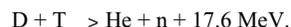


RICHTUNGSWEISENDE ERGEBNISSE VOM EUROPÄISCHEN FUSIONSEXPERIMENT JET

Martin Keilhacker
JET Joint Undertaking
Abingdon, Oxfordshire, UK

1. Einleitung

Ziel der Fusionsforschung ist ein Reaktor, basierend auf der Verschmelzung der beiden Wasserstoffisotope Deuterium und Tritium zu einem Heliumkern und einem Neutron unter Freisetzung einer Energie von 17.6 MeV



Die freiwerdende Energie verteilt sich auf Heliumkern (Alphateilchen) und Neutron im umgekehrten Verhältnis ihrer Massen (Impulserhaltung), das heißt das Alphateilchen übernimmt 3.5 MeV und das Neutron 14.1 MeV. Aus der Energie der Alphateilchen werden im Fusionsreaktor die Plasmaverluste gedeckt, während die Energie der Neutronen die Nutzleistung darstellt. Die Neutronen werden gleichzeitig zum Brüten von Tritium aus Lithium in einem das Plasma umgebenden Blanket benutzt.

Die wesentlichen Vorteile der Energiegewinnung aus kontrollierter Kernfusion (hier D-T Reaktion) seien nochmals kurz zusammengefaßt:

- die Grundbrennstoffe Deuterium und Lithium sind billig und praktisch unbegrenzt;
- ein Fusionsreaktor ist grundsätzlich sicher (bei Störungen des Brennvorgangs erlischt die Reaktion), das heißt er kann nicht "durchgehen"; und
- das biologische Gefährdungspotential (Tritium und das aktivierte Strukturmaterial) ist, verglichen mit einem Spaltreaktor, relativ niedrig.

Diesen Vorteilen stehen natürlich auch Schwierigkeiten gegenüber:

- die physikalischen Bedingungen für "Zündung" sind nicht leicht zu erreichen;
- ein Fusionsreaktor wird technisch relativ komplex sein; und
- die Entwicklungszeit bis zum Prototype-Reaktor ist noch lang (etwa 40 - 50 Jahre).

Letzteres ist jedoch kein grundsätzliches Hindernis, da die Umstellung auf neue Energiequellen (weg von fossilen Brennstoffen) im Wesentlichen in der zweiten Hälfte dieses Jahrhunderts ansteht.

Um die Erfolge von JET und ihre Bedeutung für die zukünftige Entwicklung der Kernfusion richtig einschätzen zu können, müssen sie mit den physikalischen Anforderungen an einen Fusionsreaktor verglichen werden (dieselben Anforderungen gelten auch für ITER¹, das von der Physik her bereits den Kern eines zukünftigen Fusionsreaktors darstellt). Diese sind:

- Heizung des Plasmas auf Fusionstemperaturen (10 - 20 KeV) dies wurde bereits erfolgreich demonstriert;
- genügend lange Energieeinschlusszeiten; hier werden Skalierungsgesetze für die Extrapolation zum Reaktor/ ITER aufgestellt;
- Kontrolle der Verunreinigungen und der Teilchen- und Energieabfuhr; hierfür wird das Konzept des magnetischen Divertors entwickelt; sowie
- Alphateilchenheizung zur Deckung der Plasmaverluste und Erfahrung mit D-T Betrieb; hier wird auf der physikalischen Seite das Plasmaverhalten bei Alphateilchenheizung untersucht, auf der technischen Seite werden Tritiumkreislauf und "Remote Handling" Techniken entwickelt und eingesetzt.

JET (Joint European Torus) ist das Kernstück des Europäischen Fusionsprogramms und das führende Experiment weltweit. Es ist ein wesentliches Element - zusammen mit den Tokamakexperimenten TFTR in USA und JT-60 in Japan - der weltweiten Strategie auf dem Weg zum Fusionsreaktor mit den Schritten



JET spielt wegen seiner Größe und seiner reaktornahen Plasmaparameter eine zentrale Rolle bei der Entwicklung der physikalischen - und zum Teil auch technischen - Bedingungen für ITER und einen künftigen Fusionsreaktor. Ohne seine Ergebnisse wäre eine sinnvolle Extrapolation zur nächsten Generation von Maschinen (ITER) nicht möglich.

Im Folgenden werden die wichtigsten neueren Ergebnisse von JET auf den Gebieten Energieeinschluss des Plasmas (Kapitel 2), Verunreinigungs-kontrolle sowie Teilchen- und Energieabfuhr (Kapitel 3) und Deuterium-Tritium Experimente (Kapitel 4) dargestellt². Eine Diskussion der Bedeutung dieser Ergebnisse für ITER und einen Reaktor sowie der noch offenen Fragen (Kapitel 5) beschließt die Arbeit.

2. Energieeinschluss

Der Energie- und Teilchentransport in Fusionsplasmen ist "anormal" und beruht, im Gegensatz zum klassischen, auf binären Teilchenstößen basierenden Transport, auf turbulenten Fluktuationen des elektrischen und/oder magnetischen Feldes. Im einfachsten Fall führt das zu dem in

¹ Aymar, R. et al., Fusion Energy 1996: Proc. 16th Internat. Conf, Montreal, Canada, 1996, Vol.1, IAEA, Vienna, 1997, p.3

² Ausführliche Berichte in: Keilhacker, M. et al., Phil. Trans. R. Soc. London A 357 (1999) 415; und: Keilhacker, M. et al., Plasma Phys. Control. Fusion 41(1999)1

Abb. 1 mit L-Mode (L steht hier für Low Confinement) bezeichneten Druckprofil. Unter bestimmten, im folgenden noch näher beschriebenen Bedingungen wird der anomal hohe Transport in bestimmten Plasmazonen reduziert, es bilden sich sog. Transportbarrieren. Die bekannteste Transportbarriere ist die am Plasmarand, die zu der 1982 an ASEX entdeckten H-Mode (für High Confinement)³ führt.

Im Bereich der Transportbarriere stellt sich das Druckprofil solange auf, bis es an eine MHDStabilitätsgrenze stößt: Es bilden sich sog. Edge Localised Modes (ELMs), die den Energieeinschluss periodisch verschlechtern aber dadurch gleichzeitig Stationarität der Entladung ermöglichen (sog. ELMy H-Mode). Eine andere Transportbarriere kann sich im Plasmainternen ausbilden (Innere Transportbarriere)⁴ und führt dort ebenfalls zu einer Aufstellung des Druckprofils (s. Abb. 1).

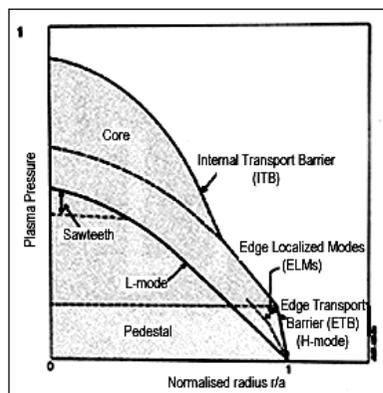


Abb. 1: Charakteristische Profile des Plasmadrucks in Gegenwart von transportbarrieren am Plasmarand (H-Mode) bzw. im Plasmainternen (Optimised Magnetic shear Mode)

Nach dieser kurzen Klassifizierung typischer Entladungsformen zurück zum eigentlichen Transport. Bisher gibt es noch keine einheitliche Transporttheorie, die auf "first principles" basiert. Deshalb werden aus den experimentellen Daten möglichst vieler Experimente auf statistische Weise Skalierungsgesetze erstellt, die für die Extrapolation zu zukünftige Maschinen (wie ITER) benutzt werden und gegebenenfalls mit theoretischen Modellen verglichen werden können. Außerdem kann man zeigen, dass der Energietransport durch dimensionslose Plasmaparameter

³ Wagner, F. et al., Phys. Rev. Lett. 49 (1982)1408

⁴ JET Team (presented by C. Gormezano), Fusion Energy 1996: Proc. 16th Internat. Conf, Montreal, Canada, 1996, Vol. 1, IAEA, Vienna, 1997, p.487

(charakteristische Länge, nämlich normierter Larmorradius der Ionen ρ_i/a ; normierte Stossfrequenz; normierter Plasmadruck β) beschrieben werden kann. Dies heißt, dass man unter bestimmten Bedingungen "Windkanal"-Experimenten wie in der Hydrodynamik durchführen kann. So war es möglich, an JET in einem Deuterium-Tritium Gemisch (50 : 50 D-T wie in einem Reaktor) stationäre Entladungen in der für ITER vorgesehenen Betriebsweise, nämlich der ELMy H-Mode, zu erzeugen, die in allen dimensionslosen Größen (Sicherheitsfaktor $q = 3.2$, Stossfrequenz und normierter Plasmadruck $\beta_N = 2.4$) denen eines gezündeten ITER Plasmas entsprachen (sog. ITERDemonstrationsentladungen)⁵. Diese JET D-T "Windkanal" Experimente stellen den vollständigsten und relevantesten Datensatz für eine Extrapolation zu ITER dar und zeigen (Abb. 2), dass der globale Energieeinschluss in der ELMy H-Mode etwa entsprechend der sogenannten Gyro-Bohm Theorie skaliert und seine Extrapolation für ITER Zündung vorhersagt. Eine exakte Gyro-Bohm Skalierung würde für ITER mit einem Plasmastrom von 21 MA zu Zündung bei 1.8 GW Fusionsleistung führen, allerdings bei einer Dichte, die etwas über der "kritischen" Dichte liegt. Mit einem höheren Strom von 24 MA dagegen würde Zündung bei 1.0 GW Fusionsleistung und einer realistischeren (niedrigeren) Dichte erzielt.

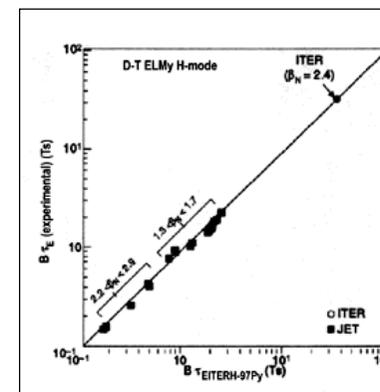


Abb. 2: Gemessene Energieeinschlusszeiten von JET "Windkanal"-Experimenten in D-T aufgetragen gegen die Extrapolation zu ITER. Die Messungen sagen die Zündung für ITER voraus.

Bei JET gelang es außerdem, den globalen Plasmaeinschluss in die Beiträge des Transports im

⁵ Keilhacker, M. et al., Phil. Trans. R. Soc. London A 357 (1999) 415

Plasmainneren und am Plasmarand aufzuteilen⁶ und damit einen wesentlichen Beitrag zu einem besseren Verständnis des Plasmatransports zu leisten. In einer Serie von ELMy HMode Entladungen in Wasserstoff Deuterium, D-T Gemisch und reinem Tritium wurde die gemessene Plasmaenergie in den Beitrag vom "Sockel" (Pedestal) und den vom Plasmakern (gleich Gesamtenergie minus Sockelenergie) aufgeteilt (vgl. Abb. 1). Es stellte sich heraus, dass die beiden Beiträge bezüglich der atomaren Masse (und anderer wichtiger Größen) sehr unterschiedlich skalieren. Die Sockelenergie zeigt eine starke positive Massenabhängigkeit ($A^{0.5}$), die man z. B. erwarten würde, wenn der Druckgradient des Plasmas am Rand durch ideale Ballooning-Instabilitäten begrenzt wäre und zwar über eine Strecke, die durch den Ionen-Larmorradius gegeben ist. Die der Energie des Plasmakerns entsprechende Einschlusszeit dagegen zeigte eine schwach negative Massenabhängigkeit ($A^{-0.17 \pm 0.1}$), in sehr guter Übereinstimmung mit dem, was man von einer Gyro-Bohm Skalierung erwarten würde⁷. Dies wurde durch die Ergebnisse einer lokalen Transportanalyse bestätigt⁸, die für den Plasmakern ebenfalls Transportkoeffizienten ergab, die einer Gyro-Bohm Skalierung entsprachen. Damit ist zum ersten Mal eine Beziehung zwischen dem experimentell beobachteten Energietransport und einem theoretischen Modell (hier dem Gyro-Bohm Modell) hergestellt und damit das Zutrauen in die Extrapolationsfähigkeit des entsprechenden Skalierungsgesetzes stark gewachsen.

Neben der Transportbarriere am Plasmarand (H-Mode) wurde an JET in den letzten Jahren noch eine Transportbarriere im Plasmainneren (Innere Transportbarriere, kurz ITB) gefunden und untersucht. Der erste Hinweis auf eine ITB wurde an JET bereits 1990 bei Experimenten gefunden, bei denen Pellets ins Plasmainnere eingeschossen wurden. Nach einer derartigen Pelletinjektion war der Einschluss im Plasmazentrum wesentlich verbessert⁹. Eine mögliche Erklärung war, dass die Pellets das Plasmainnere gekühlt hatten, was dort zu einer Verringerung der Stromdichte, einem $q_0 > 1$ und einer Inversion der magnetischen Verscherung führte, Bedingungen die für ein MHD-stabiles Plasmazentrum notwendig sind. Inzwischen hat sich die Untersuchung und Weiterentwicklung von ITBs zu einem Forschungsschwerpunkt in den USA, Japan und Europa entwickelt, da diese "Reversed Magnetic Shear" Mode zu besserem Energieeinschluss und stationären Plasmen und damit zu kompakteren, stationären Fusionsreaktoren führen könnte. In diesen neueren Experimenten werden die Bedingungen für MHD Stabilität im Plasmazentrum und Ausbildung einer ITB nun durch kontrollierte Beeinflussung des Stromprofils (Stromrampe, Hochfrequenzstromtrieb) erzeugt¹⁰. Ausserdem wird für die Ausbildung der ITB, wie auch für den Übergang zur H-Mode, eine Mindestheizleistung benötigt¹¹.

⁶ JET Team (presented by J. Cordey), Fusion Energy 1998: Proc. 17th Internat. Conf, Yokohama, Japan, 1998, Vol.2, IAEA, Vienna, 1999, p.473

⁷ ebenda

⁸ Cordey, J. G., et al., Nucl. Fusion 39 (1999) 301

⁹ Hugon, M. et al., Nucl. Fusion 32 (1992)

¹⁰ JET Team (presented by C. Gormezano), Fusion Energy 1996...

¹¹ ebenda

In JET bildet sich oberhalb dieser Heizleistung eine ITB aus, wenn sich im Plasma eine magnetische Fläche mit einem rationalen q (hauptsächlich $q = 2$, aber auch $q = 3$ und $q = 3/2$) befindet. Die genaue Lage der ITB im Plasma, die mit der Lage der spezifischen q -Fläche identisch ist, hat dann einen wesentlichen Einfluss auf die Größe der globalen Einschlussverbesserung. Spezielle Untersuchungen der Dichtefluktuationen in derartigen Entladungen an JET haben gezeigt¹², dass die Reduzierung des Transports mit einer Unterdrückung der Plasmaturbulenz in zwei Stufen verknüpft ist. Zunächst wird niederfrequente Turbulenz über den ganzen Plasmaquerschnitt hinweg unterdrückt und reduziert im ganzen Bereich innerhalb der ITB den Ionen-transport auf neo-klassische Werte (Abb. 3). Sobald sich die ITB entwickelt hat, wird dann im Gebiet des steilen Druckgradienten in der ITB lokal hochfrequente Turbulenz unterdrückt und führt dort zu einer lokalen Erniedrigung des Elektronentransports (Abb. 3).

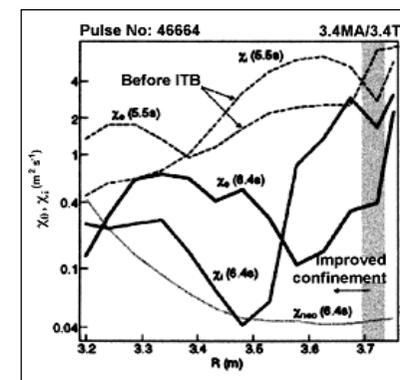


Abb. 3: Starke Reduzierung der Transportkoeffizienten von Elektronen und Ionen nach Ausbildung einer „Inneren“ Transportbarriere,

3. Verunreinigungskontrolle, Teilchen- und Energieabfuhr

In Fusionsplasmen werden alle Fremdatome, d.h. alle Elemente außer Deuterium bzw. Deuterium-Tritium, als Verunreinigungen bezeichnet, da sie sich negativ auf die erzielbare Fusionsenergieausbeute auswirken. Verunreinigungen entstehen hauptsächlich durch die Wechselwirkung des heißen Plasmas mit den Wänden (typische Verunreinigung Eisen) und Prallplatten (Kohlenstoff). Aber auch die unvermeidliche Heliumasche stellt eine Verunreinigung dar. Aus

¹² Conway, G. D. et al., Phys. Rev. Lett. 84 (2000)1463

Energiebilanzbetrachtungen und ähnlichen Überlegungen ergeben sich obere Grenzen für die zulässigen Verunreinigungskonzentrationen, die für Zündung toleriert werden können, so zum Beispiel 1 - 2% für Kohlenstoff und etwa 10% für die Heliumasche. Für ITER bzw. einen Reaktor müssen die Verunreinigungen also unter Kontrolle gehalten werden. Ein verwandtes Problem ist, dass die hohen Teilchenflüsse (z. B. die Heliumasche) und Energieflüsse so abgeführt werden müssen, dass sie keinen Schaden an Wänden und Prallplatten verursachen.

Beide Problemkreise lassen sich mit dem Konzept des magnetischen Divertors, wie er in Abb. 4 skizziert ist, angehen: Eine spezielle Magnetfeldanordnung (mit ein oder zwei Staupunkten und einer Separatrix) erlaubt, dass geladene Teilchen (und die mit ihnen verknüpfte Energie), sobald sie die Plasmarandschicht erreichen, dort entlang des Magnetfeldes in eine separate Kammer unterhalb des heißen Plasmarings gelenkt werden, wo sie an Prallplatten neutralisiert und dann abgepumpt werden. Als besonders effektiv hat sich dabei der "Radiative Divertor" erwiesen, bei dem ein Großteil der Energie, ehe er die Prallplatten erreicht, durch "Strahlung" (Umladungsneutrale und Linienstrahlung) im Divertor weggekühlt wird. Ein derartiger "Radiative Divertor"

- reduziert den Wärmefluss auf die Prallplatten;
- kann zur Ablösung ("Detachment") des Plasmas von den Prallplatten führen; und
- reduziert damit physikalische Zerstäubung (Sputtern) und Erosion der Prallplatten.

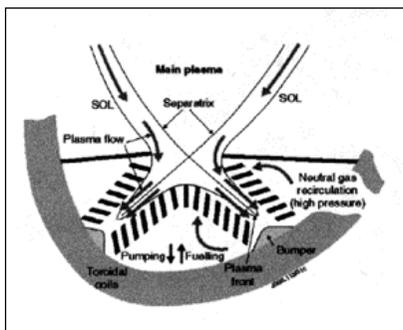


Abb. 4: Schema eines magnetischen Divertors

Im folgenden werden neue JET-Ergebnisse zu den Problemkreisen Ablösen des Plasmas von den Prallplatten, "Schließen" des Divertors für Neutralteilchen und Heliumabfuhr behandelt.

3.1 Ablösen des Plasmas von den Prallplatten

Wie Abb. 5 zeigt, führt "Detachment" zu einer starken Absenkung des Plasmadrucks im Divertor gegenüber dem Druck am Plasmarand (um fast zwei Größenordnungen nahe der Separatrix, wo die Energiedichte am höchsten und damit potentiell gefährlichsten ist)¹³ und damit zu wesentlich niedrigeren Energiedichten an den Prallplatten.

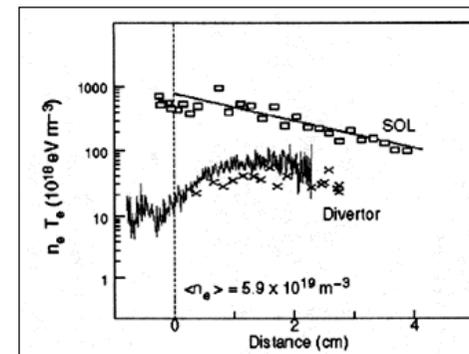


Abb. 5: Starke Reduzierung des Plasmadrucks im Divertor (um etwa Faktor 100) bei "Detachment" des Plasmas von den Prallplatten.

Eine Extrapolation zu ITER zeigt, dass "Detachment" bzw. "Semi-Detachment" zu akzeptablen gemittelten Leistungsdichten auf den Prallplatten führen sollte. Ein Problem könnten jedoch die extrem hohen, transienten Energieflüsse, die mit ELMs verknüpft sind, darstellen. Messungen mit einer hochauflösenden Infrarotkamera haben gezeigt¹⁴, dass ELMs ihre Energie in einem extrem kurzen Puls von etwa 100 μs auf den Prallplatten deponieren. Außerdem zeigt sich, dass ein ELM etwa 4 - 7% der insgesamt im Plasma gespeicherten Energie transportiert. Extrapoliert man diese Beobachtungen mit einem stark vereinfachten Modell zu ITER, so ergeben sich Energie- und Leistungsflüsse auf den Prallplatten von einigen MJ/m^2 bzw. einigen 100 GW, was nicht tolerierbar wäre. Dies zeigt, dass es wichtig ist, detailliertere ELM-Modelle zu entwickeln, um für diese Extrapolationen eine sicherere Basis zu schaffen.

Für die physikalischen Vorgänge, die zur Ablösung des Plasmas von den Prallplatten führen, konnte in den letzten Jahren an JET (und an einigen mittelgroßen Tokamakexperimenten)

¹³ Matthews, G. F., et al., Nucl. Fusion 39 (1999) 19

¹⁴ Lingertat, J., 4th Europ. Fusion Physics Workshop (Stockholm, 11-13 December 1996), private Mitteilung

ein sehr gutes qualitatives Verständnis entwickelt werden. So wurde u.a. gefunden¹⁵, dass - neben Strahlung und Umladungsneutralen - Rekombinationsverluste eine wichtige Rolle bei der Plasmakühlung spielen: Zunächst ist es Linienstrahlung, die eine Abkühlung des Divertorplasmas bewirkt. Unterhalb einer Temperatur von 5 eV tragen dann Umladungsneutrale wesentlich zur Abführung von Energie und Impuls bei. Bei Temperaturen unterhalb 1 eV setzt dann zusätzlich starke Rekombination ein. Bei der Rekombination wird nicht nur Energie verbraucht, sondern die entstehenden Neutralteilchen verteilen auch die verbleibende Energie auf eine größere Fläche (im Prinzip die gesamte Divertorkammer) als geladene Teilchen, die durch das Magnetfeld auf einen schmalen Prallplattenbereich fokussiert werden.

3.2 Schließen des Divertors für Neutralteilchen

Schließen des Divertors für Neutralteilchen (durch geometrische Verengung des Divertorhalses) sollte eine Reihe von positiven Effekten haben: Detachment sollte bereits bei niedrigeren Dichten erfolgen; der Neutralgasdruck im Divertor sollte sich erhöhen, was das Abpumpen z.B. des Heliums erleichtern würde; und der Neutralgasdruck in der Hauptkammer sollte sich erniedrigen, was zu einer Reduzierung der Wandverunreinigungen führen sollte.

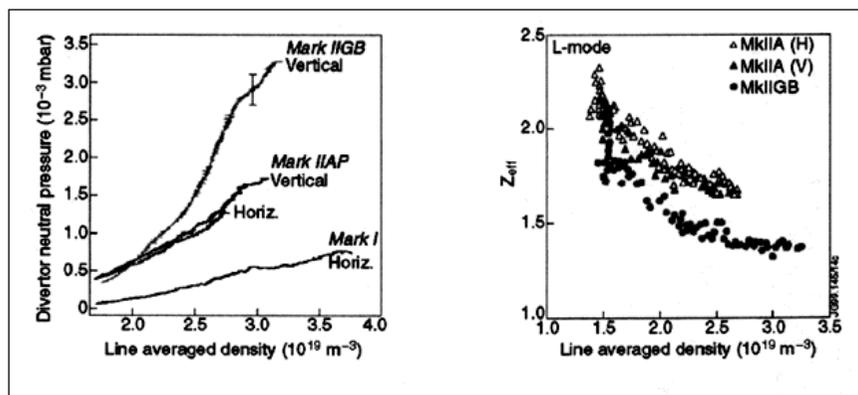


Abb. 6: Einfluss des "Schließens" des Divertors für Neutralteilchen auf a) den Druck im Divertor und b) die Verunreinigungen im Plasma (ausgedrückt durch Z_{eff}).

¹⁵ Keilhacker, M. et al., Plasma Phys. Control. Fusion 41(1999) 1

Um diese theoretischen Vorhersagen zu testen, hat JET den Divertor in einem Dreistufenprogramm mehr und mehr geschlossen: 1994/95 der relativ offene und damit sehr flexible Mark I Divertor, 1996/97 der geschlosseneren Mark IIA Divertor und 1998/99 der noch stärker geschlossene Mark II Gas Box Divertor, mit dem wesentliche Punkte des für ITER vorgesehenen Divertorkonzepts untersucht werden konnten.

Das Schließen des Divertors bestätigte die Erwartungen: Alle oben erwähnten positiven Effekte wurden beobachtet¹⁶. Abbildung 6a zeigt als Beispiel die starke Zunahme des Divertordrucks mit fortschreitendem Schließen des Divertors, ausgehend von Mark I über Mark IIA zu Mark IIGB (die ebenfalls zu beobachtende Zunahme des Drucks mit der Plasmadichte bei festgehaltener Divertorgeometrie ist eine Folge der zunehmenden Ionisierungswahrscheinlichkeit, die zu einem effektiven "Schließen" des Divertors führt). Abbildung 6b zeigt den positiven Effekt des Schließens (von Mark IIA zu Mark IIGB) auf die Verunreinigung des Plasmas (ausgedrückt durch Z_{eff} , das ein Maß für den über alle Verunreinigungen gemittelten Verunreinigungsgrad ist).

3.3 Heliumabfuhr

Ein wichtiger Punkt für ITER und einen Reaktor ist die effektive Kontrolle und Abfuhr der Heliumasche. Der Heliumtransport erfolgt im wesentlichen in zwei Schritten: Zunächst muss das im heißen Plasmakern entstehende Helium zum Plasmarand diffundieren, dann muss es von dort in den Divertor gelangen, wo es neutralisiert und abgepumpt wird. In einem gezielten "Experiment" zur Heliumabfuhr wurde an JET die Pumpleistung für Helium durch dosiertes "Frosten" mit Argon variiert und die Einschusszeit des Heliums in Abhängigkeit von der Pumpleistung gemessen¹⁷. Extrapolation der so bestimmten Einschusszeiten zu "unendlicher" Pumpleistung (d.h. $1/(S \cdot p)$ gegen 0, mit S Pumpleistung und p Plasmadruck) ergibt dann die "wahre" Einschusszeit des Heliums $\tau_p(He)$. Der auf diese Weise bestimmte Wert $\tau_p(He) = 1.3$ s war nur etwa einen Faktor 4 größer als die entsprechende Energieeinschlusszeit, τ_E . Dies muss mit theoretischen Abschätzungen¹⁸ verglichen werden, die zeigen, dass die Heliumabfuhr für einen stationären Reaktorbetrieb ausreichend ist, solange das Verhältnis $\tau_p(He)/\tau_E$ kleiner als 10 bleibt. Die Ergebnisse an JET zeigen also (ähnliche Beobachtungen waren bereits einige Jahre vorher an kleineren Tokamakexperimenten gemacht worden), dass die Begrenzung der Heliumasche auf den für einen Reaktorbetrieb zulässigen Wert von etwa 10% kein unlösbares Problem darstellen sollte.

¹⁶ ebenda

¹⁷ ebenda

¹⁸ Reiter, D. and G. Wolf, Nucl. Fusion 30 (1990) 1241

4. Deuterium - Tritium Experimente von 1997

In JET war es im November 1991 zum ersten Mal in der Geschichte der Menschheit gelungen, in kontrollierter Weise Energie (eine Spitzenleistung von 1.7 MW und eine Energie von 2 MJ gemittelt über 2 s) aus Kernfusion zu erzeugen¹⁹. Nach weiteren Verbesserungen der Anlage (Divertor, Erhöhung der Heizleistung) wurde dann im September/Oktober 1997 eine Folge von D-T Experimenten durchgeführt, mit denen wichtige physikalische und technische Fragen untersucht werden konnten. Im folgenden wird über einige dieser Ergebnisse berichtet²⁰, nämlich den erfolgreichen Test verschiedener ICRF Heizszenarien in D-T, die Erzeugung hoher Fusionsleistungen, die erste eindeutige Beobachtung von Alphateilchenheizung und den erfolgreichen Einsatz von "Tritium Processing" und "Remote Handling".

4.1 Test von Hochfrequenz-Heizszenarien in Deuterium-Tritium

Eine bevorzugte Heizmethode für ITER und einen Fusionsreaktor ist Hochfrequenzheizung bei der Ionen-Zyklotron-Resonanzfrequenz (JCRF). In JET wurden in den D-T Experimenten die physikalischen Grundlagen und die Leistungsfähigkeit verschiedener für ITER (und einen Reaktor) ins Auge gefaßten ICRF Heizszenarien untersucht²¹.

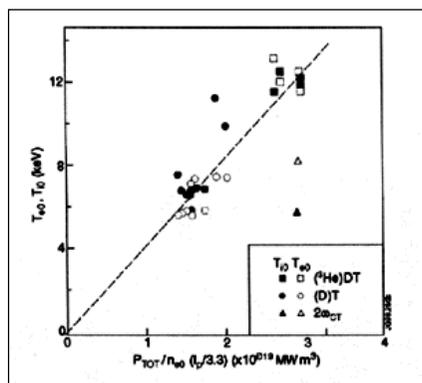


Abb. 7: Elektronen- und Ionentemperaturen in Abhängigkeit von der spezifischen Heizleistung (korrigiert für Plasmaströme, die von 3.3 MA abweichen) für verschiedene ITER Heizszenarien

¹⁹ The JET Team, Nucl. Fusion 32 (1992) 187

²⁰ Ausführliche Berichte in: Keilhacker, M. et al., and the JET Team, Nucl. Fusion 39 (1999) 209 und: Jacquinot, J. et al., and the JET Team, Nucl. Fusion 39 (1999) 235

²¹ Start, D. F. H. et al., Phys. Rev. Lett. 80 (1998) 4681

Abb. 7 faßt die Heizwirkung von drei solchen Szenarien in einer Darstellung der gemessenen Elektronen- und Ionentemperaturen als Funktion der spezifischen Heizleistung zusammen. Die beiden sogenannten Minoritätsheizungen (D-Minorität in Tritium bzw. ³He-Minorität in Deuterium/Tritium) verursachten starke Tonenheizung (was für Fusionsexperimente und einen Reaktor erwünscht ist), während ICRF-Heizung bei der 2. Harmonischen der Resonanzfrequenz von Tritium hauptsächlich die Elektronen heizte (die insgesamt geringere Heizeffizienz rührte daher, dass bei dieser Heizmethode Tritiumionen mit MeV Energien entstehen, die in JET schlecht eingeschlossen sind), aber unter ITER-Bedingungen ebenfalls die Ionen heizen sollte. Die meisten dieser Ergebnisse sind in ausgezeichneter Übereinstimmung mit Vorhersagen von Modellrechnungen. Dies gibt Vertrauen, diese Modelle auch zur Bechnung der zu erwartenden ICRF-Heizung in zukünftigen Fusionsexperimenten (z. B. ITER) zu benutzen. So sagen derartige Simulationen z.B. voraus, dass man in ITER mit 50 MW ³He-Minoritätsheizung Zündung erreichen sollte, wobei mehr als 70% der Heizleistung in die Ionen gehen würde.

4.2 Rekorde in Fusionsenergieausbeute und Verstärkungsfaktor Q

Eine der Hauptaufgaben der D-T Experimente war die Erzeugung und Untersuchung von Plasmen mit hoher Fusionsenergieausbeute. Wie Abb. 8 zeigt, wurde die höchste Fusionsleistung von 16.1 MW in einer Entladung vom Type "ELM-freie H-Mode" erzielt²². Bei dieser Art Entladung wird die Hochleistungsphase jedoch nach etwa einer Sekunde abrupt von einer MHD-Instabilität beendet, sodass die hohe Fusionsleistung nur transient auftrat. Der Fusionsleistung von 16.1 MW entsprach ein Verstärkungsfaktor $Q_{in} = P_{fus}/P_{in} = 0.62$. Q_{in} ist die übliche, allerdings von stationären Bedingungen ausgehende Definition des Verstärkungsfaktors als Verhältnis von erzeugter Fusionsleistung, P_{fus} , zu von außen aufgewendeter Heizleistung, P_{in} . Der Wert $Q_{in} = 1$ wird dann als "Break-even" bezeichnet. Für transiente Verhältnisse, wie sie in der ELM-freien H-Mode Q_{tot} vorliegen, ist für den Verstärkungsfaktor auch die Definition $Q_{tot} = P_{fus}/(P_{loss} - P_{\alpha})$ üblich²³. Q_{tot} ist der Wert, den Q_{in} erreichen würde, wenn die transient vorliegenden Plasmamparameter auch stationär erzielt werden könnten, und hatte für obige Entladung den Wert 0.95 ± 0.17 .

Wie Abb. 8 ebenfalls zeigt, wurde unter quasi-stationären Bedingungen (ELMy H-Mode Entladung) in JET eine Fusionsleistung von 4 MW erzeugt²⁴. Der Verstärkungsfaktor Q_{in} betrug in diesem Fall 0.18 und es wurde eine Fusionsenergie von 22 MJ erzielt, die nur durch die Dauer des Heizpulses (hier 5 s) begrenzt war.

²² Keilhacker, M. et al., and the JET Team...

²³ ebenda

²⁴ Jacquinot, J. et al., and the JET Team...

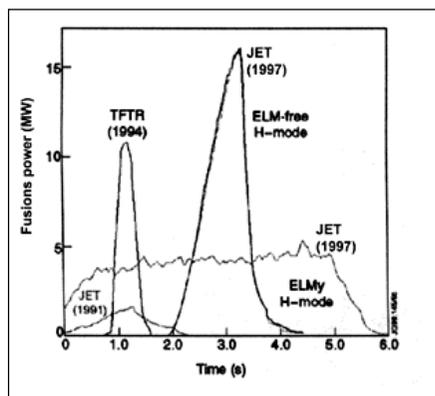


Abb. 8: Transiente (16 MW) und stationäre (4 MW) Fusionsleistungen in den JET D-T Entladungen von 1997 und Vergleich mit dem besten Ergebnis von TFTR / Princeton (1994) und der JET Entladung von 1991.

Alle diese Ergebnisse stellten neue Höchstwerte dar, wie der Vergleich mit dem besten Ergebnis des US-Tokamaks TFTR, einer transienten Fusionsleistung von 10.7 MW (im Jahr 1994), zeigt. Die Arbeiten an TFTR gingen 1997 nach einer dreijährigen D-T Phase zu Ende, sodass JET im Moment das einzige Fusionsexperiment ist, in dem Experimente mit Reaktorbrandstoff durchgeführt werden können.

4.3 Nachweis von Alphateilchenheizung

Ein anderes wichtiges Ziel der D-T Experimente waren der eindeutige Nachweis und die Untersuchung der Alphateilchenheizung in Hochleistungsentladungen. Auf Grund früherer JET Ergebnisse²⁵ konnte davon ausgegangen werden, dass die Abbremsung der Alphateilchen klassisch verlaufen und deshalb der größte Teil ihrer Energie auf die Elektronen übertragen werden würde. Da durch die Alphateilchen nur ein relativ kleiner Heizeffekt zu erwarten war, mussten alle anderen Effekte, die die Elektronentemperatur beeinflussen konnten, so stark wie möglich reduziert oder eliminiert werden. Insbesondere musste das Experiment so geplant werden, dass eine Erhöhung der Elektronentemperatur infolge Alphateilchenheizung klar von einer möglichen

²⁵ Heidbrink, W. and G. J. Sadler, Nucl. Fusion 34 (1994)

Erhöhung infolge einer Verbesserung des Energieeinschlusses beim Übergang von Deuterium zu Tritium (sog. Isotopenabhängigkeit der Energieeinschlusszeit) getrennt werden konnte. Dies wurde erreicht, indem in einer Serie von sonst identischen H-Mode Entladungen das D-T Mischungsverhältnis von reinem Deuterium zu fast reinem Tritium verändert wurde. Ein Vergleich der reinen Deuterium- mit der reinen Tritium-Entladung dieser Serie (die beide keine Energieeinschlusszeit reagieren sollten) zeigte dann, dass die Energieeinschlusszeit praktisch nicht vom Isotopenverhältnis abhing, was die Interpretation der Alphateilchen-Heizexperimente wesentlich erleichterte.

Das Ergebnis dieser Alphateilchen-Heizexperimente²⁶ ist in Abb. 9 dargestellt, in der für alle Entladungen des D-T Mischungs-Scans (in Klammer die jeweilige Tritiumkonzentration) die zentrale Elektronentemperatur über der aus den gemessenen Neutronenraten berechneten Alphateilchen-Heizleistung aufgetragen ist. Die höchste Elektronentemperatur ist eindeutig mit der höchsten Alphateilchen-Heizleistung und dem für Alphateilchenheizung optimalen DT Mischungsverhältnis korreliert, während die reine D (0%) und fast reine T (92%) Entladung wie erwartet praktisch keine Temperaturerhöhung zeigen. Eine Regressionsanalyse der Messdaten ergibt eine Zunahme der zentralen Elektronentemperatur um 1.3 ± 0.23 keV bei 1.3 MW Alphateilchenheizung.

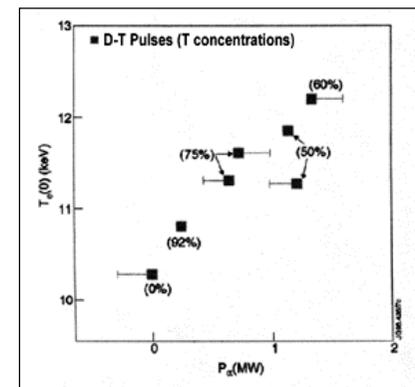


Abb. 9: Zentrale Elektronentemperatur in Abhängigkeit von der Alphateilchenheizleistung. Die Zahlen in Klammern sind die Tritiumkonzentrationen. Die Balken zeigen die Abweichung der äußeren Heizleistung im Vergleich zur Referenzentladung mit 92% Tritium

²⁶ Thomas, P. R. et al., Phys. Rev. Lett. 80 (1998) 5548

Diese Ergebnisse sind der erste eindeutige Nachweis der Selbstheizung eines D-T Plasmas durch die bei den Fusionsreaktionen entstehenden Alphateilchen. Zusammen mit den erwähnten früheren JET Ergebnissen zeigen sie, dass, vorausgesetzt das Plasma ist frei von MHD-Instabilitäten, Einschluss und Abbremsung der Alphateilchen sowie die durch sie bewirkte Plasmaheizung klassisch verlaufen und damit in Experimenten wie ITER dem Erreichen von Zündung keine unerwarteten Effekte im Wege stehen sollten.

4.4 Tritiumkreislauf und Remote Handling

Neben der Untersuchung dieser physikalischen Fragen führten die D-T Experimente auch zur Entwicklung und Erprobung von zwei für den Reaktorbetrieb notwendigen Technologien, der Handhabung von Tritium und dem Einsatz von Fernbedienungstechniken²⁷.

Während der D-T Experimente von 1997 waren bei JET insgesamt 20 g Tritium gelagert. Eine "Tritium Processing" Anlage großtechnischen Stils, die in einem geschlossenen Kreislauf mit dem Tokamak arbeitete, führte den Entladungen Tritium zu, sammelte es dann mit dem "exhaust" Gas wieder auf und trennte es vom Deuterium und Verunreinigungen ab.

Insgesamt wurden dem JET Torus während der D-T Experimente (über 200 Plasmaentladungen mit Tritiumkonzentrationen von mehr als 40%) 99.3 g Tritium zugeführt, was acht Wiederaufarbeitungszyklen benötigte, in denen das Tritium routinemäßig auf besser als 99.5% Reinheit gebracht wurde (durch Gas-Chromatographie bzw. Kryodestillation). Die gesamte Anlage arbeitete äußerst zuverlässig.

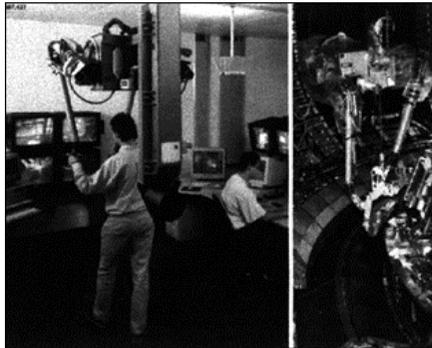


Abb. 10: Das bei JET entwickelte Remote Handling Konzept, bei dem der Operateur (links) den Einsatz des Werkzeugs (rechts) lenkt und "fühlt"

²⁷ Pick, M. and the JET Team, Fusion Engineering and Design 46 (1999) 291

Das wichtigste Ergebnis der D-T Experimente war die Beobachtung, dass sich etwa 30% des dem Torus während der Experimente insgesamt zugeführten Tritiums in den Toruswänden ansammelte, und sich dieser Wert auch nach anschließendem mehrwöchigem Betrieb in Wasserstoff und Deuterium nur auf etwa 17% reduzierte. Genauere Untersuchungen zeigten, dass das Tritium hauptsächlich in dünnen Kohlenstoffschichten (carbon films) auf der inneren, kälteren Seite des Divertors festgehalten wurde. Dieses hohe Rückhaltevermögen für Tritium würde für ITER und einen Fusionsreaktor zu unannehmbar hohen Tritiuminventaren führen. In weiteren Untersuchungen muss deshalb geklärt werden, ob diese Schwierigkeit durch konstruktive Maßnahmen am Divertor beseitigt werden kann oder ob man auf die Verwendung von Kohlenstoff als Prallplattenmaterial überhaupt verzichten muss.

Bei den D-T Experimenten von 1997 (insgesamt 675 MJ Fusionsenergie) war im Gegensatz zu denen im Jahr 1991 (zwei Entladungen mit zusammen 4MJ Energie) eine beträchtliche Aktivierung des Torus durch die 14 MeV Neutronen in Kauf genommen worden. Man hatte deshalb ein "Remote Handling" Konzept entwickelt, das einerseits den geplanten Umbau des Divertors von Mark IIA auf Mark IIGB erlaubte, andererseits aber auch in gewissem Umfang unvorhergesehene Reparaturen möglich machte. Das Konzept beruht auf dem "man-in-the-loop" Prinzip, bei dem die grobe Positionierung der Werkzeuge mit einem Computer "teach file" erfolgt, die genaueren Arbeiten aber von einem Operateur mit Hilfe eines ServoManipulators durchgeführt werden (Abb. 10), der ihn die auf das Werkzeug wirkenden Kräfte spüren läßt, so dass er feinfühlig reagieren kann. Mit dem problemlosen Umbau des Divertors von Mark hA auf Mark IIGB in nur 4 Monaten Anfang 1998 sowie der Ausführung einiger kleinerer unvorhergesehener Reparaturen hat das JET "Remote Handling" System seine Feuerprobe hervorragend bestanden.

5. Bedeutung für ITER Reaktor - Offene Fragen

Hier sollen die wichtigsten Ergebnisse nochmals zusammengefasst und ihre Bedeutung für den "Nächsten Schritt" (z.B. ITER) bzw. einen zukünftigen Fusionsreaktor diskutiert werden. Dies zeigt dann auch, welches die wichtigsten noch offenen Fragen sind.

5.1 Energieeinschluss

Bezüglich des Einschlusses haben die JET D-T "Windkanal" Experimente gezeigt, dass der globale Energieeinschluss im ELMy H-Mode Regime, der für ITER vorgesehene Betriebsart, etwa der Gyro-Bohm Skalierung entspricht und eine Extrapolation dieser Ergebnisse für ITER Zündung vorhersagt. Die Aufspaltung des globalen Energieeinschlusses in Plasmarand und Plas-

makern hat gezeigt, dass beide sehr unterschiedlich skalieren, was darauf hindeutet, dass die Transportprozesse (Art und Stärke der Turbulenz, ihre Anregungs- und Dämpfungsmechanismen) in diesen beiden Gebieten sehr verschieden sind. Die Aufspaltung erlaubte erstmals eine Isolierung des Transportverhaltens im Plasmainneren von störenden Randeffekten und legte damit die Basis für einen Vergleich der experimentellen Ergebnisse mit theoretischen Plasma-Modellen. Dieser Vergleich zeigt, dass der Transport im Plasmainneren gut durch die Gyro-Bohm Theorie beschrieben werden kann. Dies führt zu einem besseren Verständnis der Transportprozesse und gibt Vertrauen, diese Skalierungsgesetze bei der Konzipierung und Dimensionierung zukünftiger Maschinen einzusetzen.

Dieser positive Ausblick gilt jedoch nur für die ELMy H-Mode, für die es bereits eine große Datenbasis gibt. Für zukunftsweisendere Betriebsarten, wie die "Reversed Magnetic Shear" Mode, dagegen, die die Aussicht auf kompaktere und damit billigere Fusionsreaktoren eröffnen, ist noch viel Entwicklungsarbeit nötig (und teilweise bereits im Gange), um sie auf einen vergleichbaren Stand zu bringen.

5.2 Verunreinigungskontrolle, Teilchen- und Energieabfuhr

Auch das Verständnis der Randschicht- und Divertorphysik hat große Fortschritte gemacht. Das Divertorprogramm, in dem der JET Divertor in drei Stufen (Mark I, IIA und IIGB) für Neutralteilchen mehr und mehr „geschlossen" wurde, hat die theoretisch erwarteten positiven Effekte dieses Schließens nachgewiesen, insbesondere einen höheren Neutralgasdruck im Divertor, der das Abpumpen der Heliumasche erleichtern würde, und eine Verringerung der Verunreinigungen (Z_{eff}) im Plasma. Außerdem konnte gezeigt werden, dass Strahlung und Umladungsneutrale im "Detached Divertor" Regime den mittleren Energiefluss auf die Prallplatten einer Maschine der nächsten Generation (z.B. ITER) auf akzeptable Werte reduzieren können. Und bezüglich der Heliumasche konnte in JET (und in anderen Tokamakexperimenten) gezeigt werden, dass das für die Begrenzung des Heliums entscheidende Verhältnis seiner Teilchen- zur Energieeinschlusszeit unter dem für einen Reaktorbetrieb zulässigen Wert lag.

Es bleiben jedoch zwei wesentliche Probleme. Das eine sind die mit den ELMs verknüpften sehr kurzen, aber extrem hohen Energieflüsse auf die Prallplatten. Hier müssen Wege gefunden werden, die Randinstabilitäten so zu kontrollieren, dass die Energie in häufigeren, aber kleineren Pulsen abgegeben wird. Außerdem müssen Skalierungsgesetze entwickelt werden, die es erlauben, das ELM-Verhalten bei zukünftigen Maschinen vorauszusagen. Beides benötigt ein besseres physikalisches Verständnis der Randschichtinstabilitäten (d. h. ein physikalisches ELM-Modell). Das andere Problem ist das an JET bei Kohlenstoff beobachtete hohe Rückhaltevermögen für Tritium und die sich daraus ergebende Frage, ob Kohlenstoff in zukünftigen Fusionsexperimenten als Prallplattenmaterial in Frage kommt. Hier muss einerseits nach besseren kon-

struktiven Lösungen im Divertorbereich gesucht werden, andererseits muss untersucht werden, ob sich nicht andere Materialien, wie z. B. Beryllium (mögliche Untersuchungen in JET nach 2002), oder Schwermetalle, wie z. B. Wolfram (Untersuchungen an ASDEX UPGRADE, Garching) besser als Prallplattenmaterial eignen.

5.3 Fusionsleistung und Alphateilchenheizung

In den D-T Experimenten von 1997 wurde transient eine Fusionsleistung von 16 MW und quasi-stationär von 4 MW erzeugt, was Verstärkungsfaktoren (Verhältnis von Fusionsleistung zu äußerer Heizleistung) von 0.62 bzw. 0.18 entsprach. In einer speziell konzipierten Experimentreihe konnte erstmals eindeutig die Selbstheizung des Plasmas durch die bei den Fusionsreaktionen entstehenden Alphateilchen nachgewiesen und gezeigt werden, dass dieser Vorgang klassisch verläuft. Die beobachtete Effizienz der Alphateilchenheizung war dabei vergleichbar der von Hochfrequenz-ICRF Heizung (Wasserstoff - Minoritätsheizung).

Eine abschließende Beurteilung des Verhaltens der Alphateilchen und ihres Einflusses auf das Plasma kann jedoch nur in Experimenten erfolgen, wo die Heizung durch Alphateilchen überwiegt. Dafür sind D-T Experimente mit $Q > 1$ über mehrere Sekunden nötig wie sie eventuell an JET nach 2002 durchgeführt werden können. Letztlich wird für diese Untersuchungen aber ITER (jetzt ITER - FEAT²⁸) oder eine ähnliche Maschine benötigt.

Zusammenfassend kann man sagen, dass an JET in den letzten Jahren entscheidende Fortschritte im physikalischen Verständnis von Fusionsplasmen erzielt wurden und dass die vorhandene Datenbasis (von JET und mittelgroßen Tokamakexperimenten) für eine Extrapolation zu ITER, basierend auf ELMy H-Mode Betrieb, ausreicht. Andererseits sind jedoch noch große Anstrengungen nötig, um für den Bau kompakterer, stationärer Fusionsreaktoren eine vergleichbare physikalische Basis zu gewinnen. Dafür sind vor allem Experimente an JET, dessen Betrieb wahrscheinlich über 2002 fortgesetzt werden wird, und der Bau des in internationaler Zusammenarbeit geplanten ITER bzw. ITER - FEAT, mit dem ein stationär brennendes Plasma erzeugen werden soll, nötig.

²⁸ Aymar, R., 27~ EPS Conf. on Controlled Fusion and Plasma Physics, 12-16 June 2000, Budapest, Hungary

Referenzen

- Aymar, R. et al., Fusion Energy 1996: Proc. 16th Internat. Conf, Montreal, Canada, 1996, Vol. 1, IAEA, Vienna, 1997, p.3
- Aymar, R., 27th EPS Conf. on Controlled Fusion and Plasma Physics, 12-16 June 2000, Budapest, Hungary
- Conway, G. D. et al., Phys. Rev. Lett. 84 (2000)1463
- Cordey, J. G., et al., Nucl. Fusion 39 (1999) 301
- Heidbrink, W. and G. J. Sadler, Nucl. Fusion 34 (1994)
- Hugon, M. et al., Nucl. Fusion 32 (1992) 33
- Jacquinet, J. et al., and the JET Team, Nucl. Fusion 39 (1999) 235
- JET Team (presented by C. Gormezano), Fusion Energy 1996: Proc. 16th Internat. Conf., Montreal, Canada, 1996, Vol. 1, IAEA, Vienna, 1997, p.487
- JET Team (presented by J. Cordey), Fusion Energy 1998: Proc. 17th Internat. Conf., Yokohama, Japan, 1998, Vol.2, IAEA, Vienna, 1999, p.473
- Keilhacker, M. et al., Plasma Phys. Control. Fusion 41(1999)1
- Keilhacker, M. et al., Phil. Trans. R. Soc. London A 357 (1999) 415
- Keilhacker, M. et al., and the JET Team, Nucl. Fusion 39 (1999) 209
- Lingertat, J., 4th Europ. Fusion Physics Workshop (Stockholm, 11-13 December 1996), private Mitteilung
- Matthews, G. F., et al., Nucl. Fusion 39 (1999) 19
- Pick, M. and the JET Team, Fusion Engineering and Design 46 (1999) 291
- Reiter, D. and G. Wolf, Nucl. Fusion 30 (1990)1241
- Start, D. F. H. et al., Phys. Rev. Lett. 80 (1998) 4681
- The JET Team, Nucl. Fusion 32 (1992)187
- Thomas, P. R. et al., Phys. Rev. Lett. 80 (1998) 5548
- Wagner, F. et al., Phys. Rev. Lett. 49 (1982)1408