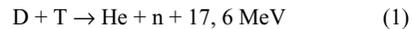


DIE ENTWICKLUNG VON STRUKTURMATERIALIEN FÜR DIE KERNFUSION

Karl Ehrlich

1. Einleitung

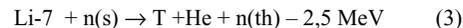
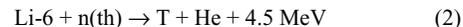
Die reale Möglichkeit der Energiegewinnung in einem Fusionsreaktor beruht auf der Verschmelzung der beiden Wasserstoffatome Deuterium und Tritium zu einem Heliumkern und einem Neutron, wobei nach der folgenden Reaktionsgleichung eine Energie von 17,6 MeV freigesetzt wird.



Die Reaktionsenergie verteilt sich entsprechend dem Impulserhalt im umgekehrten Verhältnis der Massen auf die Reaktionspartner He (3.5 MeV) und Neutron (14.1 MeV).

Während die kinetische Energie der Alphateilchen zur Deckung der Plasmaverluste genutzt wird, steht die Energie der hoch energetischen Neutronen (rund 80% der Reaktionsenergie) durch Thermalisierung und nachfolgende Energieumwandlung zur Gewinnung elektrischer Energie zur Verfügung.

Da das schwere Wasserstoffisotop Tritium nicht in der Natur vorkommt, muss es aus Lithium oder dessen geeigneten Verbindungen in einem das Plasma umgebenden Brutmantel oder Brutblanket „erbrütet“ werden. Dies ist mit Hilfe der Neutronen aus Gleichung (1) über die beiden folgenden Reaktionen möglich:



Sowohl für die Einfassung des Plasmas durch die sog. „Erste Wand“ als auch den Aufbau des anschliessenden Brutmantels sind Konstruktionswerkstoffe notwendig, die in besonderem Maße durch die Plasmateilchen, die hochenergetischen Neutronen und elektromagnetische Strahlung belastet werden. Diese fusionspezifische Materialbelastung wird zunächst näher erörtert und die Möglichkeiten zur quantitativen Beschreibung angegeben. Daran schliesst sich die Diskussion über geeignete Auswahlkriterien und eine Darstellung des gegenwärtigen Wissensstandes über potentielle Werkstoffgruppen an. Schliesslich werden die Anforderungen, wie sie an einen Demonstrationsreaktor oder eine kommerzielle Anlagen zur Energieerzeugung zu stellen sind, näher präzisiert und abschliessend über die zur Zeit verfolgte Entwicklungsstrategie diskutiert.

2. Fusionspezifische Werkstoffbelastung in der ersten materiellen Wand

In Abb. 1 ist schematisch die Belastung der ersten materiellen Umfassung des Plasmas durch niederenergetische ($\leq 400 \text{ eV}$) neutrale und geladene Teilchen des Plasmas (D,T, He, e) und durch die Reaktionsprodukte von Gleichung (1), also hochenergetische Alphateilchen (3.5 MeV) und 14 MeV Neutronen dargestellt.

Niederenergetische Plasmateilchen haben eine geringe Eindringtiefe und belasten die Erste Wand thermisch sowie durch physikalische und chemische Sputterprozesse, die zu einer nennenswerten Erosion der Ersten Wand führen können. Durch Einführung sog. Divertoren werden diese Teilchenströme zum grössten Teil von der Ersten Wand abgelenkt und in entsprechenden Divertorkammern aus dem Plasma entfernt, so dass diese Prozesse unter stationären Betriebsbedingungen für diese Komponente relativ gut kontrolliert werden können. Anders sieht die Situation für die Divertoren sowie Limiter aus, die für hohe thermische Belastungen und Plasma-Wandwechselwirkungen auszulegen sind. Die dort auftretenden Implikationen und daraus abzuleitenden Auswahlkriterien für geeignete Werkstoffauswahl sind jedoch nicht Gegenstand dieses Artikels.

Alphateilchen aus Reaktion (1) werden in die oberflächennahen Grenzschichten der Ersten Wand implantiert und können neben geringfügiger Erosion durch die Bildung von heliumgefüllten Blasen die Ablösung dieser Grenzschichten durch sogenannte Blisterbildung bewirken. Bedeutsamer ist die thermische Belastung der ersten Wand durch die Alphateilchen. Sie beträgt abgeschätzt etwa 20% der Reaktionsenergie verteilt auf die Gesamtoberfläche und kann in der Grössenordnung von MW/m² liegen. Sie verursacht entsprechend hohe sekundäre Spannungen, deren vertretbare Höhe durch die thermisch-mechanischen Eigenschaften des ausgewählten Strukturmaterials begrenzt diskutiert.

Hochenergetische 14 MeV Neutronen aus der Reaktionsgleichung (1) haben eine grosse mittlere freie Weglänge in Konstruktionsmaterialien und dringen deshalb tief in die nachfolgenden Komponenten ein. Ihre Wechselwirkung mit Struktur- und Funktionsmaterialien erfolgt über elastische, beziehungsweise inelastische Prozesse mit den Gitteratomen unter Abgabe ihrer kinetischen Energie. Beide Prozesse führen zur Bildung von Einzeldefekten wie Leerstellen und Zwischengitteratomen, spontan gebildeten Defekt-clustern sowie durch Nachfolgereaktionen zu einer Reihe von Phänomenen, welche wichtige Eigenschaften von Werkstoffen wie Festigkeit, Duktilität, Dichte etc. nachhaltig verändern können und zu einer entsprechenden Begrenzung der Lebensdauer von Komponenten führen können. In Abb. 2 ist hierzu beispielhaft die mikrostrukturelle Veränderung eines Stahls durch Neutronenbestrahlung in einem Spaltungsreaktor mit einem „schnellen“, d. h. energiereichen Neutronenspektrum in Abhängigkeit von Bestrahlungstemperatur und Neutronendosis gezeigt. Typischerweise werden bei tiefen Temperaturen sog. Black-dot-Defekte, meist planare Defektcluster beobachtet. Im Bereich mittlerer Einsatztemperaturen treten gut beobachtbare dreidimensio-

nale Leerstellencluster – also Poren – und planare Cluster von Zwischengitteratomen auf. Bei höheren Temperaturen werden schliesslich Heliumblasen an Korngrenzen, an kohärenten Ausscheidungen aber auch in der Matrix gefunden. Die Bildung von solchen Heliumagglomeraten ist ein Beispiel für die besondere Bedeutung von inelastischen Reaktionen von Neutronen mit Gitteratomen, bei denen gasförmige Transmutationsprodukte wie Wasserstoff und Helium entstehen. Sie tragen erheblich zur Materialschädigung bei.

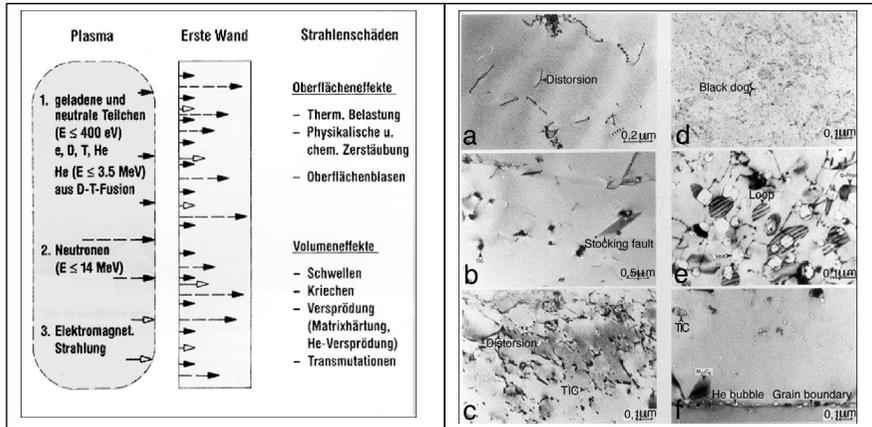


Abb. 1: Schematische Darstellung der Wechselwirkung von Plasmateilchen, elektromagnetischer Strahlung und Neutronen mit der "Ersten-Wand" und daraus resultierende Belastungen.

Abb. 2: Mikrostrukturelle Änderungen im austenitischen Stahl X10 CrNiMo 15 15 (W.-Nr. 1.4970) durch thermisch-mechanische Vorbehandlung und nach Bestrahlung mit Neutronen

- a) Lösungsgeglüht
 b) Lg + ausgelagert (1150°C/30'+800°C/23h)
 c) Lg + kaltverformt + a (1150°C/30'+15%kv +800°C/23h)
 d) 5 dpa bei 50°C
 e) 30 dpa bei 465°C
 f) 5 dpa bei 650°C

Der Entstehung von solchen für die Bestrahlung spezifischen Mikrostrukturen liegen sehr komplizierte physikalische Vorgänge zugrunde, die hier nicht erörtert werden können und ausserdem sehr spezifisch von dem verwendeten Material abhängen. Weiter unten werden jedoch deren Auswirkungen auf die makroskopischen Eigenschaften anhand einiger Beispiele erläutert werden.

Die unmittelbare Einwirkung bei Bestrahlung kann zunächst durch sogenannte **primäre Schädigungsparameter** wie die Zahl der Atomverlagerungen pro Gitteratom und Sekunde in dpa s⁻¹ (displacements per atom per second) sowie durch die Erzeugungsraten von wichtigen

Transmutationsprodukten wie Helium und Wasserstoff in Relation zu den entsprechenden Verlagerungsraten, also zum Beispiel durch die Relation He/dpa quantifiziert werden. Die Anzahl von Verlagerungen von Gitteratomen pro Atom ist für einen vorgegebenen Neutronenfluss und Bestrahlungszeit mittels des heute standardisierten Norgett-Robinson-Torrens (NRT)-Modells [1] möglich und hat die üblichen Angaben wie Neutronenfluss und Dosis ersetzt, weil es viel spezifischer den Einfluss des Neutronenspektrums auf die Stoßvorgänge im Festkörper beschreibt. Die Anwendung des NRT-Modells auf metallische Werkstoffe beruht auf einer physikalisch relativ gesicherten Basis, während für nicht metallische Werkstoffe z.T. noch erhebliche Unsicherheiten hinsichtlich der prinzipiellen Stoßvorgänge besteht. Hier besteht noch erheblicher Forschungsbedarf.

In Tab. 1 sind vergleichende Rechnungen zu den Defekterzeugungsraten für ausgewählte Werkstoffgruppen bei einer Wandbelastung von 2.5 MW/m² angegeben. Sie bestimmt den Neutronenfluss, die Oberflächen- und Volumenbelastung und die primären Schädigungsparameter. Eine Korrespondenz zwischen der Wandbelastung und dem daraus resultierenden Neutronenfluss und Neutronenspektrum hängt allerdings auch von dem Design und der materiellen Zusammensetzung der anschliessenden Anordnung von Brut- und Abschirmblanket ab. Für die weitere Diskussion ist in Tab. 1 die folgende Relation zwischen Wandbelastung, dem Neutronenfluss und der daraus resultierenden Verlagerungsschädigung angegeben: 1MW/m² \cong 4*10¹³n/cm²s (E_n = 14 MeV) \cong 3*10¹⁴n/cm²s \cong 3*10⁻⁷dpa s⁻¹; Für Eisen und die meisten anderen Strukturmaterialien wird ausserdem überschlagsmässig die Relation 1MWa/m² \cong 10dpa benutzt.

Tab. 1: Einige Strahlenschädigungsparameter in einem FR-DEMO (1. Wand, Belastung: 2,5 MW/m²)

Material	dpa/s·10 ⁻⁷	appm He/dpa	appm H/dpa
SiCf/SiC	7,1	108	42,5
V-4Cr-4Ti	7,06	4,6	19,5
Fe-9Cr	6,6	9,8	37,8
W-5Re	1,8	2,1	< 10

Tab.1 zeigt, dass die effektiven Verlagerungsraten für drei von vier ausgewählten Werkstoffen, nämlich ferritisch-martensitischen Stählen, dem keramischen Kompositwerkstoff SiCf/SiC und einer Vanadiumlegierung in einem sehr engen Bereich von 7-9 × 10⁻⁷ dpa/s liegen und auf etwa ein Drittel dieses Wertes für Wolfram abfällt. Inwieweit der niedrigere Wert für schwere Elemente wie Wolfram tatsächlich auch einer höheren Strahlungsresistenz entspricht, kann derzeit nicht beantwortet werden. Solche Defektraten können auch bei Bestrahlung in Kernspaltungsreaktoren mit hohen Neutronenflüssen erreicht werden.

Bei der Berechnung von Elementumwandlungen unter Neutronenbestrahlung ist zu berücksichtigen, dass beim Übergang von thermischen oder auch „schnellen“ Spaltungsreaktoren zu einem Fusionsreaktor die Möglichkeiten für inelastische Umwandlungsreaktionen mit der Neutronenenergie stark zunehmen. In Abb 3 sind die typischerweise mit 14 MeV Neutronen zu erwartenden Prozesse dargestellt. Sie umfassen nicht nur primäre, durch Neutronen verursachte Reaktionen, sondern auch sogenannte sequentielle, durch geladene Teilchen wie z. B. Protonen, Deuteronen und Tritonen aus den Primärreaktionen hervorgerufene Umwandlungen [2]. Aber nicht nur die Zahl der möglichen Reaktionen steigt mit der Neutronenenergie an, sondern auch die Wirkungsquerschnitte. Dies hat generell zur Folge, dass Strahlenschädigung, verursacht durch Elementumwandlungen, wie die Bildung von Wasserstoff oder Helium, intensiver auftreten wird als in konventionellen Kernkraftwerken und mit der Anregung für mehr Reaktionskanäle auch eine höhere Aktivierung von Materialien zu erwarten ist. So sind die in Tab. 1 aufgeführten relativen Transmutationsraten für Helium und Wasserstoff, bezogen auf eine integrale Atomverlagerung im Durchschnitt mehr als eine Größenordnung höher als in bisherigen Kernkraftwerken. Die Elemente Helium und Wasserstoff sind deshalb von Bedeutung, weil sie für die bestrahlungsinduzierte Versprödung und gegebenenfalls für das spannungsgetriebene Schwellen von Werkstoffen verantwortlich sind. Tab. 1 zeigt, dass unter diesem Gesichtspunkt insbesondere SiCf/SiC aber auch andere Werkstoffe aus leichten Elementen wie z. B. Aluminiumlegierungen ein sehr ungünstiges Verhalten erwarten lassen.

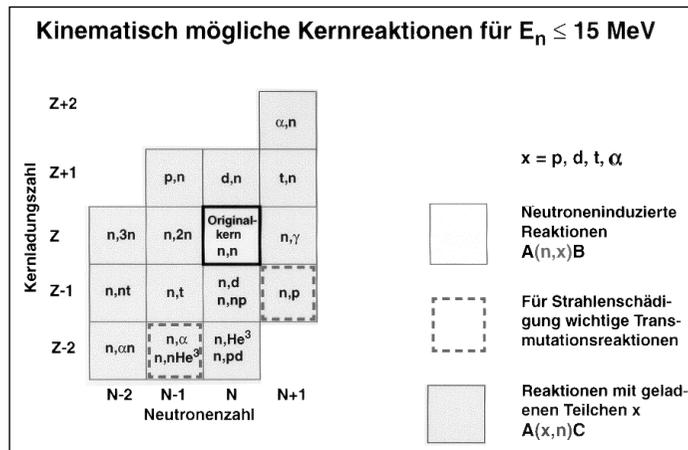


Abb. 3:
Kinematisch mögliche Nuklearreaktionen von hochenergetischen Neutronen ($E \leq 15$ MeV) mit Materie

Die unmittelbare Auswirkung vermehrter Reaktionskanäle bei der Wechselwirkung von Neutronen mit der Ersten Wand ist eine erhöhte Radioaktivität. Da im Gegensatz zu den konven-

tionellen Kernreaktoren das Strukturmaterial überwiegend zum radioaktiven Inventar eines Fusionsreaktors beitragen wird, ist die Entwicklung von sog. „niedrig aktivierbaren“ Werkstoffen (low activation materials) ein sehr wichtiges Anliegen bei der Auswahl von geeigneten Konstruktionswerkstoffen [3]. Auf diesen Aspekt wird weiter unten eingegangen.

3. Strukturmaterialien für Brutblankets und deren Belastungen.

Wie einleitend erwähnt, muss zur Aufrechterhaltung von Reaktion (1) das Element Tritium im Brutmantel eines Fusionsreaktors erbrütet, extrahiert und dem Kreislauf zugeführt werden. Lithium, aus dem das Tritium über die beiden Reaktionsgleichungen (2) und (3) erbrütet wird, steht in Form von festen keramischen Verbindungen wie LiO_2 , Li_4SiO_4 , Li_2ZrO_3 und Li_2TiO_3 oder als flüssiges Lithium beziehungsweise als eine flüssige Blei-Lithium Verbindung zur Verfügung. Eine weitere wichtige Funktion eines solchen Brutmantels ist die Abführung der durch die Neutronenabbremung (Umwandlung der kinetischen Energie in thermische Energie) entstehenden Wärme. Als Kühlmittel werden derzeit Helium, Wasser und flüssiges Lithium beziehungsweise Blei-Lithium in Betracht gezogen. Als Strukturmaterialien werden die bereits genannten ferritisch-martensitischen (f/m) Stähle, SiCf/SiC-Verbundwerkstoffe (Composites) und Vanadiumlegierungen favorisiert. In Tab. 2 sind die derzeit wichtigsten Anordnungen von Brutblankets zusammengefasst, andere Optionen oder Kombinationen sind Derivate.

Tab. 2: Haupt-Brutblanket-Konzepte

	Kühlmittel	Brutmaterial	Strukturmaterial	Neutronen-Vervielfacher	Einsatzbedingungen	
					Temperatur	Druck
He/LiCe/FS/Be*	He	LiCe	F/M-Stähle	Be	250-550°C	5-20 MPa (8 MPa)
He/LiCe/SiC/SiC/Be	He	LiCe	Keramik-Verbundwerkstoffe SiC/SiC	Be	450-950°C	5-20 MPa
Li/V	Li	Li	Vanadium-Legierungen	Li	350-750°C	~1 MPa
H ₂ O/Pb-Li/FS**	H ₂ O	Pb-Li	F/M-Stähle	Pb-Li	250-550°C	12-15 MPa (15.5 MPa)

* HCPB - Helium-Cooled Pebble-Bed Blanket / EU; Druckdaten in Klammern
 ** WCLL - Water-Cooled Lithium-Lead Blanket / EU; Druckdaten in Klammern
 LiCe=Lithium Ceramic Breeder Materials: Li_2O , Li_4SiO_4 , Li_2ZrO_3 or Li_2TiO_3

In Abb. 4 ist der Aufbau eines austauschbaren, mit Helium gekühlten Außensegmentes eines sogenannten Pebble Bed Blankets gezeigt, bei dem eine Lithium-Orthosilikat Kugelschüttung als Brutmaterial, Beryllium Kugeln als Neutronenmultiplikator und die Erste Wand, die tragenden Platten und die Versorgungsleitungen für das Spülgas und Kühlmittel Helium aus dem f/m Stahl EUROFER bestehen werden. Die Erste Wand ist als Einschluß dieses Seg-

menten zur Plasmaseite hin in die Komponente mit einbezogen. Dieses Brutblanket als Helium-cooled Pebble-bed Blanket (HCPB) bekannt, ist eines der beiden derzeit im Europäischen Fusionstechnologieprogramm entwickelten Test Blanket Module, die in der nächsten Fusionsanlage ITER (International Thermal Experimental Reactor) für den Einsatz in einem danach folgenden Demonstrationsreaktor getestet werden sollen [4]. Wichtige Auslegungsdaten sind eine maximale Erste Wandbelastung von 3.5 MW/m^2 und eine Standzeit von 20 000 h, was einer maximalen Akkumulation von 8 MWa/m^2 oder 80 dpa entspricht. Der Verlauf der wichtigen Strahlenschädigungsparameter im radialen Abstand von der Ersten Wand wie der integrale Neutronenfluss, die Anzahl der jährlichen Verlagerungen pro Gitteratom im Strukturmaterial und die durch Transmutationsreaktionen erzeugten Helium und Wasserstoffkonzentrationen sind in Abb. 5 für dieses Aussenblanket aufgetragen. Man kann dieser Abbildung entnehmen, dass im ersten Viertel diese Schädigungsparameter bereits auf ein Drittel des maximalen Wertes abgefallen sind, so dass hier sehr starke Schädigungsgradienten auftreten. Gleichzeitig lässt sich aus dem unterschiedlichen Abfall der dpa- und Neutronenflusskurven schliessen, dass der Anteil der hochenergetischen Neutronen überproportional abfällt, das Neutronenspektrum also stark moderiert wird.

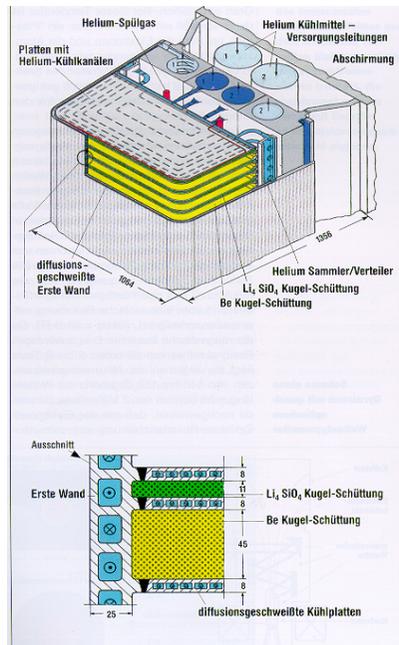
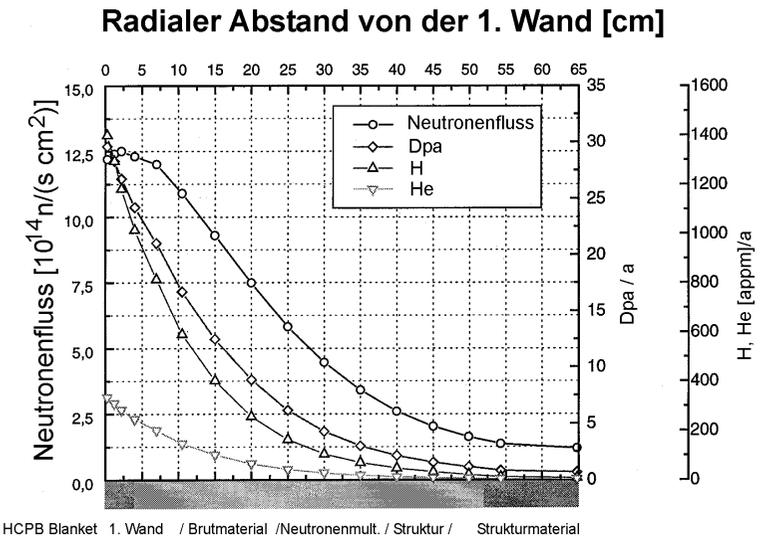


Abb. 4

Aufbau des "heliumgekühlten Pebble Bed Brutblankets, HCPB" mit Lithiumorthosilikat Kugelschüttung als Brutmaterial und Berylliumkugeln als Neutronenmultiplikator

In Tab. 2 ist der abgeschätzte Temperaturbereich für das Strukturmaterial, in dem dieses Brutblanket betrieben werden soll, angegeben. Dieses Temperaturfenster zwischen etwa 250 und 550°C ist, wie später noch erläutert wird, von einer Reihe von Materialparametern abhängig und beeinflusst ebenso wie die maximal mögliche Wandbelastung den thermischen Wirkungsgrad des Reaktors.



HCPB Blanket 1. Wand / Brutmaterial / Neutronenmult. / Struktur / Strukturmaterial

Abb. 5: Verlauf der primären Strahlenschädigungsparameter im Strukturmaterial des HCPB Blankets als Funktion des Abstands vom Plasma

4. Materialanforderungen und Auswahlkriterien

Es gibt eine Reihe von Anforderungen die von dem Konstruktionswerkstoff für die Erste Wand und das Brutblanket zu erfüllen sind. Zu ihnen gehören **konventionelle Eigenschaften** wie zum Beispiel die Zug- und Zeitstandfestigkeit sowie die Bruchzähigkeit. Sie bestimmen zunächst für ein vorgegebenes Design das sog. Temperaturfenster in dem ein Werkstoff eingesetzt werden kann. Beispielhaft ist dies angewendet auf das vorab beschriebene heliumgekühlte Brutblanket mit den Festigkeitsdaten eines f/m Stahls (F82H) und ist in Abb. 6 dargestellt. Bei einer Einlasstemperatur des Helium von etwa 230°C kann für ein Spannungsniveau von 100 MPa für eine Standzeit $R_m/100\ 000\text{h}$ von 105 Stunden ein oberes Temperaturlimit von mehr als 550°C erreicht werden. Des weiteren sind, von dem jeweiligen Design abhängig,

die Kompatibilität mit dem verwendeten Kühlmittel sowie dem Brutmaterial zu berücksichtigen. So ist in dem hier angeführten Beispiel wegen starker Korrosion des Strukturmaterials F82H mit flüssigem Blei-Lithium, welches in dem wassergekühlten Europäischen Brutblanket (Water-cooled Lithium-lead Blanket WCLL) als Neutronenmultiplikator eingesetzt wird, die Temperatur auf bis zu 500°C herunterzusetzen, falls es nicht gelingt, die Korrosionsbeständigkeit des Strukturmaterials durch entsprechende Oberflächenschichten (Coatings) zu verbessern. Im unteren Temperaturbereich gibt es zunächst keine Begrenzung durch den Werkstoff, da die Bruchzähigkeit K einen geforderten Wert von $100 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ im unbestrahlten Zustand bis zu einer Temperatur von -50°C erreicht. Bestrahlungsexperimente mit diesem und anderen ferritisch-martensitischen Werkstoffen haben jedoch ergeben, dass durch eine bestrahlungsinduzierte Verfestigung dieses Materials eine erhebliche Verschiebung der für diese Werkstoffe typischen Sprödbrechübergangstemperatur (Ductile-to brittle transition temperature, DBTT) erfolgt, die selbst bei niedrigen Bestrahlungsdosen zu einer starken Temperaturverschiebung der Bruchzähigkeitskurve und damit auch zu einer unteren Begrenzung des Temperaturfensters führen kann. Ursachen hierfür sind Defektcluster etwa der Art wie sie in Abb. 2 durch Elektronenmikroskopie zu beobachten sind oder bestrahlungsinduzierte feinstverteilte Ausscheidungen – also sekundäre Phasen- die ebenfalls eine starke Materialhärtung hervorrufen können.

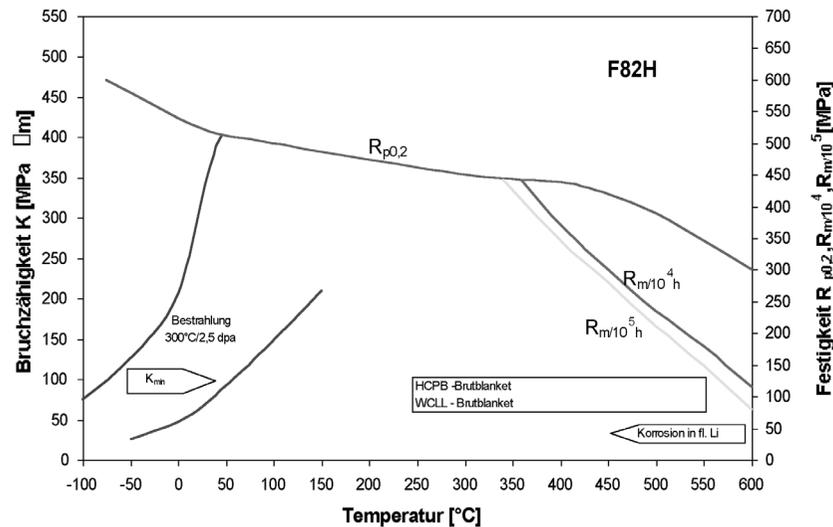


Abb. 6:
Das Anwendungsfenster für den f/m Stahl F82H in den Europäischen Test Blanket Modulen HCPP und WCLL. Bruchzähigkeitsdaten von E.V. van Osch, ECN-Petten, 1999

Verfestigung bei gleichzeitiger Versprödung eines Werkstoffs ist einer von mehreren Bestrahlungseffekten, die abhängig von der Bestrahlungstemperatur und der Neutronendosis in praktisch allen Werkstoffen, allerdings in unterschiedlicher Intensität auftreten. Andere Phänomene, aufgeführt in Abb. 7, wie die Porenbildung und das durch Bestrahlung induzierte Kriechen können durch Volumenzunahme und Verformung und dadurch hervorgerufene Formveränderungen und Verbiegungen von Komponenten zu einer Limitierung der erreichbaren Neutronendosis führen. Schliesslich ist die bereits angedeutete Bildung von Wasserstoff und Helium in Festkörpern eine Ursache von Versprödung ohne gleichzeitige Verfestigung, die tiefen (Wasserstoffversprödung) oder bei hohen Temperaturen (Heliumversprödung) auftreten kann und ebenfalls zur Einschränkung des Temperaturfensters führt. Man kann also feststellen, dass neben den **konventionellen Eigenschaften** das **Bestrahlungsverhalten** und die dadurch geänderten Eigenschaften ein weiteres wichtiges Auswahlkriterium darstellen.

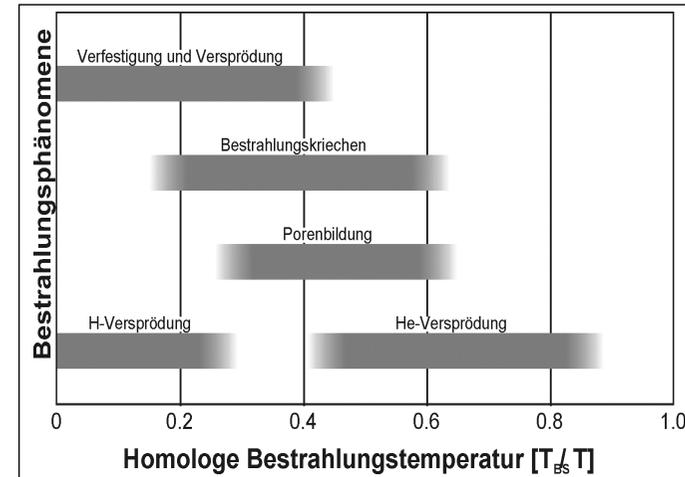


Abb. 7:
Schematische Darstellung von relevanten Bestrahlungseffekten in metallischen Werkstoffen als Funktion der relativen Bestrahlungstemperatur T_B/T_M

Von grosser Bedeutung ist schliesslich die Aktivierung von Werkstoffen unter Neutronenbestrahlung, da sie im Gegensatz zu konventionellen Kernkraftwerken in einem zukünftigen Fusionsreaktor die Hauptquelle für verbleibende Radioaktivität darstellt und durch die oben dargestellte Vermehrung von Reaktionskanälen mit energiereichen 14 MeV Neutronen besonders sorgfältig bei der Materialauswahl zu beachten ist. Dabei gibt es zwei Argumente unter denen eine Entwicklung **niedrig aktivierbarer Werkstoffe** zu betrachten ist [5]: Der

eine Aspekt ist mit der Sicherheit, dem Betrieb und der Wartung einer solchen Anlage verknüpft und betrifft die Aktivität, die γ -Kontaktdosis und die Nachzerfallswärme kurz nach dem Abschalten einer Anlage. Hier kann die letztere unter extremen Bedingungen zum Schmelzen und zur Verflüchtigen von radioaktivem Material führen. Werkstoffe mit einer niedrigen Aktivierung und Nachzerfallswärme unmittelbar oder in Tagen und Wochen nach dem Abschalten sind deshalb unter diesem Gesichtspunkt besonders vorteilhaft. Bei Fragen der Endlagerung und der Rezyklierung von Werkstoffen sind hingegen niedrige Werte nach langer Abklingzeit wichtig. In Tab. 3 sind entsprechende Kriterien und Grenzwerte für sog. niedrigaktivierbare Werkstoffe für kurze (< 0.1 Jahr) und lange Abklingzeiten (>100 Jahre) zusammengefasst.

Für die Entwicklung von niedrig aktivierbaren Werkstoffen ist die Kenntnis der Beiträge einzelner chemischer Elemente und Isotope zur Aktivierung über diverse Reaktionskanäle und deren weiterer Zerfall von grosser Bedeutung. Sie bildet die Grundlage für die Möglichkeit durch geeignete Veränderung der chemischen Zusammensetzung einzelner Werkstoffgruppen deren radioaktives Potential soweit wie möglich zu minimieren. Gegenwärtig werden zu dieser im internationalen Rahmen vorangetriebenen Legierungsoptimierung in den Europäischen Labors im wesentlichen die Datensätze des European Activation File Systems (EASY) [6] mit Wirkungsquerschnitten, Aktivierungs- und Zerfallsdaten und zur Berechnung der Aktivierbarkeit und anderer radiologischer Parameter wie der Nachzerfallswärme, der Radiotoxizität etc. der sog. FISPACT Code [7] verwendet.

Tab. 3: Kriterien für niedrigaktivierbare Werkstoffe

	Parameter	Grenzwerte
Betrieb, Wartung	γ -Kontaktdosisrate γ -Gesamtdosis	< 104 Gy/h nach 24 h oder < 107 Gy total
Unfallszenario*	Aktivität γ -Dosisrate Nachzerfallswärme/Radiotoxizität	< 1014 Bq (Off site) < 100 mSv (Off site)
Rezyklierbarkeit**	γ -Kontaktdosisrate (Hands-on-Level)	< 25 μ Sv/h nach 100 Jahren (Recycling)
	Nachzerfallswärme	< 10 mSv/h (Remote recycling) < 1 W/m ³
Abfallbehandlung**	γ -Kontaktdosis/Nachzerfallswärme	
	Low Level Waste LLW	< 2 mSv/h / < 1 W/m ³
	Medium Level Waste MLW	< 20 mSv/h / < 10 W/m ³
	High Level Waste HLW	>20 mSv/h / > 10 W/m ³
* Für Abklingzeiten $< 0,1$ a		
** Für Abklingzeiten von ≥ 100 Jahren		

Abb 8 zeigt Rechnungen zur γ -Dosisrate potentieller Werkstoffe nach einer integralen Wandbelastung von 12.5 MW/m² (entsprechend 125 dpa-Fe) für die Erste Wand Position in Ab-

hängigkeit von der Abklingzeit nach Abschalten der Anlage. Die Rechnungen ausgeführt mit dem oben genannten FISPACT Code-Version 4.1 berücksichtigen nicht nur die Legierungselemente, sondern auch legierungsspezifische natürliche Verunreinigungen die bereits in 10^{-6} Gewichtsanteilen (Gew.-ppm) die Aktivierung beeinflussen oder sogar dominieren können. Zu solchen Elementen gehören z.B. seltene Erden, Silber, Niob und andere.

Unter dem Gesichtspunkt der Sicherheit und Wartung unmittelbar nach dem Abschalten der Anlage bietet das mit Si-Fasern verstärkte Silizium die günstigsten Eigenschaften. Allerdings wird von diesem Material zu keiner Zeit der sog. Hands-on Level erreicht und eine Rezyklierung des radioaktiven Materials dürfte kaum zur Diskussion stehen. Bei Betrachtung der Langzeitaktivierung besteht für hochreine f/m Stähle (Eurofer-Referenz) sowie besonders für die Vanadiumlegierungen am ehesten die Möglichkeit den sog. Hands-on-Level nach etwa 100 Jahren Abklingzeit zu erreichen. In jedem Falle kann aber eine Rezyklierung dieser Materialien technisch ins Auge gefasst werden.

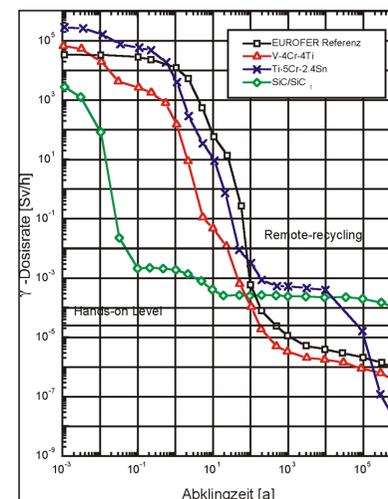


Abb. 8:
Kontakt γ -Dosis als Funktion der Abklingzeit für mehrere Werkstoffe nach einer integralen Wandbelastung von 12.5 MWa/m² ≈ 125 dpa (Fe)

5. Status der Materialentwicklung und Schlüsselprobleme

Die seit Mitte der 80iger Jahre begonnene Suche nach geeigneten Strukturmaterialien für die Kernfusion hat unter der Prämisse der oben näher erläuterten Auswahlkriterien zu den drei bereits genannten Werkstoffgruppen geführt. Es sind dies die f/m 7-11% CrWVTa-Stähle auf

Eisenbasis, mit Si-Fasern verstärktes Silizium (SiCf/SiC) als Beispiel eines Verbundwerkstoffes und Vanadiumbasislegierungen mit Chrom und Titanzusätzen. Ihre Auswahl beruht im wesentlichen auf günstigen konventionellen Eigenschaften wie Festigkeit und Korrosionsbeständigkeit, auf der Möglichkeit niedrige strahlungsinduzierte Aktivitätslevels zu erreichen und teilweise auf der guten Erfahrung mit diesen Werkstoffen in konventionellen Kraftwerken und Kernspaltungsreaktoren. In der geeigneten Kombination mit Brutmaterialien und Kühlmitteln erlauben sie die in Tab. 2 aufgeführten Temperaturfenster bei gegebenen mechanischen Belastungen in Brutblankets abzudecken, wobei aus thermodynamischen Gründen ein hohes Temperaturniveau grundsätzlich von Vorteil ist. Allerdings sind die f/m Stähle und SiCf/SiC aufgrund ihrer moderaten thermophysikalischen Eigenschaften nicht für Wandbelastungen von $\geq 3 \text{ MW/m}^2$ geeignet. Eine Möglichkeit diese Begrenzung zu umgehen wäre der Einsatz von Legierungen auf der Basis hoch schmelzender Elemente wie Wolfram oder Molybdän, bei denen man Werte von 10 MW/m^2 und mehr erreichen könnte. Dem stünde eine deutlich höhere Radioaktivität und eine Vielzahl noch offener Fragen entgegen. Im folgenden wird anhand der Tab. 4 der Entwicklungsstatus für diese Materialien sehr komprimiert dargestellt und die notwendigen weiteren Arbeiten kurz umrissen. Eingehendere Berichte können den Proceedings der einschlägigen Konferenzen entnommen werden.

Tab. 4: Schlüsselprobleme und notwendige Entwicklungsarbeiten für Strukturmaterialien

Werkstoffgruppe	Probleme	Entwicklungsarbeiten
F/M-Stähle	<ul style="list-style-type: none"> Sprödbbruchverhalten und Verfestigung unter Bestrahlung Ferromagnetisches Verhalten 	<ul style="list-style-type: none"> Generelles Verhalten unter hoher Bestrahlungsbelastung Verbesserung der Zeitstandfestigkeit (ODS-Legierungen)
Vanadiumlegierungen	<ul style="list-style-type: none"> Sprödbbruchverhalten und Verfestigung unter Bestrahlung Aufnahme von verspröhdenden Elementen (O,C,N) aus Kühlmedien 	<ul style="list-style-type: none"> Generelles Verhalten unter hoher Bestrahlung Entwicklung von Coatings zur Verbesserung der Kompatibilität und elektr. Isolation (MHD-Effekt)
SiCf/SiC-Komposits	<ul style="list-style-type: none"> Nicht ausreichend entwickelte Herstellungs- und Verbindungstechnologien Unterschiedliches Bestrahlungsverhalten von Fasern und Matrix 	<ul style="list-style-type: none"> Entwicklung von strahlungsbeständigen Komposits Verbesserung der Herstellungstechnologien Entwicklung einer Datenbasis
Wolframlegierungen	<ul style="list-style-type: none"> Bestrahlungsversprödung Hohe Radioaktivität Schwierige Verarbeitbarkeit 	<ul style="list-style-type: none"> Generelles Verhalten unter Bestrahlung Verbesserung der Verarbeitungs- und Verbindungstechnologien

5.1 Ferritisch-martensitische Stähle

Die Gruppe der ferritisch-martensitischen 9-12% CrMoV(Nb) Stähle hat sich in weiten Berei-

chen konventioneller und kerntechnischer Kraftwerke und Anlagen hervorragend bewährt und besitzt den höchsten technischen Entwicklungsstand aller Kandidaten. Diese Stähle sind von ihrer Festigkeit her bis etwa 600°C einsetzbar und haben in Schnellen Brutreaktoren bis zu einer Neutronenexposition von 150dpa nur eine sehr geringe Neigung zur bestrahlungsinduzierten Hochtemperaturversprödung und zur Porenbildung gezeigt. Ausserdem sind sie hinsichtlich ihres Korrosionsverhaltens gegenüber den meisten Kühlmitteln und Brutmaterialien kompatibel. Ein kritischer, bereits unter Abschnitt 4 angesprochener Punkt dieser Materialgruppe ist die mögliche Verschiebung der Sprödbbruchübergangstemperatur (DBTT) bei Bestrahlungstemperaturen unterhalb etwa 350°C . In den letzten 10 –15 Jahren sind international erhebliche Anstrengungen unternommen worden, durch geeignete Modifikation der chemischen Zusammensetzung und entsprechende Reduzierung von schädlichen Verunreinigungen neue Legierungen zu entwickeln, die eine erheblich reduzierte Aktivierbarkeit nach Neutronenbestrahlung aufweisen [8,9]. In zahlreichen Laborschmelzen dieser neuen 7-11% CrWVTA Legierungen konnte zum einen die Übergangstemperatur der Versprödung (DBTT) im unbestrahlten Zustand temperaturmässig weiter abgesenkt und eine geringere Verschiebung der DBTT nach Bestrahlung beobachtet werden. In der Zwischenzeit wurden auch zwei Grosschargen im industriellen Maßstab in Japan (F82H-mod.) und in Europa (EUROFER 97) hergestellt und getestet. Sie zeigen gute mechanische Eigenschaften und konnten problemlos zu verschiedenen Halbzeugen verarbeitet werden. Die wichtigsten für die Aktivierung schädlichen Verunreinigungen wie z.B. Niob konnten auf ein Niveau im Bereich von Gewichts -ppm gesenkt werden.

Schwerpunkt der weiteren Arbeiten muss die Klärung der genauen Ursachen für die beobachtete Verfestigung/Versprödung und der Mechanismen beschleunigter Rissausbreitung unter dem Einfluss erhöhter Heliumgeneration und dpa –Schädigung bei niedriger Einsatztemperatur sein.

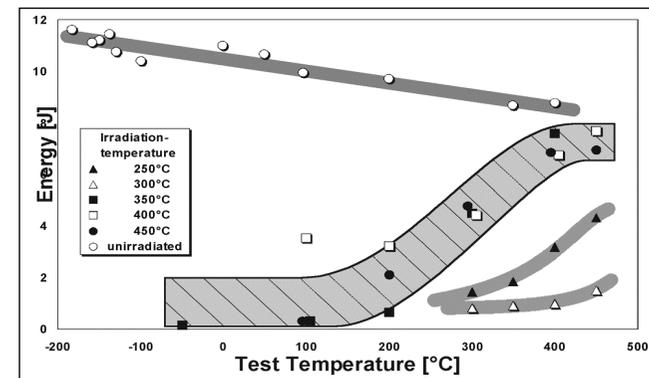


Abb. 9: Larson-Miller Darstellung des Zeitstandfestigkeitsverhaltens verschiedener f/m Stähle mit

reduzierter Aktivierbarkeit im Vergleich zu der dispersionsgehärteten Variante ODS-Eurofer

Um die Attraktivität dieser Werkstoffgruppe weiter zu erhöhen ist die Entwicklung von dispersionsgehärteten f/m Stählen in Angriff genommen worden mit dem Ziel die Zeitstandfestigkeit soweit zu erhöhen, dass die obere Temperaturgrenze für den Einsatz um 100 °C oder mehr auf 650 oder sogar 750°C erhöht werden kann. Erste Ergebnisse an einer Basislegierung EUROFER mit Zusätzen sehr feinverteilten Yttriumoxid-Dispersionen haben bereits ermutigende Resultate gezeigt (Abb.9).

5.2 Vanadiumlegierungen

Vanadium mit Chrom und Titan als zulegierten Elementen (z. B. die Legierung V-4Cr-4Ti), besitzt sehr gute mechanische Eigenschaften, die hohe Betriebstemperaturen (bis zu etwa 750°C) erlauben. Diese Legierung hat wegen der günstigen thermophysikalischen Eigenschaften das Potential für hohe thermische Wandbelastung und kann in Kombination mit flüssigem Lithium als Brut- und Kühlmedium gegenüber Stählen und SiCf/SiC für hohe Energiedichten in Fusionsblankets eingesetzt werden [10]. In dieser Zusammensetzung erreicht die Legierung entsprechend Abb.8 über die gesamte Abklingzeit sehr günstige Aktivitäts-, γ -Dosis- und Nachzerfallswärme, vorausgesetzt die Konzentration von hoch-aktivierbaren Verunreinigungen kann niedrig gehalten werden. Die bisherigen Ergebnisse aus Bestrahlungsexperimenten in Spaltungsreaktoren sind ebenfalls positiv mit Ausnahme einer beobachteten Tieftemperaturversprödung, die in gleicher Weise zu einer Begrenzung der unteren Einsatztemperatur führt wie bei den f/m Stählen (Abb10).

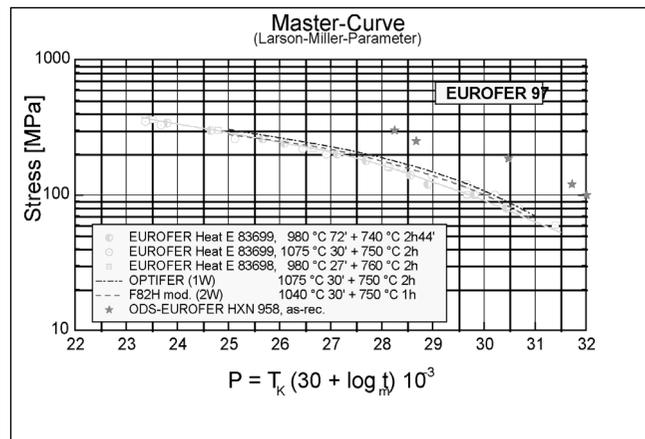


Abb. 10:

Der Einfluss von Bestrahlung auf die Kerbschlagzähigkeit einer V-4Cr-4Ti

Legierung. (Daten von H.D.Röhrig et al. 1999)

Das grösste Hindernis für die Anwendung dieser attraktiven Legierungsgruppe könnte die hohe Affinität zu Elementen wie Sauerstoff, Stickstoff und Kohlenstoff sein, die in das Zwischengitter aufgenommen, ohne Bestrahlungseinwirkung zu einer erheblichen Versprödung führen können. Deshalb ist auch eine Kombination mit dem Flüssigmetall Lithium als Kühl- und Brutmedium entsprechend Tab 2 am geeignetsten. Aber auch in diesem Falle ist die Entwicklung von selbstheilenden Schutzschichten notwendig, welche die Aufnahme dieser Elemente auch bei hoher Temperatur verhindern und gleichzeitig eine elektrisch isolierende Wirkung besitzen, um magnetohydrodynamische (MHD) Effekte im Flüssigmetall Li.zu verhindern. Schutzschichten aus CaO sind nach neueren Untersuchungen hierfür am ehesten geeignet.

5.3 SiCf/SiC Verbundwerkstoff

Die Entwicklung dieser Werkstoffgruppe stellt die grössten Anforderungen. Ihr Einsatz in Brutblankets verspricht sehr hohe Betriebstemperaturen und damit sehr günstige Wirkungsgrade [11]. Gleichzeitig sind für niedrige und mittlere Abklingzeiten die Aktivitätslevels sehr günstig wie in Abb. 8 gezeigt. Im Vergleich zu den f/m Stählen sind die Herstellungsmethoden von Komponenten und die Verbindungstechniken wenig entwickelt und teuer. Besonders schwierig ist der Aufbau dieses Materials aus kohlenstoffumhüllten SiC-Fasern, die in einer keramischen SiC-Matrix eingebettet sind und die unter dem Einfluss von Bestrahlung wegen unterschiedlichen Schwellens zur Delamination der Fasern von der SiC-Matrix führen können. Abhilfe kann nach neuesten Untersuchungen eine Optimierung der Faserzusammensetzung schaffen, Ausserdem zeigen die bislang wenigen Bestrahlungsexperimente eine starke Verschlechterung der thermischen Leitfähigkeit. Weitere Untersuchungen sind jedoch auch notwendig um das Oxidationsverhalten bei den angestrebten hohen Einsatztemperaturen abzusichern und die Verträglichkeit mit den vorgesehenen Kühl- und Brutmaterialien zu überprüfen. Schliesslich sind für diese Werkstoffgruppe adäquate Auslegungsregeln zu formulieren um ihren Einsatz als Konstruktionsmaterialien zu gewährleisten.

5.4 Wolframlegierungen

Die Attraktivität dieser Materialgruppe beruht auf der exzellenten Hochtemperatur festigkeit in Kombination mit der sehr guten thermischen Leitfähigkeit, die eine Anwendung in Brutblankets mit hoher Leistungsdichte ermöglicht. Allerdings sind eine starke Aktivierbarkeit verbunden mit einer hohen Nachzerfallswärme und die Anfälligkeit für Bestrahlungsverprödung eher ungünstig. Die zukünftigen Arbeiten zur Ertüchtigung dieser Werkstoffgruppe sollten sich deshalb zunächst auf das Studium des generellen Verhaltens unter Bestrahlung und eine Verbesserung der Verarbeitungstechnologien konzentrieren.

5.5 Verhalten unter Bestrahlung

Aus dem hier sehr kurz gefassten Status der Entwicklung der einzelnen Werkstoffgruppen (ausführliche Darstellung in [12]) geht hervor, dass für alle Varianten das Verhalten unter fusions-spezifischen Bestrahlungsbedingungen fehlt. Unsere Kenntnis über das Bestrahlungsverhalten generell ist sehr unterschiedlich mit den weitaus meisten Erfahrungen für f/m Stähle. Sie beruht jedoch generell auf Experimenten, die in vorhandenen Spaltungsreaktoren mit einer viel niedrigeren Neutronenenergie und in anderen Bestrahlungseinrichtungen wie Beschleunigern durchgeführt werden. In ihnen können Teilaspekte der fusions-spezifischen Bedingungen wie z. B. hohe Verlagerungsschädigung (in dpa) oder durch gezielte Implantation von Helium oder chemische Modifikationen eine hohe Heliumerzeugung erzeugt werden, um die Heliumversprödung zu simulieren. Mit solchen Experimenten können sehr wertvolle Teilergebnisse erzielt und eine Art Vorselektion von Materialien vorgenommen werden. Allerdings ist ein direkter Transfer dieser Ergebnisse auf die fusions-spezifischen Belastungen nur sehr begrenzt möglich, da, wie bereits mehrfach angedeutet, die Abweichung in wichtigen Bestrahlungsparametern sehr gross sind. So sind zum Beispiel bei gleicher dpa-Schädigung wegen der erhöhten Neutronenenergien die Wirkungsquerschnitte für inelastische (n,p)- und (n, α)-Prozesse im Fusionsreaktor typischerweise um ein bis zwei Grössenordnungen höher als bei Bestrahlung in einem Schnellen Brutreaktor. Deren quantitative Auswirkung auf die dadurch hervorgerufenen Versprödungs- und Verfestigungseffekte sind auch unter zu Hilfe-nahme von Modellrechnungen derzeit nicht möglich. Die Wechselwirkung mit 14 MeV Neutronen führt auch zu erhöhten mittleren übertragenen Energien auf die primär angestoßenen Gitteratome, die direkten Einfluss auf die relative Bildung von Einzeldefekten und Defektclustern haben. Auch deren Auswirkungen auf Effekte wie das Porenschwellen, diffusionsgesteuerte Prozesse, Entmischungsvorgänge etc. ist im einzelnen ebenfalls nicht bekannt [2].

All diese Gründe haben deshalb dazu geführt, dass von der Materials Community der Bau einer intensiven 14 MeV Neutronenquelle als unabdingbar für die gesamte Werkstoffentwicklung angesehen wird.

6. Langfristige Ziele der Materialentwicklung

Strukturwerkstoffe für die Erste Wand und Brutblankets müssen hohe Anforderungen erfüllen, um wettbewerbsfähige Fusionsreaktoren bauen zu können. So sollten sie idealerweise einen sicheren Betrieb über lange Zeiträume garantieren und dazu beitragen, einen hohen Wirkungsgrad der Anlagen in der Grössenordnung von 35-45% zu erreichen. Ein solches Ziel kann sicher erst am Ende einer längeren, sich über mehrere Jahrzehnte erstreckende Entwicklungsperiode über mehrere Zwischenschritte erreicht werden [13].

Dabei ist die Materialforschung naturgemäss eng mit der Entwicklung der geplanten Plasmasmaschinen und Demonstrationsreaktoren verbunden [14]. In der Europäischen Entwicklungsstrategie ist als nächster Schritt ITER geplant. Diese Maschine ist, was die Materialprobleme angeht, charakterisiert durch einen stark gepulsten Betrieb und eine relativ niedrige Neutronenbelastung (3-10dpa) bei niedriger Betriebstemperatur Tab. 5. Hierfür ist ein austenitischer 18Cr-10Ni-Stahl mit der Sonderspezifikation 316LN-IG vorgesehen, ein Werkstoff, der erfolgreich in der Reaktortechnologie eingesetzt wurde.

Der im nächsten Schritt zu erwartende Demonstrationsreaktor, DEMO bedarf Materialien, die bei hohen Betriebstemperaturen moderat hohen Neutronendosen widerstehen können und gleichzeitig das Potential für niedrige Aktivierbarkeit besitzen. Zu ihnen gehören die in den letzten beiden Jahrzehnten entwickelten und in diesem Bericht näher beschriebenen f/m Stähle, die SiCf/SiC Verbundwerkstoffe und die Vanadiumlegierungen. Als Ziel ist hier die Ertüchtigung der Werkstoffe auf ein Niveau von etwa 80 dpa angepeilt. Abhängig von den Ergebnissen und Erfahrungen mit diesen Werkstoffen kann dann in einem nächsten Schritt eine weitere Auswahl getroffen und eine sukzessive Erhöhung der Neutronenbelastung auf etwa 150 dpa angestrebt werden. Eine darüber hinausgehende Erhöhung der Standzeit von Erste Wand/ Brutblankets auf Laufzeiten wie sie der Gesamtanlage von 30 und mehr Jahren entsprechen würden, ist jedoch ziemlich illusorisch, da sich dann für diese Komponenten in unmittelbarer Nähe des Plasmas bei einer gegebenen Wandbelastung von 2-3 MW/m² nicht weniger als 75 MWa/m² oder 750 dpa ergeben würden. Auch aus anderen Gründen ist deshalb ein modularer Aufbau mit der Möglichkeit für mehrmaligen Austausch realistisch.

Tabelle 5: Entwicklungsziele für Fusionsanlagen

	ITER	DEMO	REAKTOR
Anlagenleistung	0,5 - 1 GW	2 - 4 GW	3 - 4 GW
Neutronenwandbelastung (Erste Wand)	0,5 - 1 MW/m ²	2 - 3 MW/m ²	2 - 3 MW/m ²
Integrale Wandbelastung (Erste Wand) in MWy/m ² in Displacements per atom*	0,3 - 1 MWy/m ² 3 - 10 dpa	3 - 8 MWy/m ² 30 - 80 dpa	10-15 MWy/m ² 100-150 dpa
Betriebsart (Pulslänge) Zyklenzahl	Gepulst (1000s) < 5·10 ⁴ cycles	Quasikontinuierlich	
Anlagenlebensdauer			~ 30 FPY
Wirkungsgrad der Anlage			~ 35 %

* Die folgenden Reaktionen zwischen Wandbelastung, Neutronenfluss und Verlagerungsschädigung sind angenommen :

$$1 \text{ MW/m}^2 \hat{=} 3 \cdot 10^{14} \text{ ntot/cm}^2 \cdot \text{s} \hat{=} 3 \cdot 10^{-7} \text{ dpa/s (Fe)}$$

$$1 \text{ MWy/m}^2 \hat{=} 10 \text{ dpa (Fe)}$$

Die dpa-Berechnung erfolgt mittels des Norgett-Robinson Torrens Modells

Aber selbst die oben skizzierte Entwicklung für eine maximale Strahlungsbelastung von 150 dpa erstreckt sich über mehrere Jahrzehnte, dargestellt in Abb. 11. Sie erfordert insbesondere die weitere Nutzung von Kernspaltungsreaktoren, insbesondere von Schnellen Brutreaktoren mit hohen Neutronenflüssen und Forschungsreaktoren mit besonders geeigneten Einrichtungen für vollinstrumentierte in-situ Experimente während der nächsten Dekade und den zügigen Aufbau einer intensiven Neutronenquelle.

In dem letzten Jahrzehnt sind im Rahmen einer von der Internationalen Energieagentur IEA Paris veranlassten Studie verschiedene Konzepte von hochenergetischen Neutronenquellen auf ihre Nutzbarkeit für die Materialforschung in der Fusion untersucht worden. Als Ergebnis wurde eine auf der D-Li Neutronen-Strippingreaktion beruhende beschleunigergetriebene Anlage als am weitesten fortgeschritten und am geeignetsten für die Materialforschung angesehen [15]. Diese als „International Fusion Materials Irradiation Facility, IFMIF“ bezeichnete Anlage kann alle wesentlichen fusionspezifischen primären Schädigungsparameter einstellen, hat ein ausreichend grosses Bestrahlungsvolumen für vollinstrumentierte in-situ Experimente in Hochfluss- und Mittelflussbereich und kann in einem beschränkten Experimentierolumen Neutronenwandbelastungen von bis zu 5MW/m^2 erreichen [16]. Sie basiert im Vergleich zu anderen Alternativen auf bereits erprobter Beschleunigertechnologie und kann innerhalb der nächsten 10 Jahre gebaut werden.

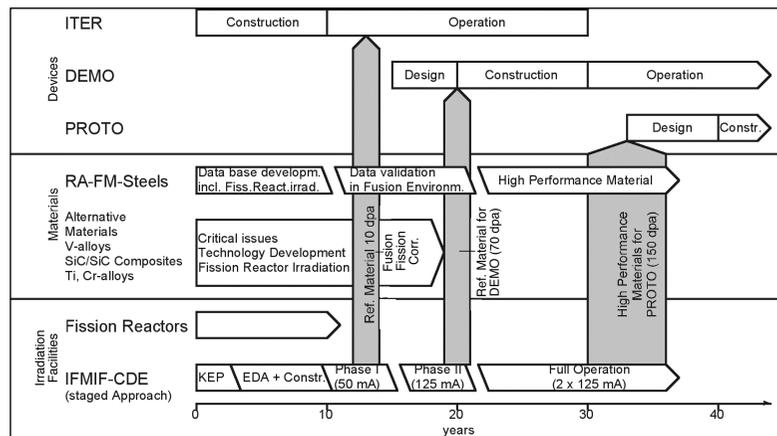


Abb. 11:

Der Zusammenhang zwischen der Entwicklung von Fusionsanlagen, notwendigen Bestrahlungseinrichtungen und der Materialentwicklung

Aus Abb. 11 ist die Dringlichkeit für die Entwicklung und den Bau eines solchen Testbetts für die Materialforschung klar ersichtlich. Nur im Fall seiner Verwirklichung können die wichtigen Meilensteine der Materialentwicklung, nämlich i) die Verifikation für das Materialkonzept der Europäischen Test Blanket Module für ITER, ii) die Demonstration der Verfügbar-

keit des Referenzmaterials für DEMO und iii) die Qualifikation von Werkstoffen für sehr hohe Bestrahlungsbelastung in einem prototypischen Reaktor gewährleistet werden.

7. Zusammenfassung und Schlussfolgerungen

- Werkstoffe der Ersten Wand und Plasma naher Komponenten sind niederenergetischen Plasmateilchen und besonders den energiereichen 14 MeV Neutronen ausgesetzt. Sie rufen Veränderungen der inneren Mikrostruktur und anderer Eigenschaften wie der Festigkeit hervor.
- Fusionspezifische Auswahlkriterien für die Werkstoffwahl sind primäre Schädigungsparameter wie die Wirkungsquerschnitte für Atomverlagerungen und die Aktivierung über inelastische Prozesse. Beide Grössen sollen möglichst klein sein wobei insbesondere die Forderung nach niedrig aktivierbaren Materialien (Low activation materials) besteht.
- In gleicher Weise sind konventionelle Daten wie thermo-physikalische Eigenschaften, Festigkeit, Korrosionsbeständigkeit und wie im Falle von Brutblankets die Kompatibilität mit Brutstoffen und Kühlmitteln für deren Auslegung wichtig.
- Aus der Vielzahl von Werkstoffgruppen haben sich aufgrund der genannten Kriterien und der bisher vorliegenden Erfahrungen mit diesen Materialien in konventionellen Kraftwerken und nuklearen Anlagen wie Spaltungsreaktoren die ferritisch-martensitischen 7-12% Chromstähle, der SiC-Faser verstärkte Verbundwerkstoff SiCf/SiC und Vanadiumlegierungen mit Chrom und Titan als Zulegierungselementen herauskristallisiert.
- Diese Werkstoffgruppen besitzen einen sehr unterschiedlichen technischen Reifegrad und Erprobung auch in der nuklearen Anwendung. Am weitesten entwickelt gelten die f/m Stähle, die anderen Alternativen könnten bei Anwendung in Brutblankets gegebenenfalls zu höheren Wirkungsgraden führen.
- Das derzeitige Hauptproblem bei der Abschätzung des Potentials der Werkstoffe ist ihre Qualifikation unter fusionspezifischen Bestrahlungsbedingungen. Die aus Simulationsbestrahlungen in Spaltungsreaktoren und an Beschleunigern gewonnenen Ergebnisse lassen sich wegen der sehr unterschiedlichen Bestrahlungsparametern zur Fusion nur sehr bedingt hierauf übertragen. Zuverlässige Korrelationen für eine solche Datenübertragung konnten bisher auch durch theoretische Modellierung nicht erreicht werden.
- Mittel- und langfristig ist für die Entwicklung von Fusionsreaktoren die Ertüchtigung von Werkstoffen für eine integrale Belastung von etwa 15MWa/m^2 oder 150 dpa angestrebt. Zur Erfüllung dieser Forderung ist die weitere Nutzung von bestehenden Bestrahlungseinrichtungen besonders aber der rasche und rechtzeitige Bau einer 14 MeV- Neutronenquelle (sog. International Fusion Materials Irradiation Facility) absolut notwendig.

Literatur

- [1] M.J. Norgett, M.T. Robinson and M. I. Torrens , A proposed method of calculating displacement dose rates, *Nuclear Engineering and Design* 33 (1975) 50-54
- [2] S. Cierjacks, K. Ehrlich, E.T. Cheng, H. Conrads and H. Ullmaier, *Nucl. Sci. Engineering*, 106 (1990) 99
- [3] Proceedings of an IEA- Workshop on Low Activation Materials, Culham, UK, 8 -12 April 1991, Volumes I and II
- [4] E. Proust et al., Breeding Blankets for DEMO, *Fusion Engineering and Design* 22 (1993) 19-33
- [5] J. Raeder, I. Cook, F.H. Morgenstern, E. Salpietro, R. Bünde and E. Ebert, Safety and Environmental Assessment of Fusion Power (SEAFP)-Report EURFUBRU XII-217 (1995)
- [6] R.A. Forrest and J. Kopecky, The European Activation System, IAEA - Advisory Group Meeting on Fendl 2 (Nov. 1991)
- [7] R.A. Forrest and J.-Ch. Sublet, 1997 - Fispact User Manual, UKAEA FUS 358 Report, May 1997
- [8] K. Ehrlich, D.R. Harries and A. Möslang, Characterisation and Assessment of F/M-Steels, FZKA-Report 5626 (1997)
- [9] B. v. d. Schaaf et al., Progress and Critical Issues of Reduced Activation Ferritic-Martensitic Steel Development, Proc. Ninth Internat. Conference on Fusion Reactor Materials, Colorado Springs, Oct. 1999, USA, *J. Nucl. Mat.* 283-287 (2000) 52-59
- [10] R.J. Kurtz et al., Critical Issues and Current Status of Vanadium Alloys for Fusion Energy Application, Proc. 9th ICFRM, *J. Nucl. Mat.* 283-287 (2000) 70-78
- [11] A Hasegawa et al., Critical Issues and Current Status of SiC/SiC Composites for Fusion, Proc. 9th ICFRM, *J. Nucl. Mat.* 283-287 (2000) 128-137
- [12] Proceedings of the Tenth Internat. Conference on Fusion Reactor Materials, Baden-Baden, 14-19 October 2001, Germany
- [13] K. Ehrlich, E.E. Bloom and T. Kondo, International Strategy for Fusion Materials Development, Proc. 9th ICFRM, *J. Nucl. Mat.* 283-287 (2000) 79-88
- [14] K. Lackner, Longterm Fusion Strategy in Europe, Proceedings of the Tenth Internat. Conference on Fusion Reactor Materials, Baden-Baden, 14-19 October 2001, Germany, to be published
- [15] M. Martone (Editor), IFMIF - International Fusion Materials Irradiation Facility - Conceptual Design Activity, Final Report ENEA-RT/ERG/FUS/9611, Dec. 1996
- [16] K. Ehrlich and A. Möslang, IFMIF - An International Fusion Materials Irradiation Facility, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B* 139 (1998) 72-81