

PLANUNG UND AUFGABEN DES NÄCHSTEN SCHRITTES IN DER FUSIONSFORSCHUNG: ITER

Karl Lackner

Max-Planck-Institut für Plasmaphysik
Garching bei München

Abstract

Die Arbeit beschreibt den geplanten Internationalen Tokamak Experimentalreaktor ITER als nächsten Schritt der Forschung und in seiner Rolle im Entwicklungsplan zu einem Fusionskraftwerk. ITER soll die Physik eines Plasmas erforschen, das überwiegend durch die bei den Fusionsreaktionen entstehenden energiereichen α -Teilchen geheizt wird. Gleichzeitig werden bei ITER auch die für ein Fusionskraftwerk notwendigen Technologien eingesetzt oder zumindest in Komponentenform getestet werden. Es werden die bei seiner Auslegung gemachten Annahmen beschrieben und das zu Grunde liegende Entwicklungs- und Forschungsprogramm. Die Erfahrungen und Ergebnisse von ITER und das parallel dazu durchgeführte Materialentwicklungsprogramm sollten dann ausreichen, um ein Demonstrationskraftwerk bauen zu können, das auch bezüglich seines Brennstoffhaushalts von der äußeren Zufuhr von Tritium unabhängig ist. Nach einem sich nur an technischen und physikalischen Forschungsnotwendigkeiten orientierenden Zeitplan sollte ein derartiges Programm bis Mitte der 20er Jahre die für den Bau eines Leistungsreaktors notwendigen Informationen beschaffen. In den späten 30er Jahren könnte dann eine erste Stromabgabe an das Netz erfolgen.

1. Einleitung

Kernfusion beruht, im Gegensatz zur Kernspaltung, auf der Vereinigung zweier leichter Elemente. Im speziellen Fall der geplanten Anwendung in einem Kraftwerk sind dies zwei Wasserstoffisotope (Deuterium ^2D und Tritium ^3T) die zu einem ^4He -Kern unter Freisetzung eines Neutrons verschmelzen. Die Fusionsreaktion breitet sich daher nicht wie eine Kettenreaktion aus, sondern stellt einen thermischen Brennprozess dar, in dem allerdings die Brenntemperaturen um einen Faktor $\sim 10^5$ und die pro Einzelreaktion freigesetzte Energie um einige 10^7 mal höher als im gewohnten chemischen Analogon sind. Radioaktivität entsteht dabei nur in Form des Zwischenproduktes Tritium – das im Reaktor selbst aus Lithium erbrütet wird – und durch die Aktivierung von Bauelementen des Kraftwerkes. Aus der thermischen Natur des Reaktionsprozesses, sowie der Beschränkung der radioaktiven Probleme auf Zwischenprodukte oder in ihrer Zusammensetzung kontrollierbare Strukturmaterialien, ergeben sich für die Fusionsenergie vorteilhafte Sicherheits- und Umweltcharakteristiken. Die Rohstoffe für

die Energiegewinnung, Deuterium und Lithium, sind ebenfalls für Zehntausende von Jahren ausreichend, und vor allem weltweit gut verteilt, vorhanden.

Diese prinzipiellen, vorteilhaften Eigenschaften haben seit ca. 50 Jahren zu einem intensiven Forschungsprogramm Anlass gegeben, mit dem Ziel, eine selbsterhaltende Reaktion in kontrollierter Form zu realisieren. Nachdem anfänglich die damit verbundenen Schwierigkeiten drastisch unterschätzt wurden, gab es seit dem erstmaligen Einsatz des Tokamakprinzips (siehe, z.B. Kaufmann¹) einen stetigen Fortschritt in Richtung der für dieses – zunächst physikalische – Ziel notwendigen Parameter. Da Fusionsreaktionen erst ab einer bestimmten, nur durch ausreichende Größe erreichbaren thermischen Isolation des Plasmas einen signifikanten Beitrag zur Heizung liefern können, wurden diese Experimente, mit zwei Ausnahmen, nur mit Wasserstoffisotopen durchgeführt, die zu keinen gravierenden Einschränkungen durch Radioaktivität führen. Diese Entwicklung ist jetzt jedoch an einem Punkt angelangt, wo der nächste Schritt ein im wesentlichen durch Fusionsreaktionen geheiztes Plasma erfordert. Aus den sich daraus ergebenden Abmessungen, Pulslängen und Neutronenflüssen der Anlage folgt gleichzeitig, selbst für die Durchführung der rein physikalischen Untersuchungen, die Notwendigkeit, Technologien einzusetzen, die auch in einem Fusionskraftwerk Anwendung finden würden. Natürlich ist dies auch deshalb zweckmäßig, weil bereits jetzt Entwicklungen und Tests der für ein Kraftwerk notwendigen Technologien gemeinsam mit den physikalischen Fragen auf dem zeitkritischen Pfad liegen.

Das Projekt ITER, das diesen nächsten Schritt darstellen soll, ist in seiner vorliegenden Form das Ergebnis einer gemeinsamen Planung der Partner Europäische Union (mit der Schweiz als assoziiertem Mitglied), Japan und der Russischen Föderation. Die USA, die sich bereits bis 1998 an den Planungs- und Entwicklungsarbeiten beteiligt hatte, und die Volksrepublik China haben in diesem Jahr ihre Absicht erklärt, ebenfalls als voller Partner an der Realisierung des Projektes teilzunehmen.

2. Die Aufgaben von ITER

Die Schwierigkeiten der Verwirklichung eines Fusionskraftwerkes entspringen den notwendigen hohen Reaktionstemperaturen (>10 keV entsprechend 10^7 °K) und der konzeptbedingten, begrenzten Leistungsdichte, die für einen stationären, selbsterhaltenden Betrieb eine sehr gute thermische Isolation des reagierenden Plasmas voraussetzen. Letztere kann, auf der Erde, nur durch magnetischen Einschluss erreicht werden (Trägheitsfusion setzt dagegen auf gepulsten Betrieb bei sehr viel höheren Leistungsdichten). Dabei wird die Tatsache benutzt, dass die ein Plasma bildenden elektrisch geladenen Teilchen in ihrer Beweglichkeit senkrecht zu einem Magnetfeld stark eingeschränkt sind, und Endverluste durch die Bildung toroidal geschlossener Flussflächen vermieden werden können. Das Magnetfeld erfüllt dabei eine Dop-

¹ M. Kaufmann, Plasmaphysik und Fusionsforschung (2003) B. G. Teubner, Stuttgart

nahme der Transistoren auf einem Rechnerchip vergleichen lässt – ist dabei die Tatsache, dass der Fortschritt nicht nur durch den Bau zunehmend größerer Versuchsanlagen erreicht wurde, sondern dass auch jedes Experiment, im Laufe der Zeit, durch den Lerneffekt und das verbesserte wissenschaftliche Verständnis beträchtliche Leistungssteigerungen erzielt hat. An einem bestimmten Punkt ist dieses Verbesserungspotential jedoch ausgeschöpft, und nur eine neue Versuchsanlage kann zu weiteren Fortschritten führen. Tatsächlich stagniert zumindest der so in Zahlen messbare Fortschritt in den letzten 4 Jahren. Eine Extrapolation zeigt dabei, dass die nächste Generation von Versuchsanlagen, um einen Fortschritt darzustellen, klar in das Gebiet eines durch Selbstheizung dominierten Plasmas vordringen sollte.

Aus dieser Einordnung von ITER folgt eine weitere physikalische Aufgabe: die Bestätigung unserer empirischen Erwartungen und unseres theoretischen Verständnisses für Parameter einer Einschlussanlage, die denen eines Fusionsreaktors entsprechen. Während Größen wie der erreichbare Plasmadruck (bzw. β_N), der durch großskalige Instabilitäten begrenzt ist, durch die Theorie gut vorhersagbar und auch weitgehend größenunabhängig sind, wird der Energieeinschluss durch turbulenten Transport bestimmt. Zu den allgemeinen Problemen der Berechenbarkeit turbulenter Vorgänge addieren sich in der Plasmaphysik die Tatsache der Anisotropie, die begrenzte Anwendbarkeit von Flüssigkeitsmodellen (Hochtemperaturplasmen sind extrem stoßfrei, so dass vielfach nur eine kinetische Beschreibung rigoros anwendbar ist), und die unterschiedliche, aber häufig zusammenwirkende Dynamik von Elektronen und Ionen. In einem bestimmten Operationsregime – dem 1982 an ASDEX entdeckten „H-Regime“ – ist dieses Verhalten aber empirisch sehr gut erforscht, und zeigt auch eine klare Extrapolierbarkeit. Dieses Regime wurde daher der Auslegung von ITER zu Grunde gelegt.

Neben diesem „Standardregime“ wurden jedoch in den letzten Jahren auch Entladungsbedingungen realisiert, die einen verbesserten Energieeinschluss mit, vor allem im Plasmainternen, wesentlich steileren Druckgradienten zeigen. Letzteres ist von großer Bedeutung für die Möglichkeit eines Dauerstrichbetriebes von Tokamaks. In axisymmetrischen Anlagen ist ein Gleichgewicht nämlich nur möglich, wenn ein toroidaler Strom im Plasmainternen fließt, der zu seiner Aufrechterhaltung entweder den Effekt eines Transformators erfordert (und damit notwendigerweise instationär wäre) oder durch gezielte Impulszufuhr von außen an eine Ladungsträgersorte (z.B. durch Wellenheizung) mit relativ großem zusätzlichem Leistungsaufwand „getrieben“ werden kann. Druckgradienten im Plasma erzeugen jedoch durch einen thermoelektrischen Effekt einen sogenannten „Bootstrap-Strom“, der bei ausreichend steilen Gradienten einen Großteil des Stromes treiben kann. Diese besonders vorteilhaften Entladungsbedingungen entstehen durch eine spontane, selbstorganisierte Unterdrückung der Turbulenz über einen begrenzten Raumbereich, wodurch sich dort eine Barriere für den Energietransport und entsprechend steile Gradienten ausbilden. Diese Regime können jedoch bisher nur in einem viel kleineren Parameterbereich und im allgemeinen über begrenzte Pulsdauern erreicht werden. Vor allem sind sie aber sehr sensibel gegenüber Strom- und Heizprofilen, so dass ihre Kompatibilität mit α -Teilchen Heizung als ein weitgehend offenes Gebiet zu be-

trachten ist, auf dem ITER Pionier-Forschung leisten müssen. Umgedreht beinhalten diese Entladungsregime eine große Chance für echten Dauerbetrieb von ITER, der im „Standardregime“ nur Pulsdauern von 400 bis 1000 s erreichen würde.

Der zweite große Aufgabenbereich von ITER entspricht dem teilweise erstmaligen Test von Reaktortechnologien, und ihrer Kompatibilität mit einem „brennenden“ und daher hohe Neutronenflüsse emittierendes Plasma. Dazu gehört einmal vor allem die Technologie supraleitender Magnete, wobei sich für einige Spulensysteme die zusätzliche Anforderung einer relativ schnellen zeitlichen Änderung der Feldstärke ergibt. Diese ist, zumindest im Tokamak, zur Induktion des Plasmastromes und zur Regelung der Entladung während des Plasmaaufbaus und bei sich änderndem Plasmadruck nötig. Innerhalb des von den Spulen umgebenen Raumes befindet sich das heiße Plasma, in dem thermische Leistungen im Ausmaß von mehreren hundert MW umgesetzt werden, die aus dem Plasmagefäß und den umgebenden Komponenten abgeführt werden müssen, bevor sie die Nähe der mit flüssigem Helium gekühlten Spulen erreichen. Da diese Strukturen starken Neutronenflüssen ausgesetzt sind, müssen alle Manipulationen – routinemäßiger Austausch, Reparaturen oder Umbauten – mit Remote-Techniken durchgeführt werden.

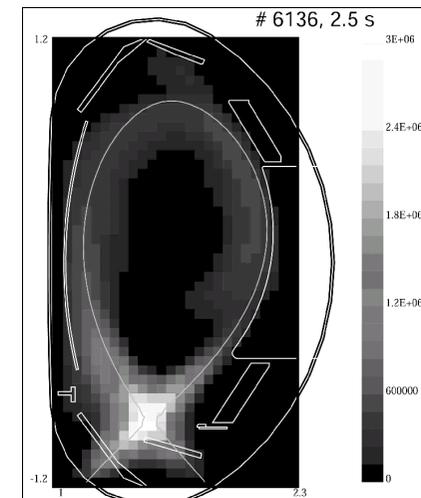


Abb.2: Querschnitt durch das Vakuumgefäß eines Divertortokamaks (ASDEX-Upgrade). Eingezeichnet sind die Prallplatten (in einer früheren Konfiguration) und die Separatrix, die die Grenze zwischen geschlossenen und offenen Flußflächen bildet. In Grauskala angegeben die Leistungsdichte der Emission elektromagnetischer Strahlung aus dem Plasma.

Wahrscheinlich die größte technische Herausforderung stellt jedoch der Energieübertrag aus dem Plasma in die umgebenden Wände dar. Während die Neutronen, prinzipbedingt, ihre Energie über die gesamte Oberfläche und über eine Tiefe von einigen 10 cm verteilt abgeben,

landet die einmal im Plasma deponierte Heizleistung in einer sehr dünnen Schicht an dieser Wand. Wegen der stark unterschiedlichen Beweglichkeit der geladenen Teilchen parallel und senkrecht zu den Magnetfeldlinien deponieren diese ihre Energie überhaupt nur in einer dünnen Zone rund um den Kontaktpunkt (oder um die Kontaktlinie) von materiellen Strukturen mit der innersten, eine Wand berührenden magnetischen Flussfläche. Eine sehr erfolgreiche Entwicklung war der Divertor, in dem durch eine passende Magnetfeldstruktur diese Kontaktlinie weg vom Plasma in einen separaten Teil des Gefäßes verlegt wurde (Abb. 2). Selbst in dieser Konfiguration würde man bei ITER jedoch Energieflüsse von bis zu 60 MW/m^2 erwarten müssen, vergleichbar mit denen an der Sonnenoberfläche und jenseits des technisch Beherrschbaren. Der eingeschlagene Lösungsweg besteht darin, durch kontrollierte Zumeigung von Verunreinigungen niedriger Ladungszahl den in der Randzone ankommenden Wärmeleitungs- (d.h. Teilchenenergie-) Fluss in elektromagnetische Strahlung umzuwandeln, die, da das Plasma im Allgemeinen für sie optisch dünn ist, gleichmäßig in den gesamten Winkelraum abgegeben wird. Abbildung 2 zeigt an Hand eines aus Bolometermessungen rekonstruierten Profils der Emission elektromagnetischer Strahlung, dass dieses Konzept tatsächlich bereits an existierenden Versuchsanlagen erfolgreich umgesetzt werden konnte. An den exponiertesten Stellen der Divertoroberfläche von ITER wird damit, unter Normalbedingungen, nur mehr ein Energiefluss von 5 MW/m^2 erwartet. Gleichzeitig wurde ein Entwicklungsprogramm gestartet, mit dem erfolgreich die Abfuhr von Leistungsflüssen von bis zu 20 MW/m^2 aus diesen Strukturen nachgewiesen werden konnte. Dieses Problem und seine Lösung zeigen aber auch prototypisch den eigentlich wichtigsten und innovativsten Aspekt der Aufgaben von ITER: Der Integration der physikalischen und technischen Anforderungen eines brennenden Plasmas.

Fast alle Technologien eines Fusionsreaktors werden somit bereits für ITER benötigt und auch an ihm eingesetzt. Zwei wichtige Ausnahmen ergeben sich jedoch aus der Betriebsweise von ITER als einer experimentellen Anlage und der daraus folgenden beschränkten integrierten Betriebszeit. Zum einen sind die resultierenden Neutronenfluenzen ausreichend gering, um auch mit heute bereits voll entwickelten austenitischen Stählen ohne Schädigung ihrer Materialeigenschaften beherrscht werden zu können. Zum anderen kann der Verbrauch an Tritium aus vorhandenen Beständen – das Material fällt z. B. als Abfallprodukt bei dem Betrieb von schwerwassermoderierten Spaltreaktoren an – gedeckt werden, ohne dass sich eine Notwendigkeit des Erbrütens ergibt. Für ein Fusionskraftwerk werden beide Beschränkungen jedoch nicht mehr gelten: Die verwendeten Materialien müssen eine viel höhere Toleranz gegenüber Strahlenschäden und eine geringere Aktivierbarkeit aufweisen, und das für den Betrieb benötigte Tritium muss vollständig in der Anlage selbst erbrütet werden. Beide technologischen Entwicklungen werden aber, obwohl für die unmittelbaren Bedürfnisse nicht benötigt, auch an ITER in Modulform getestet werden. Parallel zu den oben angeführten, auf ITER ausgerichteten Entwicklungen laufen nämlich bereits seit einiger Zeit Materialentwicklungsprogramme und Entwurfsarbeiten zu Blankets, die in einem Kraftwerk sowohl das Erbrüten des Tritiums als auch die Umwandlung der Neutronenenergie in hochwertige Wärmeenergie

bewerkstelligen sollen. Module dieser Blankets, die in mehreren Versionen von den ITER-Partnern entwickelt werden, sollen an ITER dann auch bezüglich ihrer verschiedenen Funktionen getestet werden. Sie werden dazu aus einem fortschrittlichen Material, einem martensitischen Stahl, gefertigt werden, obwohl dessen hohe Neutronenflussbeständigkeit dabei nicht gefordert werden wird.

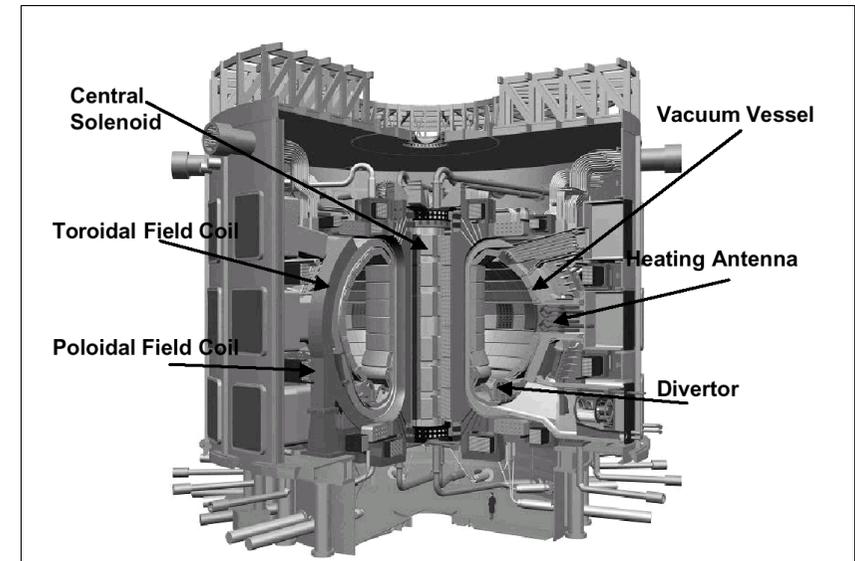


Abb.3 Querschnitt durch das geplante Fusionsexperiment ITER, mit einigen wichtigen Komponenten.

Aus diesen programmatischen Notwendigkeiten formulierte das ITER-Council folgende physikalischen Anforderungen an die ITER Auslegung:

- Erzielung von $Q=10$ über eine Brenndauer, die zur Einstellung stationärer Bedingungen auf allen plasmaphysikalisch relevanten Zeitskalen ausreicht, und
- Anpeilen eines stationären Betriebes, unter Nutzung von nichtinduktivem Stromtrieb, mit einem Mindestwert von $Q = 5$, wobei die Erreichung eines kontrollierten, voll gezündeten Zustandes (*durch technische Festlegungen*) nicht ausgeschlossen werden soll.

Als technologische Ziele wurden formuliert:

- Der Nachweis der Verfügbarkeit und die Integration der für ein Fusionskraftwerk wesentlichen Technologien, wie supraleitende Magnete und fernbediente Durchführung der Wartungsarbeiten,

- der Test von Komponenten eines zukünftigen Fusionskraftwerkes, wie Systeme zur Leistungs- und Teilchenabfuhr aus einem Plasma, und
- Konzepttests von Tritiumbrutmodulen, die in einem zukünftigen Kraftwerk volle Tritiumautonomie sowie die Auskopplung hochwertiger Wärme und die Stromerzeugung ermöglichen würden.

Die auf Grund dieser Anforderungen geplante Anlage ist in einem Querschnitt in Abb. 3 gezeigt³. Die wesentlichen Anlagenabmessungen und Betriebsparameter sind in Tabelle 1 wiedergegeben.

	ITER
grosser Radius des Plasmatorus [m]	6,2
kleiner Plasmahalbmesser in Mittelebene [m]	2,0
Halbachsenverhältnis des Plasmaquerschnitts	1,7
Toroidalfeld [T]	5,3
Plasmastrom [MA]	15,0
β_N	1,8
H	1,0
mittlere Elektronendichte [10^{20}m^{-3}]	1,0
Fusionsleistung [GW]	400 (800)
externe Plasmaheizleistung [MW]	40 (110)
Q	10,0
Pulslänge [s]	400 (3000)

Tabelle 1: Basisdaten von ITER. Zahlen in Klammern beziehen sich auf mögliche Erweiterungen der Zusatzheizung oder auf andere Operationsszenarien.

Die physikalischen Anforderungen führten zur Definition einer Reihe von Entladungsszenarien, von denen drei in Tabelle 2 beschrieben werden.

ITER scenario	Referenz	Technologietest	advanced
Plasmastrom [MA]	15,0	13,8	9,0
$n_e [10^{20} \text{m}^{-3}]$	1,0	0,9	6,5
$T_i [\text{keV}]$	8,0	8,4	12,1
Fusionsleistung [MW]	400,0	400,0	340,0
externe Plasmaheizung	40,0	73,0	60,0
Q	10,0	5,4	5,7
β_N	1,8	1,9	2,9
H	1,0	1,0	1,6
Pulslänge [s]	400,0	1070,0	quasistationär

Tabelle 2: Verschiedene Kombinationen von Betriebsparametern. Die als Referenzszenario bzw. für Technologietests angenommenen Parameterkombinationen entsprechen Standard H-Mode Operation. Das für den Dauerstrichbetrieb mögliche Szenario erfordert Realisierung von verbesserten Einschlussregimes.

³ ITER Final Design Report, IAEA Vienna, 2001; sowie R. Aymar, Fusion Engineering and Design 55 (2001) 107-118

3. Die physikalischen Voraussetzungen

Abbildung 1 zeigt, dass ein Tokamak der nächsten Generation in den Parameterbereich eines brennenden Plasmas vordringen muss, um einen signifikanten Fortschritt darzustellen. Unabhängig davon ist aber zunächst auch nachzuweisen, dass dieses Ziel mit ausreichender Sicherheit und vertretbaren Ausgaben erreicht werden kann. Die Nähe zum thermonuklearen Brennen kann durch die Parameterkombination $n_{io} T_{io} \tau_E$ beschrieben werden, wobei sowohl die Dichte n , als auch der Druck $n T$, und vor allem die Energieeinschlusszeit τ_E konkreten Beschränkungen unterliegen, und die möglichen Maximalwerte der einzelnen Parameter auch nicht notwendigerweise simultan realisierbar sind. (Das Erreichen der Fusionstemperaturen für sich allein fordert hingegen keinen weiteren Fortschritt: Erreicht werden heute bereits 20 keV in mittelgroßen und 40 keV in den größten existierenden Anlagen.)

Bei der Auslegung von ITER wurde dabei eine Doppelstrategie verfolgt, wohlwissend, dass eine Anlage dieser Größe seine Mindestziele mit fast an Sicherheit grenzender Wahrscheinlichkeit erfüllen muss, gleichzeitig jedoch immer noch ein Experiment mit entsprechend teils unbekanntem Ausgang darstellt. Zwei geforderte Basisbetriebszustände (s. Tabelle 2) – der gepulste $Q = 10$ Betrieb für physikalische, und ein $1000 \text{ s } Q = 5$ Betrieb für mehr technologisch orientierte Untersuchungen – fußen daher auf einem Entladungsregime, das sehr robust und reproduzierbar in allen existierenden Divertortokamaks erreicht werden kann. Darüber hinaus wurden an diesen Tokamaks jedoch auch Entladungszustände gefunden, die in ITER zu wesentlich höheren Q-Werten oder zu echtem Dauerbetrieb führen könnten, deren Erreichbarkeit jedoch eher sensibel und nicht völlig geklärt von den detaillierten Szenarien abhängt. Es ist sehr wahrscheinlich, dass zumindest einige dieser „advanced“ genannten Szenarien auch mit einem brennenden Plasma kompatibel sein werden, doch sind diese Untersuchung an ITER physikalische Forschung an der vordersten Front.

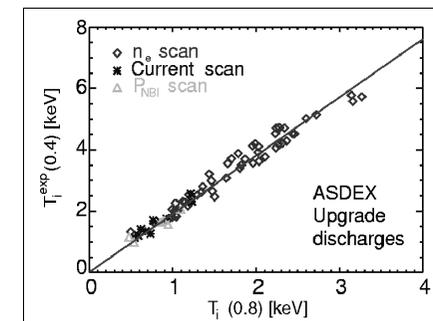


Abb.4 Nachweis der Selbstähnlichkeit der Temperaturprofile. Gezeigt ist das Verhältnis der gemessenen Ionentemperaturen bei 0.4 bzw. 0.8 mal dem kleinen Plasmaradius für ein breites Spektrum von H-Mode Entladungen an ASDEX-Upgrade. Die Steigung der angepassten Gerade stimmt innerhalb von weniger als 10% mit der theoretischen Vorhersage überein.

Obwohl die quantitative Extrapolation des Energieeinschlusses auf einem empirischen Ansatz beruht, besitzen wir doch auch ein fortgeschrittenes theoretisches Verständnis der entscheidenden Vorgänge. Der Energieeinschluss in Tokamaks wird durch turbulenten Wärmetransport bestimmt, wobei dieser in den inneren Zonen, bei ausreichend hoher Ionentemperatur, durch eine wohlidentifizierte Instabilität, die Ionentemperaturgradienten-(kurz ITG-) Mode, getrieben wird. Diese Mode hat ähnliche Eigenschaften wie die bekannte konvektive Instabilität der Erdatmosphäre: Sie begrenzt den logarithmischen Gradienten der Temperatur. Tatsächlich zeigen Entladungen über einen sehr weiten Parameterbereich eine starke Selbstähnlichkeit des Temperaturprofils (Abb.4), wobei die Absolutwerte durch einen Sockelbetrag am Rande festgelegt werden, der somit einen multiplikativen Effekt hat. Ein wesentliches weiteres Element ist jedoch die bereits oben zitierte Beobachtung, dass diese Instabilitäten und der verursachte turbulente Transport durch teilweise spontan auftretende Scherströmungen über einen begrenzten Bereich unterdrückt werden können. Die erste Beobachtung dieses Vorgangs geschah in den Randzonen von ASDEX⁴, und seither ist dies ein reproduzierbares, robustes Phänomen in allen Divertortokamaks. Es resultiert in der Ausbildung eines Temperatur- (und auch Dichte-) Sockels am Plasmarand, und hat somit wegen der Selbstähnlichkeit der Temperaturprofile im Plasmainternen einen sehr starken Einfluss auf den Gesamtenergieinhalt.

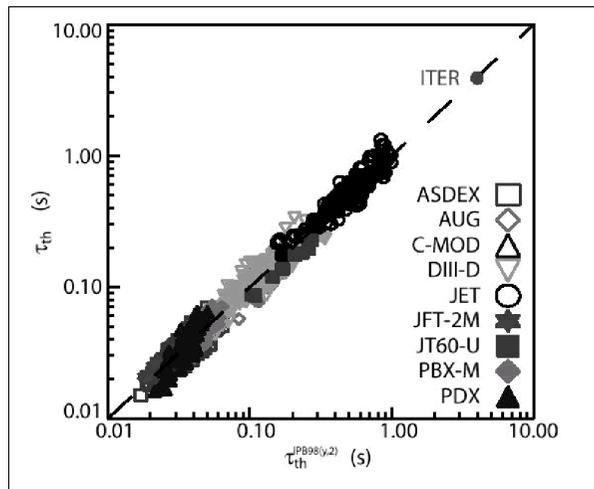


Abb.5: Die der Auslegung von ITER zu Grunde liegende Energieeinschluss-Datenbasis. Aufgetragen sind die tatsächlich beobachteten Werte von τ_E verglichen mit den Vorhersagen eines empirisch angepassten Skalierungsgesetzes, das für die Extrapolation von ITER benutzt wurde. Die verschiedenen Symbole beziehen sich auf die 9 verschiedenen Tokamaks, deren Ergebnisse für diese Anpassung verwendet wurden.

⁴ F. Wagner et al., Phys. Rev. Lett. 49 (1982) 1408

Für dieses sogenannte H- (für High) Einschlussregime existiert, wie bereits erwähnt, eine sehr ausgedehnte, fast 10 Tokamaks und einen Faktor 100 in τ_E überdeckende Datenbasis (Abb.5), die für die Gewinnung einer Skalierungsformel und zur Auslegung von ITER benutzt wurde. Auf diese Skalierungsformel bezieht sich auch die in der Einleitung eingeführte dimensionslose Maßzahl H .

Der Plasmadruck in einem Tokamak steigt im Allgemeinen mit zunehmender Heizleistung bis zu einem durch makroskopische Instabilitäten begrenzten Wert des dimensionslosen Parameters β . Dieser kritische Wert hängt auch von der detaillierten Form der Druck- und Plasmaströmprofile ab und kann, wenn diese ausreichend genug bekannt sind, von der Theorie mit hoher Zuversicht vorhergesagt werden. Vor allem die Stromprofile sind allerdings nur begrenzt kontrollierbar, und ändern sich auch während der Entladung noch über einen langen Zeitraum (vergleichbar mit der Skinzeit, die an ITER die Energieeinschlusszeit um einen Faktor 100 übersteigen wird). Für die Basisoperationsmode von ITER wurden daher relativ niedrige Grenzwerte von β angenommen, die in existierenden Experimenten tatsächlich bereits über sehr lange Pulsdauern aufrecht erhalten werden konnten (Abb.6).

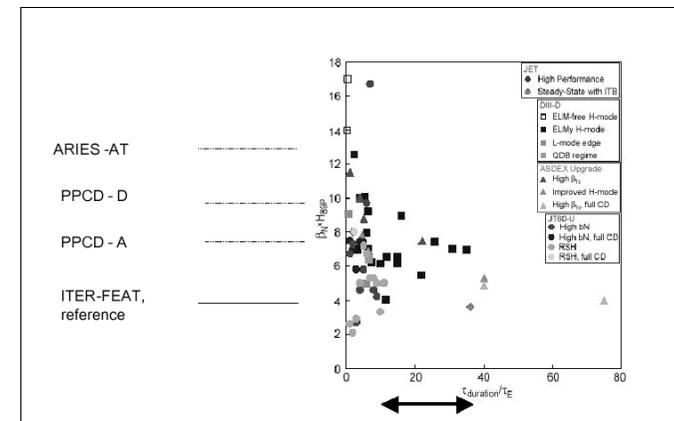


Abb. 6: Die in bisherigen Experimenten erzielten Werte des Produktes $H \beta_N$, aufgetragen gegenüber der Zeitdauer, über die diese Werte konstant gehalten werden konnten. Aufgetragen sind auch die Werte, die für die Auslegung von ITER bzw. für 3 Kraftwerksstudien zu Grunde gelegt wurden (ARIES-AT ist ein US-Entwurf, PPCD-A und -D sind zwei europäische Studien, siehe auch Tab. 4)

Über kürzere Zeitintervalle konnten auch viel höhere Werte realisiert werden, wobei der Zeitraum bei mittleren β -Werten durch die Länge des Heizpulses oder mangelnde Kontrolle der Profile begrenzt wurde. Die absoluten Spitzenwerte in β aber konnten nur durch Ausnutzung des stabilisierenden Einflusses leitender Wände erreicht werden (die nach der Lenz'schen Regel die mit großskaligen Instabilitäten verbundenen Magnetfeldänderungen zu unterdrücken

neigen). Diese Regime mit hohem Plasmadruck sind natürlich für ITER und ein Kraftwerk von besonderem Interesse, vor allem wegen des mit dem hohen Druck verbundenen Bootstrap-Stromes, der einen stationären Betrieb erleichtern würde. Die Möglichkeiten der Profilkontrolle hängen jedoch stark von der Art der Energiezufuhr und des Stromtriebes ab, und können daher für ein brennendes Plasma nur an ITER selbst entwickelt werden. Der stabilisierende Einfluss der Wände wirkt nur auf der Zeitskala auf der Magnetfelder in ihnen eingefroren sind, und ist daher durch ihren endlichen elektrischen Widerstand begrenzt. Immerhin genügt dies, um die Instabilität von ihrer (ungebremst) einige $10 \mu\text{s}$ auf eine einige 10ms Zeitskala zu bringen, auf der aktive Feedback-Kontrolle durch von außen aufgeprägte Felder möglich ist. Letztere Methoden, die bereits in ausgedehntem Umfang für die Kontrolle der Lageinstabilität in nichtkreisförmigen Tokamaks im Einsatz sind, können jedoch vom System der Plasmaheizung und auch der Größe der Anlage unabhängig getestet werden und sind gegenwärtig in Entwicklung.

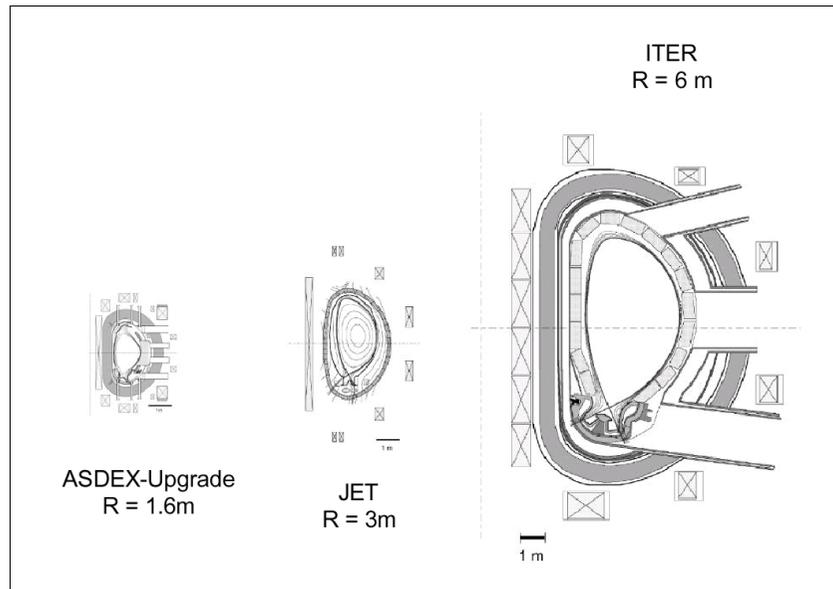


Abb. 7 Querschnitte der Separatrix und einiger wichtiger Komponenten (Vakuumgefäß, Divortorstrukturen, Magnetfeldspulen) der beiden größten Europäischen Divortortokamaks und ITER's.

Der Prozentsatz des in einer Fusionsanlage durch den Bootstrap-Effekt getriebenen Stromes hängt eigentlich vom Produkt $H\beta$ ab, da ein verbesserter H -Faktor einen brennenden Betrieb bei geringerem Plasmastrom ermöglicht. (Diese Parameterkombination ist in Abb. 6 gezeigt). Die Möglichkeit, Werte von $H > 1$ zu erzielen, entstand vor allem durch die Beobachtung,

dass Transportbarrieren, wie sie in der H-Mode am Plasmarand auftreten, auch im Plasmainneren auftreten können. Allerdings ist hier ihr Auftreten an die Existenz spezieller Stromprofile geknüpft, und daher schwieriger sicherzustellen. Häufig ist in derartigen Entladungen lokal die thermische Isolation so gut, dass Druckgradienten bis zu Werten aufsteilen, die zu makroskopischen Instabilitäten führen und dadurch die Existenz dieses Zustandes beenden. An JET konnte aber gezeigt werden, dass diese Entwicklung durch Feedback-Kontrolle von Heizung und Stromtrieb unterdrückt werden kann, doch wird an ITER erst zu zeigen sein, in welchem Umfang dies auch bei dominierender Fusions-(selbst-)heizung möglich ist.

Zuversicht in die Basisszenarien und hohe Erwartungen auf darüber hinausgehende Ergebnisse gründen sich vor allem darauf, dass ITER das Produkt eines 30-jährigen Konvergenzprozesses ist. Wie sehr ITER die konsequente Fortführung der Designideen ist, die sich vor allem in Europa während dieser Zeit herauskristallisierten, wird durch Abb.7 unterstrichen, die maßstabsgetreu die Plasmaquerschnitte sowie die für die Plasmaphysik wichtigsten technischen Komponenten von ITER mit denen der beiden Tokamaks ASDEX-Upgrade und JET vergleicht.

4. Die technischen Vorbereitungen

Die Planung von ITER wurde von einem zentralen internationalen Planungsteam (Joint Central Team) unter starker Zuarbeit von Arbeitsgruppen in den einzelnen Partnerblöcken (Home Teams) in den Jahren 1992 – 2001 durchgeführt. Integrierter und vielleicht wichtigster Teil dieser Entwicklung war das R&D Programm, mit dem prinzipielle Lösungen gefunden, aber auch die industrielle Fertigung sichergestellt werden sollte. (Eine ausführliche Gesamtdeschreibung dieses Programms ist in dem Bericht über ITER Technology R&D⁵ gegeben). Höhepunkte dieses Programms waren sieben Großprojekte, in denen mit einem Gesamtaufwand von 400 Millionen € die aufwendigsten und anspruchsvollsten Technologien bis zur Fertigung von Prototypen entwickelt und getestet wurden. Tabelle 3 enthält eine Liste, aus der auch die Aufteilung der R&D Arbeiten an den einzelnen Projekten unter den ITER Partnern ersichtlich ist. An den meisten Projekten beteiligten sich alle Partner. Ausnahmen bildeten Fälle, in denen Paare von Projekten zwar unterschiedliche, aber vergleichbare Technologien erforderten, wie z.B. die beiden Projekte zur Fertigung supraleitender Spulen (L1 u. L2) und die beiden Remote-Manipulation Projekte (L6 u. L7), die beide Komponenten betreffen, die für einen routinemäßigen Austausch vorgesehen sind. Im Jahre 1998, nach Fertigstellung eines abgeschlossenen Entwurfes, wurde jedoch vom ITER-Council der Auftrag zu einer Redimensionierung und Kostenreduktion des Projektes erteilt, wobei gleichzeitig im Aufgabenheft des Entwurfsteams die ursprüngliche Forderung eines voll gezündeten Betriebes (d.h. völlige Abschaltung der Zusatzheizung, entsprechend $Q \rightarrow \infty$) durch die Forderung $Q \geq 10$ ersetzt wurde. Da dies jedoch keine Änderung in den grundlegenden verwendeten Technologien er-

⁵ ITER Joint Central Team and Home Team, Fusion Engineering and Design 55 (2001) 97 - 357

forderte, konnte das bereits durchgeführte R&D Programm voll genutzt, und der neue Entwurf innerhalb von 3 Jahren abgeschlossen werden. Diese Planung schloss auch eine sehr detaillierte Kostenabschätzung ein, die unter Mithilfe der Industrie durchgeführt wurde und (auf europäischen Angaben basierend) Gesamtkosten für die Fertigstellung der Anlage von 4,6 Milliarden €, bei einer Bauzeit von 8 1/2 Jahren, ergeben hat.

Resource Allocation Summary for the Seven Large R&D Projects					
(Unit: kIUA)					
Projects	EU	Japan	RF	US*	Total
L1 - Central Solenoid Model Coil	10	61	4	22	97
L2 - Toroidal Field Model Coil	40	0	0	1	41
L3 - Vacuum Vessel Sector	4	19	4	2	29
L4 - Blanket Module	29	14	12	9	64
L5 - Divertor Cassette	13	12	9	21	55
L6 - Blanket Module Remote Handling	3	18	0	0	21
L7 - Divertor Remote Handling	26	3	0	0	29
Total	125	127	29	55	336

* US contributed until July 1999

Status: June 2000

Tabelle 3: Beiträge der einzelnen ITER Partner zu den 7 großen R&D Projekten. Die Einheit der Kosten (kIUA) entspricht dem Wert von 1 Million Dollar (im Jahr 1989).

5. Schritte nach ITER

Parallel zu den experimentellen und theoretischen Untersuchungen und den Planungsarbeiten an ITER hat sich die Fusionsgemeinde natürlich auch mit der Frage beschäftigt, wie nach bestem Stand des gegenwärtigen Wissens ein kommerzielles Fusionskraftwerk aussehen würde. Diese Studien haben auch eine unmittelbare praktische Bedeutung, da aus ihnen folgt, welche Untersuchungen an, und welche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten parallel zu ITER erforderlich sind, um zu diesem Endziel zu gelangen. Besonders dringlich erweist sich dabei die Materialfrage, da hier nicht nur Entwicklungsarbeiten, sondern auch zeitaufwendige Bestrahlungstest nötig sind, welche mit mehrjährigen Zeitskalen verbunden sind, und einen frühen Start der Entwicklungen erfordern.

Die nächste Fusionsanlage nach ITER soll Elektrizität produzieren und an das Netz abgeben, und muss – schon wegen der mengenmäßigen und vielleicht auch zeitlichen Begrenztheit anderer Ressourcen – seinen Tritiumbedarf, nach einer Anlaufphase, durch Brüten selbst decken. Die physikalische Basis dieser Anlage, die allgemein als DEMO bezeichnet wird, sollte

durch ITER geschaffen bzw. bestätigt werden. Auch einige Technologien müssen zusätzlich neu (die oben angeführten neutronenresistenten Strukturmaterialien bzw. das Brutblanket) oder über das an ITER geforderte Maß hinaus entwickelt werden. Dabei wird man zweckmäßigerweise nach Lösungen suchen, die nicht nur an DEMO, sondern später auch an einem kommerziellen Kraftwerk zum Einsatz kommen sollten. Zum Beispiel muss das Erbrüten des Treibstoffes Tritium in vollem Masse geschehen, da auf externe Quellen in nennenswertem Maße nicht zurückgegriffen werden kann. Es gibt daher keinen Grund, diese Anlage nicht gleichzeitig als Prototyp der ersten Generation eines vollwertigen Kraftwerkes zu planen, wobei die Unterschiede zu letzterem nur in der Betriebsweise und der Verfügbarkeit bestehen werden. Diese Schlussfolgerung ergab sich auf der einen Seite aus den oben erwähnten Kraftwerksstudien (sozusagen bottom-up), war aber auch das Ergebnis eines von der EU eingesetzten hochrangigen externen Beratergremiums⁶, das aus der Betrachtung der programmatischen Notwendigkeiten zu der Empfehlung kam, die Schritte eines DEMO und eines Prototyp-Reaktors in einem zu vereinigen, so dass auf DEMO bereits das erste Exemplar einer Kraftwerksserie folgen könnte.

	ITER	ITER-RS	PPCD - C	PPCD - D
Ro [m]	6,20	6,20	7,5	6,1
Ip[MA]	15,00	9,00	20,1	14,1
fBS	0,15	0,46	0,69	0,76
β_N	1,80	2,90	4,0	4,5
H98y	1,00	1,60	1,3	1,2
Pfus [GW]	0,40	0,34	3,4	2,5
Q	10,00	5,70	30	35
Pel, net[GW]	n.a.	n.a.	1,5	1,5
structural materials	SS	SS	Eurofer+SiCSiC inserts; Eurofer ODS for first wall	SiC/SiC
blanket coolant	H ₂ O	H ₂ O	He+PbLi	PbLi
breeding blanket design	n.a.	n.a.	PbLi	PbLi
divertor load [MW/m ²]	10	10	10	5
thermal power cycle efficiency	n.a.	n.a.	~43%	~59%
<neutron wall load> [MW/m ²]	0,5	0,4	2,2	2,4

Tabelle 4: Vergleich von ITER Parametern bzw. Technologien mit den Annahmen Europäischer Kraftwerksstudien. (ITER-RS bezieht sich auf das in Tabelle 2 als „advanced“ bezeichnete Operations-Szenario von ITER)

⁶ D. King et al.: Conclusions of the Fusion Fast Track Experts Meeting, Brussels 2001

Kraftwerksstudien sind also vor allem Wegweiser für die weitere Entwicklung der Physik und der Technologie. Ein „Abstandsmaß“ kann aus den Daten in Tab. 4 gewonnen werden, wo Anlagencharakteristiken und Abmessungen, aber auch physikalische Erwartungsparameter von ITER vergleichend neben die von zwei Kraftwerksstudien gestellt sind. Für ITER wurden dabei zwei physikalische Parametersätze angegeben, die für das Basiszenario, bzw. die für vollen Dauerstrichbetrieb unter Realisierung eines Einschlussregimes mit „advanced“ (aber in einzelnen anderen Experimenten schon erreichten) Charakteristiken. Während die Kraftwerksstudien sich in den Abmessungen nur wenig, und in der geplanten Magnetfeldtechnologie (die in der Tabelle nicht angeführt ist) gar nicht unterscheiden, sind diese Unterschiede in β_N , Gesamtfusionsleistung, Strukturmaterialien und Blanket sowie in einigen daraus folgenden Parametern (wie dem Anteil des durch den Bootstrap-Effekt getriebenen Stromes und den Leistungs- bzw. Neutronenflussdichten an der Wand) signifikant. Auf der physikalischen Seite beinhaltet dies vor allem die Forderung, die β_N -Werte in den Bereich zu bringen, der bisher nur transient realisiert werden konnte, und die Notwendigkeit, den in elektromagnetische Strahlung umgewandelten Leistungsanteil weiter zu erhöhen, um die Belastung der Divertorstrukturen beherrschbar zu halten. Derartige Entwicklungen, die nicht spezifisch mit dem Deuterium-Tritium Betrieb zusammenhängen, können auch an mittelgroßen Tokamaks vorangetrieben werden, obwohl kritische Tests der entwickelten Konzepte am Ende doch an ITER erfolgen müssen.

Blanketkonzept, Wärmeabfuhr und Strukturmaterialien stehen in einem engen Entwicklungszusammenhang. Für plasmanahen Strukturen werden Materialien benötigt, die eine Neutronenfluenz bis zu ca. 150 dpa aushalten können, bevor ein Austausch erfolgen muss. Gleichzeitig sollen diese Materialien eine möglichst geringe, bzw. eine zeitlich sehr schnell abfallende Aktivierung zeigen. Drei Gruppen von Materialien kommen hierbei in Frage: Martensitische Stähle, deren Entwicklung bereits so weit fortgeschritten ist, dass sie für den Bau von ITER-Testblankets eingeplant werden können, Vanadium-Legierungen und mit Siliziumcarbidfasern verstärkte Siliziumcarbidkeramiken (SiCSiC). In Europa wurde spezifisch für Fusionsanwendungen der sogenannte EUROFER-Stahl entwickelt, der für die Testblankets an ITER, aber in verbesserter Form auch als Strukturmaterial für eine erste Generation von Fusionskraftwerken vorgesehen ist. Die Hochtemperatureigenschaften dieses Stahls können durch Oxydispersionsverstärkung weiter verbessert werden, was höhere Betriebstemperaturen und damit höhere thermische Wirkungsgrade der Energieumwandlung ermöglichen würde. SiCSiC besitzt eine noch bessere Wärmebeständigkeit und einen sehr schnellen Aktivitätsabfall, ist jedoch in der Materialentwicklung beträchtlich hinter den martensitischen Stählen zurück. In Anwendungen, die keine Strukturfunktion haben, könnte es jedoch möglicherweise ebenfalls bereits in einer ersten Kraftwerksgeneration eingesetzt werden: Bei der Auskleidung von Kühlkanälen könnte zumindest seine Hitzebeständigkeit genutzt werden. Vanadium besitzt zwar überragende Aktivierungscharakteristiken, bereitet jedoch Schwierigkeiten im Kontakt mit Wasserstoff oder Sauerstoff, so dass diese Entwicklungen in Europa mit geringem Nachdruck verfolgt werden.

Bei der Entwicklung von Brutblankets werden gegenwärtig zwei sehr unterschiedliche Linien verfolgt, die beide auf der Nutzung chemisch sehr stabiler Verbindungen von Lithium basieren: Ein festes Blanket aus Lithiumkeramikpellets, und ein Lithium-Blei Eutektikum. Um eine ausreichende Brutrate zu garantieren, muss zusätzlich ein Neutronenmultiplikator eingesetzt werden: Im Falle des festen Blankets sind dies mit Berylliumpellets gefüllte Segmente im Blanket, während im Falle des Eutektikums das Blei selbst diese Rolle übernehmen würde. Als Kühlmittel kommen Helium bzw. das zirkulierende Eutektikum selbst in Frage.

Aus diesen Ausführungen wird klar, dass der Fortschritt zum Fusionskraftwerk neben den physikalischen und technologischen Entwicklungen an und für ITER vor allem auch ein sehr intensives Materialentwicklungsprogramm fordert. Neben den „Erste-Wand“-Materialien, die in unmittelbarem Kontakt mit dem Plasma stehen und für die vor allem Hitzebeständigkeit, eine kleine Abtrage unter Plasmabeschuss, sowie eine geringe Aufnahme von Wasserstoff (wegen des geringen zu haltenden Inventars an Tritium) gefordert werden, steht für alle anderen Materialien die Resistenz gegenüber den Neutronenflüssen im Vordergrund. Materialschäden werden dabei durch die Verlagerung von Atomen durch Neutronenstöße, aber auch durch Reaktionen die zur Wasserstoff- bzw. Heliumbildung führen, verursacht. Die erzeugten Veränderungen in den Materialeigenschaften hängen somit nicht nur von der Neutronenfluenz, sondern auch vom Neutronenspektrum ab. Neutronen in einem Fusionskraftwerk werden wesentlich energiereicher geboren als die in einem Spaltreaktor produzierten, haben aber damit – im Gegensatz zum Spektrum einer Spallationsquelle – auch eine sehr präzise obere Grenzenergie. Daher können weder Bestrahlungstests in Spaltreaktoren, noch solche in Spallationsquellen völlig schlüssige Informationen bieten, obwohl natürlich vor allem Ergebnisse in Spaltreaktoren sehr wichtige Hinweise geben können. Für den Schritt zum Kraftwerk, und für das Lizenzverfahren von DEMO, sind daher ausreichende Materialtests an einer Neutronenquelle mit einem fusionsähnlichen Neutronenspektrum notwendig. Eine derartige Testanlage muss auch eine ausreichend hohe Neutronenflussdichte gewährleisten, um die notwendigen Fluenzen für die Materialqualifizierung innerhalb eines ausreichend kurzen Zeitraumes sicherzustellen. Sie kann, mit in absehbarer Zeit verfügbarer Technologie, nur in Form einer sogenannten „Stripping“-Quelle realisiert werden, die auf ${}^7\text{Li}({}^2\text{D}, 2n){}^7\text{Be}$ bzw. ${}^6\text{Li}({}^2\text{D}, n){}^7\text{Be}$ Reaktionen beruht, und von einem Deuteriumionenbeschleuniger getrieben wird. Eine derartige Quelle, IFMIF, ist somit, wie ITER, ein notwendiger Bestandteil des Entwicklungsprogramms für ein Fusionskraftwerk, und ist gegenwärtig ebenfalls Gegenstand von gemeinsamen Entwurfsarbeiten in den EU-Ländern, Japan und der USA.

Aus Zeitabschätzungen dieser Entwicklungsschritte lässt sich ein Gesamtplan für den Weg zu einem Fusionskraftwerk zusammenstellen. Natürlich werden dabei nur die physikalischen und technischen Entwicklungsschritte berücksichtigt, obwohl Verzögerungen in der Klärung von Finanzierungs- und Standortfragen und Verhandlungen zwischen potentiellen Partnern genauso ablaufentscheidend sein können. Ein, mit all diesen Vorbehalten zu betrachtender möglicher Entwicklungsplan, ist in Abb. 8 gezeigt. Er basiert auf den beiden gleich kritischen

Entwicklungslinien und hängt zeitkritisch an den Ergebnissen von ITER und den Tests der Kraftwerksmaterialien an IFMIF. Das Entwicklungsziel ist dabei durch zwei Meilensteine gekennzeichnet: Den Zeitpunkt, zu dem wir von diesen beiden Seiten alle Informationen erhalten haben, die zum Bau eines Kraftwerkes nötig sind und jenen, zu dem DEMO in einer routinemäßigen Form elektrische Energie an das Verbundnetz abzugeben beginnt. Diese beiden Ziele könnten Mitte der 20er Jahre bzw. in den späten 30er Jahren erreicht sein.

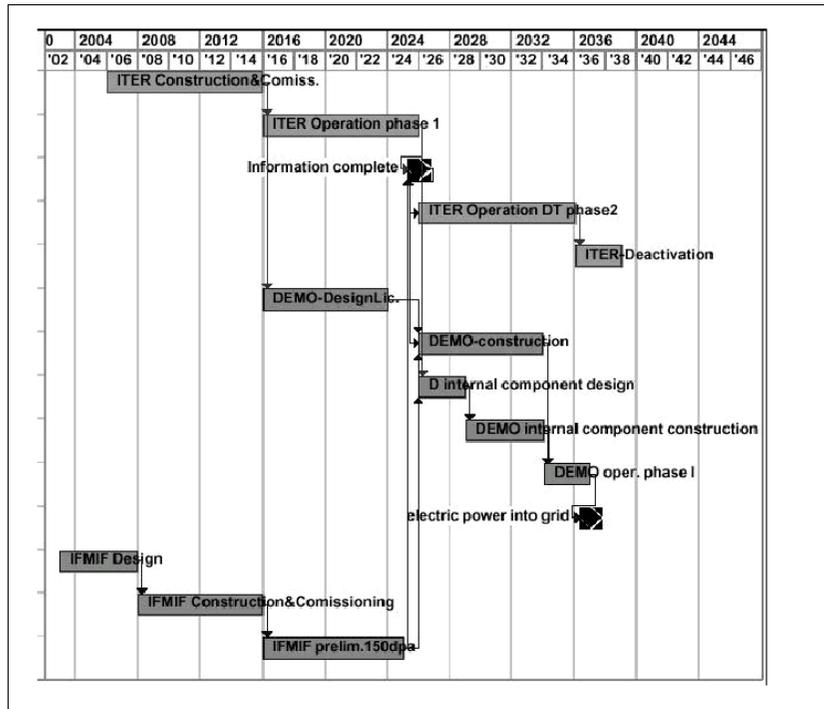


Abb.8: Ein möglicher Zeitplan der kommenden Schritte zu einem Fusionskraftwerk

Neben der durch ITER repräsentierten Tokamaklinie wird weltweit noch ein anderes Konzept des toroidalen magnetischen Einschlusses mit viel Einsatz verfolgt, der Stellarator. Er kann auf einen toroidalen Nettostrom verzichten, woraus sich automatisch die Eignung zum Dauerbetrieb ergibt. Der Toroidalstrom im Tokamak stellt auch eine Quelle potentiell freisetzbare Magnetfeldenergie dar, und tatsächlich treten in Tokamaks plötzliche Stromabrisse auf, die in einem Kraftwerk zu einer Unterbrechung der Leistungsproduktion und (bei häufigerem Auftreten) auch zu einer Begrenzung der Lebensdauer der Anlage führen könnten. Diesen Schwierigkeiten, denen man innerhalb des Tokamakkonzeptes durch Feedback-Entladungskontrolle zu entgehen hofft, steht im Stellarator eine wesentlich größere Komplexität der

Spulenkonfiguration gegenüber. Vor allem aber hat der Stellarator gegenwärtig gegenüber dem Tokamak einen Entwicklungsrückstand von mehr als einer Experimentengeneration, so dass ein auf diesem Konzept beruhendes brennendes Plasmaexperiment erst in 15 oder mehr Jahren ein ITER-äquivalentes Planungsstadium erreichen könnte. Andererseits sind aber die in ITER zu beantwortenden Fragestellungen (Physik der schnellen α -Teilchen, Leistungsabfuhr, Blanket- und Spulentechnologie, Remote-Manipulation) und die an IFMIF zu testenden Materialentwicklungen auch völlig stellaratorrelevant. Eine optimale Zeitplanung für ein Stellaratorkraftwerk geht daher davon aus, dass die an ITER gewonnene Erfahrung mit brennenden Plasmen zusammen mit den Ergebnissen der sich jetzt in Operation, Bau oder Planung befindlichen Generation von Stellaratoren (LHD in Japan, W7-X in Europa, NCSX in den Vereinigten Staaten) auch eine ausreichende Basis für die Konstruktion eines Stellarator-DEMO's darstellen könnten. Dies setzt zwar einen sehr großen Fortschritt in der theoretischen Modellierung von Plasmen voraus, was jedoch, angesichts der Entwicklungen des letzten Jahrzehntes, keine unrealistische Annahme sein sollte.

6. Schlussbemerkungen

Nachdem der erste ITER Entwurf teilweise – vor allem in den Vereinigten Staaten – wegen seiner Größe unter Kritik geraten war, herrscht heute weltweit Einigkeit, dass ITER in der jetzt ausgearbeiteten Form der logische nächste Schritt der Fusionsforschung zu einem Kraftwerk ist. Diese Einschätzung stützt sich zum einen auf die Extrapolation der bisher in der Fusionsforschung erzielten Ergebnisse, und zum anderen auf die programmatischen Notwendigkeiten der Entwicklung eines Fusionskraftwerkes. Die ITER Entwurfsarbeiten hatten gleichzeitig einen großen fokussierenden Einfluss auf die physikalische Forschung und die Technologieentwicklung, da sich häufig die tatsächlich kritischen Fragen erst durch die Extrapolation auf Kraftwerksdimensionen herauskristallisierten. Gelöst wurden die dabei auftauchenden Probleme durch ein weltweit koordiniertes physikalisches Programm an existierenden Tokamaks und durch ein R&D Programm, das in sieben großen Projekten der Komponentenentwicklung kulminierte. Das ITER Projekt ist jetzt entscheidungs- und baureif, und vier Staaten (Kanada, Frankreich, Japan, Spanien) haben Standorte für seine Errichtung angeboten. Der Beitritt der USA und Chinas zu den gegenwärtigen Verhandlungen ist ein weiterer Beweis, dass Fusion als eine wichtige Energieoption und ITER als ein entscheidender Schritt zu ihrer Realisierung zu werten sind.