

Fusions- forschung IPP

5 Module mit 28Mbit/s Speicher
davon eine als größere Sonderperle
10 Windungen à 12 Leiter
davon 8 Cu-Leiter und 4 Kupferblech
mittl. Spulenradius 0,50-1,40 m
Stamm 3744, Stromdichte 27 MA/m²
No. Leiter 5 mm, Füllzustand 1,5 mm
Teil geräuschlos 47°C, Empfindlichkeit 100 MA
10 T) Induktivitäten
12) Induktivitäten, mittl. Spulenradius 0,50 m
Techn. Zeich. Maß 0,45-0,20 m
Kühlung 1, kreisförmig 20-200 Liter
Temperatur von 100 C
13) Leiter ab 100 C



Tokamaks

Fusionsexperimente vom Typ Tokamak, Anfang der 50er Jahre in der Sowjetunion entwickelt, wurden bald weltweit zum führenden Experimenttyp der Fusionsforschung. Schwerpunkt der Tokamak-Aktivitäten des Max-Planck-Instituts für Plasmaphysik ist das Experiment ASDEX Upgrade. Es ging 1991 in Betrieb, nachdem ein Jahr zuvor der Vorgänger - das „Axialsymmetrische Divertor-Experiment“ ASDEX - nach zehnjähriger, überaus erfolgreicher Experimentierzeit stillgelegt worden war. ASDEX hatte das Ziel, mit Hilfe eines Divertors saubere Plasmen zu erzeugen und seine Bedeutung für ein zukünftiges Fusionskraftwerk zu prüfen. Tatsächlich konnte das Experiment zeigen, dass ein Divertor das Plasma nicht nur sauberhalten kann, sondern auch zu einer bedeutenden Verbesserung der Energieeinschlusszeiten führt.

Der Nachfolger ASDEX Upgrade soll den Divertor in einer Form untersuchen, wie er auch in einem Kraftwerk einsetzbar wäre. Von der Divertor- und Randschichtphysik hat sich das Arbeitsfeld von ASDEX Upgrade im Laufe der Zeit auf das Plasmazentrum ausgedehnt. Aufbau und wesentliche Plasmeeigenschaften der Anlage sind einem späteren Kraftwerk angepasst. Sie ist damit insbeson-

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

Abgesehen von der Zuarbeit durch ASDEX Upgrade wirken Wissenschaftler des IPP auch direkt an der Vorbereitung des internationalen Experimentalreaktors ITER mit. Der Tokamak soll erstmals ein energielieferndes Plasma erzeugen und zugleich technische Komponenten eines Fusionskraftwerks untersuchen. Seit 1988 ist das IPP in Garching Gastgeber der internationalen ITER-Planungsgruppe.

Daneben beteiligt sich das IPP intensiv an dem wissenschaftlichen Programm des Tokamaks JET (Joint European Torus), dem europäischen Gemeinschaftsexperiment im englischen Culham. Das Plasma dieser weltweit größten Fusionsanlage kommt in vielem bereits einem Kraftwerksplasma nahe. Im Deuterium-Tritium-Betrieb hat JET 1997 kurzzeitig eine Fusionsleistung von 16 Megawatt erzeugt und dabei 65 Prozent der zur Plasmaheizung verbrauchten Energie als Fusionsenergie zurückgewonnen.

**Blick in das
Plasmagefäß des
Fusionsexperiments
ASDEX Upgrade**

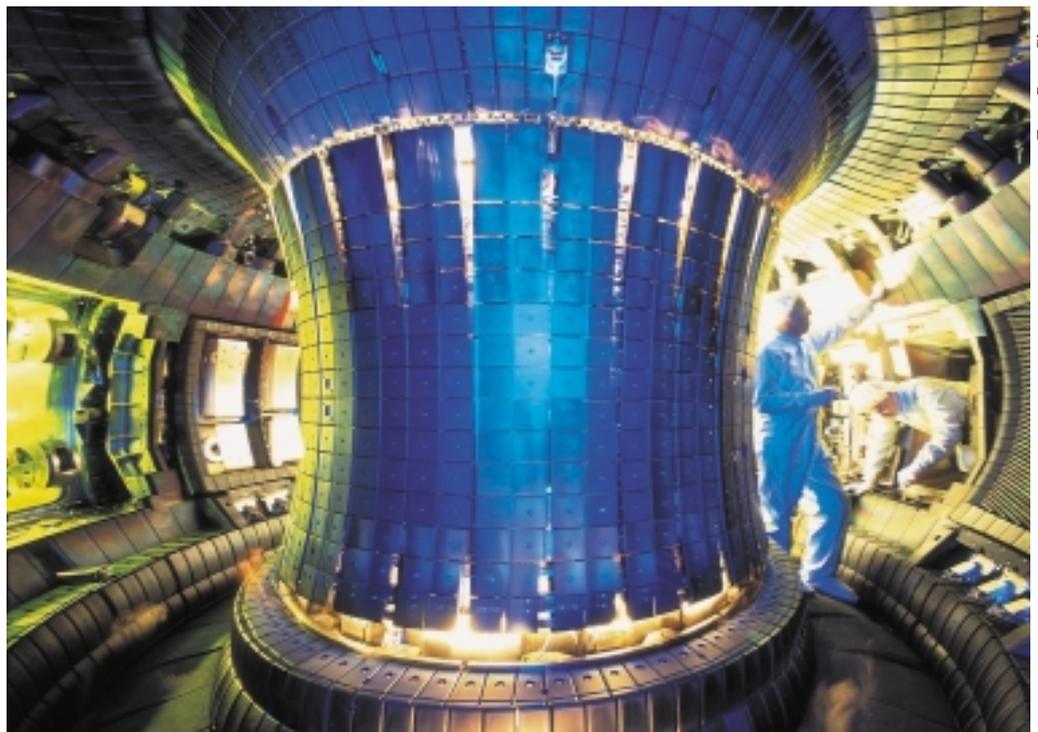
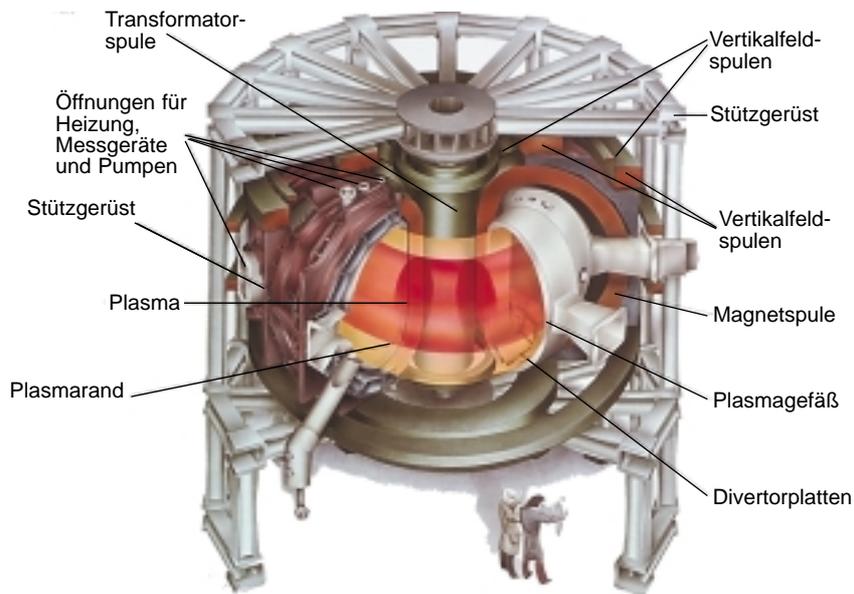


Foto: Peter Ginter



Aufbau von ASDEX Upgrade (aufgeschnitten) mit Plasmagefäß, Hauptfeldmagneten, Poloidalfeldspulen und Stützgerüst.

Fusionsexperiment ASDEX Upgrade

Das Tokamakexperiment ASDEX Upgrade, die gegenwärtig größte Fusionsanlage in Deutschland, ging 1991 im IPP in Betrieb. Eine der Aufgaben des Experiments ist es, die Wechselwirkung zwischen dem heißen Plasma und den Gefäßwänden unter bereits kraftwerksähnlichen Bedingungen zu untersuchen. Obwohl der heiße Plasmaring im Inneren des Gefäßes von magnetischen Kräften in Schwebelage gehalten wird, gerät das Plasma an seinem Außenrand dennoch in Kontakt mit den umgebenden Wänden. Dies kann zur Folge haben, dass Material von der Wand abgetragen wird, in das Plasma eindringt, es verunreinigt und abkühlt.

Weiterhin wird an ASDEX Upgrade die gleichzeitige Optimierung der zentralen Plasmaeigenschaften wie Isolationsgüte und Stabilität unter Berücksichtigung der Teilchen- und Wärmeabfuhr untersucht. Obwohl nämlich moderne Tokamakexperimente die für ein Kraftwerk notwendigen Isolations- und Stabilitätseigenschaften punktuell bereits demonstrieren konnten, gelingt ein „integriertes“ Szenario, das alle Anforderungen gleichzeitig erfüllt, noch nicht. Zu diesem Zweck untersucht ASDEX Upgrade zwei mögliche Entladungstypen, das sogenannte „ELMy H-mode-Szenario“, das einen konventionellen Ansatz für den Betrieb eines Fusionskraftwerks darstellt, sowie das fortschrittliche

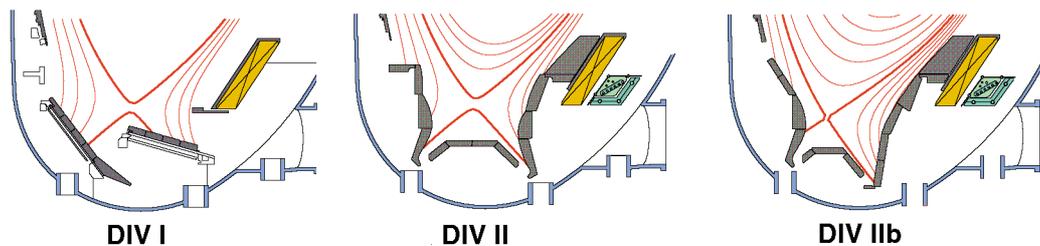
„Advanced Tokamak-Szenario“, das auf lange Sicht die hauptsächliche Beschränkung der Tokamaks, den gepulsten Betrieb, aufheben soll.

Einen Weg, Teilchen- und Energieabfuhr aus dem Plasma zu kontrollieren, zeigte das Experiment ASDEX (Axialsymmetrisches Divertor-Experiment), das von 1980 bis 1990 im IPP betrieben wurde. Spezielle Spulen erzeugten hier ein zusätzliches Magnetfeld, das Divertorfeld. Es lenkt („divertiert“) die gesamte äußere Randschicht des Plasmas in einen separaten Bereich des Plasmagefäßes, den Divertor. Eine geschlossene Magnetfeldfläche, die Separatrix, verhindert den Kontakt des inneren, heißen Plasmas mit der Gefäßwand und trennt den inneren Einschlussbereich vom äußeren offenen Plasma (siehe Abbildung Seite 24). Die Plasmateilchen des offenen Bereichs werden in den Divertor gelenkt. Sie treffen dort abgekühlt und vom heißen Plasmazentrum entfernt auf Prallplatten auf und werden abgepumpt. Ebenso können störende Verunreinigungen - in einem brennenden Plasma auch die „Fusionsasche“ Helium - aus dem Plasma entfernt werden. Zugleich wird die Gefäßwand geschont.

Überraschend wurde mit ASDEX auch ein Ausweg für ein grundlegendes Problem des magnetischen Plasmaeinschlusses entdeckt, nämlich die an allen Experimenten beobachtete Abnahme der Energieeinschlusszeit mit zunehmender Heizleistung: Unvermeidbar hat die Annäherung der Temperatur an die Zündbedingungen ein Absinken der Wärmeisolation zur Folge. 1982 wurde nun mit Hilfe

Grafik: Johann Weber

**Die verschiedenen
Divertoranordnungen von
ASDEX Upgrade**



der Divertoranordnung an ASDEX ein Plasmazustand mit guter Wärmeisolation des Brennstoffes entdeckt. Er wurde H-Regime (High Confinement Regime) getauft. Dieses Entladungsszenario ist auch heute noch die Grundoption für den Betrieb eines zukünftigen Fusionskraftwerks.

Das Divertor-Konzept erwies sich als so leistungsfähig, dass mittlerweile alle modernen Fusionsexperimente das ASDEX-Prinzip übernahmen oder entsprechend modifizierten. Nicht zuletzt wurde das europäische Gemeinschaftsexperiment JET für Divertorbetrieb umgestaltet. Die größten Erfolge hatte die Fusionsforschung mit JET, seit es in der Divertorkonfiguration und im H-Regime arbeitet. Diese Betriebsweise ist auch für den geplanten Internationalen Testreaktor ITER vorgesehen.

Die von ASDEX erfolgreich begründete Divertorlinie des IPP wird seit 1991 mit dem Nachfolger ASDEX Upgrade fortgesetzt, in dem das einfache Divertorkonzept von ASDEX den Erfordernissen eines Fusionskraftwerks angeglichen wurde. Im Gegensatz zum Vorgänger sind dabei auch wesentliche Plasmaeigenschaften, vor allem die Plasmadichte und die Belastung der Wände, den Verhältnissen in einem späteren Kraftwerk angepasst. Durch genügend hohe Heizleistung wird dafür gesorgt, dass die Energieflussdichten durch die Randschicht des

Plasmas denen im Fusionskraftwerk entsprechen. Außerdem wurde das Experiment so dimensioniert, dass in der auf Kraftwerksmaße vergrößerten gedachten Anlage Blanket und erste Wand innerhalb der Magnetspulen Platz fänden. Damit kann ASDEX Upgrade trotz seiner kleineren Abmessungen wesentliche Randschichteigenschaften ausreichend simulieren, die in ITER sowie in einem Kraftwerksplasma auftreten werden.

Die unmittelbare Übertragung der bewährten Betriebsweise des H-Regimes auf ITER ist wegen der hohen Fusionsleistungen jedoch nicht problemlos: Von der insgesamt im Kraftwerk erzeugten Fusionsleistung wird zwar der Hauptteil von den entstehenden Fusionsneutronen großflächig auf den Wänden des Plasmagefäßes abgeladen. Die eng gebündelt in den Divertor strömenden Plasmateilchen bringen aber dennoch wesentlich mehr Leistung auf die begrenzte Fläche der Divertorplatten, als diese ohne Zerstörung aushalten können.

Eine mögliche Lösung dieses Problems hat - nach Vorarbeiten am Jülicher TEXTOR-Experiment - ASDEX Upgrade 1994 vorgeführt: Damit nicht die gesamte Energie in Form von Plasmateilchen auf die Divertorplatten einprasselt, wurden in die Randschicht des Plasmas gezielt 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 und über die ganze Gefäßwand verteilt als Ultraviolett- oder Röntgenlicht aus dem Plasma. Anders als im heißen Plasmazentrum, wo diese abkühlende Wirkung vermieden werden muss, sind Verunreinigungen am Rand des Plasmas äußerst nützlich: Bevor die Plasmateilchen auf den Divertorplatten ankommen, haben sie ihre Energie bereits an die Neonatome verloren. Die Wärmeisolation dieses Plasmazustandes entspricht außerdem

**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:	13 Kubikmeter
Plasmagewicht:	0,003 Gramm
Anzahl der Toroidalfeldspulen:	16
Spulenstrom:	84 Kiloampere
Magnetfeld:	max. 3,90 Tesla
Plasmastrom:	max. 1,4 Megaampere
Entladungsdauer:	bis 10 Sekunden
Heizleistung:	
- Neutral-Injektion:	20 Megawatt
- Ionen-Zyklotronheizung:	8 Megawatt
- Elektronen-Zyklotronheizung:	2 Megawatt

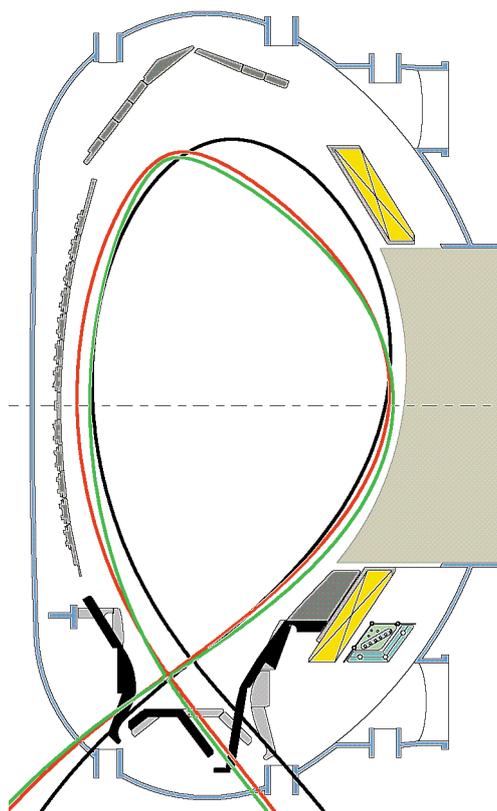
annähernd den günstigen Werten des H-Regimes.

Ein zusätzlicher Vorteil: Im H-Regime wirken Rand-Instabilitäten des Plasmas, sogenannte ELMs (Edge Localized Modes) besonders belastend für die Divertorplatten, weil sie Plasmateilchen und -energien gebündelt und schlagartig auf die Platten werfen. Andererseits sorgen sie damit auch für das Ausschleudern von Verunreinigungen aus dem Plasma. Statt der starken ELM-Einschläge des H-Regimes wünscht man sich deshalb schwächere und dafür häufigere ELMs. Genau dies ist in Experimenten mit strahlender Randschicht festzustellen. Allerdings zeigten Versuche, dieses Regime auch am derzeit größten Fusionsexperiment JET in Culham zu verwirklichen, dass sich die günstigen Wärmeisolationseigenschaften nicht ohne weiteres auf künftige Experimente übertragen lassen. Daher werden an ASDEX Upgrade auch andere Möglichkeiten der sanften Teilchen- und Leistungsauskopplung untersucht.

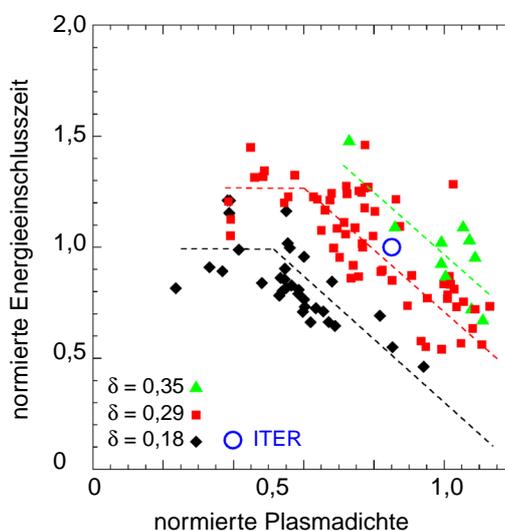
Eine weitere Möglichkeit, die auf die Prallplatten auftreffende Leistung zu handhaben, ist nämlich die bessere Gestaltung des Divertors selbst. Durch eine optimierte geometrische Form und Anordnung der Prallplatten kann man das Neutralgas in der Divertorkammer so steuern und an der energieführenden Schicht des Plasmas konzentrieren, dass ein Teil der Leistung von den neutralen Atomen absorbiert und großflächig verteilt wird. Dadurch werden die Prallplatten spürbar entlastet. Außerdem können Strömungen so aufgebaut werden, dass die Verunreinigungen im Divertorbereich konzentriert werden und bevorzugt dort Energie abstrahlen. Solche Überlegungen, unterstützt durch aufwändige Computersimulationen, führten zur Ausarbeitung eines neuen Divertorkonzepts für ASDEX Upgrade. Dieser sogenannte „Divertor II“ wurde im Sommer 1996 in die Anlage eingebaut und im Herbst 2000 als „Divertor IIb“ so modifiziert, dass Plasmaquerschnitte mit erhöhter Dreieckigkeit in den Divertor eingepasst werden können (Abbildung Seite 46). Mit diesem Konzept konnte die Belastung der Divertorplatten deutlich verringert werden. Der Erfolg erhöht auch die Glaubwürdigkeit der verwendeten Computerprogramme im Hinblick auf die Modellierung zukünftiger Anlagen.

Zusätzlich untersucht man an ASDEX Upgrade unterschiedliche Wandmaterialien, die den Leistungs- und Teilchenflüssen in

einem Kraftwerk standhalten können. Neben dem an vielen Fusionsanlagen eingesetzten Kohlenstoff, der sich durch hervorragende thermische und mechanische Eigenschaften auszeichnet, wurden an ASDEX Upgrade auch sehr erfolgreich Wolframbeschichtung des Divertors und der inneren Wand untersucht. 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

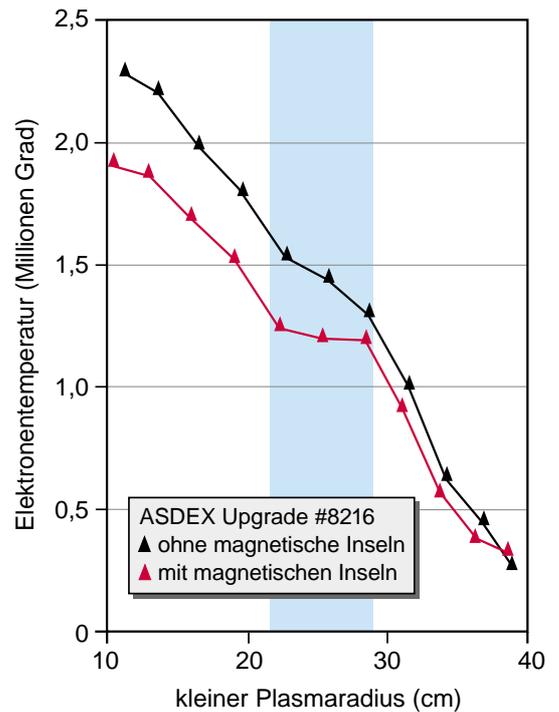
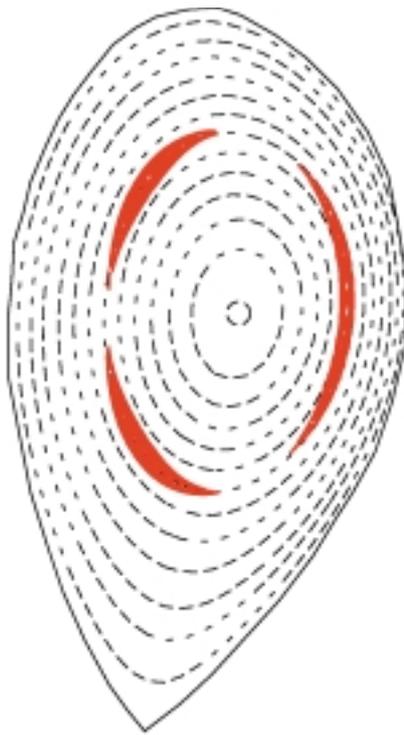


Querschnitt durch das Plasmagefäß von ASDEX Upgrade. Eingezeichnet sind Plasmen verschiedener „Dreieckigkeit“ des Plasmaquerschnitts. Durch die Erhöhung der „Dreieckigkeit“ kann gute Wärmeisolation auch bei hoher Plasmadichte aufrechterhalten werden.



Bei niedriger Dreieckigkeit δ (schwarzer Plasmaquerschnitt oben und schwarze Punkte links) nimmt die Energieeinschlusszeit mit steigender Plasmadichte bereits vor Erreichen des Reaktorzielwerts ab. Plasmen mit hoher Dreieckigkeit (rote und grüne Kurven bzw. Punkte) besitzen dagegen auch bei hoher Plasmadichte ausreichende Isolationsgüte.

Links: Plasmaquerschnitt von ASDEX Upgrade mit magnetischen Inseln (rot). Das Diagramm rechts zeigt den Verlauf der Elektronentemperatur mit und ohne Inseln. Die beim Plasmaradius 22 bis 29 Zentimeter auftretenden Inseln (blauer Bereich) führen zu einem deutlich flacheren Temperaturprofil. Dadurch nimmt auch die Zentraltemperatur ab.



Kraftwerk günstig auf das Tritiuminventar auswirken würde. Jedoch können Wolframverunreinigungen in wesentlich geringerem Maße als Kohlenstoff im Plasma geduldet werden, da Wolfram zu starken Abstrahlungsverlusten führt. Es hat sich aber gezeigt, 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.

Der Veränderung des Divertors von Version II zu IIb liegt die Erkenntnis zugrunde, dass mit der gezielten Formung des Plasmaquerschnitts deutliche Fortschritte auf dem Weg zu einem kraftwerkstauglichen integrierten Entladungsszenario erzielbar sind. So war es durch die Erhöhung der „Dreieckigkeit“ des Plasmaquerschnitts erstmals möglich, die vom H-Regime bekannte Isolationsgüte auch bei hoher Plasmadichte aufrechtzuerhalten: Während bei niedriger Dreieckigkeit die Wärmeisolation mit steigender Plasmateildichte bereits vor Erreichen des für ein Kraftwerk notwendigen Wertes abnimmt, besitzen Plasmen mit hoher Dreieckigkeit auch bei kraftwerksrelevanter Plasmadichte ausreichende Isolationsgüte (Abbildungen Seite 47). Zusätzlich ist in diesem Betriebsbereich die Belastung der Prallplatten - durch das Auftreten kleiner ELMs mit nahezu kontinuierlicher Leistungsbeaufschlagung der Platten - besonders günstig.

Man nähert sich damit einem Entladungsszenario mit ausreichender Isolationsgüte bei hoher Plasmadichte und akzeptablen Leistungsflüssen auf die Divertorplatten. Eine weitere Bedingung für ein Fusionskraftwerk ist allerdings die Effizienz des magnetischen Einschlusses: Einerseits muss die im Plasma gespeicherte Energie möglichst groß sein, da dies hohe freisetzbare Fusionsleistung bedeutet. Andererseits sollte die dazu benötigte Magnetfeldenergie möglichst gering sein, da das Magnetfeld von supraleitenden Spulen erzeugt werden muss, die die Kosten der Anlage wesentlich bestimmen. Das Verhältnis von thermischer Plasmaenergie zu magnetischer Energie bezeichnet man als Plasma-Beta (siehe Seite 11). Hohes Beta bedeutet also effiziente Nutzung des Magnetfeldes.

Es zeigt sich jedoch, dass die Beta-Werte nicht beliebig erhöht werden können, da bei hohem Beta im Plasma Instabilitäten auftreten. Theoretische Arbeiten sagen für Tokamaks und Stellaratoren eine Beta-Grenze bei einigen Prozent vorher. Zur Vorbereitung von ITER ist es daher ein wichtiges Untersuchungsziel, sowohl den maximal erreichbaren Beta-Wert zu ermitteln als auch einen stabilen Arbeitspunkt mit möglichst hohem Beta zu demonstrieren. Mit seiner ITER-ähnlichen Geometrie ist ASDEX Upgrade für solche Untersuchungen gut geeignet. Obwohl an der Anlage gezeigt werden konnte, dass stationäre Entladungen bei dem von ITER angestrebten Beta-Wert ohne

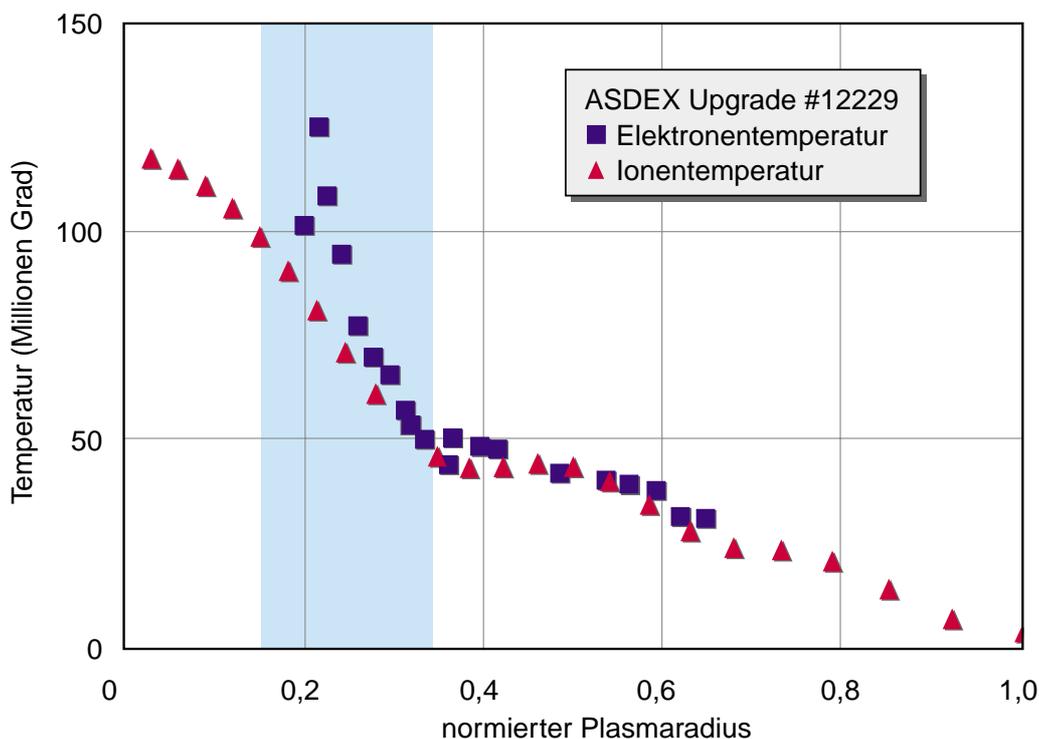
Plasmainstabilitäten möglich sind, findet man doch in der Nähe des ITER-Arbeitspunktes eine spezifische Art von Instabilitäten - sogenannte magnetische Inseln - die sich negativ auf den Plasmaeinschluss auswirken. Dies zeigt die Abbildung links. Magnetische Inseln sind in sich geschlossene Strukturen magnetischer Flächen, die verschiedene radiale Bereiche des Plasmas mit Magnetfeldlinien verbinden und somit für die Wärmeisolation einen Kurzschluss darstellen. Da zudem nicht klar ist, wie sich diese Ergebnisse auf ITER übertragen lassen, ist es wünschenswert, eine aktive Kontrollmethode zu entwickeln, die magnetische Inseln vermeidet oder beseitigt.

Dies wurde an ASDEX Upgrade 1999 demonstriert: Durch gezieltes Einstrahlen elektromagnetischer Wellen bei der Elektronen-Zyklotron-Resonanzfrequenz mit einer Leistung von weniger als zehn Prozent der gesamten Heizleistung konnten im Plasma lokale Ströme getrieben werden, welche die unerwünschten Inseln zerstören und den ursprünglichen Zustand mit guter Wärmeisolation wieder herstellen. Diese Methode könnte auch in ITER oder einem Kraftwerk den Betrieb bei ausreichend hohen Beta-Werten gewährleisten.

Neben dem H-Mode-Szenario mit ELMs wird seit einigen Jahren noch eine weitere Betriebsweise für Tokamaks untersucht. Bei diesem „Advanced Tokamak-Szenario“ versucht man, sich den sogenannten „Bootstrap-

Strom“ zu Nutze zu machen. Dieser durch einen thermoelektrischen Effekt getriebene Ringstrom ist um so stärker, je größer das Plasma-Beta ist. Daher ist es denkbar, bei ausreichend hohem Plasma-Beta stationäre Tokamakentladungen zu erreichen, bei denen der Plasmastrom nicht durch den Transformator, sondern durch den internen Bootstrap-Strom aufrecht erhalten wird. Dies hebt die Beschränkung der Pulsdauer eines Tokamak auf und kann im Prinzip, wie im Stellarator, zu einem Kraftwerk mit Dauerbetrieb führen. Daher wird weltweit neben den Untersuchungen zum H-Regime auch die Möglichkeit von „Advanced Tokamak-Szenarien“ untersucht. Es zeigt sich jedoch, dass hierzu sowohl Isolationsgüte als auch Plasma-Beta noch über den im H-Regime erreichbaren Werten liegen müssen.

Ein nochmals verbesserter Energieeinschluss lässt sich durch den Aufbau sogenannter interner Transportbarrieren realisieren. Dies sind Bereiche im Plasmainternen, in denen die Wärmeisolation durch das Ausbilden einer Plasmaströmung stark verbessert ist. An ASDEX Upgrade konnte 1998 zum ersten Mal gezeigt werden, dass interne Transportbarrieren gleichzeitig in den Profilen der Ionen- und der Elektronentemperatur erreicht werden können (Abbildung unten). Ein Hauptproblem liegt aber im dauerhaften Aufrechterhalten solcher Entladungen, die wegen der hohen Druckunterschiede zwischen benachbarten magnetischen



Profile der Ionen- und Elektronentemperatur in ASDEX Upgrade über dem Plasmaradius. Im Bereich der internen Transportbarriere (blauer Bereich) werden die Profile deutlich steiler, so dass hohe Zentraltemperaturen erreicht werden.

Flächen zur Instabilität neigen. Daher ist die Verwirklichung stationärer Advanced Tokamak-Szenarien mit hohem Plasma-Beta auch in Zukunft ein wichtiger Forschungsschwerpunkt für ASDEX Upgrade. Erst dann wird sich herausstellen, ob diese Betriebsweise auch in ITER oder einem Kraftwerk anwendbar sein wird.

JET-Mitarbeit

Das Tokamak-Experiment JET (Joint European Torus) wird gemeinsam von allen Laboratorien des Europäischen Fusionsprogramms, darunter auch dem Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, in Culham/Großbritannien betrieben. Es ist das weltweit größte und am weitesten fortgeschrittene Fusionsexperiment: Der Plasmaring der Anlage hat einen Umfang von 20 Metern, eine Höhe von über drei Metern und einen

lassen. Dazu wurde JET von Anfang an technologisch auf den Betrieb mit Tritium und die dann notwendige Fernsteuerung der Anlage ausgerichtet.

Heute ist das JET-Plasma nur noch um einen Faktor sechs von der Zündbedingung entfernt und hat bis zu 16 Megawatt Fusionsleistung erzeugt. Der gewaltige Fortschritt der Fusionsforschung, der sich hinter diesen Daten verbirgt, wird deutlich im Vergleich zu den Werten des Jahres 1970, als die Überlegungen zum Bau des Experimentes begannen: Damals lagen die Resultate der weltbesten Experimente um einen Faktor 25.000 unter den Kraftwerkserfordernissen.

Generell experimentieren heutige Fusionsexperimente mit Modellplasmen aus normalem Wasserstoff oder Deuterium. Der Vergleich dieser zwei Möglichkeiten erlaubt eine Hochrechnung der Ergebnisse auf Deuterium-Tritium-Bedingungen, wie sie für ein künftiges Kraftwerk relevant sind. Zur Prüfung dieser Ergebnisse wurde in JET - der heute einzigen Anlage weltweit, die mit Tritium-Plasmen experimentieren kann - in zwei Experimentreihen mit Deuterium-Tritium-Plasmen gearbeitet (Abbildung Seite 52). In der ersten Experimentierphase im Jahr 1991 wurde die Menge des verfügbaren Tritiums auf 0,2 Gramm beschränkt, weil man - wegen geplanter Umbauten im Plasmagefäß - dessen radioaktive Belastung möglichst niedrig halten wollte. Das Plasma bestand daher nur zu elf Prozent aus Tritium. Dennoch wurden - erstmalig in der Geschichte der Fusionsforschung - 1,5 Megawatt Fusionsleistung erzeugt.

Im Jahre 1997 fand eine zweite Reihe von Deuterium-Tritium-Experimenten statt. Dabei veränderte man die Mischung von Deuterium und Tritium von 100 Prozent Deuterium über eine Zusammensetzung aus gleichen Teilen wie im späteren Kraftwerk bis hin zu 100 Prozent Tritium. So wurden zuverlässige Vorhersagen der Plasmabedingungen mit reaktorrelevanten Brennstoffmischungen möglich.

Die höchste Fusionsleistung bis zu 16 Megawatt wurde unter transienten, d.h. vorübergehenden Bedingungen produziert. In der besten Entladung betrug das Verhältnis Q der erzeugten Fusionsleistung zur Heizleistung 0,64. Rund 65 Prozent der aufgewendeten Heizleistung wurde also durch Fusionsreaktionen zurückgewonnen. Unter statio-

Charakteristische Daten des Experimentes JET

Radius der Anlage (über alles):	7,5 Meter
Höhe (über alles):	11,5 Meter
Gewicht:	4000 Tonnen
Großer Plasmaradius:	2,93 Meter
Plasmahöhe:	4 Meter
Plasmabreite:	2,5 Meter
Plasmavolumen:	80 Kubikmeter
Plasmagewicht:	0,02 Gramm
Anzahl der Toroidalfeldspulen:	32
Spulenstrom:	max. 78 Kiloampere
Magnetfeld:	max. 4,0 Tesla
Plasmastrom	max. 5 Megaampere
Entladungsdauer:	max. 60 Sekunden
Heizleistung:	
- Neutralteilchenheizung	22 Megawatt
- Ionen-Zyklotronheizung:	15 Megawatt
- Lower-Hybrid-Stromtrieb	7 Megawatt

Durchmesser von 2,5 Metern. Das Experiment wurde ab 1972 von den Europäern gemeinsam konzipiert, innerhalb des vorgegebenen Kosten- und Zeitrahmens gebaut und seit 1983 auch gemeinsam betrieben. JET hat die Aufgabe, das Verhalten eines Fusionsplasmas nahe der Zündung zu untersuchen. Das Experiment soll Plasmazustände erreichen, die für ein Brennstoffgemisch aus Deuterium und Tritium einige Megawatt an Heizleistung aus den entstehenden Heliumkernen erwarten

**Blick in das
Plasmagefäß des
Joint European Torus
(JET).**

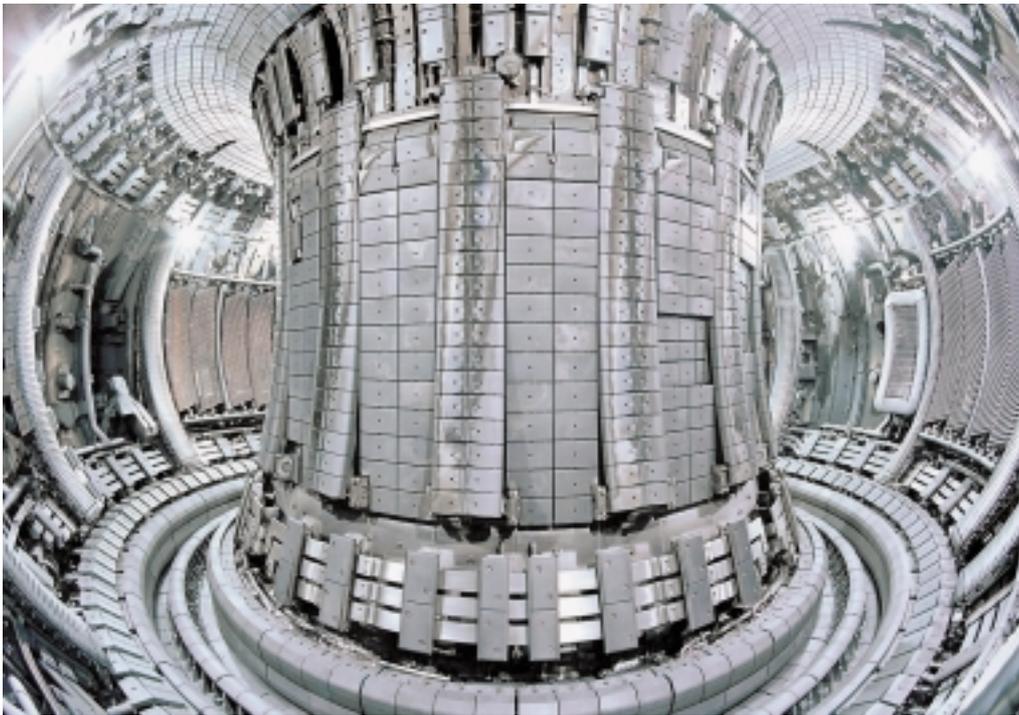


Foto: JET

nären Bedingungen, wie sie für ein Kraftwerk notwendig sind, erreichte der Wert Q in JET ungefähr 0,2. Insgesamt lieferten diese Ergebnisse eine solide Grundlage zur Vorhersage der erreichbaren Fusionsleistung in einem zukünftigen Kraftwerk.

Im zweiten Deuterium-Tritium-Experiment wurde sehr viel mehr Tritium verwendet als im Jahr 1991. Um das Inventar dennoch zu begrenzen und ebenso die für das Fusionskraftwerk notwendige Technologie zu testen, wurde eine Tritium-Recycling-Anlage zur Wiederaufbereitung des nach jeder Entladung zurückgewonnenen Tritiums eingesetzt. Auf diese Weise wurde die gesamte Tritiummenge auf 20 Gramm begrenzt; durch Wiederverwendung des gesammelten Tritiums wurden jedoch Experimente mit fast 100 Gramm Tritium möglich.

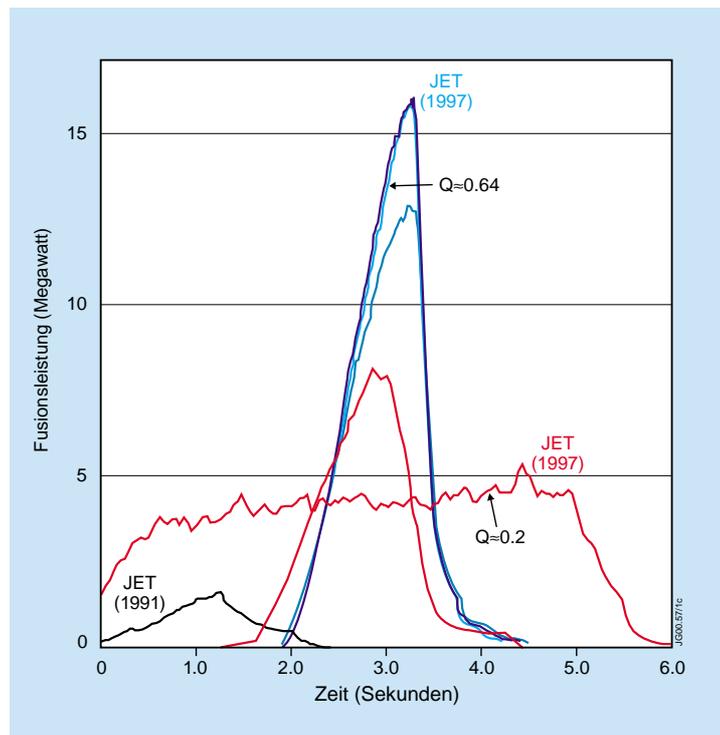
Die Aktivierung des Plasmagefäßes nach dem zweiten Deuterium-Tritium-Experiment macht langandauernde Wartungs- oder Umbauarbeiten durch im Gefäß arbeitende Techniker unmöglich. Stattdessen wird inzwischen für solche Arbeiten routinemäßig ein ferngesteuertes Robotersystem benutzt. Während einer fünfmonatigen Experimentierpause im Jahr 1998 wurde zum Beispiel die gesamte Divertorstruktur am Boden des Plasmagefäßes vollständig durch Roboter ersetzt. Der Erfolg dieser und späterer ferngesteuerter Instandhaltungsarbeiten zeigt die Brauchbarkeit dieser Technik auch in einem späteren Kraftwerk.

Seit dem Jahr 2000 wird JET in einer neuen Organisationsform im Rahmen des European

Fusion Development Agreement betrieben und ist kein selbständiges Gemeinschaftsprojekt der Europäischen Fusionslaboratorien mehr. Das Vorbereiten, Ausführen und Auswerten der Experimente übernehmen nun zeitweise von ihren Heimatlaboratorien abgeordnete Wissenschaftler und Techniker. Für den technischen Betrieb ist das britische Fusionslabor in Culham zuständig, das die Forschungsanlage samt der zugehörigen Messgeräte und Plasmaheizungen betriebsbereit zur Verfügung stellt. In der neuen Organisationsform soll das leistungsfähige JET-Experiment über das geplante Betriebsende im Jahr 1999 hinaus zur Vorbereitung des Internationalen Experimentalreaktors ITER genutzt werden.

Die Experimentierprogramme verfolgen zwei Ziele: Erstens die Demonstration eines konventionellen Plasmazustandes, wie er für ITER notwendig ist: Dazu muss der stabile Einschluss von Deuterium-Tritium-Plasmen mit hoher Plasmadichte und niedrigem Leistungsfluss auf die erste Wand kombiniert werden. Auf Kraftwerksgröße hochgerechnet, soll dies direkt zu einer wirtschaftlichen Energiequelle führen. Zweites Ziel des JET-Programms ist die Entwicklung eines „Advanced Szenario“ mit deutlich besserem Plasmaeinschluss als in herkömmlichen Experimenten: Kontrolliert man das Profil des Plasmastroms mit Hilfe externer Stromtriebssysteme, zum Beispiel durch Hochfrequenzheizung, so sollte man den Turbulenzmechanismus stabilisieren können, der den Energietransport aus dem Zentrum des

Zeitlicher Verlauf der in JET erzeugten Fusionsleistung in verschiedenen Plasmen: Die schwarze Linie zeigt eine der Deuterium-Tritium-Entladungen 1991 mit geringem Tritium-Anteil. Die übrigen Kurven zeigen Entladungen aus dem Jahr 1997. Das Verhältnis Q der erzeugten Fusionsleistung zur Heizleistung ist für die besten transienten (blau) und stationären Entladungen (rot) angegeben.



Plasmas zur Wand beherrscht. Anfängliche Ergebnisse sind ermutigend, obgleich noch viel Entwicklungsarbeit zu leisten ist, bis diese Plasmen unter stationären Bedingungen existieren und Werte erreichen, die mit den technischen Randbedingungen in einem Kraftwerk verträglich sind.

Das Max-Planck-Institut für Plasmaphysik ist ein Hauptteilnehmer des wissenschaftlichen JET-Programms. In den Jahren 2000 und 2001 haben sich über 35 IPP-Physiker an Experimenten bei JET beteiligt, die alle wichtigen plasmaphysikalischen Gebiete abdecken. Dabei beginnt die Teilnahme mit einem Experimentiervorschlag der interessierten Parteien und schließt Besuche bei JET und die dortige Ausführung der Experimente ein. Die Ergebnisse werden dann im allgemeinen in den Heimatlaboratorien im Detail analysiert. Da das JET-Programm vor allem der Vorbereitung von ITER dienen soll, ist der Vergleich zwischen JET und dem Garching ASDEX Upgrade - den beiden größten ITER-ähnlichen Tokamaks in Europa - besonders fruchtbar. 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 voraussagen zu können.

ITER-Mitarbeit

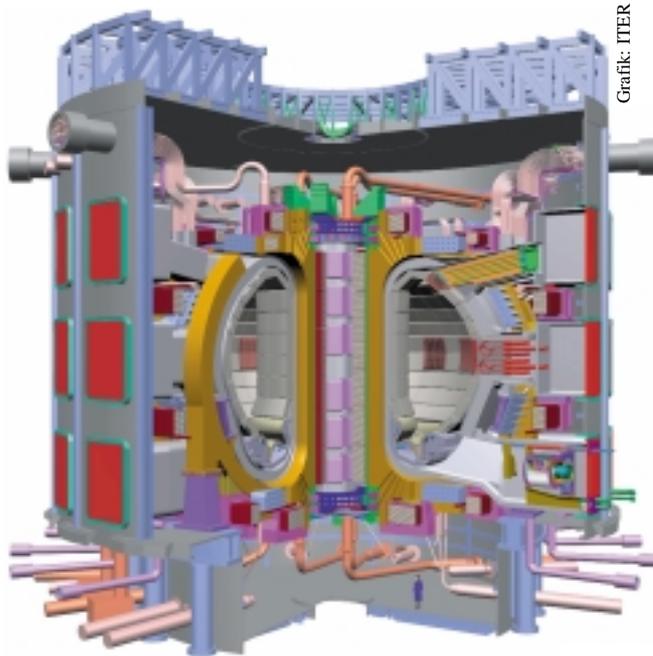
Das Experiment JET kann wichtige physikalische Erfordernisse für ein Fusionskraftwerk prüfen. Vor dem Bau eines Demonstrationskraftwerks muss jedoch der Nachweis erbracht werden, dass ein für längere Zeit brennendes Plasma physikalisch und technisch realisierbar ist. Außerdem müssen eine große Zahl technischer Kraftwerkskomponenten weiterentwickelt und erprobt werden. Hierzu gehören supraleitende Magnetspulen, die Tritium-Technologie, das Abführen der erzeugten Wärme-Energie, 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. Die Dimensionen dieses Experimentalreaktors werden die von JET noch einmal deutlich übersteigen, vor allem wegen der zusätzlich nötigen technischen Komponenten wie Blanket und radiologischer Abschirmung. Das ITER-Projekt wurde 1985 in Gesprächen des damaligen sowjetischen Generalsekretärs Gorbatschow mit den Präsidenten Frankreichs und der USA, Mitterrand und Reagan, eingeleitet. Im Frühjahr 1988 begannen dann am IPP als Gastlabor die Planungsarbeiten. Im Dezember 1990 legte die amerikanisch-europäisch-japanisch-russische ITER-Studien-

gruppe 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 wird das zentrale ITER-Team durch Gruppen in den jeweiligen Heimatlaboratorien der Partner, die auch die nötigen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für ITER übernehmen. Das EFDA-Team (European Fusion Development Agreement) in Garching fungiert dabei seit 1998 als das europäische ITER-Team. Vorher war dies die Aufgabe des ebenfalls in Garching angesiedelten NET-Teams (Next European Torus).

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 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 kostensparend zu überarbeiten. Dabei sollte das Ziel beibehalten werden, die Fusion innerhalb nur einer



Grafik: ITER

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

weiteren Experimentgeneration bis zum Demonstrationskraftwerk zu bringen. Letzteres erfordert, dass auch in einem verkleinerten ITER die thermonukleare Selbstheizung des Plasmas jede Fremdheizung 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

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 m ²
Fusionsleistung:	500 Megawatt
Brenndauer:	≥ 300 Sekunden

Charakteristische Daten des ITER-Experiments (nach dem Abschlussbericht vom Juli 2001)

**Prototyp der Hälfte
eines Plasmagefäß-
Sektors in
Originalgröße - nach
dem ITER-Entwurf von
1998 - hergestellt
in Japan**



Foto: ITER

Mitte des Jahres 2001 vorgelegten Entwurf für ITER-FEAT (Fusion Energy Amplifying Tokamak) 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 (siehe Seite 23), ein Prototyp-Teil des Plasmagefäßes (Abbildung oben), Blanket-Bausteine, Divertor-Komponenten sowie Fernbedenungs-Apparaturen

zum Auswechseln von Blanket- und Divertor-Teilen gefertigt. Alle Prototypen und Modelle wurden inzwischen unter den späteren Betriebsbedingungen getestet. Auch die in diesem Technologieprogramm gewonnenen fertigungstechnischen Erfahrungen sind kostensparend in den Neuentwurf eingeflossen.

Zur Zeit wird die Frage des möglichen ITER-Standortes diskutiert. Seit dem Jahr 2000 liegt ein offizielles Angebot der kanadischen Regierung vor, Gastgeber für ITER zu sein. Auch in Japan und Europa gibt es konkrete Entwicklungen auf einen Standortvorschlag hin, so dass die baldige Bekanntgabe weiterer Angebote erwartet werden kann. Angesichts dieser positiven Entwicklungen erscheint auch eine Wiederaufnahme der ITER-Aktivitäten in den USA nicht ausgeschlossen. Ungefähr zehn Jahre nach der Baugenehmigung könnte ITER das erste Plasma erzeugen, so dass mit einem Betriebsbeginn im nächsten Jahrzehnt gerechnet werden kann.

Abgesehen von seiner Rolle als Gastgeber der EFDA- und ITER-Gruppe trägt das IPP mit dem Forschungsprogramm seines Experiments ASDEX Upgrade mit einem Großteil seiner Aktivitäten zur Vorbereitung des Testreaktors 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.