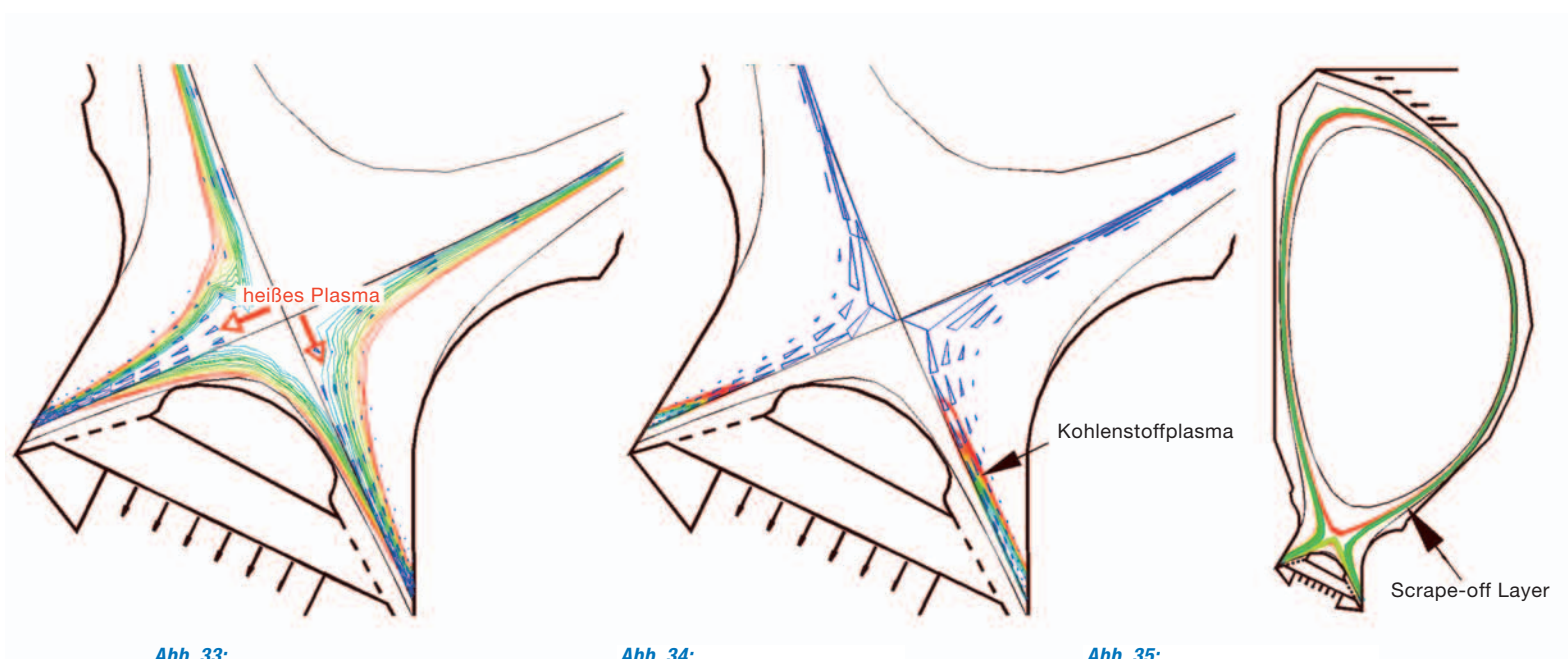


Abb. 33:
Auftreten eines ELMs.
(Grafik: FZK)

Abb. 34:
Ausbreitung des verdampften
Divertormaterials. (Grafik: FZK)

Abb. 35:
Bildung einer Verunreinigungs-
schicht im SOL. (Grafik: FZK)

Erosion der Beschichtung des Divertors und der Ersten Wand sowie zu Verunreinigungen durch, um die erwarteten Schäden und den Strahlungsfluss zu quantifizieren. Materialablösung, Bildung des Plasmaschildes und Transport von Verunreinigungen werden numerisch simuliert, um die Energieschwelle des Strahlungskollapses für einen Typ I-ELM abzuschätzen. Um die Berechnungen zu validieren, werden Experimente in so genannten Plasma-kanonen und in Tokamaks durchgeführt. Abb. 36 zeigt die simulierte Erosion von CFC nach einer Wärmebelastung von 20 Megajoule pro Quadratmeter.

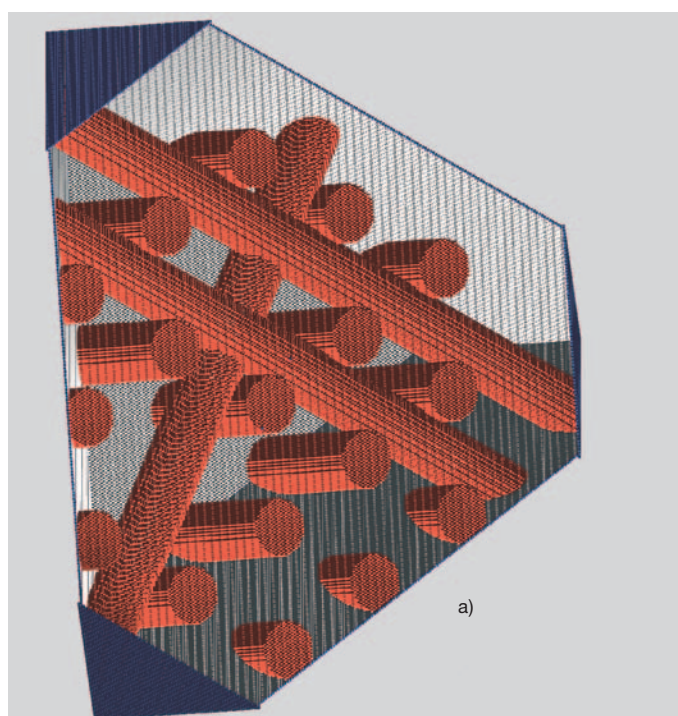
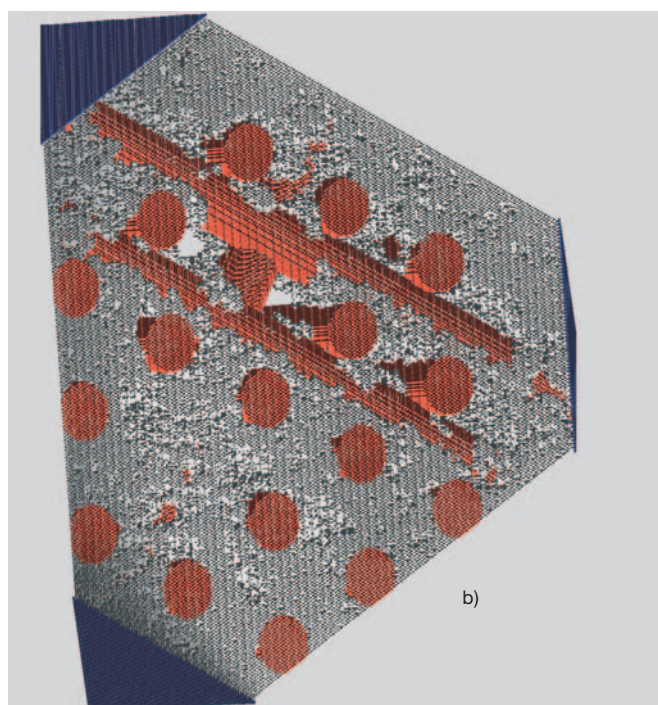


Abb. 36:
a) Simulierte CFC-
Faserstruktur ohne
Matrix
b) Erosion der
Probe nach
Beaufschlagung
mit 20 Mega-Joule/
Quadratmeter.
(Grafik: FZK)



8. Literaturhinweise

Einführung in die Physik der Fusionsforschung:

Schumacher, Uwe: Fusionsforschung. Eine Einführung. Darmstadt 1993.

Rebhan, Eckhardt: Heißer als das Sonnenfeuer – Plasmaphysik und Kernfusion, Piper-Verlag, München 1992.

Bosch, Hans-Stephan; Bradshaw, Alexander M.: Kernfusion als Energiequelle der Zukunft, in: Physikalische Blätter 57/11, 2001, Seite 55-60.

Hamacher, Thomas; Bradshaw, Alexander M.: Fusion as a future power source. Recent achievements and prospects, in: Proceedings of the 18th World Energy Congress, Buenos Aires 2001. World Energy Council (Hrsg.), London 2002, 01-06-06.

Lackner, Karl: Der nächste Schritt zum Fusionskraftwerk, in: Spektrum der Wissenschaft, Juni 2000, Seite 86 - 90.

Wolf, Gerd: Kernfusion mit magnetischem Einschluss. Evolution und Konkretisierung – der nächste Schritt, in: Physikalische Blätter 54/12, 1998, Seite 1109-1113.

U. Samm et al., Special Edition „TEXTOR“, Fusion Science and Technology, Vol 47, Feb. 2005

K.H. Finken (ed.), Special Edition „Dynamic Ergodic Divertor“, Fusion Engineering and Design, Vol. 37 (1997), 335-450

G. Eisenbeiss und U. Samm, „Fusionsforschung im Forschungszentrum Jülich“, atw 46. Jg. (2001) Heft 12

U. Samm, „Controlled Thermonuclear Fusion at the Beginning of a New Era“, Contemporary Physics 44 3 (2003) 203-217

U. Samm, „Energieabfuhr im Fusionsplasma durch kalten Strahlungsgürtel“, Phys. Bl. 50 (1994) 5

E. Rebhan, D. Reiter, R. Weynants, U. Samm, W.J. Hogan, J. Raeder, T. Hamacher, in: Landolt-Börnstein, Group VIII: Advanced Materials and Technologies, Volume 3: Energy Technologies, Subvolume B: Fusion and Fission Energy, Kapitel 5 (Controlled Nuclear Fusion: General Aspects), Springer-Verlag 2005

D. Campbell, in: Landolt-Börnstein, Group VIII: Advanced Materials and Technologies, Volume 3: Energy Technologies, Subvolume B: Fusion and Fission Energy, Kapitel 6 (Magnetic Confinement Fusion: Tokamak), Springer-Verlag 2005

H. Wobig, F. Wagner, in: Landolt-Börnstein, Group VIII: Advanced Materials and Technologies, Volume 3: Energy Technologies, Subvolume B: Fusion and Fission Energy, Kapitel 7 (Magnetic Confinement Fusion: Stellarator), Springer-Verlag 2005

Garry McCracken, Peter Stott: Fusion – the Energy of the Universe, Elsevier Academic Press, Oxford 2005

Peter C. Stangeby: The Plasma Boundary of Magnetic Fusion Devices, CRC Pr I LLC, May 2000, ISBN 0750305592

Peter E. Scott, Giuseppe Gorini, Paolo Prandoni, Elio Sindoni (Hrsg.): Diagnostics for Experimental Thermonuclear Fusion Reactors 2, 1998 Plenum Press, New York, ISBN 0-306-45835-7

Zu technischen Fragen:

Kernforschungszentrum Karlsruhe (Hrsg.): Nachrichten – Werkstoffe für hohe Belastungen. 31. Jahrgang, 1/1999.

Kernforschungszentrum Karlsruhe (Hrsg.): Nachrichten – Technik für die Kernfusion, 29. Jahrgang, 1/1997.

Raeder, Jürgen; Bünde, Rolf; Dänner, Wolfgang; Klingelhöfer, Rolf; Lengyel, Lajos; Leuterer, Fritz; Söll, Matthias: Kontrollierte Kernfusion. Grundlagen ihrer Nutzung zur Energieversorgung. Stuttgart 1981.

Forschungszentrum Karlsruhe (Hrsg.): Nachrichten – Technologien für die Kernfusion, 36. Jahrgang, 1/2004

W. Bahm et.al., Entwicklung von Technologien für die Kernfusion im Forschungszentrum Karlsruhe, atw, 47. Jg. (2002), Heft 2 (Teil I) und Heft 3 (Teil II)

Zu Sicherheits- und Umweltfragen:

Cook, I.; Marbach, G.; Di Pace, L.; Girard, C.; Taylor, N. P.: Safety and Environmental Impact of Fusion. EFDA-Report Nr. EFDA-S-RE-1, 2001.

Raeder, Jürgen; Cook, Ian; Morgenstern, F.; Salpietro, Ettore; Bünde, Rolf; Ebert, Edgar: Safety and Environmental Assessment of Fusion Power. Report of the SEAFP Project (EURFUBRU XII-217/95), Brüssel 1995.

D. Maisonnier et al.: A Conceptual Study of Commercial Fusion Power Plants: EFDA-Report Nr. EFDA-RP-RE5.0, 2005

G. Van Goethem, A. Zurita, S. Casalta, P. Manolatos (Hrsg.): FISA 2003, EU research in reactor safety, EUR 21026

Zu sozio-ökonomischen Fragen:

Hörning, Georg; Keck, Gerhard; Lattewitz, Florian: Fusionsenergie – eine akzeptable Energiequelle der Zukunft? Eine sozialwissenschaftliche Untersuchung anhand von Fokusgruppen. Akademie für Technikfolgenabschätzung in Baden-Württemberg, Arbeitsbericht Nr. 145, August 1999.

Lako, P.; Ybema, J. R.; Seebregts, A. J.: Long-term scenarios and the role of fusion power. Netherlands Energy Research Foundation (ECN), ECN-C-98-095, Februar 1999.

Hamacher, Thomas et al.: A comprehensive evaluation of the environmental external costs of a fusion power plant, in: Fusion Engineering and Design 56-57, 2001, Seite 95-103.

Hender, T. C.; Knight, P. J.; Cook, I.: Key issues for the economic viability of magnetic fusion power, in: Fusion Technology, Band 30, Dezember 1996, Seite 1605-1612.

Zur historischen Entwicklung:

Shaw, E.N.: Europe's Experiment in Fusion, the JET Undertaking. Amsterdam 1990.

Heppenheimer, T. A.: The Man-Made Sun. Boston 1984.

Bromberg, Joan L.: Fusion - Science, Politics and the Invention of a new Energy Source. Cambridge Mass. 1983.

C.M. Braams, P.E. Stott: Nuclear Fusion – Half a Century of Magnetic Confinement Fusion Research, IoP Publishing, Bristol 2002.