

**Verfolgung
sicherheitstechnischer
Fragestellungen von
Fusionsanlagen zur
Erzeugung elektrischer
Energie**

Verfolgung sicherheitstechnischer Fragestellungen von Fusionsanlagen zur Erzeugung elektrischer Energie

Michael Kowalik
Gernot Thuma

April 2023

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4722R01285 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei der GRS.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der GRS wieder und muss nicht mit der Meinung des BMUV übereinstimmen.

Deskriptoren

aktueller Stand, DEMO, Fusionsanlagen, Fusionskraftwerke, Laserfusion, magnetischer Einschluss, radioaktives Inventar, Regelwerk, Sicherheit, Störfälle, Trägheitsfusion

Kurzfassung

Weltweit wird derzeit an unterschiedlichen Fusionsansätzen geforscht, mit dem Ziel, in Zukunft aus Kernfusion technisch nutzbare Energie zu gewinnen. Neben den auf dem Prinzip des magnetischen Einschlusses basierenden Konzepten wie Tokamaks, Stellaratoren, Anlagen mit magnetisierten Target und Reversed-Field-Pinch-Anlagen wird auch der Ansatz der Trägheitsfusion in verschiedenen Experimenten verfolgt. Letztere haben zwar in jüngster Zeit vermehrt öffentliche Beachtung gefunden, sind aber vermutlich auch noch weit von einer kommerziellen Nutzung entfernt.

Für die europäischen DEMO-Konzepte, einem weiteren Schritt nach ITER auf dem Weg zu einem zukünftigen Fusionskraftwerk nach dem Prinzip des magnetischen Einschlusses, wurden international zahlreiche sicherheitstechnische Untersuchungen durchgeführt. In diesem Bericht wird ein Überblick über die in den DEMO-Konzepten vorgesehenen Systeme und Maßnahmen zur Gewährleistung der grundlegenden und ausgewählten unterstützenden Sicherheitsfunktionen gegeben. Außerdem werden exemplarisch die Störfall-Szenarien Strömungsverlust (LOFA) des Divertors, Verlust der Hauptwärmesenke, Kühlmittelverlust außerhalb und innerhalb des Vakuumbehälters (Ex-vessel und In-vessel LOCA) sowie Verlust des Vakuums (LOVA) einschließlich der daraus resultierenden Freisetzungsmöglichkeiten beschrieben. Neben den Störfall-szenarien werden auch das grundsätzlich in einer Anlage vom DEMO-Typ zu erwartende radioaktive Inventare aus Tritium, aktiviertem Staub und aktivierten Korrosionsprodukten sowie die betrieblichen Freisetzungspfade diskutiert.

Das Gefährdungspotential eines DEMO-Konzepts wird anhand eines Vergleichs der radiologischen Wirksamkeit des Inventars bei vollständiger Freisetzung mit dem entsprechenden Wert für ein Kernkraftwerk mit 4 GW thermischer Leistung und einer Einordnung nach IAEA-TECDOC-1344 abgeschätzt. Auch wenn beide Ansätze mit erheblichen Unsicherheiten behaftet sind, lässt sich daraus ableiten, dass Fusionsanlagen in Bezug auf das radiologische Risiko zwischen industriellen Anlagen bzw. medizinischen Einrichtungen und Kernkraftwerken rangieren.

Die international und insbesondere auf Ebene der Europäischen Union bereits vorhandenen Ansätze für den Regelwerksrahmen für Fusionskraftwerke werden in diesem Bericht vorgestellt. Für einen solchen kann zwar partiell auf bereits existierende Konzepte aus kerntechnischen Regelwerken zurückgegriffen werden, zusätzlich müssen jedoch auch fusionsspezifische Anforderungen entwickelt werden. Bisher konzentrieren

sich die entsprechenden Entwicklungen auf Fusionsanlagen nach dem Prinzip des magnetischen Einschlusses.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung	I
1	Einleitung.....	1
2	Derzeit verfolgte Fusionsanlagen-Konzepte	5
2.1	Auf magnetischem Einschluss beruhende Fusionskonzepte	5
2.1.1	Fusionsanlagen vom Typ Tokamak	6
2.1.2	Fusionsanlagen vom Typ Stellarator.....	13
2.1.3	Fusionsanlagen mit magnetisiertem Target	16
2.1.4	RFP-Anlagen.....	18
2.1.5	Weitere Fusionsexperimente mit magnetischem Einschluss	19
2.2	Nicht auf magnetischem Einschluss beruhende Fusionskonzepte	21
3	Sicherheitsfunktionen und sicherheitsrelevante Systeme	31
3.1	Grundlegende und unterstützende Sicherheitsfunktionen	33
3.2	Maßnahmen und technische Einrichtungen zur Erfüllung der Sicherheitsfunktionen.....	36
3.2.1	Grundlegende Sicherheitsfunktionen	36
3.2.2	Unterstützende Sicherheitsfunktionen.....	43
4	Störfallszenarien	55
4.1	Zusammenstellung Auslösender Ereignisse	55
4.2	Beschreibung ausgewählter Ereignisabläufe	58
4.2.1	Divertor LOFA (FD1, beschrieben nach /CAR 22/)	58
4.2.2	Verlust der Hauptwärmesenke (HA99, beschrieben nach /PIN 17/)	59
4.2.3	Ex-vessel LOCA (LBO1, beschrieben nach /CAR 22/)	60
4.2.4	In-vessel LOCA (LFV1, beschrieben nach /CAR 22/)	62
4.2.5	LOVA (VVA1, beschrieben nach /LUK 20/).....	64
4.2.6	Einwirkungen von innen und außen (nach /LUK 20/).....	65

5	Radiologisches Inventar, Freisetzungspfade und Rückhaltungsmöglichkeiten	69
5.1	Freisetzbares radioaktives Inventar	70
5.2	Freisetzbares toxisches Material.....	75
5.3	Freisetzbare Energiemengen	76
5.4	Freisetzungspfade und Rückhaltungsmöglichkeiten.....	78
5.4.1	Freisetzungspfade bei Stör- und Unfallszenarien	78
5.4.2	Freisetzungspfade während des Normalbetriebes.....	83
6	Gefährdungspotential und regulatorische Anforderungen.....	85
6.1	Einordnung des Gefährdungspotentials.....	85
6.2	Regulatorische Anforderungen für Fusionsanlagen	90
6.2.1	Internationale regulatorische Ansätze.....	90
6.2.2	Übertragbarkeit existierender regulatorischer Anforderungen auf Fusionsanlagen.....	96
6.2.3	Zusätzliche fusionsspezifische Aspekte	101
6.2.4	Überlegungen zur Entwicklung eines Regelwerks für Fusionsanlagen...	103
7	Fazit	111
7.1	Fusionsanlagen mit magnetischem Einschluss	111
7.2	Trägheitsfusion mit und ohne Nutzung von Lasern.....	113
	Literaturverzeichnis	117
	Abbildungsverzeichnis	127
	Tabellenverzeichnis	129
	Abkürzungsverzeichnis	131

1 Einleitung

Hintergrund

Aus der Bindungsenergie von Atomkernen kann sowohl mittels der Spaltung schwerer Kerne als auch durch die Fusion leichter Kerne Energie gewonnen werden. Während die Kernspaltung bereits seit langem im industriellen Maßstab als Energiequelle genutzt wird, befindet sich die industrielle Realisierung und Nutzung der Kernfusion noch im Forschungs- und Entwicklungsstadium. Dabei lag der Schwerpunkt der Forschungsarbeiten im zivilen Bereich lange Zeit auf Fusionskonzepten nach dem Prinzip des magnetischen Einschlusses (vergl. Abschnitt 2.1).

Da auch Fusionsanlagen – zumindest, wenn Deuterium und Tritium als Brennstoff verwendet werden – ein radiologisches Sicherheitsrisiko darstellen, wurden für die am französischen Standort Cadarache in Bau befindliche Fusionsanlage ITER und die europäischen DEMO-Konzepte (vergl. Abschnitt 2.1.1) Sicherheitskonzepte entwickelt und entsprechende Analysen durchgeführt. Allerdings existiert international bisher kein einheitlicher regulatorischer Rahmen für solche Anlagen.

Im Jahr 2013 hat die GRS zusammen mit dem Max-Planck-Institut für Plasmaphysik (IPP), dem Karlsruher Institut für Technologie (KIT) und dem Öko-Institut (ÖI) den Bericht GRS-A-3726 /RAE 13/ erstellt, in dem ein Überblick über den damaligen Stand der Sicherheitsforschung im Bereich der Kernfusion gegeben wird. Dort wird auch die grundsätzliche Funktionsweise eines Fusionskraftwerks nach dem Prinzip eines Tokamak beschrieben.

Zielsetzung

Seit der Erstellung des Berichts GRS-A-3726 /RAE 13/ sind mittlerweile zehn Jahre vergangen. Für ein Gebiet, auf dem international wissenschaftlich und technisch intensiv geforscht wird, stellt dies einen sehr langen Zeitraum dar. Im vorliegenden Bericht soll daher der aktuelle Stand im Hinblick auf sicherheitstechnische Aspekte von Fusionsanlagen erhoben und übersichtlich zusammengestellt werden. Wie bereits in /RAE 13/ liegt auch hierbei der Fokus auf Fusionsanlagen nach dem Prinzip eines Tokamak, insbesondere den europäischen DEMO-Konzepten.

Inzwischen wurden auch andere Fusionsansätze weiterentwickelt und grundsätzlich wird auch dort die Möglichkeit der zukünftigen Entwicklung von Fusionskraftwerken gesehen.

Daher wird als erster Schritt hin auf die zukünftige Einbeziehung solcher Anlagen in sicherheitstechnische Betrachtungen zusätzlich ein Überblick über die derzeit verfolgten Fusionsansätze und entsprechende experimentelle Anlagen gegeben.

Struktur

In Kapitel 2 wird zunächst ein Überblick über aktuelle Fusionsanlagen gegeben. Dabei werden sowohl Anlagen, die nach dem Prinzip des magnetischen Einschlusses arbeiten, als auch solche, die den Ansatz der Trägheitsfusion verfolgen, berücksichtigt. Diese Zusammenstellung ist das Ergebnis des Arbeitspaktes 1 (AP 1) des Vorhabens, in dem dieser Bericht erstellt wurde. In den darauffolgenden Kapiteln liegt dann der Fokus auf den europäischen DEMO-Konzepten, also Fusionsanlagen nach dem Prinzip eines Tokamak.

Nach einer einführenden Darstellung zu den DEMO-Konzepten werden in Kapitel 3 die grundlegenden und unterstützenden Sicherheitsfunktionen der DEMO-Konzepte und die zu deren Gewährleistung vorgesehenen Systeme und Maßnahmen beschrieben. Die aus den Arbeiten im AP 2 des Vorhabens resultierenden Ausführungen des Kapitels 3 stellen teilweise auch die fachliche Grundlage für die späteren Kapitel dieses Berichts bereit.

Kapitel 4 beinhaltet, neben einer Zusammenstellung der für ein europäisches DEMO-Konzept identifizierten Auslösenden Ereignisse, kurze Beschreibungen repräsentativer Störfallabläufe. Als Beispiele wurden (i) ein Strömungsverlust (loss of flow accident, LOFA) für den Divertor, (ii) ein Verlust der Hauptwärmesenke, (iii) ein Kühlmittelverlust außerhalb des Vakuumbehälters (Ex-vessel LOCA), (iv) ein Kühlmittelverlust in den Vakuumbehälter (In-vessel LOCA) und (v) ein Verlust des Vakuums (loss of vacuum accident, LOVA) ausgewählt. Darüber hinaus werden auch Einwirkungen von innen und außen kurz angeschnitten. Die Recherchen hierfür wurden im Rahmen des AP 3 des Vorhabens durchgeführt.

Das radiologische Inventar einer Fusionsanlage sowie die möglichen Freisetzungspfade und Rückhaltungsmöglichkeiten waren Gegenstand des AP 4 des Vorhabens und werden in Kapitel 5 behandelt. Neben dem Tritiuminventar stehen dabei aktivierter Staub und aktivierte Korrosionsprodukte im Vordergrund. Nach einer kurzen Zusammenstellung der als Treiber für Freisetzungen zur Verfügung stehenden Energiemengen folgt dann

die Diskussion der möglichen Freisetzungen bei den bereits in Kapitel 4 beschriebenen Störfallszenarien.

Kapitel 6 umfasst zwei Aspekte: Das Gefährdungspotential von Fusionsanlagen nach dem Prinzip eines Tokamak relativ zu Kernkraftwerken und anderen technischen Einrichtungen sowie die Möglichkeiten zur Entwicklung eines Regelwerks für Fusionsanlagen. Die Arbeiten zu beiden Aspekten wurden im Rahmen des AP 5 des Vorhabens durchgeführt. Nach einem kurzen Überblick über die regulatorischen Ansätze in einigen Ländern wird diskutiert, welche Ansätze sich aus bestehenden kerntechnischen Regelwerken übernehmen lassen und inwieweit neue fusionsspezifische Anforderungen zu definieren sind.

Der Bericht schließt mit einer zusammenfassenden Einschätzung des momentanen Standes hinsichtlich der Sicherheitsforschung und Regelwerksentwicklung für Fusionsanlagen, sowohl nach dem Prinzip des magnetischen Einschlusses als auch auf Basis der Trägheitsfusion, in Kapitel 7.

2 Derzeit verfolgte Fusionsanlagen-Konzepte

Die Grundlagen der Energieerzeugung in Fusionsanlagen, insbesondere hinsichtlich der Fusionsreaktion zwischen energiereichen Plasmaionen von Deuterium (D) mit Tritium (T), wurden in /RAE 13/ beschrieben. Auf die Fusion von Wasserstoff mit Bor wird unter den Konzepten, die auf dieser Reaktion beruhen, eingegangen.

Insgesamt befindet sich die Fusionstechnologie immer noch im Entwicklungsstadium, so dass bisher noch nicht absehbar ist, welche Konzepte für die kommerzielle Energieerzeugung zum Einsatz kommen werden. Dies gilt sowohl hinsichtlich der unterschiedlichen Einschlusskonzepte als auch bezüglich der Materialien für die Blankets zur Tritium-Gewinnung sowie deren Kühlung (vergl. Abschnitt 2.1.1).

Damit eine selbsterhaltende Kernfusionsreaktion in einem Plasma möglich wird, muss das sogenannte Lawson-Kriterium erfüllt sein: $n \cdot \tau \cdot T > 6 \cdot 10^{28} \text{ s} \cdot \text{K}/\text{m}^3$. Dabei ist n die Teilchendichte, τ die Einschlusszeit und T die Temperatur. Bei einer gegebenen Temperatur muss also entweder eine lange Einschlusszeit oder eine hohe Dichte erreicht werden. Ersteres wird mit dem Ansatz des magnetischen Einschlusses verfolgt und letzteres bei der Trägheitsfusion.

Im Folgenden werden die derzeit verfolgten Fusionskonzepte beschrieben. Dabei wird zwischen Ansätzen, die auf magnetischem Einschluss beruhen, insbesondere Tokamak und Stellarator, und solchen, die andere physikalische Möglichkeiten zum Einschluss der an der Fusion beteiligten Ionen nutzen, unterschieden. Soweit nicht anders angegeben, beruhen die nachfolgenden Informationen im Wesentlichen auf /WNA 21/ und /LOB 21/. Es erfolgte keine fachliche Prüfung der Aussagen in den unterschiedlichen Quellen. Das Zitieren der Aussagen impliziert daher nicht, dass die GRS sich diesen inhaltlich anschließt. Dies gilt insbesondere für die Einschätzung der Realisierbarkeit der Konzepte und Prognosen hinsichtlich der weiteren Entwicklung. In diesem Zusammenhang sei auch darauf hingewiesen, dass die Realisierbarkeit der unterschiedlichen Fusionsansätze – insbesondere in näherer Zukunft – von einigen Fachleuten durchaus auch kritisch beurteilt wird (vergl. z. B. /GAO 23/, /SMI 10/, /JAS 19/).

2.1 Auf magnetischem Einschluss beruhende Fusionskonzepte

Magnetfelder stellen eine gute Möglichkeit für den Einschluss eines Plasmas dar, da Ionen und Elektronen als geladene Teilchen sich entlang der Magnetfeldlinien bewegen,

senkrecht dazu wird die Bewegung aufgrund der Lorentzkraft jedoch eingeschränkt, so dass ein Einschluss mittels eines geeigneten Magnetfeldkäfigs möglich wird. Mit einer entsprechend geeigneten Wahl der Magnetfeldgeometrie kann so verhindert werden, dass die Teilchen mit den Wänden in Berührung kommen. Ein solcher Kontakt würde Wärme ableiten und die Teilchen abbremesen. Die wirksamste magnetische Konfiguration ist die toroidale, bei der das Magnetfeld in einer geschlossenen Schleife gekrümmt ist. Für einen optimalen Einschluss muss diesem toroidalen Feld eine poloidale Feldkomponente überlagert werden. Das Ergebnis sind spiralförmig verlaufende Magnetfeldlinien, die das Plasma einschließen und kontrollieren. Es gibt mehrere Arten dieser toroidalen Einschlussysteme. Die wichtigsten sind Tokamaks, Stellaratoren und RFP-Anlagen (reversed field pinch, toroidaler Plasmaeinschluss mit radialer Feldumkehr) /WNA 21/.

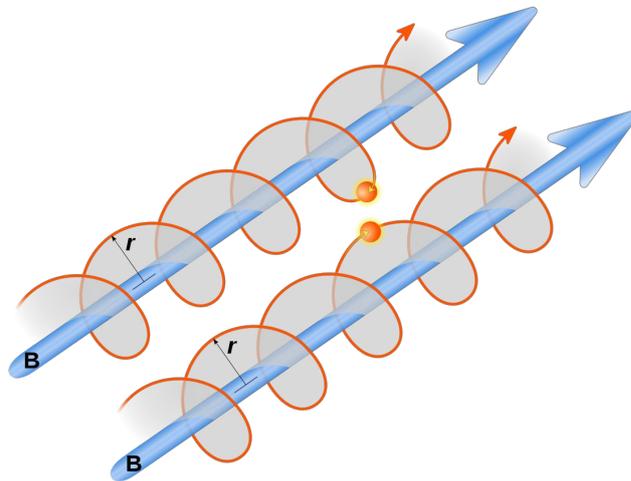


Abb. 2.1 Magnetischer Einschluss geladener Teilchen

Sich bewegend geladene Teilchen (orange) gyrieren um Magnetfeldlinien (blau).

(Quelle: Goran tek-en, CC BY SA 4.0)

2.1.1 Fusionsanlagen vom Typ Tokamak

In einem Tokamak (von russisch *toroidalnaja kamera s magnitnymi katuschkami*, toroidale Kammer mit Magnetspulen) wird das toroidale Feld durch eine Reihe von Spulen, die in gleichmäßigen Abständen um den weitgehend torusförmigen Reaktor herum angeordnet sind (in Abb. 2.2 gelb dargestellt), und das poloidale Feld durch einen starken elektrischen Strom im Plasma selbst erzeugt (in Abb. 2.2 violett dargestellt). Letzterer wird durch ein zentrales Solenoid (in Abb. 2.2 bläulich angedeutet) induziert. Ein weiteres System horizontaler Spulen (in Abb. 2.2 grün dargestellt) dient der Lagestabilisierung

des Plasmas. In Tokamaks und RFP-Anlagen (siehe Abschnitt 2.1.4) dient der Strom, der durch das Plasma fließt, auch dazu, es auf eine Temperatur von etwa 10^7 °C zu erhitzen. Darüber hinaus werden zusätzliche Heizsysteme benötigt, um die für die Fusion erforderlichen Temperaturen zu erreichen /WNA 21/.

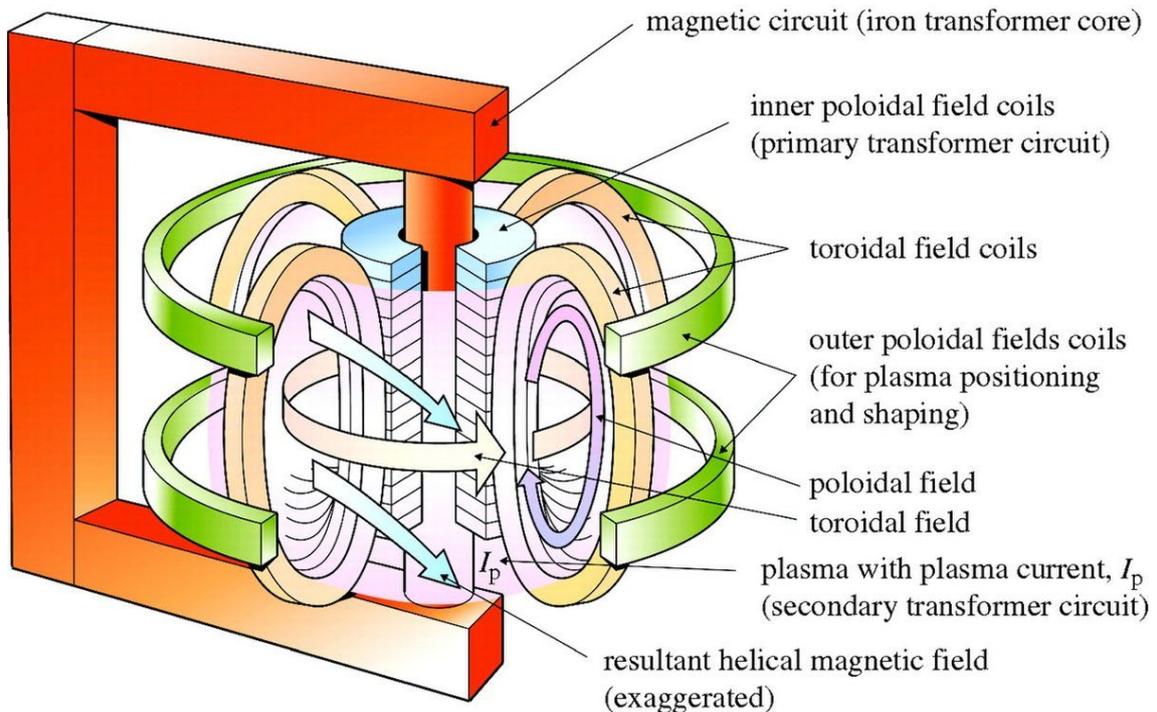


Abb. 2.2 Grundsätzlicher Aufbau eines Tokamak nach /SMI 10/

Um nicht nur ein Plasma zu erzeugen und aufrecht zu erhalten, sondern auch das bei manchen Konzepten für die Fusionsreaktion erforderliche Tritium zu erbrüten und Energie aus dem System abzuziehen, wie es bei einem zukünftigen Fusionskraftwerk erforderlich wäre, sind weitere Komponenten, insbesondere die sogenannten Blankets notwendig (vergl. Abb. 2.3). Die Blankets sind der innere, dem Plasma zugewandte Teil der Vakuumbehälterwand. In ihnen wird mit Hilfe von Neutronen, die bei der Deuterium-Tritium-Fusion entstehen, aus Lithium neues Tritium erbrütet. Dies ist erforderlich, da die natürlichen Tritiumvorräte begrenzt sind. Außerdem wird durch das Kühlsystem der Blankets die Energie der Neutronen für die Umwandlung in Strom nutzbar gemacht. Eine weitere wichtige Komponente stellt der Divertor dar, der dazu dient, mit Hilfe von Magnetfeldlinien, die nicht innerhalb des Plasmas geschlossen sind, sondern auf den Divertor führen, Verunreinigungen aus dem Plasma zu entfernen.

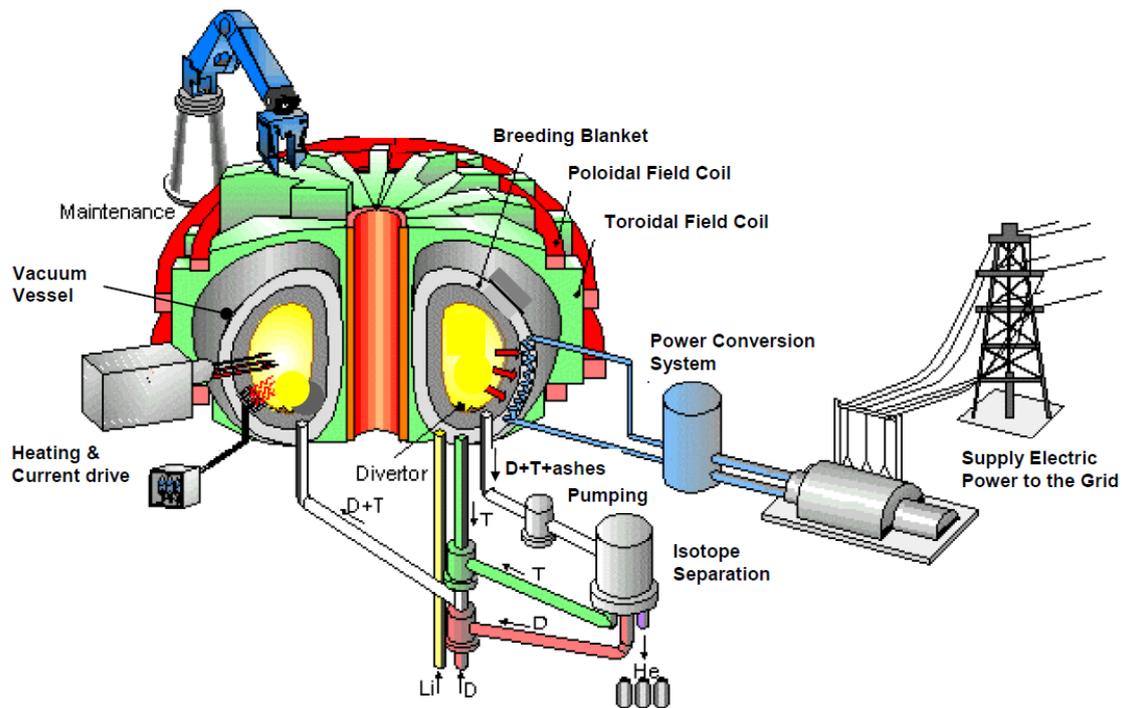


Abb. 2.3 Schematische Darstellung der Hauptkomponenten eines Fusionskraftwerks auf Basis eines Tokamaks nach /MAI 05/

ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor)

Der derzeit bei Cadarache in Südfrankreich in Bau befindliche ITER wird nach Fertigstellung der größte Tokamak weltweit sein. Das Projekt wurde von der Sowjetunion im Jahr 1985 als gemeinschaftliches Projekt mit Europa, Japan und den USA vorgeschlagen und unter der Schirmherrschaft der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) begonnen. In den Folgejahren durchlief das Projekt eine wechselhafte Geschichte hinsichtlich der beteiligten Länder, der Finanzierung und der technischen Konzepte. Im November 2006 unterzeichneten schließlich China, Indien, Japan, Russland, Südkorea, die USA und die Europäische Union das ITER-Umsetzungsabkommen. Die damals erwarteten Gesamtkosten von ca. 13 Mrd. € des ITER entfallen etwa zur Hälfte auf den zehnjährigen Bau und zur Hälfte auf den 20-jährigen Betrieb.

Die Arbeiten zur Vorbereitung des Standorts in Cadarache begannen im Januar 2007. Der erste Beton für die Gebäude wurde im Dezember 2013 gegossen. Der Beginn der Experimente, bei denen Wasserstoff verwendet wird, um die Aktivierung der Magneten zu vermeiden, war für das Jahr 2018 vorgesehen, wird aber aufgrund unterschiedlicher Verzögerungen nun nach aktuellem Planungsstand erst für das Jahr 2025 erwartet.

Erste Experimente mit einem D-T-Plasma werden laut /WNA 21/ nicht vor dem Jahr 2035 stattfinden.

Das Ziel von ITER ist es, bei weniger als 50 MW Heizleistung für das Plasma für Zeitintervalle von mindestens 400 Sekunden eine thermische Leistung von 500 MW zu erzeugen. Es soll jedoch keine elektrische Energie produziert werden.

Da die Einschusszeit des Plasmas mit der Größe der Anlage skaliert, soll der Vakuumbehälter von ITER einen Durchmesser von 19 m und eine Höhe von 11 m haben. Dadurch wird die Konstruktion mehr als 5.000 Tonnen wiegen /WNA 21/.

DEMO

Aufbauend auf ITER soll ein zukünftiges 2 GW-Demonstrationskraftwerk, das allgemein als „DEMO“ bezeichnet wird, die Erzeugung elektrischer Energie in großem Maßstab und auf kontinuierlicher Basis demonstrieren. Ein Entwurf für DEMO sollte ursprünglich bis zum Jahr 2017 fertiggestellt werden, der Bau um das Jahr 2024 beginnen und die erste Betriebsphase ab dem Jahr 2033 starten. Der Zeithorizont hat sich inzwischen jedoch deutlich verschoben /WNA 21/. Da bisher noch unterschiedliche Möglichkeiten für die Realisierung von DEMO diskutiert werden, kann nicht von einer geplanten Anlage im eigentlichen Sinn gesprochen werden. Um diese Unbestimmtheit auszudrücken, wird in diesem Bericht der Begriff „DEMO-Konzepte“ verwendet.

DTT (Divertor Tokamak Test Facility)

DTT ist ein Tokamak, mit dessen Bau vor kurzem am ENEA-Standort (Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia e lo sviluppo economico sostenibile, früher Energia Nucleare ed Energie Alternative) in Frascati, Italien, begonnen wurde. DTT soll eine supraleitende toroidale Anlage mit einem Magnetfeld von 6 T werden, die Plasmaströme bis zu 5,5 MA in Pulsen mit einer Länge von bis zu 100 s liefern kann. Der D-förmige Torus des DTT wird einen großen Radius von 2,19 m und einen kleinen Radius von 0,70 m haben. Um die für eine Fusionsreaktion notwendige Plasmatemperatur zu erreichen, sind als Ergänzung zum im Plasma induzierten Strom weitere Systeme vorgesehen, die bei DTT zusammen eine Zusatzheizleistung von 45 MW liefern sollen. Hierbei handelt es sich um Systeme, die auch bei ITER und den DEMO-Konzepten zum Einsatz kommen sollen: Zyklotronresonanzheizung mit Ionen und Elektronen sowie der Einschuss negativ geladener Ionen. Die Hauptaufgabe von DTT wird darin bestehen, innovative Lösungen für die Konstruktion von Divertoren zu entwickeln /DTT 22/.

TCV (Tokamak à Configuration Variable)

TCV ist ein Tokamak, der vom Swiss Plasma Center (SPC) in Lausanne (Schweiz) betrieben wird. Er hat einen großen Radius von 0,88 m, einen kleinen Radius von 0,25 m. Das toroidale Magnetfeld im Vakuumbehälter hat eine maximale Stärke von 1,5 T und der maximale Plasmastrom beträgt 1 MA. Am TCV werden die physikalischen Grundlagen für die Bewertung alternativer Divertorkonfigurationen für DEMO entwickelt. Praktisch alle bisher vorgeschlagenen Konfigurationen wurden am TCV realisiert und untersucht /COD 17/.

EAST (Experimental Advanced Superconducting Tokamak)

In China wird am Hefei Institutes of Physical Science der Chinesischen Akademie der Wissenschaften (HFIPS) EAST betrieben. Dieser erzeugte im Jahr 2017 für 102 s ein Wasserstoffplasma mit einer Temperatur von $5 \cdot 10^7$ °C. Im November 2018 wurden $10 \cdot 10^7$ °C für 10 s erreicht, wofür 10 MW an elektrischer Leistung zugeführt werden mussten. Im Juli 2020 erzielte EAST ein vollständig nichtinduktives, stromgetriebenes, stationäres Plasma für mehr als 100 s, was als Durchbruch mit bedeutenden Auswirkungen für den künftigen China Fusion Engineering Test Reactor (CFETR) gilt. Ein neuer Rekord wurde dann im Mai 2021 aufgestellt: Für 101 s konnte eine Plasmatemperatur von $12 \cdot 10^7$ °C gehalten werden, wobei für 10 s eine Plasmatemperatur von $16 \cdot 10^7$ °C erreicht wurde /WNA 21/. Im April 2023 gelang es sogar, für 403 s ein stabiles Plasma aufrecht zu erhalten /WNN 23/.

CFETR (Chinese Fusion Engineering Test Reactor)

CFETR ist ein in China in Planung befindlicher Tokamak, der größer als ITER werden und damit ein Bindeglied zwischen diesem und den DEMO-Konzepten bilden soll. Die Fertigstellung ist momentan für das Jahr 2030 angedacht /WNA 21/.

JET (Joint European Torus)

Im Jahr 1978 wurde von Euratom gemeinsam mit Schweden und der Schweiz das Projekt JET initiiert. JET, mit Standort am Culham Centre for Fusion Research in Großbritannien, ist derzeit der weltweit größte Tokamak (ein ähnlicher Tokamak, JT-60, wird im Naka Fusion Institute in Japan betrieben, aber nur JET verfügt über die Einrichtungen

zur Verwendung von D-T-Brennstoff). Seit dem Jahr 1999 wird das JET-Versuchsprogramm von den Parteien des European Fusion Development Agreement (EFDA) bzw. dem EUROfusion-Konsortium koordiniert /WNA 21/.

JET produzierte sein erstes Plasma im Jahr 1983 und war das erste Experiment, das kontrollierte Fusionsenergie erzeugte (November 1991), wenn auch mit hohem Stromeinsatz. In D-T-Plasmen wurden bis zu 16 MW Fusionsleistung für eine Sekunde und 5 MW Fusionsleistung im Dauerbetrieb erreicht. Hierfür musste eine Leistung von 24 MW in das Heizsystem eingespeist werden. Bei den Vorbereitungen für ITER spielt JET eine Schlüsselrolle: Um die Plasmaphysik und die technischen Systeme für ITER zu testen, wurde die Anlage daher in den letzten Jahren umfangreich aufgerüstet /WNA 21/.

MAST (Mega Amp Spherical Tokamak)

Neben JET wurde in Culham der kompakte Tokamak MAST entwickelt. Um die in das Plasma eingespeiste Leistung von 2,5 auf 30 MJ zu erhöhen, wird MAST nun schrittweise ausgebaut. Das MAST-Upgrade-Projekt konzentriert sich auf die Entwicklung eines Divertors, der den hohen Leistungsanforderungen von Fusionsreaktoren kommerzieller Größe standhalten kann. Das erste Plasma wurde im Oktober 2020 erreicht /WNA 21/. Außerdem soll MAST Upgrade den Weg zu kompakteren Kraftwerken auf Basis eines Tokamak erkunden und untersuchen, ob eine gedrängtere Bauweise kleinere und damit billigere Fusionskraftwerke möglich machen könnte /IPP 20/.

STEP (Spherical Tokamak for Energy Production)

Im Jahr 2019 hat die britische Regierung für die konzeptionelle Entwicklung von STEP 22 Mio. Pfund über vier Jahre bereitgestellt. Die technischen Ziele von STEP sind die Lieferung eines Nettostroms von mehr als 100 MW, die Nutzung der Fusionsenergie über die Stromerzeugung hinaus, die Sicherstellung der Tritiumselbstversorgung, die Qualifizierung von Materialien und Komponenten unter Fusionsbedingungen mit Neutronenfluss und die Entwicklung eines gangbaren Weges zu erschwinglichen Lebenszykluskosten. STEP soll im Jahr 2040 fertiggestellt werden /WNA 21/. Als Standort ist West Burton, in North Nottinghamshire, Großbritannien vorgesehen.

ST40

Tokamak Energy ist ein privates britisches Unternehmen, das aus dem Culham-Labor, in dem auch JET beheimatet ist, hervorgegangen ist. Die verfolgten technologischen Konzepte basieren auf hochtemperatursupraleitenden (HTS) Magneten, die relativ wenig Energie verbrauchen und kleine Anlagen ermöglichen, welche dennoch eine hohe Leistung aufweisen und kommerziell genutzt werden können. Am ST40, einem kompakten kugelförmigen Tokamak in Milton Park in Oxfordshire, wurde im April 2017 das erste Plasma erzeugt. Nach dem Einbau zusätzlicher Spulen wurden in den Jahren 2018 und 2019 Plasmatemperaturen von $15 \cdot 10^6$ °C erreicht. Im Juli 2020 erhielt das Unternehmen vom britischen Ministerium für Wirtschaft, Energie und Industriestrategie im Rahmen des Regierungsprojekts „Advanced Modular Reactor“ 10 Mio. Pfund für die Entwicklung von HTS-Magneten und Divertoren /WNA 21/. Im Frühjahr 2022 konnten in ST40 Plasmatemperaturen von 10^8 °C erzeugt werden /TOK 22/. Ziel ist es, auf der Basis von Experimenten mit einem weiteren Upgrade von ST40 bis zum Jahr 2030 einen Prototyp zu entwickeln, der Strom in das Netz einspeisen kann /TOK 22/, WNA 21/.

KSTAR (Korean Superconducting Tokamak Reactor)

Am koreanischen Reaktor KSTAR des National Fusion Research Institute (NFRI) in Daejeon, der in enger internationaler Zusammenarbeit betrieben wird, wurde Mitte des Jahres 2008 das erste Plasma erzeugt. KSTAR dient als Pilotanlage für ITER und soll auch während dessen Betrieb für begleitende Untersuchungen genutzt werden. Hierbei gibt es jedoch die Einschränkung, dass KSTAR über keine Möglichkeiten der Tritiumhandhabung verfügt und daher auch kein D-T-Plasma verwendet.

Der Tokamak mit einem großen Torusradius von 1,8 m ist der erste, der supraleitende Nb₃Sn-Magnete verwendet, das gleiche Material, das auch bei ITER zum Einsatz kommen soll. Die erste Entwicklungsphase bis zum Jahr 2012 diente dem Test der grundlegenden Betriebstechnologie und ermöglichte Plasmapulse von bis zu 20 s. In der zweiten Entwicklungsphase (2013 – 2017) wurde KSTAR aufgerüstet, um lange Pulse von bis zu 300 s im H-Mode¹ zu untersuchen /WNA 21/. Ende des Jahres 2016 wurden im H-Mode 70 s erreicht und im Jahr 2018 90 s. Seit dem Jahr 2015 ist es möglich, den

¹ Der H-Mode (High Confinement Mode) ist eine Betriebsart mit besonders stabilem Plasma und besserem Einschluss, die in toroidalen Fusionsanlagen mit magnetischem Einschluss (Tokamaks und Stellaratoren) bei sehr starker Erhitzung erreicht werden kann.

toroidalen Strom im Plasma auch ohne die zentrale Solenoidspule aufrecht zu erhalten. Dieser als nichtinduktiver Betrieb bezeichnete Betriebsmodus stellt die Voraussetzung für den Dauerbetrieb dar, wie er in zukünftigen kommerziellen Fusionsanlagen angestrebt wird /ITE 19/. Weitere Betriebsphasen (Phase 3, in den Jahren von 2018 – 2023 und Phase 4, in den Jahren von 2023 – 2035) haben das Ziel, Technologien für Leistungen, hohe Wirkungsgrade und Langpulsbetrieb zu entwickeln; dies dient auch als Vorarbeit für zukünftige DEMO-Projekte /WNA 21/.

ASDEX Upgrade (Axialsymmetrisches Divertorexperiment)

ASDEX Upgrade soll Kernfragen der Fusionsforschung unter kraftwerksähnlichen Bedingungen klären und die physikalischen Grundlagen für ITER und DEMO erarbeiten. Um dies zu ermöglichen, wurden die Plasmadichte, der Plasmadruck und damit die Belastung der Wände entsprechend den geplanten Werten für DEMO gewählt.

Das Erste Plasma wurde im Jahr 1991 erzeugt. Im Jahr 1992 wird durch Radiowellenheizung der H-Mode erreicht. In den Jahren von 1996 bis 2007 wurden die Kohlenstoffkacheln der Plasmagefäßwand sukzessive mit Wolfram beschichtet bzw. durch Wolfram-Kacheln ersetzt. Ziel weiterer Untersuchungen ist es, die Wolframverträglichkeit in Plasmazuständen zu prüfen, welche im ITER relevant sein könnten sowie Heiz- und Divertorsysteme zu optimieren /IPP 22/.

2.1.2 Fusionsanlagen vom Typ Stellarator

In einem Stellarator werden die spiralförmigen Magnetfeldlinien durch eine Reihe von Spulen erzeugt, die selbst spiralförmig sein können. Im Gegensatz zu Tokamaks muss bei Stellaratoren kein toroidaler Strom in das Plasma induziert werden. Während in Tokamaks und RFP-Anlagen (siehe Abschnitt 2.1.4) das Plasma bereits durch den induzierten Strom auf eine Temperatur von etwa 10^7 °C erhitzt wird und zusätzliche Heizsysteme nur dazu dienen, die dann noch fehlende Energie für die Fusion bereitzustellen, müssen die Heizsysteme bei Stellaratoren die gesamte für die Fusion benötigte Energie liefern. Diesem Nachteil steht der Vorteil gegenüber, dass aufgrund des fehlenden toroidalen Plasmastroms einerseits ein Dauerbetrieb möglich ist und andererseits die Plasmastabilität in Stellaratoren größer ist als in Tokamaks /WNA 21/.

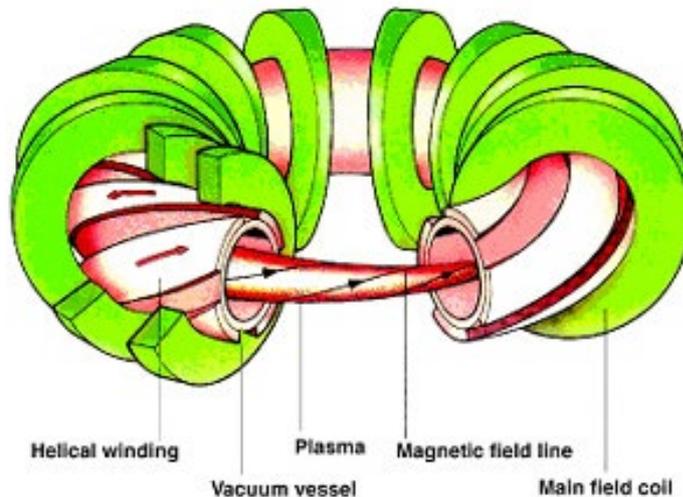


Abb. 2.4 Grundsätzlicher Aufbau eines Stellarators

Bei Stellaratoren sind unterschiedliche Spulenordnungen möglich. Die hier dargestellte Anordnung ist nur eine vieler Möglichkeiten. (Quelle: European Nuclear Society, CC BY 3.0)

LHD (Large Helical Device)

LHD ist ein Stellarator der seit dem Jahr 1998 am National Institute for Fusion Science (NIFS) in Toki, Japan, betrieben wird /WNA 21/. Im LHD wird eine Heliotron-Magnetkonfiguration² zum Einschluss eines Deuteriumplasmas verwendet. Ziel der Arbeiten an diesem Stellarator ist die Erforschung des Einschlusses von stationären Hochtemperaturplasmen, um die Grundlagen für die Entwicklung eines Fusionsreaktors vom Helixtyp zu schaffen. In einem Deuteriumplasmaexperiment im Jahr 2020 ist es gelungen, ein Plasma mit Elektronen- und Ionentemperaturen von 10^8 °C zu erzeugen. Physikalische Experimente zu Plasmaturbulenzen und -instabilitäten haben wichtige Erkenntnisse für die Entwicklung entsprechender Kontrollmethoden geliefert /NIF 22/.

Wendelstein 7-X

Wendelstein 7-X in Greifswald, der Nachfolger des vom Max-Planck-Institut für Plasmaphysik (IPP) zuvor am Standort Garching betriebenen Stellarators Wendelstein 7-AS (Advanced Stellarator, 1988 – 2002), ist derzeit weltweit der größte Stellarator. Ziel von Wendelstein 7-X ist es, die Kraftwerkseignung des Bautyps Stellarator zu untersuchen.

² Bei diesem System erzeugen helixförmige Spulen die toroidale Magnetfeldkomponente. Zur Kompensation des durch die helikalen Spulen erzeugten vertikalen Feldes sind zusätzliche poloidale Spulen erforderlich.

Dazu soll ein optimiertes, von 50 speziell geformten supraleitenden Spulen erzeugtes Magnetfeld für den Einschluss des Plasmas getestet werden. Es wird erwartet, dass Plasmagleichgewicht und -einschluss von vergleichbarer Qualität sein werden wie bei einem Tokamak gleicher Größe – ohne die Nachteile des im Tokamakplasma fließenden Stromes. Mit bis zu 30 Minuten langen Plasmaentladungen soll Wendelstein 7-X die wesentliche Stellaratoreigenschaft zeigen, den Dauerbetrieb. Die Hauptmontage von Wendelstein 7-X wurde im Jahr 2014 abgeschlossen, das erste Heliumplasma wurde am 10. Dezember 2015 erzeugt. Im Jahr 2016 wurde dann auch Wasserstoffplasma, als Voraussetzung für den eigentlichen Experimentierbetrieb, erzeugt. Nach zwei erfolgreichen Experimentierkampagnen im Jahr 2016 und in den Jahren 2017 und 2018 wurden in den Jahren von 2018 bis 2021 wassergekühlte Innenverkleidung in das Plasmabehälter eingebaut. Hierdurch wurde die Anlage für höhere Heizleistung und längere Plasmapulse tauglich gemacht /IPP 22a/.

TJ-II

TJ-II ist ein mittelgroßer Stellarator vom Heliac-Typ³ und nach Wendelstein 7-X der zweitgrößte in Betrieb befindliche Stellarator in Europa, welcher vom Laboratorio Nacional de Fusión in Spanien betrieben wird. TJ-II hat einen großen toroidalen Radius von 1,5 m und einen mittleren kleinen Radius von 0,2 m. Die Magnetfeldstärke beträgt 1 T. Die höchsten Temperaturen werden durch Mikrowellenheizung und neutrale Wasserstoffstrahlen erreicht. Ziel des Projekts ist die Untersuchung der Physik magnetisch eingeschlossener Plasmen, wobei der Schwerpunkt auf dem Einfluss der magnetischen Konfiguration auf den Wärme- und Teilchentransport liegt. Das erste Plasma wurde im Jahr 1997 erzeugt. Der Übergang zum hoch H-Mode (mit Hilfe von neutraler Strahlinjektion und Lithiumwandkonditionierung) wurde im Jahr 2008 erreicht /LNF 22/.

H-1

H-1, seit der Umwandlung in eine National Research Facility im Jahr 1996 auch H-1NF (National Facility) genannt, ist ein Stellarator vom Typ Flexible Heliac (wie TJ-II) an der

³ Bei einem Helical Axis Stellarator (Heliac) folgt die magnetische Achse (und damit das Plasma) einer spiralförmigen Bahn statt einen einfachen Ring zu bilden. Das verdrehte Plasma induziert wiederum eine Verdrillung der Magnetfeldlinien, was zu einer Aufhebung der Plasmadrift führt. Der ursprüngliche Heliac besteht nur aus kreisförmigen Spulen. Flexible Heliacs, wie TJ-II, verfügen zusätzlich über kleine helikale Spulen, die eine Variation der Verdrillung um einen Faktor von bis zu zwei ermöglichen.

Australian National University in Canberra. H-1NF wurde im Jahr 2014 erheblich aufgerüstet und ist in der Lage, ein breites Spektrum von Plasmakonfigurationen zu erzeugen. Dies ermöglicht die Erforschung von Konzepten zur verbesserten magnetischen Auslegung der Fusionskraftwerke, die auf ITER folgen sollen /WNA 21/.

2.1.3 Fusionsanlagen mit magnetisiertem Target

In Fusionsanlagen mit magnetisiertem Target wird die Kompressionserwärmung der Trägheitsfusion in Kombination mit dem reduzierten Wärmetransport und der magnetisch verstärkten Erwärmung der magnetischen Einschlussfusion in einem gepulsten Ansatz genutzt (magnetized target fusion, MTF, oder auch magneto-inertial fusion, MIF). In der Regel wird dabei ein magnetisches Feld zum Einschluss eines Plasmas mit Kompressionserwärmung durch Laser, elektromagnetische oder mechanische Linerimplosion verwendet. Aufgrund dieses kombinierten Ansatzes sind kürzere Zeiten für den Plasmaeinschluss von 100 ns bis 1 ms erforderlich als beim magnetischen Einschluss, wodurch die Notwendigkeit, das Plasma über lange Zeiträume zu stabilisieren, verringert wird. Andererseits stehen für die Kompression längere Zeiträume zur Verfügung als beim Trägheitseinschluss, so dass die Kompression durch mechanische, magnetische oder chemische Prozesse sowie relativ leistungsschwache Laser erreicht werden kann. Aufgrund der geringeren Anforderungen an die Einschlusszeit und die Kompressionsgeschwindigkeiten wird MTF als ein relativ kostengünstiger und einfacher Fusionsansatz verfolgt /WNA 21/.

General Fusion

General Fusion ist ein privates kanadisches Projekt zur Entwicklung eines kommerziellen Fusionskraftwerks, das einen MIF-Ansatz verfolgt. Dabei wird in einem Injektor, einer sogenannten Coaxial Helicity Injection (CHI) Marshall gun, ein kompaktes Plasma mit einer Temperatur von $5 \cdot 10^6$ °C erzeugt. Der Einschluss und die Komprimierung erfolgen dabei mittels Magnetfeldern. Anschließend wird das Plasma in eine kugelförmige Kompressionskammer (Reaktor) injiziert. In dieser fungiert eine rotierende Schicht aus einem flüssigen Gemisch aus Lithium und Blei als Liner, der entlang der Mittellinie der Kompressionskammer einen evakuierten Hohlraum (Wirbelkammer, engl. vortex cavity) bildet. Das flüssige Metallgemisch dient auch als erste Wand, als Brutblanket (für Tritium) und als Wärmeübertragungsmedium. Mit einer Anordnung aus synchronisierten Kolben wird in dem flüssigen Metallgemisch eine kugelförmige Kompressionswelle erzeugt, die das Plasmatareget innerhalb weniger Millisekunden um einen Faktor 1:1000

komprimiert und auf die für eine D-T-Fusion erforderliche Temperatur von 10^8 °C erhitzt. Hierdurch wird wiederum das flüssige Metallgemisch auf etwa 300 °C erwärmt, welches seine Wärmeenergie in einen geschlossenen Primärkühlkreislauf an einen sekundären Sattdampfkreislauf zur weiteren Energienutzung abgibt. Für die kommerzielle Nutzung des Systems soll dieser gesamte Fusionszyklus mit einer Frequenz von 1 Hz wiederholt werden /LOB 21/. Wie bei vielen privaten Unternehmen üblich, sind auch hinsichtlich General Fusion nur wenige Informationen zum konkreten Entwicklungsstand öffentlich verfügbar. Nach /LOB 21/ und /FIA 23/ scheinen bisher nur Experimente zu einzelnen Aspekten des MTF-Ansatzes durchgeführt worden zu sein. Eine als LM 26 bezeichnete Demonstrationsanlage für den von General Fusion verfolgten Ansatz soll in Richmond, Kanada, gebaut werden und im Jahr 2025 in der Lage sein, Fusionsbedingungen im Plasma zu erzeugen /FIA 23/.

Helion Energy

Ziel von Helion Energy, einem privaten Unternehmen im amerikanischen Bundesstaat Washington, ist die Entwicklung einer Fusionsanlage auf Grundlage eines gepulsten MIF-Ansatzes. Dementsprechend ist Helion Energy's „Fusion Engine“ ein gepulster, beschleunigergetriebener Fusionsreaktor mit kollidierenden Strahlen und magnetischer Kompression eines Targets in einer Field-Reversed Configuration (FRC). Die Anlage ist für Deuterium-Helium-3-Fusion ($D-^3\text{He}$) ausgelegt. Diese Fusionsreaktion hat die niedrigste Energieschwelle für eine neutronenfreie Fusion. Mit etwa $8 \cdot 10^8$ °C liegt die erforderliche Temperatur zwischen derjenigen für die Deuterium-Tritium-Fusion von $1 \cdot 10^8$ °C und der Temperatur für die neutronenfreie Wasserstoff-Bor-11-Fusion von $3 \cdot 10^9$ °C. Diesem energetischen Vorteil steht als Nachteil das seltene natürliche Vorkommen von Helium-3 gegenüber. Obwohl die „Fusion Engine“ nach Aussage der Entwickler im Betrieb genug Helium-3 für die Aufrechterhaltung des zyklischen Prozesses erzeugt, könnte die Beschaffung des anfänglich erforderlichen Helium-3 ein Problem darstellen /LOB 21/.

Der Pulszyklus der „Fusion Engine“ besteht aus fünf Schritten. (i) Targeterzeugung in den Formation Sections – An beiden Enden der Anlage werden von sogenannten Plasma Guns FRC-Targets (Plasmen) erzeugt. (ii) Beschleunigung in den Acceleration-Pre-Compression Sections – Die FRC-Targets werden magnetisch auf mehr als 300.000 m/s beschleunigt. (iii) „Merging“ in der High Field Compression Section – Die FRC-Targets kollidieren und vermischen sich im kleinen Zentralbereich der Anlage. (iv) Adiabatische Kompression und Fusion („Burn“) – Das Plasma wird magnetisch aus

Fusionsbedingungen komprimiert und dabei auch erhitzt, so dass D-³He- und D-D-Fusionen stattfinden. (v) Energieerzeugung, -abgabe und -rückgewinnung – Das hochenergetische expandierende Plasma sowie die bei der Fusion entstehenden Ionen werden direkt in Elektrizität umgewandelt; die Fusionsneutronen werden in einem Lithiumblanket absorbiert. Danach beginnt der nächste Zyklus. Mit einer Anlage, die auf dieser Basis einen Netto-Energiegewinn erzielt, wird nach /LOB 21/ noch in diesem Jahrzehnt gerechnet.

FRX-L (Field Reversed Experiment-Liner) und FRCHX (Field-Reversed Configuration Heating Experiment)

Die Fusionsexperimente FRX-L am Los Alamos National Laboratory (LANL) und FRCHX am Air Force Research Laboratory (AFRL) in New Mexico in den USA verfolgen ebenfalls die Entwicklung einer Fusionsanlage auf Basis des MIF-Ansatzes. Während FRX-L sich nur mit der ersten Stufe der MIF, d. h. der Erzeugung eines geeigneten Plasmas befasst /PAR 03/, kombiniert FRCHX einen dem FRX-L ähnlichen Injektor mit dem am AFRL bereits vorhandenen gepulsten Hochenergiesystem „Shiva Star“ (zur Komprimierung des erzeugten Targets).

Im Injektor von FRCHX wird zunächst ein FRC-Deuterium-Plasma erzeugt. Dieses wird dann in das Kompressionssystem transferiert und dort von einer magnetischen Falle in einem festen Aluminium-Liner eingefangen. Durch Implosion des Liners wird das Plasma komprimiert, um die für D-D-Fusion erforderlichen Dichten und Temperaturen zu erreichen. Einer der begrenzenden Faktoren hierbei ist die Lebensdauer des poloidalen Flusses im FRC-Plasma; diese wirkt sich auf die maximal erreichbare Dichte, die Temperatur und die Neutronenausbeute während der Kompression aus. Bis zum Jahr 2015 konnten die für eine erfolgreiche Fusion erforderlichen Lebensdauern nicht erreicht werden. Daher wurde vorgeschlagen, die Bedingungen durch die Verschmelzung von zwei gegenläufigen FRC-Plasmen hoher Dichte zu verbessern /GRA 15/. Darüber, ob diese Idee umgesetzt wurde oder seit dem Jahr 2015 anderweitig Erfolge erzielt werden konnten, liegen keine Informationen vor.

2.1.4 RFP-Anlagen

RFP-Anlagen haben die gleichen toroidalen und poloidalen Komponenten wie ein Tokamak, der Strom, der durch das Plasma fließt, ist jedoch viel stärker. Außerdem unter-

scheiden sie sich von Tokamaks durch die räumliche Struktur des toroidalen Magnetfelds, das am Rand des Plasmas das Vorzeichen wechselt /WNA 21/. Das einzige größere RFP-Experiment, das auf die Energieerzeugung mittels Fusion ausgerichtet ist, ist das Reversed Field Experiment in Pavia.

RFX-mod2 (Reversed Field eXperiment)

Die RFX-Experimente sind an der Universität Pavia (Italien) angesiedelt. RFX-mod2 ist eine Weiterentwicklung der Anlage RFX-mod, die bis zum Jahr 2016 betrieben wurde. Ziel der Weiterentwicklung ist es, Plasmen mit verbesserten Eigenschaften zu erzeugen und zu verifizieren, ob RFP-Anlagen hinsichtlich der zukünftigen Energieerzeugung mittels Fusion eine sinnvolle Alternative zu Tokamaks darstellen /RFX 22/.

Die wichtigste Änderung bei RFX-mod2 gegenüber RFX-mod ist der Wegfall des Inconelvakuumbehälters, dessen hoher elektrischer Widerstand die Plasmaleistung negativ beeinflusste. Die neue erste Wand ist ein mit Graphitplatten ausgekleidetes Kupfergefäß. Außerdem werden die äußeren Stützstrukturen optimiert, um die Vakuumdichtigkeit zu gewährleisten. Die Änderung der Leitfähigkeit der ersten, durchgehenden leitenden Wand und die Verringerung des Abstands zwischen Plasma und Wand sollen neue Plasmakonfigurationen zulassen /MAR 21/. Insbesondere werden geringere lokale Verformungen des Plasmas, ein höherer Ordnungsgrad des Magnetfelds und höhere Ströme im Plasma angestrebt /RFX 22/.

2.1.5 Weitere Fusionsexperimente mit magnetischem Einschluss

CFR (Compact Fusion Reactor)

Lockheed Martin arbeitet in Kalifornien in den USA an einem kompakten Fusionsreaktor, der konventionelles D-T-Plasma in einem evakuierten Containment verwendet. Das Plasma der unterschiedlichen Entwicklungsstufen (T1 bis TX) des CFR wird durch das Magnetfeld einer Reihe supraleitender Spulen innerhalb weiter Grenzen in der Reaktionskammer gehalten. Die Energieeinspeisung in das Plasma erfolgt dabei durch Hochfrequenzheizung. Weitere supraleitende Magnete erzeugen ein Magnetfeld um die Reaktionskammer herum /WNA 21/. Ziel dieser Anordnung ist ein Gleichgewicht zwischen

Plasmadruck und Druck des magnetischen Einschlusses und damit eine selbstabstimmende Rückkopplung⁴ /LOB 21/. Gleichzeitig sollen Temperaturen, die hoch genug für die Zündung der Fusion und einen Nettoenergiegewinn sind, erzeugt werden. In der letzten (kommerziell nutzbaren) Ausbaustufe (TX) sollen Wärmetauscher in der Reaktorwand die Energie an eine Gasturbine weiterleiten /WNA 21/.

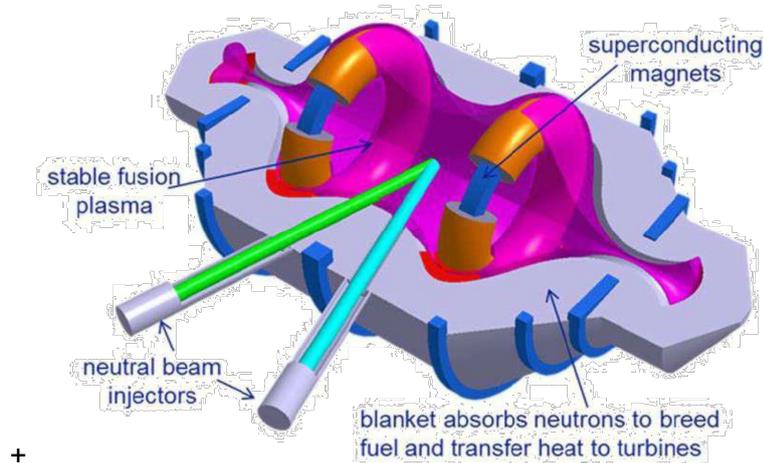


Abb. 2.5 Aufbauskitze des CFR von Lockheed Martin nach /LOB 21/

Im Jahr 2014 stellte T4 den aktuellen Prototyp des CFR dar. Dieser war für eine elektrische Leistung von 100 MW und eine Betriebsdauer von 10 s nach Abschaltung der Injektion ausgelegt. TX, die zukünftige kommerzielle Anlage, soll im Dauerbetrieb laufen. Dem T4 folgte im Jahr 2017 der mit 1 m x 2 m deutlich kompaktere T4B mit einer Leistung von 1 MW. Im Jahr 2019 wurde der T5 als nächste Entwicklungsstufe angekündigt, der über eine deutlich höhere Leistung verfügen soll. Lockheed Martins geplanter Weg zu dem kommerziellen Fusionsreaktor TX umfasst drei weitere Vorstufen T6, T7 und T8. Ein Zeitplan für die Abfolge dieser Anlagen ist nicht bekannt /LOB 21/.

EMC2 (Energy Matter Conversion Corporation)

EMC2 wurde im Jahr 1985 gegründet und verfolgte den „Polywell-Fusions-Ansatz“. Die Bezeichnung setzt sich aus „polyhedron“ (Polyeder) kombiniert mit „potential well“ (Potentialtopf) zusammen. Eine solche Anlage besteht aus Magnetspulen in einer sechseckigen, polyedrischen Anordnung, die einen Würfel bilden. In der Mitte der Anlage ist

⁴ Je weiter sich das Plasma ausdehnt, desto stärker wird das Magnetfeld, das es einschließt und zurückdrängt.

eine Elektronenwolke eingeschlossen. Diese dient dazu, positive Ionen zu beschleunigen und festzuhalten. Dieses Konzept des elektrostatischen Einschlusses unterscheidet sich vom herkömmlichen magnetischen Einschluss, da die Felder keine Ionen einschließen müssen, sondern nur Elektronen /WNA 21/.

EMC2 ging davon aus, dass der „Polywell-Ansatz“ skalierbar sei und für den Einsatz mit allen fusionsfähigen Ionen konfiguriert werden könne: Deuterium-Deuterium, Deuterium-Tritium, D-Helium-3 und Wasserstoff-Bor-11. Die letzte Variante ist besonders interessant, da dabei keine Neutronen entstehen, sondern drei positiv geladene Alphateilchen. Nach /LOB 21/ würde dies eine direkte Umwandlung der Fusionsenergie in Elektrizität erlauben, ohne dass ein thermisches Energieumwandlungssystem erforderlich wäre. Die Alphateilchen können aus dem Zentrum des Reaktors entweichen. Nach Abbremsung der Alphateilchen könnte eine direkte Energieumwandlung mit hohem Wirkungsgrad stattfinden. Ein mit D-T-Brennstoff betriebener Reaktor würde demgegenüber große Mengen an Neutronen erzeugen und ein Wärmeübertragungssystem zur Kühlung des Vakuumbehälters und zur Wärmeübertragung an einen sekundären Wärmeübertragungskreislauf erfordern.

Die Forschung von EMC2 zum „Polywell-Fusions-Ansatz“ wurde knapp 20 Jahre lang, bis zum Jahr 2014, von der U. S. Navy finanziell unterstützt. In dieser Zeit testete EMC2 19 verschiedene Prototypen, was im Jahr 2015 zu einem Leistungsdurchbruch und in der Folge zur Anmeldung mehrerer Patente führte /LOB 21/. Später wurden jedoch keine neuen Ergebnisse mehr berichtet und spätestens seit dem Jahr 2019 scheint EMC2 nicht mehr zu existieren oder zumindest nicht mehr an „Polywell-Fusions-Ansätzen“ zu arbeiten /LOB 21/.

2.2 Nicht auf magnetischem Einschluss beruhende Fusionskonzepte

Hauptvertreter, der nicht auf magnetischem Einschluss beruhenden Fusionskonzepte, ist der Trägheitseinschluss (engl. Inertial Fusion Energy, kurz IFE, gelegentlich auch als „Laserfusion“ bezeichnet). Bei Fusionsanlagen, die auf diesem Konzept basieren, werden Laserstrahlen oder auch Ionenstrahlen auf die Oberfläche eines Pellets aus D-T-Brennstoff mit einem Durchmesser von einigen Millimetern fokussiert. Dadurch wird die äußere Schicht des Materials erhitzt, die nach außen explodiert und eine sich nach innen bewegende Kompressionsfront erzeugt, welche die inneren Materialschichten komprimiert und erhitzt. Der Kern des Brennstoffs kann dabei auf das Tausendfache seiner Flüssigkeitsdichte komprimiert werden, was zu Bedingungen führt, unter denen Fusion

stattfinden kann. Die dabei freigesetzte Energie erhitzt wiederum den umgebenden Brennstoff, der dann ebenfalls fusionieren kann. Dies führt zu einer Ausbreitung der Reaktionsfront durch den Brennstoff. Die Zeit, die für diese Reaktionen benötigt wird, ist durch die Trägheit des Brennstoffs begrenzt. Sie beträgt i. A. weniger als eine Mikrosekunde. Jüngste Arbeiten des Instituts für Lasertechnik der Universität Osaka in Japan deuten darauf hin, dass die Zündung bei niedrigeren Temperaturen erreicht werden kann, wenn zeitgleich mit der maximalen Kompression ein zweiter sehr intensiver Laserpuls durch einen millimetergroßen Goldkegel in den komprimierten Brennstoff geleitet wird. Diese als „schnelle Zündung“ bezeichnete Technik hat zur Folge, dass die Kompression des Brennstoffs von der Erzeugung eines heißen Punkts getrennt wird, was die praktische Anwendung des Verfahrens vereinfacht /WNA 21/.

First Light Fusion

Der von First Light Fusion in Großbritannien entwickelte Ansatz, der im Gegensatz zu anderen IFE-Ansätzen ohne Laser auskommt, trägt den Namen „Projectile Fusion“. Mit diesem soll bis zum Jahr 2024 ein Nettoenergiegewinn erzielt und in den 2030er Jahren ein erstes zur kommerziellen Nutzung geeignetes System konstruiert werden /LOB 21/.

Bei der von First Light Fusion verfolgten „Projectile Fusion“ handelt es sich um einen gepulsten Prozess, bei dem ein elektromagnetischer „Launcher“ ein kleines Kupferprojektil auf mehr als fünffache Schallgeschwindigkeit beschleunigt, das dann auf ein winziges D-T-Brennstoff-Target aufschlägt. Durch die Schockwelle des Einschlags wird das Target auf die für die Fusion erforderlichen Bedingungen aufgeheizt. Um die Fusion zu erreichen, ist eine Schockwellengeschwindigkeit von etwa 50.000 m/s im Inneren des Targets erforderlich. Etwa 80 % der so erzeugten Energie liegt in Form von energiereichen Neutronen vor, die in einem flüssigen Lithiummantel im Inneren des Vakuumbehälters, der als Neutronenschild und als Hauptkühlmittel zur Wärmeabfuhr dient, absorbiert werden /LOB 21/.

Am 4. April 2022 teilte First Light Fusion mit, dass ihnen erstmals eine D-D-Fusion gelungen sei. Die Ergebnisse des Experiments seien auch von der UK Atomic Energy Authority (UKAEA) validiert worden. Dass eine Fusionsreaktion stattgefunden hat, wird aus den 50 nachgewiesenen Neutronen geschlossen. Ob es sich dabei um eine thermonukleare Fusion, also die Fusion von Ionen in einem heißen Plasma im thermischen Gleichgewicht handelt, ist jedoch unklar. First Light Fusion sieht mit der gelungenen Fusion die grundsätzliche Eignung des Ansatzes als nachgewiesen an /FEI 22/. Für eine

zukünftige kommerzielle Anlage wären in weiteren Schritten allerdings noch die Funktion mit einem D-T-Brennstoff und die Erzielung eines Nettoenergiegewinns zu zeigen.

Gekko XII und LFEX (Laser for Fast Ignition Experiment)

Gekko XII und LFEX sind zwei miteinander verbundene Lasersysteme am Institute of Laser Engineering in Osaka in Japan.

Der GEKKO XII-Laser wurde im Jahr 1983 fertiggestellt und verfügt über zwei Vakuumkammern zur Plasmaerzeugung, in denen experimentelle Untersuchungen durchgeführt werden können. In Kammer I kann ein Target mit zwölf kugelsymmetrisch angeordneten Laserstrahlen bestrahlt werden. In Kammer II kann ein Ziel mit hoher Leistung aus einer einzigen Richtung bestrahlt werden, indem die zwölf Einzelstrahlen zu einem einzigen Laserstrahl kombiniert werden.

Um Experimente zur Fusion mit schneller Zündung (Fast Ignition, FI) durchführen zu können, wurde im Jahr 2003 mit dem Bau von LFEX begonnen. Im Jahr 2008 konnte dieser zusätzliche Laser in Betrieb genommen werden. Er verfügt über eine Pulsenergie von 10 kJ bei einer Pulsbreite von 1 bis 10 ps und einem kegelförmig fokussierten Spotdurchmesser von 30 μm /ILE 22/.

Bei den IFE-Experimenten nach dem Konzept der schnellen Zündung in Osaka wird ein Target durch Bestrahlung mit einem relativ langen Laserpuls im Nano-Sekunden-Bereich von Gekko XII zur Implosion gebracht. Mit einem kurzen hochenergetischen Laserpuls von LFEX im Piko-Sekunden-Bereich wird das komprimierte Target dann bis zu Fusionsbedingungen aufgeheizt /SHI 13/.

NIF (National Ignition Facility)

NIF ist eine im Jahr 2009 fertiggestellte laserbasierte Forschungsanlage für Trägheitsfusion am Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL) in Kalifornien in den USA. Hauptzweck von NIF ist die Forschung zur Unterstützung des amerikanischen Kernwaffenprogramms. In der Anlage werden 192 UV-Laserstrahlen auf ein kleines Ziel gebündelt und liefern dort für wenige milliardstel Sekunden mehr als 2 MJ Energie und 500 TW Spitzenleistung. Im September des Jahres 2013 überstieg die durch die Fusionsreaktion freigesetzte Energie mit 14 kJ erstmals die vom Brennstoff absorbierte Energiemenge, nicht jedoch die von den Lasern gelieferte Energie von 1,8 MJ. Im August 2021 teilte das LLNL mit, dass es eine Ausbeute von 1,3 MJ erreicht habe, was deutlich besser sei als

die bisherige Bestmarke von 55 kJ im Jahr 2018. Dies sei „ein historischer Schritt für die Trägheitskonfusion“ und bringe sie „an die Schwelle zur Fusionszündung“ /WNA 21/. Diese wurde dann am 5. Dezember 2022 in einem D-T-Target erreicht. Die freigesetzte Energie betrug dabei 3,15 MJ /WNN 22/.

LMJ (Laser Mégajoule)

Der LMJ in der französischen Region Bordeaux wurde im Oktober 2014 in Betrieb genommen. Ähnlich wie das System am NIF ist die Anlage des Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) so konzipiert, dass in wenigen milliardstel Sekunden eine Energie von fast 2 MJ auf ein D-T-Target von wenigen Millimetern Größe abgegeben werden kann. Hierbei kommen 240 Laserstrahlen zum Einsatz. Auch bei LMJ ist der Hauptzweck die Forschung zur Unterstützung des nationalen Kernwaffenprogramms /WNA 21/.

SG-II (ShenGuang-II Laser Facility)

Das Shanghai Institute of Optics and Fine Mechanics (SIOM), das der Chinesischen Akademie der Wissenschaften (CAS) angegliedert ist, verfügt über ein Laser-Trägheitsexperiment in Shanghai, die Shenguang-II-Achtstrahl-Laseranlage (SG-II). Auch dieses System ähnelt NIF und LMJ. Im Jahr 2005 wurde der Anlage ein neunter Strahl hinzugefügt, um die Kapazität für die Fusionsforschung zu erhöhen /WNA 21/.

Z Pulsed Power Facility (Z Machine)

Die Z Machine des Sandia National Laboratory (SNL) in New Mexico in den USA, die weltweit größte Anlage zur Erzeugung hochfrequenter elektromagnetischer Wellen, wird für die Erforschung der Magnetized Liner Inertial Fusion (MagLIF), einer Variante der MIF genutzt.

Bei MagLIF-Experimenten an der „Z Machine“ wird ein zentimetergroßes zylindrisches Rohr (Liner) mit Deuteriumgas gefüllt und auf 10 bis 20 T vormagnetisiert. Anschließend wird der Brennstoff durch inverse Bremsstrahlung von Photonen aus einem Hochleistungslaser auf eine Temperatur von einigen 10^6 °C vorgeheizt. Ein 20 MA Strompuls aus der „Z Machine“, der durch den Liner geleitet wird, bewirkt in Verbindung mit der Vormagnetisierung eine Lorentzkraft, die wiederum zur Implosion des Liners führt. Dabei erreicht dieser Geschwindigkeiten von etwa 70.000 m/s. Durch die Laservorheizung und die quasiadiabatische Implosion sollen die Bedingungen für die Fusion des Deuterium-Brennstoffs erzeugt werden. Das axiale Magnetfeld begrenzt die Wärmeleitungsverluste

vom Fusionsbrennstoff hin zu den vergleichsweise kalten Linerwänden während der Implosion und verbessert außerdem den Einschluss geladener Teilchen in radialer Richtung /YAG 21/. Bereits im Jahr 2006 wurden mit der „Z Machine“, allerdings in einer anderen als der bei den MagLIF-Experimenten benutzten Konfiguration, Plasmatemperaturen von mehr als $2 \cdot 10^9$ °C erreicht /WNA 21/.

Marvel Fusion

Das deutsche Unternehmen Marvel Fusion arbeitet an einem p-B11-Fusionskonzept, das sich auf ultraschnelle Laser und nanostrukturierte Brennstoffe stützt. Von einem Injektor soll ein kleines nanostrukturiertes Brennstoffpellet in die Zielkammer geschoben werden, in der die Fusion durch einen ultrakurzen Laserpuls mit hoher Intensität gezündet wird. Ergänzende Systeme sollen dann die freigesetzte Energie in Elektrizität umwandeln.

Um eine für den kommerziellen Betrieb ausreichende Leistung zu erreichen, müssen die Brennstoffpellets mehrmals pro Sekunde bestrahlt und gezündet werden. Planungswert sind derzeit 10 Hz. Durch Anpassung der Pelletinjektionsrate und der entsprechenden Laserpulse soll jedoch die Leistung des zukünftigen Fusionskraftwerks an den Marktbedarf angepasst werden können /MFG 21/.

Marvel Fusion beschreibt in /MFG 21/ die wesentlichen Komponenten/Arbeitsschritte der geplanten Anlage wie folgt (aus dem Englischen übersetzt und gekürzt):

1. Erzeugung von Laserpulsen

In einem ersten Schritt wird eine Reihe von Photonen in Lichtpulse von weniger als 10^{-13} s Dauer und geringer Energie geformt.

2. Streckeinheiten

Die kurzen Pulse werden für die Verstärkung vorbereitet. Die Laserphotonen der kurzen Pulse können durch einen Pulsstreckgeräten zeitlich gestreckt werden. Dadurch wird der Puls um den Faktor 10.000 verlängert, so dass er sicher verstärkt werden kann.

3. Verstärker-Einheiten

Die gestreckten Pulse werden durch mehrere Schichten von Verstärkermaterialien (mit Lichtpulsen gepumpte Kristalle und Gläser) geleitet. Während des Durchlaufs wird die Energie der einzelnen Pulse erhöht.

4. Kompressor-Einheiten

Jeder Laserpuls wird dann wieder auf seine ursprüngliche kurze Dauer zurückkomprimiert. Das Ergebnis ist ein etwa 10^{-13} s langer, hochenergetischer Lichtimpuls.

5. Strahltransport

Diese ultrakurzen, intensiven Pulse werden dann in der Reaktorkammer auf die dort injizierten Fusionsziele fokussiert, um die Fusionsreaktion auszulösen.

6. Brennstoffproduktion

In einer Massenproduktionsanlage werden Tausende von winzigen millimetergroßen Pellets hergestellt, die den Fusionsbrennstoff enthalten. Diese Pellets werden an einen Injektor weitergeleitet, der die Pellets synchronisiert mit den Laserpulsen in das Zentrum der Reaktorkammer schiebt.

7. Zündungsvorgang

Wenn das Zielpellet die Mitte der Reaktorkammer erreicht, bestrahlt der verstärkte, kurze Laserpuls einen kleinen Teil des Pellets, um die Fusionsreaktionen zu starten. Die Energie der primären, durch den Laser initiierten Fusion erhitzt den Rest des Targets, wodurch weitere Fusionsreaktionen ausgelöst werden.

8. Reaktorkammer

Die bei der Fusion entstehenden hochenergetischen Ionen werden zu einem Gerät geleitet, das ihre Energie in Strom umwandelt, der in das Stromnetz eingespeist werden kann.

NDCX-II (Neutralized Drift Compression Experiment II)

Eine Alternative zum Einsatz leistungsstarker Laser für die Trägheitsfusion ist die Schwerionenfusion, bei der hochenergetische Teilchen aus einem Beschleuniger mithilfe von Magnetfeldern auf das Fusionstarget fokussiert werden. Der NDCX-II-Beschleuniger wird seit dem Jahr 2012 im Lawrence Berkeley National Laboratory für solche Experimente eingesetzt /WNA 21/. Im Jahr 2014 wurde mit einem Ausbau der Anlage begonnen /BER 22/. Seitdem sind bezüglich Fusionsexperimenten keine Informationen mehr verfügbar. Die Anlage wird jedoch für Materialforschungszwecke genutzt. Dabei werden Energien von Protonen und Heliumionen von 1 MeV bei einem maximalen Strom von 2 A erreicht. Der Ionenstrahl kann auf eine Zielfläche von 3 bis 10 mm² konzentriert werden /SCH 22/.

LPP (Lawrenceville Plasma Physics)

LPP Fusion ist ein US-amerikanisches Unternehmen, das ein aneutronisches Fusionskonzept verfolgt. Hierfür wird ein sogenanntes „Dense Plasma Focus Device“ (DPF) und ein Wasserstoff-Bor-11-Brennstoff verwendet. Der als Plasma vorliegende $p\text{-}^{11}\text{B}$ -Brennstoff soll bei hoher Temperatur zu einem gepulsten Strahl von Heliumkernen fusionieren, ohne Neutronen zu emittieren. Zwischenstadium bei dieser Reaktion ist ein kurzlebiger Kohlenstoff-12-Atomkern, der in drei Alphateilchen zerfällt. Der geladene, hochenergetische Ionenstrahl, der ca. zwei Drittel der Fusionsenergie abführt, soll beim Durchlaufen einer Reihe von Spulen, die einem Transformator ähneln, Elektrizität erzeugen. Das verbleibende Drittel der Fusionsenergie würde in Röntgenstrahlung umgewandelt und könnte mittels photoelektrischem Effekt ebenfalls in Elektrizität umgesetzt werden /WNA 21/, /LOB 21/. Ein wesentliches Problem bei der praktischen Umsetzung dieses Konzepts stellen momentan Verunreinigungen des Plasmas dar. Mit der aktuellen Versuchsanlage FF-2B konnten diesbezüglich zwar Fortschritte gegenüber den früheren Versionen erzielt werden, es wurden jedoch weitere Verbesserungen als erforderlich erachtet (Stand 2021) /LOB 21/. Wie bei anderen privaten Unternehmen liegen auch hier keine verwertbaren Informationen zum aktuellen Stand relativ zu dem angestrebten Ziel eines Fusionskraftwerks vor. Die verfügbaren Informationen deuten jedoch darauf hin, dass noch an grundlegenden Problemen, wie z. B. der angesprochenen Vermeidung von Plasmaverunreinigungen, gearbeitet wird.

Das langfristige Kraftwerkskonzept von LPP ist eine kleine aneutronische $p\text{-}^{11}\text{B}$ -Anlage mit einer Leistung von 5 MWe. Dieses Kleinkraftwerk ist für die Massenproduktion und den Einsatz als Einzelanlage oder als Bestandteil eines größeren modularen Kraftwerks mit mehreren Einheiten konzipiert /LOB 21/.

HB-11

Das australische Unternehmen HB11 Energy experimentiert mit nicht-thermischer Lasertechnik zur Fusion von Wasserstoff und Bor-11. Ein Nanosekundenlaserpuls zündet eine $p\text{-}^{11}\text{B}$ -Fusionsreaktion. Ein zweiter Laser und eine Spule erzeugen – zeitlich mit dem ersten Laser genau abgestimmt – ein Magnetfeld in der Größenordnung von Kilotesla, um die Reaktionsausbeute zu erhöhen. Dieser Schritt steht im Mittelpunkt der Forschung. Die Ausbeute soll durch eine Kettenreaktion erhöht werden, bei der Alphateilchen entstehen, die in einer geladenen Kugel von mindestens zwei Metern Durchmesser eingefangen werden. Durch Absorption und Neutralisation der Alphateilchen

wird direkt, ohne den Umweg über einen Dampfkreislauf, Strom erzeugt. Die Alphateilchen mit einer Energie von 2,9 MeV liefern bis zu 300 kWh Energie pro 15 mg p-B-Brennstoff /WNA 21/.

HB11 Energy schätzt, dass das Konzept bis zum Jahr 2050 einsatzbereit sein könnte. /LOB 21/.

Kalte Fusion und LENR (Low-Energy Nuclear Reactions)

Im März 1989 wurden spektakuläre Behauptungen zu einem alternativen Fusionsansatz aufgestellt. Zwei Forscher aus den USA und aus Großbritannien behaupteten, die Fusion in einer einfachen Tischapparatur bei Raumtemperatur erreicht zu haben. Die „N-Fusion“ oder „kalte Fusion“ beruht auf der Elektrolyse von schwerem Wasser mit Hilfe von Palladiumelektroden, auf denen sich Deuteriumkerne in sehr hoher Dichte ablagern. Die Forscher behaupteten, dass bei ihren Experimenten Wärme, die nur durch nukleare Prozesse erklärt werden könne, sowie Fusionsnebenprodukte, darunter Helium, Tritium und Neutronen, erzeugt worden seien. Anderen Forschern gelang es jedoch nie, diese Ergebnisse zu reproduzieren, und die meisten Wissenschaftler gehen davon aus, dass es sich nicht um einen realen Effekt handelt /WNA 21/.

Angestoßen durch die Behauptungen zur „kalten Fusion“ wird jedoch die Forschung auf dem Gebiet der niederenergetischen Kernreaktionen (engl. Low-Energy Nuclear Reactions, kurz LENR) fortgesetzt, bei denen scheinbar Reaktionen aufgrund der schwachen Wechselwirkung und nicht aufgrund der starken Wechselwirkung wie bei der Kernspaltung oder -fusion stattfinden. Bei diesen Reaktionen sollen energiearme Neutronen erzeugt werden, die durch nachfolgende Neutroneneinfangprozesse zu einer Isotopenveränderung oder Transmutation führen, ohne dass hochenergetische Strahlung freigesetzt wird. Bei Experimenten zu niederenergetischen Kernreaktionen wird Wasserstoff oder Deuterium durch eine katalytische Schicht geleitet und reagiert mit einem Metall. Es wird berichtet, dass dabei Energie freigesetzt wird – reproduzierbar allerdings nur sehr wenig mehr als zugeführt wird. Das wichtigste praktische Beispiel stellt die Wechselwirkung von Wasserstoff mit Nickelpulver dar, wobei mehr Wärme freigesetzt wird, als sich durch chemische Reaktionen erklären lässt /WNA 21/.

Die japanische Regierung fördert die Forschung zu niederenergetischen Kernreaktionen und auch Mitsubishi ist in diesem Forschungsbereich aktiv. Auch Google finanzierte im Zeitraum von 2015 bis 2019 Forschung in drei diesbezüglichen Projekten. Es fanden

sich jedoch keine Beweise dafür, dass niederenergetische Kernreaktionen möglich sind
/WNA 21/.

3 Sicherheitsfunktionen und sicherheitsrelevante Systeme

ITER und die DEMO-Konzepte weisen einige Unterschiede auf, die sich auch auf sicherheitstechnische Fragen auswirken können. In den DEMO-Konzepten muss z. B. Tritium-Autonomie erreicht werden, d. h., das nach dem Start für den weiteren Betrieb erforderliche Tritium muss vollständig in den Blankets erbrütet werden. Außerdem werden längere Pulse und größere Energien angestrebt, was wiederum höhere Anforderungen an die Strukturwerkstoffe stellt. Entsprechende Werkstoffe müssen teilweise erst noch entwickelt und qualifiziert werden. Derzeit werden noch zwei grundsätzlich unterschiedliche DEMO-Ansätze diskutiert: In einer Variante soll sich DEMO auf moderate Weiterentwicklungen bewährter, dem ITER ähnliche Designkonzepte und Komponenten stützen. Sofern ITER erfolgreich betrieben werden kann, würden sich die verbleibenden Risiken hinsichtlich noch ungeklärter technischer Fragen in Grenzen halten. Merkmale dieses DEMO-Ansatzes wären z. B. ein induktiv unterstütztes Plasma mit geringer Leistungsdichte und langen Pulsdauern. Bei der zweiten Variante wird mehr von noch zu entwickelnden Technologien Kredit genommen, so dass deren Realisierbarkeit mit größeren Unsicherheiten behaftet ist. Hierbei käme ein Plasma mit hoher Energiedichte und einem hohen Strom, der durch magnetohydrodynamische Effekte dauerhaft aufrechterhalten wird, zum Einsatz. Ein solcher Ansatz setzt voraus, dass die notwendigen Technologien im Rahmen von ITER und ähnlichen Experimenten entwickelt werden können /FED 17/.

Auch innerhalb dieser beiden Ansätze bestehen wiederum Auswahlmöglichkeiten, z. B. hinsichtlich der verwendeten Blanketkonzepte, insbesondere in Bezug auf deren Kühlung, der Divertorgeometrie und -Auslegung, der Auslegung der ersten Wand und die Art der Integration der Blankets, der Heizung des Plasmas und des Systems zum Antrieb des Plasmastroms, der Einrichtungen zur fernbedienten Wartung und der jeweils geeigneten Plasmakonfigurationen.

Zwischen allen diesen Auswahloptionen bestehen Wechselbeziehungen und deren Kombination wirkt sich wiederum auf die erforderlichen Maßnahmen zur Gewährleistung der Sicherheit der Anlage aus /FED 17/. Dementsprechend müssen die Sicherheitsanalysen für die DEMO-Konzepte kontinuierlich an die getroffenen Entscheidungen angepasst werden und stellen immer nur eine Momentaufnahme und keine abschließende Bewertung dar. Allerdings weisen viele Designvarianten genügend Ähnlichkeiten auf, dass die für eine Variante durchgeführten Analysen auch für andere gültig sind. Wo dies nicht der Fall ist, werden Analysen parallel für die unterschiedlichen Varianten

durchgeführt. Dies gilt insbesondere für Ansätze mit unterschiedlichen Blanket- und Kühlkonzepten.

Tab. 3.1 Vorläufige Designmerkmale der europäischen DEMO-Konzepte nach /FED 17/

Wesentliche Designmerkmale
Thermische Leistung: 2.000 MW _{th} /Elektrische Leistung ~ 500 MW _e
Pulsdauer von mehr als 2 h
Wassergekühlter Single-Null-Divertor; Die dem Plasma ausgesetzten Komponenten sind mit Wolfram beschichtet
Nutzung niedertemperatursupraleitender Magnete (LTSC) aus Nb ₃ Sn
Maximales Magnetfeld ≈ 12 T
EUROFER-Stahl als Werkstoff für die Blankets und konventioneller Edelstahl (316 nach AISI) für den Vakuumbehälter
Instandhaltung: Fernbediente Handhabung der Blankets/Divertorkassetten
Lebensdauer: Erstblanket (starter blanket): 20 dpa* (200 appm** He); zweites Blanket: 50 dpa; Divertor: 5 dpa (Cu)
Noch offene Auslegungsoptionen
Modus für den Plasmabetrieb
Brutblanket-Typ
Schutzkonzept für die erste Wand (z. B. Limiter)
Verbesserte Divertor-Konfigurationen und/oder -Technologien
Energieumwandlungssystem
Spezielle Sicherheitsmerkmale, z. B. Anzahl der Schleifen des primären Wärmeabfuhrsystems
Diagnose und Steuerungssysteme

* dpa (displacements per atom) wird als Maß für die Strahlenbelastung von Materialien und zur Abschätzung der daraus resultierenden möglichen Einsatzdauer verwendet.

** appm (atomic parts per million) gibt den Anteil eines Stoffes bezogen auf die Teilchenzahl an.

Die bereits bekannten vorläufigen wesentlichen Designmerkmale der europäischen DEMO-Konzepte und wesentliche Aspekte, zu denen noch Entscheidungen getroffen werden müssen sind Tab. 3.1 zu entnehmen. In Abb. 3.1 folgt ein Überblick über die wesentlichen Systeme, die eine zukünftige Fusionsanlage entsprechend den DEMO-Konzepten umfassen wird.

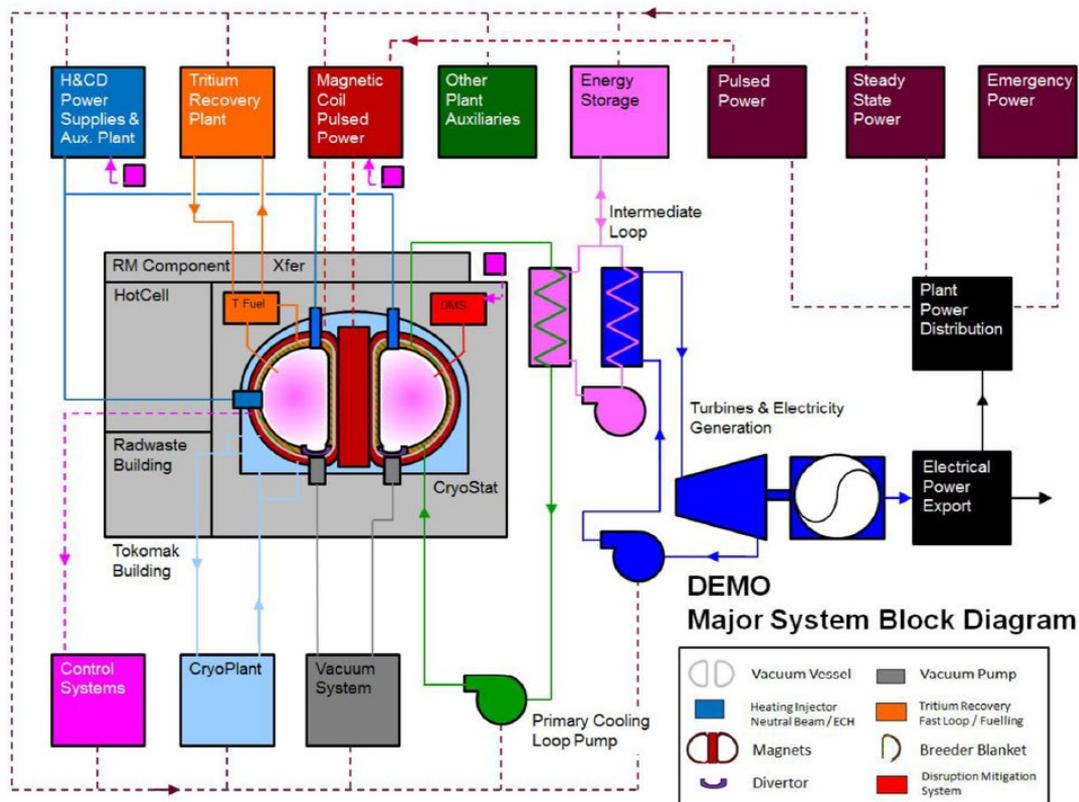


Abb. 3.1 Schematische Darstellung eines DEMO-Fusionskraftwerks nach /FED 17/

3.1 Grundlegende und unterstützende Sicherheitsfunktionen

Die technischen Randbedingungen für das Design einer Fusionsanlage nach dem Prinzip eines Tokamak werden maßgeblich durch das magnetische Feld in den supraleitenden Spulen, die thermische Belastung des Divertors und der ersten Wand sowie die Neutronenbelastung der ersten Wand und der Strukturmaterialien des Divertors und der Blankets bestimmt /FED 17/. Aus diesen technischen Randbedingungen leiten sich auch die Maßnahmen ab, die zur Gewährleistung der Sicherheit einer Fusionsanlage notwendig sind.

Die Sicherheitsfunktionen für ITER und die im Rahmen der European Power Plant Conceptual Study (PPCS) spezifizierten Sicherheitsfunktionen für ein zukünftiges Fusionskraftwerk wurden bereits in /RAE 13/ beschrieben. An diesen für ein Fusionskraftwerk (bzw. die „Vorstufe“ ITER) relevanten Sicherheitsfunktionen hat sich nichts Prinzipielles geändert. Allerdings liegt für das zukünftige europäische Demonstrationskraftwerk DEMO inzwischen ein elfbändiger Generic Site Safety Report (GSSR) vor, der in

/CAR 22/ zusammengefasst wird, so dass sich eine aktuelle Zusammenstellung der Sicherheitsfunktionen auf dieser Basis anbietet.

Für DEMO wurden im GSSR vier grundlegende Sicherheitsfunktionen (Fundamental Safety Functions) definiert /CAR 22/:

- Einschluss radioaktiver und anderer gefährlicher Stoffe (confinement of radioactive and hazardous materials),
- Begrenzung der Strahlenexposition durch ionisierende und elektromagnetische Strahlung (limitation of exposure to ionizing and electromagnetic radiation),
- Begrenzung der Auswirkungen nicht-radiologischer konventioneller Gefahren (limitation of the non-radiological consequences of conventional hazards) und
- Begrenzungen der Auswirkung auf die Umwelt (limitation of Environmental Legacy).

Der letzte Punkt ist teilweise redundant zum ersten, schließt neben Freisetzungen im Betrieb und bei Störfällen jedoch auch die im Betrieb und bei der Stilllegung anfallenden Abfälle mit ein.

Um diese grundlegenden Sicherheitsfunktionen zu gewährleisten, sind gemäß /CAR 22/ die folgenden unterstützenden Sicherheitsfunktionen erforderlich:

- Kontrolle der Plasmaenergie (control of plasma energy), d. h. die Möglichkeit, das Plasma schnell abzuschalten, wenn dies erforderlich ist,
- Kontrolle der thermischen Energie (control of thermal energy), d. h. Sicherstellung der Abfuhr von Nachzerfallswärme zur Verhinderung einer Beschädigung der ersten Wand,
- Kontrolle des Drucks im Vakuumbehälter (control of confinement pressure),
- Kontrolle der chemischen Energie (control of chemical energy),
- Kontrolle der magnetischen Energie (control of magnetic energy),
- Kontrolle der elektrischen Energie (control of electrical energy),
- Kontrolle der Energie im Kühlmittel (control of coolant energy),
- Kontrolle der mechanischen Energie (control of mechanical energy),

- Begrenzung der Strahlenexposition und der Giftstoffbelastung des Personals (limitation of radiation and toxic material exposure to workers),
- Begrenzung betrieblicher luft- und wassergetragener Freisetzungen in die Umwelt (limitation of airborne and liquid operating releases to the environment),
- Begrenzung der Belastung des Personals durch elektromagnetische Felder (limitation of electromagnetic field exposure to workers),
- Begrenzung allgemeiner industrieller Gefahren (limitation of other industrial hazards),
- Begrenzung des Abfallaufkommens und der Schädlichkeit von Abfällen (limitation of waste volume and hazard level),
- Begrenzung der Strahlenbelastung für sicherheitstechnisch wichtige Komponenten (limitation of radiation damage of safety important components),
- Ermöglichung der Reinigung, der Entfernung und des Austauschs von Komponenten (facilitation of clean-up and removal of components).

Anlagenteile⁵ und bauliche Anlagen (im Englischen structures, systems and components, SSC), die zur Erfüllung dieser Sicherheitsfunktionen erforderlich sind, werden als „sicherheitstechnisch wichtig“ (important to safety) klassifiziert. Zur Entscheidung, ob dies der Fall ist, werden bei den europäischen DEMO-Konzepten drei Kriterien herangezogen:

- Kriterium A: Das Versagen der Anlagenteile und baulichen Anlagen kann unmittelbar einen Störfall oder Unfall auslösen, der zu Expositions- oder Kontaminationsrisiken führt,
- Kriterium B: Die Anlagenteile und baulichen Anlagen sind erforderlich, um die Folgen eines solchen Störfalls oder Unfalls zu begrenzen,
- Kriterium C: Die Anlagenteile und baulichen Anlagen sind für die Funktion anderer sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten notwendig.

⁵ Anlagenteile sind elektro- oder maschinentechnische Einrichtungen, welche die Nutzung der Anlage ermöglichen.

3.2 Maßnahmen und technische Einrichtungen zur Erfüllung der Sicherheitsfunktionen

Die Erfüllung der grundlegenden und unterstützenden Sicherheitsfunktionen wird durch unterschiedliche Maßnahmen sowie Anlagenteile und bauliche Anlagen gewährleistet. Zu den sicherheitstechnisch wichtigen Systemen gehören bei den DEMO-Konzepten und bei ITER sowohl Systeme, die für den normalen Betrieb der Anlage benötigt werden, als auch speziell für Störungen, Störfälle oder Unfälle vorgesehene Systeme. Einzelne Anlagenteile und bauliche Anlagen können dabei zur Erfüllung unterschiedlicher Sicherheitsfunktionen dienen. Daher ist die folgende Darstellung nicht nach einzelnen sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen und baulichen Anlagen untergliedert, sondern behandelt die grundlegenden Sicherheitsfunktionen, sowie zusätzliche ausgewählte unterstützende Sicherheitsfunktionen. Die für die Erfüllung der jeweiligen Sicherheitsfunktion vorgesehenen Maßnahmen sowie Anlagenteile und baulichen Anlagen sind im Text jeweils durch Unterstreichung hervorgehoben. Diese Systematik entspricht auch derjenigen, die in der einschlägigen Literatur üblicherweise zur Anwendung kommt. Da hinsichtlich vieler technischer Lösungen noch keine endgültige Entscheidung getroffen ist, muss im Folgenden oft der Konjunktiv verwendet und auf Formulierungen im Sinn von „könnte“ oder „möglich“ zurückgegriffen werden.

3.2.1 Grundlegende Sicherheitsfunktionen

3.2.1.1 Einschluss radioaktiver und anderer gefährlicher Stoffe

Der Einschluss radioaktiver und sonstiger gefährlicher Stoffe ist die wichtigste der grundlegenden Sicherheitsfunktionen. Sie wird durch eine Reihe physischer Barrieren erreicht, wobei ein Defence-in-Depth-Ansatz verfolgt wird, um Freisetzungen in die Umwelt oder in Räume, in denen sich Personal aufhält, sicher zu verhindern. Auch wenn im Allgemeinen passive Systeme und Barrieren bevorzugt werden, kommen teilweise aktive Systeme oder Komponenten zum Einsatz. In diesen Fällen soll die erforderliche Zuverlässigkeit durch Redundanz sichergestellt werden. Das Versagen passiver oder aktiver Barrieren zu verhindern ist einer der wesentlichen Zwecke vieler unterstützender Sicherheitsfunktionen /CAR 22/.

Bei ITER und auch bei den DEMO-Konzepten stellt der Vakuumbehälter (vacuum vessel, VV) die erste und wichtigste Barriere zum Einschluss von Tritium und Aktivierungsprodukten dar. Der Vakuumbehälter ist eine robuste doppelwandige Kammer, die so

konstruiert ist, dass sie allen nachzuweisenden Belastungen – einschließlich der elektromagnetischen Belastung aufgrund der größten zu erwartenden Plasmadisruption⁶ – konservativ standhält. Neben dem Korpus des Vakuumbehälters gehören zu dieser ersten Barriere auch zahlreiche "Erweiterungen" wie z. B. Zugangsöffnungen und Durchführungen für Kühlsysteme, Heizsysteme, elektrische Stromversorgung, Diagnosesysteme usw. Auch diese sind Teil der Barriere und somit als sicherheitstechnisch wichtig anzusehen /TAY 14/.

Während bei ITER die im Vakuumbehälter befindlichen Einrichtungen generell nicht als Sicherheitssysteme kreditiert werden können, da eine ausreichende Zuverlässigkeit aufgrund ihres experimentellen Charakters nicht nachgewiesen werden kann, wird dies bei einem zukünftigen Fusionskraftwerk voraussichtlich anders sein. Für ein solches Kraftwerk müssen die Komponenten im Vakuumbehälter äußerst zuverlässig sein und Plasmadisruptionen müssen weitgehend ausgeschlossen werden. Daher sollte es dann möglich sein, Komponenten im Vakuumbehälter bei Bedarf eine gewisse Sicherheitsfunktion zuzuordnen. DEMO stellt eine Zwischenstufe dar, bei der es innerhalb des Vakuumbehälters sowohl experimentelle Komponenten wie z. B. den Divertor und die Blankets geben wird, aber auch Komponenten, welche die Anforderungen an sicherheitstechnisch wichtige Systeme erfüllen könnten, wie z. B. Abschnitte des Kühlkreislaufs /TAY 14/, /FED 17/. Allerdings unterliegen diese Komponenten hohen konstruktiven Anforderungen /FED 17/:

- Sie dürfen keine Lecks aufweisen, da sonst das Vakuum beeinträchtigt wird.
- Sie müssen erheblichen Wärmeströmen und der Erosion durch das Plasma widerstehen können, auch bei außergewöhnlichen Ereignissen wie Plasmadisruptionen.
- Sie müssen in relativ kurzer Zeit austauschbar sein. Dies gilt vor allem für die Divertoren und die Blankets, die voraussichtlich etwa alle zwei Betriebsjahre ersetzt werden müssen.
- Sie werden durch Neutronen und Plasmateilchen kontinuierlich geschädigt, was zu sich verändernden Werkstoffeigenschaften und einer begrenzten Lebensdauer führt.

⁶ Eine Plasmadisruption ist ein Zusammenbruch des Plasmas, bei dem der magnetische Einschluss verloren geht. Durch den Verlust des Einschlusses kommt es zur Einwirkung großer Mengen thermischer Energie und Teilchen auf die erste Wand.

- Sie haben komplizierte Geometrien. Diese ergeben sich einerseits aus der Anpassung an die poloidale Form des Plasmas und andererseits aus den zahlreichen Durchführungen für die Brennstoffnachspeisung, die Heizung des Plasmas und die Instrumentierung.
- Sie sind auf komplizierte Weise elektromagnetisch mit dem Plasma gekoppelt und müssen daher mit dem Plasmabetrieb kompatibel sein. Außerdem müssen sie den starken elektromagnetischen Kräften bei Plasmadisruptionen standhalten.

Des Weiteren sind auch die **Gebäudestrukturen** und die dazwischenliegenden an das **Lüftungssystem** angeschlossenen Räume als Barrieren, im Falle des Lüftungssystems als aktive Barriere, anzusehen /FED 17/. Wie auch bei Kernkraftwerken wird durch das Lüftungssystem eine Druckkaskade zwischen den Räumen der Fusionsanlage aufrechterhalten, so dass die Luft immer in Richtung der stärker kontaminierten Zone strömt /CAR 22/. Außerdem umfasst das Lüftungssystem auch **Filteranlagen** und ein **Abscheidesystem** für Tritium (detritiation system). Für die HEPA-Filter (high efficiency particulate air filter) wird ein Filterwirkungsgrad von mindestens 99,9 % und für das Abscheidesystem für Tritium ein Abscheidegrad von mehr als 99 % angestrebt /CAR 22/.

Aufgrund der Diffusion von Tritium aus dem Vakuumbehälter bzw. den Blankets in das Kühlsystem kommt es auch dort zu einer Anreicherung von Tritium. Durch die Leckage von Gas und Wasser können so auch Bereiche kontaminiert werden, in denen routinemäßige Wartungsarbeiten durchgeführt werden müssen. Die unvermeidlichen kontinuierlichen Leckagen sind dabei eine Funktion des Kühlmitteldrucks, der Viskosität des Kühlmittels sowie der Anzahl und Größe der Kühlrohre. Auf Basis der Erfahrung mit CANDU-Kernreaktoren wurde für ITER bei einer angenommenen Tritiumkonzentration von 37 GBq/kg im Kühlwasser eine kontinuierliche Freisetzung von etwa 148 TBq pro Jahr abgeschätzt. Analysen zu den erwarteten Freisetzungen bei DEMO-Konzepten mit wassergekühlten Lithiumblei-Blankets (engl. water cooled lithium lead breeding blankets, WCLL BB) liegen derzeit nicht vor. Aufgrund der größeren Kühlkreisläufe und des höheren Drucks in den Rohren dürften sie jedoch die Freisetzungen bei ITER übersteigen. Bei heliumgekühlten Schüttbettblankets (helium-cooled pebble bed breeding blankets, HCPB BB) sind die wichtigsten Faktoren in Bezug auf Leckagen die Dichtungen der He-Umwälzpumpe, die Absperrventile und die Flansche bzw. Gewinde, mit denen Komponenten oder Instrumentierungen verbunden sind. Durch den Einsatz der besten verfügbaren Technologien sollen die He-Li-Leckagen unter den Grenzwert von 0,1 %

des He-Kühlmittels pro Tag gesenkt werden. Die radioaktiven Leckagen an den genannten Komponenten wurden damit auf etwa 300 GBq/Tag abgeschätzt. Darüber hinaus sind bei heliumgekühlten Schüttbettblankets auch die Leckagen durch die Dampferzeugerabschlammung nicht zu vernachlässigen. Sie müssten allerdings erst noch quantifiziert werden. Entsprechende Untersuchungen sollen bis zum Jahr 2027 durchgeführt werden /CAR 22/.

3.2.1.2 Begrenzung der Strahlenexposition durch ionisierende und elektromagnetische Strahlung

Die Strahlenexposition des Personals einer Fusionsanlage soll grundsätzlich so gering wie möglich gehalten werden. Im Sinne der Minimierung der Strahlenexposition wird bei der Auslegung von DEMO ein Wert von weniger als 5 mSv pro Jahr und Person angestrebt. Dieser Wert wäre auch mit dem im deutschen Strahlenschutzgesetz (§ 78 StrlSchG) festgelegten Grenzwert für beruflich exponierte Personen vereinbar. Außerdem wird eine maximale Kollektivdosis (Summe aller Einzeldosen des Personals) von 700 Personen-Millisievert pro Jahr angestrebt.

Um diese Ziele einhalten zu können, ist für DEMO ein **Zonenschema** geplant, das sich an den unterschiedlichen Ortsdosisleistungen orientiert. An den Grenzen der Zonen sind **Zugangskontrollen** vorgesehen und innerhalb der Zonen eine Expositionsüberwachung /CAR 22/. Nach dem in Frankreich gebräuchlichen und daher für ITER anzuwendenden Zonenschema gelten die folgenden maximalen Dosen: 25 µSv/h in der Grünen Zone, 2 mSv/h in der Gelben Zone, 100 mSv/h in der Orangen Zone und über 100 mSv/h in der Roten Zone /EUR 21/, /POR 20/, /CAR 22/.

Das Minimierungsgebot gilt auch für gasförmige und flüssige Freisetzungen im Normalbetrieb. Für die Strahlenexposition der „am stärksten betroffenen Person“ (engl. most exposed individual, MEI) außerhalb des Anlagengeländes werden langfristig 100 µSv pro Jahr angestrebt. Für die DEMO-Konzepte werden jedoch zunächst noch 300 µSv pro Jahr angesetzt, da sich die Energieerzeugung aus Kernfusion noch im Entwicklungsstadium befindet /CAR 22/. In andere Quellen, wie z. B. /EUR 21/, ist von 50 µSv pro Jahr im Normalbetrieb die Rede. Generell sollen alle Freisetzungen durch überwachte Systeme mit **Filteranlagen** und einem **Abscheidesystem für Tritium** (siehe oben unter „Einschluss radioaktiver und anderer gefährlicher Stoffe“) erfolgen /CAR 22/.

Tab. 3.2 gibt einen Überblick über die für die europäischen DEMO-Konzepte vorläufig angesetzten Dosisgrenzwerte.

Tab. 3.2 Vorläufig angesetzte Dosisgrenzwerte für die europäischen DEMO-Konzepte nach /EUR 21/, /CAR 22/ und /TAY 19/

	Normalbetrieb		Störungen (anticipated events/incidents)	Unwahrscheinliche Ereignisse	Extrem unwahrscheinliche Ereignisse	Hypothetische Ereignisse
	Grenzwert	Zielwert				
Störfallhäufigkeit pro Jahr (f)	–	–	$f > 10^{-2}$	$10^{-2} > f > 10^{-4}$	$10^{-4} > f > 10^{-6}$	$f < 10^{-6}$
Dosis am Standort	50 mSv/a 100 mSv/5a	5 mSv/a	5 mSv/a	20 mSv/ Ereignis	–	–
Frühe Dosis in der Umgebung*	1 mSv/a	0,1 mSv/a	–	–	10 mSv/ Ereignis	50 mSv/ Ereignis
Langzeitdosis in der Umgebung	–	–	1 mSv/a	5 mSv/ Ereignis	50 mSv/ Ereignis	Keine Cliff-Edge-Effekte; begrenzte Schutzmaßnahmen

* Unter „früher Dosis“ ist nach /CAR 22/ die Dosis innerhalb der ersten sieben Tage nach Beginn der Freisetzung zu verstehen.

Neben Tritium, das allein aufgrund seiner Radioaktivität als gefährlich einzustufen ist, treten in Fusionsanlagen auch Stoffe auf, die sowohl radioaktiv als auch chemisch toxisch sind. Hierzu zählen insbesondere die Isotope ^{210}Po und ^{203}Hg , die unter Neutronenbestrahlung durch Transmutation aus Blei entstehen. Während ^{210}Po ein Alphastrahler ist, emittiert ^{203}Hg beim Zerfall Betastrahlen. Beide Isotope stellen insbesondere bei Wartungsarbeiten eine Gefahr für das Personal und die Umwelt dar /EUR 21/.

3.2.1.3 Begrenzung der Auswirkungen nichtradiologischer konventioneller Gefahren

Neben radiologischen Gefahren spielen in Fusionsanlagen auch unterschiedliche konventionelle Gefahren eine Rolle. Hierzu zählen z. B. die Nutzung hoher elektrischer Spannungen oder Ströme, leistungsfähige Kühlsysteme, Laser, brennbare Gase, toxische Stoffe (wie Beryllium oder Quecksilber), starke Magnetfelder und elektromagnetische Wechselfelder (Mikrowellen). Zum Schutz gegen die ersten drei Gefahrenquellen werden technische Vorsorgemaßnahmen getroffen, da sie eine unmittelbare Gefährdung darstellen. Für toxische Stoffe, Magnetfelder und Radiowellen ist eine relevante Gefährdung erst bei Überschreiten gewisser Grenzwerte (akute Exposition oder Langzeiteffekte) zu erwarten, so dass der Schutz durch eine Begrenzung der Exposition erreicht werden kann. Aufgrund des großen Inventars an Wasserstoffisotopen kommt Brand- und Explosionsgefahren besondere Bedeutung zu. Dementsprechend werden umfassende Brandschutzmaßnahmen, wie z. B. bauliche Brandschutzmaßnahmen sowie die Installation von **Brandmelde- und Löschanlagen**, und Vorkehrungen zur Vermeidung von Explosionen (z. B. **Systeme zur Raumluftdurchmischung**, um lokale Wasserstoffanreicherungen zu verhindern /TAY 14/), ergriffen /CAR 22/. Zur Vermeidung von Wasserstoffexplosionen werden für ITER und die DEMO-Konzepte zwei Optionen diskutiert: ein Zünd- oder Rekombinatorsystem und ein Inertisierungssystem. Durch die letztgenannten Systeme ließe sich auch eine globale Überschreitung der unteren Explosionsgrenze vermeiden.

Das **Zündsystem** (ignitors) könnte aus batteriegesicherten Glühdrähten im Vakuumbehälter bestehen, die ständig auf Temperatur gehalten werden, solange der Vakuumbehälter geschlossen und evakuiert ist. Bei geeigneter räumlicher Anordnung der Glühdrähte, die z. B. durch CFD-Simulationen ermittelt werden kann, würde dies eine zuverlässige Verbrennung von Wasserstoffluftgemischen im Falle eines Vakuumverlustes bei geringem Druckaufbau gewährleisten /TAY 14/. Als Alternative wird der Einsatz **passiver Rekombinatoren** (recombiners), wie sie in Kernkraftwerken verwendet werden, untersucht. Dabei ist insbesondere die Frage zu klären, ob solche Rekombinatoren unter den Bedingungen in einer Fusionsanlage (z. B. dem Unterdruck im Vakuumbehälter) ausreichend effektiv wären. Nach derzeitigem Kenntnisstand könnte im Fall eines Kühlmittelverluststörfalls im Vakuumbehälter bei Konzepten mit wassergekühlten Lithiumbleibankets eine Reduzierung des anfallenden Wasserstoffs um bis zu 60 % erreicht werden /CAR 22/.

Ein **Inertisierungssystem** könnte ein Inertgas in den Vakuumbehälter einspeisen, sobald ein zugehöriger Sensor Luft im Vakuumbehälter feststellt. Bei einem solchen System ist der Positionierung der Einspeisepunkte besondere Aufmerksamkeit zu widmen, damit es bei der Einspeisung nicht durch dynamische Effekte zu einer ungewollten lokalen Anreicherung von Wasserstoff kommt /TAY 14/.

Für die DEMO-Konzepte wird über eine weitere Möglichkeit nachgedacht, die für ITER nicht vorgesehen ist, nämlich die **Inertisierung** (d. h. die Beaufschlagung mit Inertgas) der den Vakuumbehälter umgebenden Räume, um einen Luftzutritt zum Vakuumbehälter von vornherein zu verhindern. Da, wie oben erwähnt, zum Vakuumbehälter jedoch zahlreiche „Erweiterungen“ gehören, die sich u. U. über mehrere Räume erstrecken, ist diese Option in der Praxis eventuell nicht umsetzbar /TAY 14/.

3.2.1.4 Begrenzungen der Auswirkung auf die Umwelt

Die Begrenzung der Auswirkungen auf die Umwelt umfasst zwei Aspekte: Den bereits als erste grundlegende Sicherheitsfunktion angesprochenen Einschluss radioaktiver und anderer gefährlicher Stoffe sowie die Begrenzung radioaktiver Abfälle. Auch wenn beim Betrieb einer Fusionsanlage kein radioaktiver abgebrannter Brennstoff anfällt, kommt es im Anlagenbetrieb zur Aktivierung von Strukturwerkstoffen durch Neutronenbeschuss und zu Kontaminationen mit Tritium. Um die Menge des entstehenden radioaktiven Abfalls zu minimieren, soll die Aktivierung von Strukturwerkstoffen durch deren Optimierung und Abschirmung von Komponenten möglichst geringgehalten werden /CAR 22/. Zudem ist die Diffusion von Tritium in Strukturwerkstoffe zu minimieren.

Die Optimierung der verwendeten Werkstoffe umfasst neben der Auswahl geeigneter bereits verfügbarer Werkstoffe und der Entwicklung neuer Werkstoffe auch die Begrenzung von Verunreinigungen bei der Herstellung der Werkstoffe, da hierdurch die Entstehung langlebiger radioaktiver Isotope bei Bestrahlung mit Neutronen reduziert werden kann.

Hinsichtlich der Aktivierung durch Neutronenbestrahlung stellt der Vakuumbehälter selbst ein untergeordnetes Problem dar, da er durch die Blankets abgeschirmt wird und so nur einer verminderten Bestrahlung, im Vergleich zur ersten Wand, ausgesetzt ist. Dementsprechend ist für die DEMO-Konzepte ein verschweißter doppelwandiger Torus aus konventionellem austenitischem Stahl (316L), bei dem zwischen die innere und äußere Schale Abschirmplatten eingebracht werden, ähnlich dem Design wie es für ITER

vorgesehen ist. Die erste Wand, bestehend aus den Blankets und dem Divertor, ist dagegen einer deutlich höheren Neutronenbelastung ausgesetzt. Sie besteht größtenteils aus EUROFER-Stahl und wird durch eine Wolframschicht geschützt /FED 17/.

Je weniger Strukturwerkstoffe durch Neutronenbestrahlung aktiviert werden, desto geringer ist die Menge radioaktiven Abfalls, der behandelt und endgelagert werden muss. Hierbei ist nicht nur der beim Rückbau anfallende Abfall zu berücksichtigen, sondern auch die Tatsache, dass in einer Fusionsanlage viele Komponenten und Strukturen hohen Belastungen ausgesetzt sind und daher regelmäßig ausgetauscht werden müssen. Die **Reduzierung des Austauschbedarfs** durch eine geeignete Auslegung von Komponenten und Strukturen trägt somit ebenfalls zur Begrenzung der Auswirkungen auf die Umwelt bei /FED 17/.

Der bei DEMO entstehende radioaktive Abfall soll in drei Klassen eingeteilt werden /CAR 22/:

- nicht-radioaktive Abfälle,
- schwachradioaktive Abfälle, die als radioaktive Stoffe einzustufen sind, aber nur geringe Mengen langlebiger Isotope beinhalten, sowie
- mittelradioaktive Abfälle, die längerlebige Isotope und Alphastrahler enthalten.

Derzeit wird nicht davon ausgegangen, dass beim Betrieb und Rückbau von DEMO hochaktive Abfälle anfallen. Für die schwach- und mittelaktiven Abfälle wird ein möglichst hoher Recyclinggrad angestrebt /CAR 22/. Nach früheren Studien wie z. B. der European Power Plant Conceptual Study sollte die Aktivität des größten Teils des verbleibenden Abfalls nach ca. 50 bis 100 Jahren so weit abgefallen sein, dass auch dieser freigeschätzt werden kann /FED 17/.

3.2.2 Unterstützende Sicherheitsfunktionen

3.2.2.1 Kontrolle der Plasmaenergie

Frühere Abschätzungen der wesentlichen Energiequellen in einer Fusionsanlage haben gezeigt, dass das Brennstoffinventar selbst kein primäres Sicherheitsproblem darstellt. Diese Schlussfolgerung beruhte darauf, dass im Falle einer Störung oder eines Störfalls der Fusionsprozess durch Abschalten der Brennstoffzufuhr zum Plasma beendet werden kann. Die geschätzte maximale Energie, die aus dem Restbrennstoff in der

Fusionskammer freigesetzt werden könnte, wurde auf etwa 6,5 GJ geschätzt. Diese Energie reicht nicht aus, um die Integrität des Vakuumbehälters zu gefährden. Die Studien ergaben auch, dass die thermische Energie des Plasmas kein primäres Sicherheitsproblem darstellt. Die so gespeicherte Energie wurde auf 1 bis 2 GJ geschätzt /LUK 20/.

Nichtsdestotrotz werden Plasmadisruptionen als potenzielle Gefahr für die Integrität des Vakuumbehälters und Komponenten im Vakuumbehälter betrachtet. Daher wird für Fusionsanlagen ein **Plasmaschnellabschaltsystem** (engl. fusion/fast power shutdown system, FPSS) vorgesehen, das die Fusionsreaktion durch gezielte Injektion von Verunreinigungen ins Plasma und daraus resultierende Dissipation der Plasmaenergie durch Strahlung innerhalb von drei Sekunden beendet /RAE 13/.

Da DEMO als Vorläufer zukünftiger kommerzieller Fusionskraftwerke in einer zuverlässig stabilen Plasmakonfiguration betrieben werden soll, wird angestrebt, Plasmadisruptionen auf weniger als ein Ereignis pro Betriebsjahr zu begrenzen. Falls es bei einer Plasmadisruption zur Beschädigung der Blankets kommt, ist aufgrund der Freisetzung von Kühlmittel in den Vakuumbehälter mit einem Druckaufbau in diesem zu rechnen, der durch eine gezielte Vergrößerung des Volumens begrenzt werden muss (siehe Abschnitt 3.2.2.3) /CIA 19/.

Eine Komponente, die unmittelbar der Plasmaenergie ausgesetzt ist, ist der Divertor. Er muss hohen Belastungen im Bereich von 10 MW/m^2 standhalten. Konstruktiv soll dies bei den DEMO-Konzepten durch die Verwendung einer wassergekühlten Kupferlegierung wie in ITER ermöglicht werden. Diese Kühlstruktur muss durch eine Panzerung (armour) vom Plasma getrennt werden, die sowohl der thermischen Belastung als auch der Einwirkung hochenergetischer Teilchen aus dem Plasma standhält und ständiger Erosion ausgesetzt ist. Zusätzlich muss dafür gesorgt werden, dass ein Großteil der Wärme und des Teilchenflusses, der aus der Fusionszone kommt, bereits in der Abschältschicht (scrape-off layer)⁷ dissipiert wird, um die Werkstofferosion auf ein akzeptables Niveau zu reduzieren und ein Schmelzen der Oberfläche des Divertors zu vermeiden /FED 17/.

⁷ Die Abschältschicht schließt an die letzte geschlossene magnetische Flussfläche in einem Tokamak (Separatrix genannt) an. Ihre Feldlinien schließen sich nicht innerhalb des Plasmas, sondern führen zum Divertor wodurch es möglich ist, Teilchen aus dem Plasma abziehen und auf den Divertor zu lenken.

3.2.2.2 Kontrolle der thermischen Energie und der Energie im Kühlmittel

Beim Betrieb einer Fusionsanlage, deren Zweck die Erzeugung von Wärme mit anschließender Umwandlung in elektrische Energie ist, stellt sich zwangsweise die Frage der Energieabfuhr/-entnahme. Im vorliegenden Bericht wird nur auf den sicherheitstechnisch relevanten Aspekt der Wärmeabfuhr, nicht aber auf die Energieumwandlung und deren Probleme eingegangen.

Die wesentlichen Komponenten, aus denen im Betrieb Wärme abgeführt werden muss, sind die Blankets, der Divertor und der Vakuumbehälter selbst. Je nach Design können noch weitere Komponenten hinzukommen. Die Systeme, die für diese Wärmeabfuhr vorgesehen sind, werden als **primäre Wärmeabfuhrsysteme** bezeichnet und oft unter dem Begriff „primäres Wärmeabfuhrsystem“ (engl. primary heat transfer system, PHTS) zusammengefasst.

Für die Blankets und deren Kühlung werden für die DEMO-Konzepte derzeit zwei unterschiedliche Ansätze untersucht. Einmal heliumgekühlte Schüttbettblankets und wassergekühlte LithiumbleibBlankets. Da sich beide Ansätze erheblich unterscheiden, müssen je nach Wahl auch die Hilfssysteme sowie die Struktur des Reaktorgebäudes entsprechend angepasst werden /CIA 19/.

Zusätzlich zur Kühlung während des Betriebs muss auch nach Abschaltung des Plasmas Wärme abgeführt werden, da in aktivierten Strukturwerkstoffen durch radioaktiven Zerfall Nachzerfallswärme produziert wird. Bei ITER hat das Versagen der Abfuhr der Nachzerfallswärme (nach der Abschaltung des Plasmas) nach /TAY 14/ keine sicherheitstechnischen Folgen, da die Temperaturen nur sehr langsam ansteigen und kein Niveau erreichen, bei dem eine strukturelle Beeinträchtigung zu erwarten wäre. Bei einer Fusionsanlage, mit einer wesentlich höheren Leistung und längeren Pulsen als ITER, könnte die Abfuhr der Nachzerfallswärme jedoch sicherheitstechnisch relevant werden. In den DEMO-Konzepten sind für Strukturen, die mit dem Plasma in Kontakt kommen, also insbesondere die Blankets und der Divertor, zwar Werkstoffe vorgesehen, die zu einer geringeren Aktivierung und damit auch zu einer geringeren Nachzerfallswärme führen als der Stahl (316L) in ITER, dies wird jedoch durch eine höhere Plasmaleistung und einen viel höheren Auslastungsgrad kompensiert. Laut der European Power Plant Conceptual Study liegt die Nachzerfallswärmedichte von Strukturen und Komponenten im Vakuumbehälter, die aus EUROFER-Stahl, wie er für die DEMO-Konzepte vorgesehen

ist, gefertigt sind, bei etwa 10 W/kg nach einem Tag. Unter Berücksichtigung der sonstigen Anlagenparameter bedeutet dies für die DEMO-Konzepte einen Anstieg der gesamten Nachzerfallswärme um eine Größenordnung im Vergleich zu ITER. Dies könnte nach /TAY 14/ ausreichen, um die Nachzerfallswärme zu einer potenziellen Gefahr und damit deren Abfuhr zu einer Sicherheitsfunktion zu machen.⁸ Bei ITER soll die Abfuhr der Nachzerfallswärme über den **Vakuumbehälterkühlkreislauf, einen Teil des PHTS**, erfolgen. Dieser führt nicht nur die Wärme des Behälters selbst ab, sondern auch die aller Komponenten im Behälter. Der geringe erforderliche Kühlmitteldurchfluss kann durch eine kleine Pumpe aufrechterhalten werden, die im Falle eines Stromausfalls von den Notstromdieselaggregaten angetrieben wird /TAY 14/. In den DEMO-Konzepten ist vorläufig ein vollständig redundantes aktives Nachwärmeabfuhrsystem (engl. decay heat removal system, DHRS) vorgesehen: In jedem Kühlkreislauf soll es zusätzlich zu den normalen Pumpen und Wärmetauschern noch eine notstromgesicherte Notfallpumpe und einen Notfallwärmetauscher geben /CIA 19/.

Untersuchungen für ITER haben laut /TAY 14/ gezeigt, dass bei Ausfall der Notstromversorgung die Einleitung von Luft (oder eines anderen Fluids) in das Kryostatvolumen ausreicht, um eine passive Wärmeabfuhr durch Konvektion und Leitung zu den kalten Magnetstrukturen oder der Kryostatwand und über diese zur Atmosphäre zu ermöglichen. Ein ähnlicher Ansatz wird vermutlich auch bei den DEMO-Konzepten für das diversitäre Nachwärmeabfuhrsystem verfolgt werden /TAY 14/, /CIA 19/.

In DEMO-Konzepten mit heliumgekühlten Schüttbettblankets beläuft sich die Nachzerfallsleistung eine Sekunde nach Abschaltung des Plasmas auf 18,4 MW, was ca. 1 % der Wärmeleistung im Betrieb entspricht. Nach einem Monat ist sie auf 0,18 MW abgefallen. Diese Leistung wird im Wesentlichen durch die Nachzerfallswärme des EUROFER-Stahls bestimmt. Bei Konzepten mit wassergekühlten Lithiumbleibblankets beträgt die Nachzerfallsleistung ca. 24 MW, wovon 10 MW durch aktiviertes PbLi hervorgerufen werden und ist damit etwas höher /CAR 22/.

Eine Herausforderung stellt nicht nur die Wärmeabfuhr im Betrieb dar, sondern auch die Notwendigkeit, Blanketsektoren während des Austauschs und bei der nachfolgenden Lagerung zu kühlen. Für einen einzelnen Sektor kann kurz nach Abschaltung des Plasmas eine Nachzerfallsleistung von etwa 4,55 MW angesetzt werden. Diese muss

⁸ MELCOR-Simulationen der GRS deuten jedoch darauf hin, dass der Temperaturanstieg auf ein akzeptables Maß begrenzt bleiben würde.

während des Transports vom Vakuumbehälter zu den heißen Zellen der Tritiumbehandlungsanlage durch ein aktives **Transportkühlsystem** abgeführt werden /LUK 20/.

Um die supraleitenden Magnete vor Wärmestrahlung aus dem Vakuumbehälter und dem Kryostaten zu schützen, sind zwei thermische Abschirmungen vorgesehen: Der erste Hitzeschild wird zwischen dem Vakuumbehälter und den Magneten installiert (**VV-Hitzeschild**), der zweite zwischen den Magneten und dem Kryostaten (Kryostathitzeschild). Bisher gibt es jedoch noch kein detailliertes Design für diese Hitzeschilde. Aber es ist davon auszugehen, dass sie aktiv gekühlt werden müssen, um die thermische Belastung der Magnete im erforderlichen Umfang zu reduzieren /EUR 21/.

3.2.2.3 Kontrolle des Drucks im Vakuumbehälter

Eine unzulässige Überdruckbeaufschlagung und damit Beschädigung des Vakuumbehälters als erster und wichtigster Barriere zum Einschluss von Tritium und Aktivierungsprodukten (siehe Abschnitt 3.2.1.1) muss vermieden werden. Zu einem Druckanstieg kann es z. B. bei einer Leckage von Kühlmittel in den Vakuumbehälter (in-vacuum vessel loss of coolant accident, in-vessel LOCA) kommen. In den DEMO-Konzepten soll der Vakuumbehälter so ausgelegt werden, dass er einem absoluten Druck von bis zu 200 kPa (2 bar) standhält. Der limitierende Faktor sind dabei die Keramikfenster.

Im Falle eines In-vessel LOCA aus dem Kühlsystem der Blankets ist zur Begrenzung des Drucks unter den Auslegungsdruck des Vakuumbehälters der Einsatz von **Berstscheiben**, die sich zu einem **Expansionsvolumen** (expansion volume, EV) bzw. mehreren Expansionsvolumina oder einem **Druckentlastungssystem** (vacuum vessel pressure suppression system, VVPSS) hin öffnen, und **Sicherheitsventilen** zur Begrenzung des Wasseraustritts aus dem Kühlsystem in den Vakuumbehälter vorgesehen /CAR 22/. Während das bei Konzepten mit heliumgekühlten Schüttbettblankets zur Anwendung kommende Expansionsvolumen – wie der Name andeutet – einfach nur das verfügbare Volumen vergrößert, wird im Druckentlastungssystem der beim Versagen von wassergekühlten Lithiumbleibblankets entstehende Wasserdampf in einen mit einer Wasservorlage gefüllten Tank geleitet, so dass ein Teil des Dampfes kondensiert.

Diese Druckbegrenzungssysteme ließen sich vereinfachen, wenn es gelänge, den Auslegungsdruck des Vakuumbehälters zu erhöhen. Entsprechende Untersuchungen sollen im Rahmen von Forschungsprojekten und dem Betrieb von ITER durchgeführt werden /CIA 19/.

3.2.2.4 Kontrolle der magnetischen, elektrischen und mechanischen Energie

Das magnetische Energieinventar der toroidalen und poloidalen Magnetspulen einer Fusionsanlage ist mit Energien von bis zu 180 GJ bzw. 50 GJ recht groß. Ein Versagen der Magnetsysteme könnte zu einer Freisetzung dieser Energie in die Wand des Vakuumbehälters oder in andere Strukturen führen. Die Durchführungen für unterschiedliche Hilfssysteme durch die Wand des Vakuumbehälters stellen dabei eine besondere Schwachstelle dar. Wenn sich die Energie der Magnete in einen kleinen Bereich der Vakuumbehälterwand oder deren Durchführungen entlädt, kann dies zum Schmelzen des Stahls und einem Vakuumverluststörfall (loss of vacuum accident, LOVA) führen.

Wenn die Grenztemperatur für Supraleitung in einer der Spulen überschritten wird, geht die Spule in den normalleitenden Zustand mit entsprechendem ohmschem Widerstand über. In einem solchen Fall muss die magnetische Energie so schnell wie möglich aus der Spule abgeführt werden, um Lichtbögen und Schäden an benachbarten Strukturen zu vermeiden. Für dieses Szenario ist bei ITER ein Schnellentladesystem (engl. fast discharge units, FDU) vorgesehen, das den Strom unterbricht und die Energie der Magnete durch den Einsatz spezieller Widerstände sicher abführt. Da die magnetische Energie in den DEMO-Konzepten und zukünftigen Fusionskraftwerken größer sein wird als bei ITER, stellt der Schutz gegen einen Verlust der Supraleitfähigkeit der Spulen ein wesentliches Sicherheitsmerkmal solcher Anlagen dar /LUK 20/.

Die schnelle Reduzierung des Spulenstroms durch das Schnellentladesystem führt zu erheblichen mechanischen Belastungen des Vakuumbehälters. Durch den Zusammenbruch des toroidalen Magnetfelds wird in der Gefäßwand ein poloidaler Strom induziert, dessen Stärke umgekehrt proportional zur Entladungszeitkonstanten der Toroidalfeldspule ist. Dieser poloidale Strom I_{pol} erreicht seinen Maximalwert in der Anfangsphase der Schnellentladung, während das toroidale Magnetfeld B_{tor} noch recht stark ist. Die daraus resultierende Lorentzkraft $B_{\text{tor}} \times I_{\text{pol}}$ bewirkt eine Druckbelastung des Vakuumbehälters, die auf der Innenseite am stärksten ist. Die Möglichkeiten zur Erhöhung der Festigkeit des Vakuumbehälters sind sehr begrenzt, weil bei einer Vergrößerung der Dicke der Gefäßwand der induzierte Strom ebenfalls etwa proportional zunimmt, so dass die resultierende Belastung gleich bleibt. Außerdem bewirkt die durch die Lorentzkraft verursachte Druckbelastung eine ringförmige Spannung, für die die Vakuumbehälterstruktur bereits optimiert ist. Daher wurde in DEMO ein Grenzwert für die minimal zulässige Entladungszeit der Toroidalfeldspulen festgelegt, was wiederum eine Erhöhung des Kupferanteils der Leiter erfordert /FED 17/.

3.2.2.5 Kontrolle der chemischen Energie

Dieser Aspekt ist insbesondere für DEMO-Konzepte mit wassergekühlten Lithiumbleibblankets relevant, da PbLi mit Wasser exotherm reagiert. Daher muss der Kontakt zwischen dem Kühlmittel und dem flüssigen PbLi vermieden werden. Um dies sicherzustellen, verfügt das PbLi-System über doppelwandige Leitungen und kann im Bedarfsfall schnell entleert werden /EUR 21/.

PbLi stellt auch deshalb ein Problem dar, weil es sehr korrosiv ist, und diese korrosive Wirkung durch die Magnetfelder noch verstärkt wird. Korrosion kann einerseits zu einer Beeinträchtigung der Integrität der Leitungen führen und andererseits zu einer Verstopfung derselben durch Korrosionsprodukte) Um diesem Problem zu begegnen, sind in den DEMO-Konzepten **Schutzbeschichtungen** in den Leitungen, eine **Begrenzung der Fließgeschwindigkeit** und ein **Reinigungssystem** vorgesehen /EUR 21/.

3.2.2.6 Begrenzung allgemeiner industrieller Gefahren

Zu den vielfältigen Gefahren, die in einer Industrieanlage im Hinblick auf die Arbeitssicherheit eine Rolle spielen, kommen in einer Fusionsanlage neben den im Abschnitt 3.2.1.3 behandelten Brand- und Explosionsgefahren noch die Gefahren durch das Heliumkühlsystem hinzu. Die Freisetzung von tiefkaltem Helium mit einer Temperatur von 4 K aus dem Kryostaten oder den zugehörigen Hilfssystemen kann zu einer Kombination aus Überdruck und extremer Abkühlung in den Räumen, in welche die Freisetzung erfolgt, führen. Von besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung ist ein solches Ereignis dann, wenn in diesen Räumen radioaktives Inventar vorhanden ist /EUR 21/. Bei den DEMO-Konzepten wird diesem Risiko durch Sicherheitsventile, die die freisetzbare Heliummenge begrenzen, und einen Heliumauffangtank (He recovery tank) außerhalb des Reaktorgebäudes, in den das Helium schnell abgeleitet werden kann, Rechnung getragen /CIA 19/.

3.2.2.7 Begrenzung der Strahlenbelastung für sicherheitstechnisch wichtige Komponenten

Die Bestrahlung von Komponenten im Vakuumbehälter, insbesondere Blankets und Divertor, mit schnellen Neutronen ist nicht nur im Hinblick auf deren Aktivierung und die daraus resultierenden Strahlenschutz und Entsorgungsprobleme relevant, sondern auch weil diese Bestrahlung die Eigenschaften der betroffenen Strukturen und Komponenten

nachteilig beeinflusst. Bei ITER stellt dies noch kein großes Problem dar, aber bei den DEMO-Konzepten und zukünftigen Fusionskraftwerken wird die Neutronenbelastung deutlich höher sein, so dass entsprechende Maßnahmen ergriffen werden müssen. Hierzu zählt insbesondere die Entwicklung spezieller **neutronenresistenter Werkstoffe**, auf die sich auch ein Großteil der aktuellen Forschung im Zusammenhang mit der Kernfusion konzentriert /FED 17/.

3.2.2.8 Ermöglichung der Reinigung und des Austauschs von Komponenten

Durch die thermische Belastung und die Schädigung durch die Neutronenbestrahlung ergibt sich bei zukünftigen Fusionsanlagen die Notwendigkeit, Komponenten während des Betriebs regelmäßig auszutauschen. Außerdem ist eine Reinigung von Komponenten zur Entfernung von Korrosionsprodukten und aktiviertem Staub erforderlich. Diese Arbeiten können, u. a. aufgrund der Strahlenbelastung, nicht unmittelbar durch Personal durchgeführt werden. Daher sind **fernbediente Wartungssysteme** ein inhärenter Bestandteil der DEMO-Konzepte.

3.2.2.9 Begrenzung Strahlenexposition des Personals

Wesentliche Aspekte des Schutzes des Personals vor ionisierender Strahlung wurden bereits in Abschnitt 3.2.1.2 im Zusammenhang mit der grundlegenden Sicherheitsfunktion „Begrenzung der Strahlenexposition durch ionisierende und elektromagnetische Strahlung“ beschrieben. Daher erfolgen hier nur noch punktuelle Ergänzungen im Hinblick auf drei unterschiedliche Situationen, den Normalbetrieb der Anlage, Wartungsarbeiten und Stör- bzw. Unfälle.

Bei den DEMO-Konzepten soll im Normalbetrieb sowohl der Tritiumgehalt der Raumluft als auch deren Belastung mit anderen radioaktiven Stoffen durch das **Lüftungssystem** (mit Tritiumabscheidung und Filterung) minimiert und die Exposition des Personals entsprechend dem **Zonenschema** (vergl. Abschnitt 3.2.1.2) kontrolliert werden. Die Festlegung der Belüftungszonen und zugehörige Unterdruckwerte wird sich an der ISO-Norm 17873 /ISO 04/ orientieren /CAR 22/.

Wie in den Abschnitten 3.2.2.2 und 3.2.2.8 bereits angesprochen, müssen verschiedene Komponenten, insbesondere die Blanketsektoren, regelmäßig ausgetauscht werden. Die Dosisleistung der DEMO-Halbsektoren während der Wartung wird auf etwa 3 kGy/h

geschätzt. Aufgrund dieser starken Aktivierung der Werkstoffe muss der Austausch durch **fernbediente Wartungssysteme** erfolgen /LUK 20/.

Im Falle eines In-vessel LOCA wird die Integrität des Vakuumbehälters als Barriere durch Druckentlastung zum Expansionsvolumen oder zum Druckentlastungssystem sichergestellt. Eine Freisetzung radioaktiven Inventars aus diesen Systemen findet nicht statt. Da sich während des Plasmabetriebs kein Personal in den entsprechenden Raumbereichen aufhält und auch die anschließende Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand keine Anwesenheit von Arbeitern in diesen Räumen erfordert, ergeben sich auch bei diesem Störfallszenario keine signifikanten radiologischen Folgen für das Personal. Allerdings wären Arbeiter im Rahmen späterer Aufräumarbeiten und der Wiederherstellung der Anlage ionisierender Strahlung ausgesetzt. Während dieser Tätigkeiten müsste die Exposition der Arbeitskräfte durch die **üblichen Maßnahmen des Strahlenschutzes** kontrolliert und auf die zulässigen Dosen begrenzt werden /LUK 20/.

3.2.2.10 Begrenzung betrieblicher luft- und wassergetragener Freisetzungen in die Umwelt

Hinsichtlich der betrieblichen luft- und wassergetragenen Freisetzungen finden sich entsprechende Ausführungen bereits in den Abschnitten 3.2.1.1 und 3.2.1.2 zu den grundlegenden Sicherheitsfunktionen. Daher seien hier nur noch zwei konzeptuelle Überlegungen hinsichtlich des Betriebs von Fusionsanlagen ergänzt.

Im Normalbetrieb stellen Tritiumleckagen den Hauptfreisetzungspfad dar. Um die Fusionsreaktion in den DEMO-Konzepten aufrecht zu erhalten, ist ein Durchsatz von Deuterium und Tritium erforderlich, der um ein Vielfaches höher ist als der eigentliche Abbrand. Da sowohl aus Strahlenschutzgründen als auch aus ökonomischen Überlegungen die Tritiumverluste im gesamten Prozess so gering wie möglich gehalten werden müssen, wird es als wichtig erachtet, einen möglichst großen Anteil des aus dem Vakuumbehälter abgezogenen Brennstoffs unmittelbar wieder in dieses zurückzuführen. Hierdurch soll der Prozentsatz des im Aufbereitungsgebäude für Tritium (engl. tritium recovery plant, vergl. Abb. 3.1) aufzubereitenden Gases und die damit verbundenen zusätzlichen Verluste reduziert werden. Bei ITER macht dieser Anteil noch 100 % des abgezogenen Plasmas/Gases aus /CIA 19/.

Die beiden für die DEMO-Konzepte untersuchten Alternativen für Blankets unterscheiden sich erheblich hinsichtlich des Problems der Verluste bzw. Freisetzungen von

Tritium durch Permeation⁹. Nach den bisherigen Erkenntnissen scheinen die heliumgekühlten Schüttbettblankets diesbezüglich günstiger. Bei wassergekühlten Lithiumblei-blankets konnte bisher aus radiologischer und technischer Sicht noch keine befriedigende Lösung hinsichtlich der Permeation von Tritium aus dem Extraktionssystem für Tritium (engl. tritium extraction and removal system, TER) erzielt werden. Mit 150 mg/Tag ergeben sich hier die größten Permeationsverluste im PbLi-Rohrleitungssystem. Im Wasser des Kühlsystems der Blankets werden sich dagegen voraussichtlich nur sehr geringe Mengen an Tritium lösen, weshalb die Permeation aus diesen Leitungen eher gering sein dürfte /EUR 21/.

3.2.2.11 Begrenzung des Abfallaufkommens und der Schädlichkeit von Abfällen

Die Begrenzung der Auswirkungen auf die Umwelt, und in diesem Zusammenhang die Minimierung des Abfallaufkommens über den gesamten Lebenszyklus der Anlage, stellen einen wesentlichen Aspekt der Sicherheitsphilosophie bei den DEMO-Konzepten dar /EUR 21/. Die Ansätze zur Reduzierung radioaktiver Abfälle und zu deren Behandlung wurden dementsprechend bereits in Abschnitt 3.2.1.4 zur grundlegenden Sicherheitsfunktion „Begrenzungen der Auswirkungen auf die Umwelt“ behandelt. Im Folgenden werden auf Basis von /CAR 22/ noch zusätzliche Anmerkungen zur Art der erwarteten Abfälle und den Problemen bei der Entsorgung der Abfälle ergänzt.

Für die Abschätzungen der zu erwartenden Abfallmengen und deren Zusammensetzung wird in /CAR 22/ auf Berechnungen zur Neutronik der beiden in Frage kommenden Konzepte für Blankets Bezug genommen. Beiden Varianten gemeinsam sind große Menge an metallischen Werkstoffen, die durch Neutronenaktivierung und/oder Tritiumkontamination radioaktiv wird. Hierzu gehören die -Strukturmaterialien der Blankets aus EUROFER-Stahl, der konventionelle Stahl (316L) des Vakuumbehälters sowie die Wolframschicht der ersten Wand. Bei der Lagerung von ausgetauschten Komponenten der Blankets und des Divertors wird zusätzlicher Sekundärabfall anfallen. Flüssiger Abfall in Form von tritiumhaltigem Wasser wird einerseits durch den Anlagenbetrieb und andererseits durch Analysetätigkeiten, die Detritierung von Komponenten sowie den Betrieb von Lagerbecken, in denen Komponenten, die mit dem Plasma in Kontakt standen, zum

⁹ Bei der Permeation diffundiert ein Permeat genannter Stoff in Richtung des geringeren Partialdrucks bzw. der geringeren Konzentration durch einen Festkörper.

Abklingen aufbewahrt werden, anfallen. Die weiteren Abfälle werden sich aus einer Mischung unterschiedlicher Materialien (Filter, Kleidung, Ausrüstungsgegenstände etc.) zusammensetzen. Zu den Optionen für die Verringerung des Volumens der entstandenen Abfälle gehören nach /CAR 22/ **Verbrennung** und **Verdichtung**. Die großen Mengen aktivierten Stahls sollen z. B. zu Blöcken umgeschmolzen werden.

Generell zielt die Abfallbewirtschaftungsstrategie darauf ab, den Großteil der anfallenden festen radioaktiven Abfälle als schwach radioaktive Abfälle einzustufen (vergl. 3.2.1.4). Die Berechnungen zur Neutronik haben gezeigt, dass Tritium und Kohlenstoff-14 die wichtigsten Radionuklide sind, die häufig einer problemlosen Entsorgung im Wege stehen werden. Durch **Detritierung** und **Entkohlung** der metallischen Werkstoffe im geschmolzenen Zustand soll erreicht werden, dass DEMO-Abfälle in den meisten europäischen oberflächennahen Endlagern angenommen werden können.

Eine weitere Herausforderung ist, dass die spezifische Aktivität der meisten Radionuklide in den in DEMO wahrscheinlich verwendeten Werkstoffen (z. B. Co-60, C-14, Mn-54, Fe-55 und Nb-94 in EUROFER-Stahl), nur knapp unter dem jeweiligen Grenzwert für die bereits bestehenden europäischen Endlager liegen wird. Durch eine Schmelzbehandlung sollen daher flüchtige Radionuklide entfernt und gleichzeitig Hot Spots der Aktivität vermieden werden. Dies soll die Umweltauswirkungen verringern, die Abfallcharakterisierung zuverlässiger gestalten und eine Entsorgung in existierenden Endlagern vereinfachen. Auch für andere DEMO-Abfälle, wie z. B. LiPb, Wolfram und Be-12-Ti, wird über Möglichkeiten zur Verbesserung der Recycling- und Endlagerungsmöglichkeiten nachgedacht. Viele der angedachten Lösungen sind jedoch von einer entsprechenden Weiterentwicklung der Möglichkeiten zur fernbedienten Abfallbehandlung abhängig.

4 Störfallszenarien

Ähnlich wie für Kernkraftwerke werden auch für Fusionsanlagen Störungen, Auslegungsstörfälle und auslegungsüberschreitende Ereignisse definiert. In einer generischen Studie aus den neunziger Jahren (Safety and Environmental Assessment of Fusion Power, SEAFP /EUR 95/) wurden für die Unterscheidung zwischen Auslegungsstörfällen (design basis accidents, DBA) und auslegungsüberschreitenden Ereignissen (beyond design basis accidents, BDBA) ein probabilistisches Kriterium gewählt, nämlich eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von 10^{-7} pro Jahr.

Auslegungsstörfälle sind eine Reihe von postulierten Szenarien, die bei der Auslegung berücksichtigt werden. Sie umfassen das Versagen von Anlagenteilen und baulichen Anlagen, die eine Störfallsequenz auslösen können. Bei Auslegungsstörfällen sollen gemäß den Planungen für DEMO die radiologischen Folgen für die Bevölkerung gering sein. Auslegungsüberschreitende Ereignisse sind hypothetische, abdeckende Ereignisabläufe. Ihre Analyse erlaubt die Quantifizierung der vorhandenen Sicherheitsreserven. Dabei soll gemäß den Planungen für DEMO auch gezeigt werden, dass es nicht zu Cliff-Edge-Effekten kommt. Ein übergeordnetes Sicherheitsziel besteht darin, die Gefahren durch außergewöhnliche Ereignisse so zu begrenzen, dass keine Evakuierung der Bevölkerung erforderlich wird. Da eine Evakuierung nach /IAE 14/ ab einer Strahlenexposition von 100 mSv innerhalb der ersten sieben Tage nach Ereigniseintritt empfohlen wird, wurde für die Auslegung von DEMO eine Strahlenexposition der „am stärksten betroffenen Person“ außerhalb des Anlagengeländes von 50 mSv festgelegt, um sicher unter dem von der IAEO empfohlenen Wert zu bleiben. Um zudem sicherzustellen, dass unfallbedingte Dosen für das Personal unter dem jährlichen Grenzwert für den Normalbetrieb bleiben, wird für Ereignisse, die voraussichtlich viel seltener als einmal pro Jahr auftreten, eine effektive Individualdosis auf dem Anlagengelände von 20 mSv/Ereignis angestrebt /CAR 22/.

4.1 Zusammenstellung Auslösender Ereignisse

Als Grundlage für die (probabilistische) Festlegung von Störungen, Auslegungsstörfällen und auslegungsüberschreitenden Ereignissen dient die deterministische Analyse sogenannter Auslösender Ereignisse (postulated initiating events, PIE). Diese PIEs werden im Allgemeinen bestimmt, indem man Elementarausfälle betrachtet, die Prozessfunktionen beeinträchtigen und sicherheitsrelevante Folgen auslösen können. Ereignisse mit ähnlichen Folgen werden in Gruppen zusammengefasst. Aus diesen Gruppen wird der

gravierendste Elementarausfall als repräsentativ auswählt. Anschließend werden alle PIEs erneut analysiert, um die Gesamtheit der möglichen Störfallabläufe zu ermitteln. Auf dieser Basis wird eine minimale Gruppe von PIEs ausgewählt, die als Referenz für Störfallszenarien herangezogen werden können und repräsentativ für die radiologischen Folgen von Unfällen sind. Für ein DEMO-Konzept mit wassergekühlten Lithiumbleibblankets wurde nach diesem Verfahren ein Satz von 21 repräsentativen PIEs identifiziert, die in Tab. 4.1 zusammengestellt sind /PIN 17/. Da die zu berücksichtigenden PIEs vom konkreten Design einer Fusionsanlage abhängen und für die DEMO-Konzepte diesbezüglich noch keine abschließende Entscheidung getroffen wurde, ist die Zusammenstellung nur als Beispiel zu verstehen und kann sich für eine tatsächliche zukünftige DEMO-Anlage noch ändern.

Tab. 4.1 Liste repräsentativer Auslösender Ereignisse (postulated initiating events, PIE) für ein EU-DEMO-Design mit WCLL-Blankets nach /PIN 17/

PIE	Ereignisbeschreibung
FB1	Ausfall der Durchströmung des primären Kühlkreises des Brutmaterials aufgrund eines Kompressor- oder Pumpenversagens
FD1	Ausfall der Durchströmung des primären Kühlkreises des Divertors aufgrund eines Pumpenversagens
FF1	Ausfall der Durchströmung des primären Kühlkreises der ersten Wand und der Blankets aufgrund eines Kompressor- oder Pumpenversagens
FM1	Ausfall der Durchströmung im Flüssigmetallkreislauf aufgrund eines Versagens einer elektromagnetischen Pumpe: Der Durchfluss von LiPb kommt in allen von diesem Kreislauf versorgten Blanketmodulen zum Erliegen
HA99	Ausfall der Wärmesenke aller primären Kühlkreise der ersten Wand, der Blankets, der Brutzone und des Divertors aufgrund eines Ausfalls der Hoch- und Niederdruckturbinen durch einen Vakuumverlust im Kondensator
LFB1	Kühlmittelverlust innerhalb des Vakuumbehälters (in-vessel LOCA) aus dem Kühlkreis der ersten Wand oder dem Blanket-Kühlkreis aufgrund eines großen Lecks an einer Dichtungsschweißnaht
LBO1	Kühlmittelverlust außerhalb des Vakuumbehälters (ex-vessel LOCA) aus dem primären Kühlkreis der Brutzone aufgrund eines großen Lecks der Kühlmittelsammelleitung innerhalb der Räume des primären Wärmeabfuhrsystems
LBO3	Kühlmittelverlust außerhalb des Vakuumbehälters (ex-vessel LOCA) aus dem primären Kühlkreis der Brutzone aufgrund eines Bruchs mehrerer Rohre in einem primären Wärmetauscher (oder Dampferzeuger)

PIE	Ereignisbeschreibung
LFV1	Kühlmittelverlust innerhalb des Vakuumbehälters (in-vessel LOCA) aufgrund eines großen Lecks der ersten Wand: vollständiges Versagen der ersten Wand
LDO1	Kühlmittelverlust außerhalb des Vakuumbehälters (ex-vessel LOCA) aus dem primären Kühlkreis des Divertors aufgrund eines großen Lecks der Kühlmittelsammelleitung innerhalb der Räume des primären Wärmeabfuhrsystems
LDV1	Kühlmittelverlust innerhalb des Vakuumbehälters (in-vessel LOCA) aus dem primären Kühlkreis des Divertors aufgrund eines großen Lecks der Divertorkassette
LMO1	Verlust von flüssigem Metall aus dem LiPb-Kreislauf außerhalb des Vakuumbehälters aufgrund eines großen Lecks des kalten Strangs hinter der elektromagnetischen Pumpe (Ausfall der Versorgung mit LiPb aller von dieser Leitung versorgten Blanketmodule)
LMO2	Verlust von flüssigem Metall aus dem LiPb-Kreislauf außerhalb des Vakuumbehälters aufgrund einer Leckage im kalten Strang hinter der elektromagnetischen Pumpe
LMO3	Leck an der Flüssigmetalleitung (außerhalb des Vakuumbehälters) in einem Wärmetauscher (oder Dampferzeuger), d. h. Bruch mehrerer Rohre in einem Wärmetauscher für LiPb
TGG1	Leck einer Gas-Leitung für Tritium innerhalb eines zweiten Einschlusses (z. B. in einer Handschuhbox): Tiefsttemperaturmedium und Tritium-Gas treten in das Schutzvakuum des Pellet-Injektors aus
TGO1	Tritiumgasaustritt (außerhalb des Vakuumbehälters) aufgrund eines doppelendigen Bruchs einer Prozessleitung des Isotopenseparationssystems (isotopic separation system, Tritiumaustritt im Gebäude)
TGO3	Freisetzung tritiumhaltiger Abwässer in die Umwelt aufgrund einer Fehlbedienung des Tritium-Aufbereitungs-Systems, z. B. Nicht-Aktivierung der Kryo-Destillationskolonnen im Isotopenseparationssystem
THO1	Doppelendiger Bruch einer Wasserstoffleitung am Ausgang des Elektrolyseurs; unmittelbare Tritiumfreisetzung in die Räume des Wasserdetriitierungssystems; Gefahr einer Wasserstoffexplosion
TWO1	Leck an einem Tank des Wasserdetriitierungssystems mit hochradioaktivem Inhalt
VCG1	Verlust des Kryostatvakuum aufgrund eines nennenswerten Gaseinbruchs (Helium und/oder Luft)
VVA1	Verlust des Vakuums (LOVA) im Vakuumbehälter aufgrund eines nennenswerten Lufteinbruchs verursacht durch das Versagen einer Vakuumbehälterdurchführung

Bisher wurden insbesondere für die Szenarien Kühlmittelverlust, Strömungsverlust und Verlust der Hauptwärmesenke deterministische Störfallablaufanalysen durchgeführt. Weitere Analysen zu anderen PIEs, zu anlageninternen Bränden und Explosionen sowie zu Störungen im Zusammenhang mit den Magneten und dem Kryostaten sollen bis zum Jahr 2027 erfolgen /CAR 22/. Die folgenden Darstellungen zu Ereignisabläufen in Abschnitt 4.2 und Freisetzungspfaden bei Stör- und Unfallszenarien in Abschnitt 5.4.1 beschränken sich dementsprechend auf bereits durchgeführte und veröffentlichte Analysen.

4.2 Beschreibung ausgewählter Ereignisabläufe

Auch wenn sich die folgenden beispielhaften Beschreibungen von Störfallabläufen im Wesentlichen an Tab. 4.1 orientieren, lassen sie sich teilweise auch auf DEMO-Konzepte mit heliumgekühlten Schüttbettblankets übertragen. Dementsprechend wird z. B. das Auslösende Ereignis LfV1 aus Tab. 4.1 exemplarisch für diese Konzeptvariante beschrieben.

4.2.1 Divertor LOFA (FD1, beschrieben nach /CAR 22/)

Der Strömungsverlustanalyse für den Divertor liegt das Szenario „Ausfall der Kühlmittelpumpe und Zusammenbruch der Durchströmung innerhalb von fünf Sekunden“ zugrunde. Die Erkennung des Strömungszusammenbruchs ($< 80\%$ nomineller Massendurchsatz) löst eine schnelle Plasmaabschaltung aus.

Nach anfänglichen Schwankungen regelt sich der Druck im Kühlsystem des Divertors auf den Druckhalterdruck ein. Dieses Verhalten resultiert aus einem anfänglichen Temperaturanstieg in den plasmazugewandten Bereichen des Divertors aufgrund des Pumpenausfalls. Dort beginnt Wasser zu verdampfen, was einen Druckanstieg nach sich zieht. Durch diesen Druckanstieg wird wiederum (relativ) kaltes Wasser in den Druckhalter gepresst, so dass es schließlich zu einem Druckabfall kommt. Da während des Ereignisablaufs die Auslegungstemperatur (ca. 1.085 °C) der Kühlrohre aus CuCrZr nicht überschritten wird, entwickelt sich der hier betrachtete LOFA nicht in einen In-vessel LOCA weiter.

4.2.2 Verlust der Hauptwärmesenke (HA99, beschrieben nach /PIN 17/)

Prinzipiell kann es aus unterschiedlichen Gründen zum Verlust der Hauptwärmesenke kommen. Für die hier beschriebene Analyse wird von einem Verlust des Kondensatorvakuums durch ein Leck am Kondensator oder dem Bruch einer anschließenden Leitung ausgegangen. Dies führt zu einer Schutzabschaltung der Turbine und dem Austreten gesättigten Dampfes ins Maschinenhaus mit einem entsprechenden Druckanstieg im Gebäude. Da über die Dampferzeuger Tritium in den Dampfkreislauf gelangt ist, wird auch dieses in das Maschinenhaus freigesetzt und gelangt über das Lüftungssystem in die Umwelt, sofern kein Lüftungsabschluss erfolgt.

Wenn keine Plasmaschnellabschaltung erfolgt, steigt der Druck im primären und sekundären Kühlsystem rasch an und es kommt zu einer Druckentlastung des primären Kühlsystems, wodurch die Kühlung der mit dem Plasma in Kontakt stehenden Komponenten für kurze Zeit weiter gewährleistet ist. Falls auch in dieser Zeit keine Plasmaschnellabschaltung erfolgt, setzt sich der Ereignisablauf wie folgt fort.

Sowohl in den Kühlkreisläufen innerhalb und/oder außerhalb des Vakuumbehälters als auch in den LiPb-Kreisläufen, soweit vorhanden, kann es zu Rissen und Leckagen kommen. Der Verlust der Kühlung führt auch zu Schäden an Komponenten und Strukturen, die mit dem Plasma in Kontakt stehen, wodurch es auch bei diesen zu einem Versagen und der Freisetzung von Brutmaterial und/oder Kühlmittel in den Vakuumbehälter kommen kann. Der In-vessel LOCA (vergl. Beschreibung zu LFV1 weiter unten) führt zu einem Druckanstieg im Vakuumbehälter und einer Druckentlastung in das Expansionsvolumen bzw. das Druckentlastungssystem. Durch Leckagen in diesen Systemen können Aktivierungsprodukte und Tritium in die Umwelt gelangen.

Abhängig vom Konzept für die Blankets und dem konkreten Störfallszenario kann es im Vakuumbehälter zur Bildung von Wasserstoff durch eine Reaktion von Beryllium oder LiPb mit Wasser kommen. Daraus ergibt sich das zusätzliche Risiko einer Wasserstoffexplosion.

Der beschriebene Ereignisablauf resultiert aus der Tatsache, dass unterstellt wird, dass keinerlei Maßnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen ergriffen werden. Mit einer entsprechenden Instrumentierung des sekundären Kühlkreislaufs, einschließlich Turbine und Kondensator, und daraus abgeleiteten Schutzmaßnahmen können die Folgen eines

Verlusts des Kondensatorvakuums deutlich reduziert werden. Denkbare Schutzmaßnahmen wären, z. B. eine Plasmaschnellabschaltung bei Über- oder Unterschreiten gewisser Turbinen- oder Kondensatorparameter, eine Möglichkeit zur Umgehung der Turbine, Druckentlastungsventile im primären Kühlkreislauf und/oder Notkühlsysteme zur Kühlung des Vakuumbehälters.

Es ist anzumerken, dass ein ähnlicher vollständiger Verlust der Wärmesenke auch bei Konzepten mit einem zwischengeschalteten Wärmespeichersystem, z. B. mit einem geschmolzenen Salz, wie es zur Stabilisierung des Turbinenbetriebs angedacht wird, auftreten kann. In diesem Fall würde nämlich ein Leck in diesem Wärmespeichersystem zum Verlust der Wärmesenke führen.

4.2.3 Ex-vessel LOCA (LBO1, beschrieben nach /CAR 22/)

Kühlmittelverluste außerhalb des Vakuumbehälters stellen eine von zwei Varianten der bei einer Fusionsanlage möglichen Kühlmittelverluststörfälle dar. Dieses Szenario wird hier am Beispiel eines DEMO-Konzepts mit wassergekühlten Lithiumbleibblankets beschrieben.

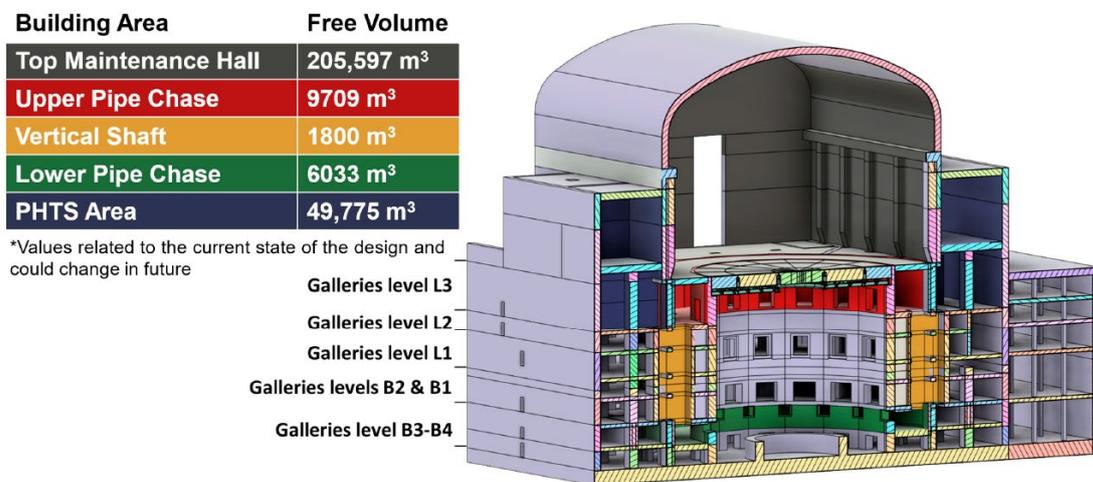


Abb. 4.1 Schnitt durch ein EU DEMO-Gebäude mit den zur Verfügung stehenden freien Volumina nach /DON 23/

Für dieses PIE wird ein Bruch mit 0,4926 m² Öffnungsfläche der Ringleitung zur Verteilung des Kühlmittels in der Brutzone während des Plasmabetriebs unterstellt. Ein solches Leck führt zu einem Kühlmittelverlust in den Raum des Kühlsystems. Da das Kühlwasser im primären Wärmeabfuhrsystem unter 15,5 MPa Druck steht kann bei diesem Ereignis eine große Menge Wasser in das Reaktorgebäude gelangen und Strukturen im

Raum des Kühlsystems beschädigen. Hierdurch kann es zu einem Verlust der Barrierefunktion kommen.

Auch für diesen Störfall wurden mehrere Szenarien untersucht:

- Fall 1: Für die Dampfexpansion stehen nur die Rohrleitungsräume (engl. upper pipe chase and lower pipe chase) und Steigleitungsräume (engl. vertical shafts) mit insgesamt 17,543 m³ Volumen zur Verfügung; (vergl. Abb. 4.1).
- Fall 2: Das Volumen des primären Wärmeabfuhrsystems (PHTS area in Abb. 4.1) wird durch Öffnen einer Verbindung mit dem oberen Rohrleitungsraum verfügbar gemacht. Das zusätzliche Volumen beträgt 49,975 m³.
- Fall 3: Die Raumkonfiguration entspricht grundsätzlich Fall 2, aber um das für die Dampfexpansion verfügbare Volumen weiter zu erhöhen, wird das Design der Kühlsystemräumlichkeiten des Konzepts mit heliumgekühlten Schüttbettblankets verwendet. In diesem Fall wird das Volumen Räume des Kühlsystems auf die gesamte Länge des Reaktorgebäudes von ca. 96 m ausgedehnt, was einem Gesamtvolumen von 120.000 m³ entspricht.
- Fall 4: Auch die obere Wartungshalle wird durch Öffnen einer Verbindung mit den Räumen des Kühlsystems verfügbar gemacht.

Etwa vier Sekunden nach dem Bruch der Ringleitung beginnen die Schnellschlussventile, angeregt durch den Druckabfall im Druckhalter, die Zufuhr weiteren Kühlmittels zu unterbinden. Nach etwa 14 Sekunden sind sie vollständig geschlossen. Aufgrund der Nachzerfallwärme und des daraus resultierenden Druckaufbaus kommt es 19 Minuten nach Ereigniseintritt zum Ansprechen der Sicherheitsventile. Insgesamt treten ca. 170 t Kühlmittel in die Räume des Kühlsystems aus, was wiederum zu einem vorübergehenden Druckanstieg bis auf etwa 540 kPa in den Räumen des Kühlsystems führt. Auch wenn dieser Druck später wieder abfällt, bleibt er über dem Atmosphärendruck, da die Räume über kein spezielles Kühlsystem verfügen. Insbesondere in den Fällen 1 und 2 wird der Auslegungsdruck der Räume des Kühlsystems deutlich überstiegen. In den Fällen 3 und 4 ist das Problem zwar grundsätzlich auch vorhanden, aber weniger gravierend.

Angeregt durch Signale der Drucksensoren wird die Fusionsreaktion drei Sekunden nach Ereigniseintritt durch eine kontrollierte Plasmadisruption beendet. Diese ist mit einer erhöhten Wärmebelastung der ersten Wand verbunden, die vorübergehend eine

maximale Temperatur von etwa 510 °C erreicht. Die Integrität des EUROFER-Stahls wird somit nicht beeinträchtigt.

Da die Integrität der Komponenten im Vakuumbehälter erhalten bleibt, spielen gasförmiges Tritium oder Wolframstaub in diesem Störfallszenario keine Rolle. Lediglich tritiumhaltige Wassermoleküle (z. B. HTO) und aktivierte Korrosionsprodukte aus dem Kühlmittel werden in die Räume des Kühlsystems freigesetzt. Da aufgrund des Überdrucks ein Versagen der baulichen Struktur dieser Räume unterstellt werden muss, ist dies als eine Freisetzung in die Umwelt zu betrachten. Die nach den Simulationen zu erwartende Menge der freigesetzten Stoffe ist Tab. 4.2 zu entnehmen.

Tab. 4.2 Freisetzungen bei einem Ex-vessel LOCA (LBO1) für die vier in /CAR 22/ simulierten Fälle

Szenario	Aktivierte Korrosionsprodukte	Tritium (in Wassermolekülen)
Fall 1	$6,07 \cdot 10^{-9}$ g	$3,26 \cdot 10^{-6}$ g
Fall 2	$3,39 \cdot 10^{-6}$ g	$1,22 \cdot 10^{-3}$ g
Fall 3	$3,53 \cdot 10^{-6}$ g	$1,80 \cdot 10^{-3}$ g
Fall 4	$6,93 \cdot 10^{-6}$ g	$3,17 \cdot 10^{-3}$ g

Das entscheidende Problem bei einem Ex-vessel LOCA ist der Druckanstieg in den Räumen des Kühlsystems. Um die Druckspitzen zu reduzieren, kämen, z. B. eine Segmentierung der Kühlschleifen der Blankets oder eine Vergrößerung der Raumvolumina in Frage.

4.2.4 In-vessel LOCA (LFV1, beschrieben nach /CAR 22/)

Da die Blankets sich als Teil der ersten Wand in unmittelbarer Nähe des Plasmas befinden, ist ein Kühlmittelverlust aus ihnen in den Vakuumbehälter ein typischer Fall für ein In-vessel LOCA. Dieses Szenario wird hier am Beispiel eines DEMO-Konzepts mit heliumgekühlten Schüttbettblankets beschrieben. Das Ereignis ist definiert als der Verlust von Kühlmittel aus dem primären Wärmeabfuhrsystem in den Vakuumbehälter aufgrund einer erheblichen Beschädigung der ersten Wand während des normalen Betriebs. Falls die Ursache des Ereignisses nicht bereits eine Plasmadisruption war, tritt diese als Folge des LOCA auf und kann zu weiteren Schäden an den Blankets führen.

Je nach Größe und Lage des Schadens werden bei der Analyse in /CAR 22/ zwei Fälle unterschieden:

- In Fall I wird das Versagen (doppelendiger Bruch) von 30 Kühlkanälen in einer Kühlschleife eines außenseitigen Sektors der ersten Wand unterstellt. Für diesen Fall werden drei Szenarien hinsichtlich des Expansionsvolumens (EV, vergl. Abschnitt 3.2.2.3) betrachtet, um den zu erwartenden Druckaufbau im Vakuumbehälter zu ermitteln: Ia) nasses Expansionsvolumen, Ib) um 30 % vergrößertes nasses Expansionsvolumen von ca. 3.900 m³ und Ic) nasses Expansionsvolumen in Verbindung mit einem trockenen Expansionsvolumen. Angemerkt sei an dieser Stelle, dass ein nasses Expansionsvolumen durch den verbesserten Wärmeübertrag zwischen Wasser und Helium dazu beiträgt, die Temperatur im Expansionsvolumen zu begrenzen.
- In Fall II wird das Versagen der ersten Wand in allen außenseitigen Sektoren unterstellt, um die ungünstigste Druckbeaufschlagung des Vakuumbehälters abzuschätzen. Es werden also doppelendige Brüche in je vier Kühlkanäle in jedem der 16 außenseitigen Sektoren in allen acht Kühlschleifen angenommen. In diesem Szenario werden für die Druckbegrenzung sowohl nasse als auch trockene Expansionsvolumina benötigt.

In Fall Ia führt der Austritt von Helium in den Vakuumbehälter zunächst zum Öffnen der Druckentlastungsleitungen ins Expansionsvolumen und anschließend zum Ansprechen der Berstscheiben. In Fall II sprechen die Berstscheiben bereits vor den Druckentlastungsventilen an. Der Druck im Vakuumbehälter bleibt in Fall I unterhalb des Auslegungsdrucks, da das Expansionsvolumen entweder um 30 % vergrößert wird (Fall Ib) oder eine weitere Ausdehnung in das trockene Expansionsvolumen (Fall Ic) erfolgt. Im letzteren Fall kommt es daher auch nicht zum Ansprechen der Berstscheiben. In Fall II wird nach etwa 30 Sekunden der Auslegungsdruck des Vakuumbehälters überschritten. In allen Fällen bleiben die Temperaturen jedoch niedrig genug, dass es nicht zu zusätzlichen Schäden an der ersten Wand kommt.

Für die Fälle Ia und II wurde der Transport von Staub und Tritium untersucht. Das gesamte Inventar an Wolframstaub im Vakuumbehälter beträgt 1.034 kg. Hinzu kommen 5 kg Staub aufgrund der Plasmadisruption. Das durchschnittliche Inventar an Tritium im Vakuumbehälter beträgt 2.673 g. Die Masse des Tritiums im Kühlmittel des Blankets liegt bei $4,18 \cdot 10^{-2}$ g und $5,83 \cdot 10^{-2}$ g im primären Wärmeabfuhrsystem. Für die Berechnung der zu erwartenden Freisetzungen wird von einer vollständigen Mobilisierung des Staubs ausgegangen.

Die anzusetzenden Leckraten führen zu einer Überdruckbeaufschlagung der Räume des Kühlsystems (tokamak cooling room, TCR; vergl. Abb. 4.2 und damit zu einer Freisetzung in die Umwelt. In Fall Ia kommen die größten Freisetzungen von 459,7 kg Staub, 1,18 kg Tritium aus dem nassen Expansionsvolumen) und beginnen nach etwa 32 Stunden in die Umwelt zu entweichen. Am Ende der Simulation nach 33 Stunden werden $1,20 \cdot 10^{-4}$ g Staub und $6,08 \cdot 10^{-7}$ g Tritium in die Umwelt freigesetzt. Diese minimalen Freisetzungen sind dadurch begründet, dass sie nur stattfinden, wenn der Druck in den Räumen des Kühlsystems über den Atmosphärendruck ansteigt. In Fall II kommen die größten Freisetzungen von 525,8 kg Staub, 1,35 kg Tritium aus dem trockenen Expansionsvolumen. Bereits nach gut eineinhalb Stunden beginnt eine Freisetzung in die Umwelt, wobei die Gesamtmenge des abgegebenen Staubs bei 1,767 g und für Tritium bei $8,62 \cdot 10^{-3}$ g liegt.

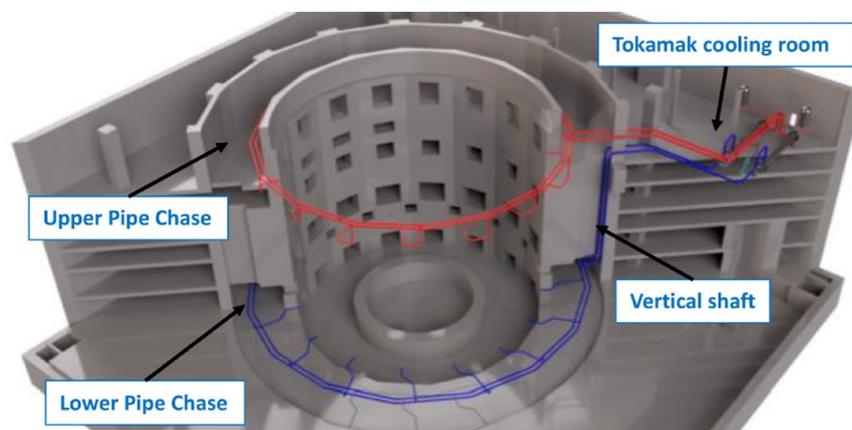


Abb. 4.2 Schnitt durch ein Reaktorgebäude zur Veranschaulichung der Lage der Räume des Kühlsystems (engl. tokamak cooling room) nach /MOS 22/

Die Räume des Kühlsystems umfassen die Raumbereiche auf der oberen und unteren Gebäudeebene außerhalb der Rohrleitungsräume (upper und lower pipe chase).

Das Hauptproblem des In-vessel LOCA bei DEMO-Konzepten mit heliumgekühlten Schüttbettblankets ist die Druckbeaufschlagung des Vakuumbehälters. Um diese zu begrenzen, werden sowohl nasse als auch trockene ausreichend große Expansionsvolumina benötigt.

4.2.5 LOVA (VVA1, beschrieben nach /LUK 20/)

Das Versagen von Durchführungen des Vakuumbehälters kann einen Verlust des Vakuums (loss of vacuum accidents, LOVA), d. h. den Zutritt von Luft zum Vakuumbehälter, nach sich ziehen. Für ITER wurde nachgewiesen, dass bereits das Versagen einer

Durchführung zu einer Plasmadisruption und damit zur Beendigung des Fusionsprozesses führt. Die freigesetzten Mengen Tritiums (0,32 mg) und aktivierten Staubes (6 mg) sind dabei sehr gering und stellen kein Risiko dar, sofern sich in den Räumen, in die die Freisetzung erfolgt, kein Personal aufhält. Die „am stärksten betroffene Person“ außerhalb des Anlagengeländes würde bei diesem Szenario in 200 m Entfernung einer Dosis von 0,012 mSv und in 2,5 km Entfernung von 0,013 mSv ausgesetzt.

Eine kombinierte Staub- und Wasserstoffexplosion durch das Eindringen größerer Mengen Sauerstoffs in den Vakuumbehälter wurden bei ITER als auslegungsüberschreitendes Ereignis betrachtet. Analysiert wurde hierfür ein Szenario mit Mehrfachversagen einer Durchführung, die den Vakuumbehälter mit dem umgebenden Reaktorgebäude verbindet. Hierbei kommt es zu einem schnellen Lufteintrag in den Vakuumbehälter und – so die Annahme für die Analyse – zu einer Durchmischung der Luft mit Wasserstoff aus den Kühlpumpen. Da die Zündenergie für ein Gemisch aus Wasserstoff und Luft sehr gering ist, kann jede heiße Oberfläche als Zündquelle betrachtet werden. Die Energie der Wasserstoffexplosion reicht wiederum aus, um eine noch stärkere Staubexplosion der hauptsächlich aus Beryllium und Wolfram bestehenden Erosionsprodukte zu zünden. Diese Kombination zweier Explosionen führt zu einem mehrfachen Versagen der Barriere zwischen dem Vakuumbehälter und dem umgebenden Reaktorgebäude und damit zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre. Die resultierenden Dosen außerhalb des Anlagengeländes wurden mit 0,33 mSv in einer Entfernung von 200 m und 0,20 mSv in einer Entfernung von 2,5 km abgeschätzt. Für die DEMO-Konzepte können die Auswirkungen durchaus gravierender sein, da sich neben der Größenskalierung auch die höhere Komplexität der Systeme negativ auswirken kann.

4.2.6 Einwirkungen von innen und außen (nach /LUK 20/)

Eine vorläufige Sicherheitsanalyse für ITER hat sich u. a. mit dem Risiko anlageninterner Brände befasst und kam zu dem Schluss, dass es möglich ist, die Anlage so auszulegen, dass ein Brand im Reaktorgebäude nicht zu einem Verlust der Integrität des Vakuumbehälters führt und dass ein Verlust von Sicherheitsfunktionen aufgrund von Schäden an sicherheitsrelevanten Anlagenteilen und baulichen Anlagen sehr unwahrscheinlich ist. Nach /LUK 20/ ist davon auszugehen, dass diese Schlussfolgerungen auch auf die DEMO-Konzepte und zukünftige Fusionskraftwerke zutreffen.

Auch ein Brand im Aufbereitungsgebäude für Tritium (vergl. Abb. 3.1) wurde im Rahmen der vorläufigen Sicherheitsanalyse für ITER untersucht. Dabei wurde angenommen,

dass das gesamte Inventar an Tritium der Handschuhboxen (70 g) unmittelbar in den Raum freigesetzt wird. Da aber auch davon ausgegangen wurde, dass das Abscheidesystem für Tritium in der Lage ist, die Räumlichkeiten weiterhin unterhalb des Atmosphärendrucks zu halten, wurde die maximale Menge des in Form von HTO an die Umwelt abgegebenen Tritiums mit 7,3 g berechnet. Daraus ergab sich eine Strahlendosis für die „am stärksten betroffene Person“ von 1,07 mSv in 200 m Entfernung und 0,17 mSv in 2,5 km Entfernung. Diesem Szenario wurde in der vorläufigen Sicherheitsanalyse für ITER eine sehr geringe Eintrittswahrscheinlichkeit zugeordnet. Daher wurde es als auslegungsüberschreitendes Ereignis klassifiziert.

Da auch bei den DEMO-Konzepten und zukünftigen Fusionskraftwerken ein Brand, insbesondere im Bereich der Handhabung vom Tritium, zu radioaktiven Freisetzungen führen kann, ist ein robustes Brandschutzkonzept mit einer zuverlässigen Branderkennung und -bekämpfung für solche Anlagen unabdingbar.

Neben Einwirkungen von innen stellen auch Einwirkungen von außen eine Gefahr für Fusionsanlagen dar. Bisher wurden sie für die DEMO-Konzepte und zukünftige Fusionskraftwerke jedoch nur sehr oberflächlich betrachtet. In der generischen SEAFP-Studie /EUR 95/ wurde eine nicht näher spezifizierte hochenergetische Einwirkung postuliert, die zum Verlust aller Barrieren führt. In einem solchen Szenario würde die resultierende Freisetzung des gesamten Inventars an Tritium nach /LUK 20/ mit „ziemlicher Sicherheit“ eine Evakuierung der Bevölkerung in den umliegenden Gebieten erforderlich machen. Um dies zu verhindern, „müssen alle zukünftigen Fusionskraftwerke so ausgelegt werden, dass eine solche unkontrollierte Freisetzung von Radioaktivität auf ein akzeptables Maß begrenzt wird“ /LUK 20/. Auch wenn das Spektrum der zu berücksichtigenden Einwirkungen vom konkreten Standort der Anlage abhängt, sollten nach /LUK 20/ und darin genannten Quellen, zumindest die Einwirkungen Flugzeugabsturz und Erdbeben in die Auslegung mit einbezogen werden.

Die für ITER durchgeführte Analyse ergab, dass ein Erdbeben selbst keinen Störfall auslösen würde, der nicht bereits durch die vorhandenen Sicherheitsnachweise abgedeckt ist. Einwirkungen von innen und außen können jedoch als erschwerende Faktoren bei anderen Ereignisabläufen wirken, z. B. durch den Verlust der elektrischen Energieversorgung nach einem Erdbeben. Ob hierbei alle möglichen Beeinträchtigungen der Beherrschung des Ereignisablaufs berücksichtigt wurden, ist aus Sicht der GRS nicht klar.

In /LUK 20/ wird auf dieser Grundlage eine risikobasierte Auslegung zukünftiger Fusionsanlagen vorgeschlagen und darauf verwiesen, dass eine erdbebensichere Auslegung eventuell auch aus Gründen des Investitionsschutzes sinnvoll sein könnte.

Auch die Einwirkung Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude wurde im Rahmen der vorläufige Sicherheitsanalyse für ITER untersucht. Hierbei wurde die Wahrscheinlichkeit, dass ein Privatflugzeug (engl. general aircraft¹⁰) auf das Reaktorgebäude aufprallt, mit $1,2 \cdot 10^{-6}$ 1/a berechnet. Die Analyse hat weiterhin gezeigt, dass die Auslegung und Anordnung der Gebäude sicherstellen, dass der Aufprall eines solchen Flugzeugs keine sicherheitsrelevanten Komponenten beeinträchtigt oder zu einer Freisetzung von radioaktivem Material führt. Dies ist im Wesentlichen auf die robusten Betonstrukturen zurückzuführen.

Im Vergleich hierzu wurde für Kernkraftwerke in Deutschland nach /BMU 15/ eine deutlich höhere Last angesetzt, nämlich der Aufprall einer schnellfliegenden Militärmaschine¹¹.

¹⁰ Die Verwendung des Begriffs „general aircraft“ deutet darauf hin, dass sich die genannte Aufprallwahrscheinlichkeit und die nachfolgende Analyse auf Flugzeugtypen bezieht, die nach der Definition der International Civil Aviation Organization (ICAO) dem Bereich der „general aviation (GA)“ zuzuordnen sind. GA umfasst den zivilen Luftverkehr außer dem kommerziellen Personen- und Frachttransport (transport category aircrafts). Verkehrsflugzeuge wurden also nicht betrachtet. Diese Interpretation wird durch einen Vergleich des angegebenen Wertes der Aufprallwahrscheinlichkeit mit anderen Flugzeugabsturzuntersuchungen bestätigt.

¹¹ Untersuchungen zu terroristischen Aktivitäten, wie z. B. dem gezielten Absturz eines Verkehrsflugzeugs, und anderen sicherungsrelevanten Einwirkungen sind nicht Gegenstand dieses Berichts.

5 Radiologisches Inventar, Freisetzungspfade und Rückhaltungsmöglichkeiten

Das radiologische Inventar von Fusionsanlagen, die möglichen Freisetzungspfade und vorhandene Rückhaltungsmöglichkeiten wurden bereits an mehreren Stellen dieses Berichtes kurz angesprochen, z. B. in Abschnitt 3.2.1 im Zusammenhang mit den grundlegenden Sicherheitsfunktion oder in Abschnitt 4.2 im Rahmen der Schilderung von Störfallabläufen. In diesem Kapitel werden die Themen nun explizit behandelt.

Tab. 5.1 gibt zunächst noch einmal einen Überblick über die typischen Strahlungsquellen in einer Fusionsanlage, wie z. B. ITER, den DEMO-Konzepten oder einem zukünftigen Fusionskraftwerk nach dem Prinzip eines Tokamak. Für die Frage möglicher Freisetzungen sind davon jene Strahlungsquellen zu betrachten, die mit der Sicherheitsfunktion „Einschluss radioaktiver Stoffe“ verknüpft sind, also insbesondere Tritium, das in verschiedenen Anlagenbereichen vorkommt, und Aktivierungsprodukte unterschiedlicher Genese.

Tab. 5.1 Typische Strahlungsquellen in einer Fusionsanlage nach /EUR 21/

Strahlungsquellen	Relevante Anlagenbereiche bzw. Herkunft der Strahlungsquellen	Sicherheitsfunktion
Tritium	Vakuumbehälter	Einschluss radioaktiver Stoffe*
	Brutblankets	
	Tritiumbrennstoffkreislauf	
	Fernbediente Handhabungseinrichtungen	
	Lagerung von Komponenten aus dem Vakuumbehälter	
	Heiße Zellen	
	In Kühlmitteln (insbesondere Lithium-Blei-Gemisch)	
	Raumluft der Räume mit Tritium führenden Systemen	
	In Wasser gelöst (z. B. im Dampferzeuger)	
Neutronenstrahlung	Plasmakammer (Vakuumbehälter, Plasma)	Abschirmung**
Gammastrahlung	Vakuumbehälter, erste Wand, Brutblanket	Abschirmung

Strahlungsquellen	Relevante Anlagenbereiche bzw. Herkunft der Strahlungsquellen		Sicherheitsfunktion
Bremsstrahlung	Plasmakammer (Vakuumbehälter, Plasma)		Abschirmung
Röntgenstrahlung	Plasmakammer (Vakuumbehälter, Plasma)		Abschirmung
Aktivierungsprodukte	Erste Wand	Sputtern***	Einschluss radioaktiver Stoffe
		Aktivierung	
	Brut-blanket	Aktivierung	
	Kühlmittel	Aktivierung	
		Korrosionsprodukte	
	Divertor	Korrosionsprodukte	
	Staub im Vakuumbehälter		
	Komponenten innerhalb und außerhalb des Vakuumbehälters		
Aktiviertes Abschirmmaterial			

* Teilaspekt der grundlegenden Sicherheitsfunktion „Einschluss radioaktiver und anderer gefährlicher Stoffe“ in Abschnitt 3.1.

** Teilaspekt der unterstützenden Sicherheitsfunktion „Begrenzung der Strahlenexposition und der Giftstoffbelastung des Personals“ in Abschnitt 3.1

*** Sputtern, auch Kathodenzerstäubung genannt, ist ein Prozess, bei dem durch den Aufprall hochenergetischer Ionen Teilchen aus der Oberfläche eines Materials herausgelöst werden.

5.1 Freisetzbares radioaktives Inventar

Das radioaktive Inventar einer Fusionsanlage besteht vor allem aus Tritium, dem Brennstoff, und Aktivierungsprodukten, also Materialien, die durch Neutronenbestrahlung radioaktiv werden.

Für die europäischen DEMO-Konzepte besteht die Anforderung, dass für jeden Raum- bereich, in dem Tritium in nennenswertem Umfang vorkommen kann, Grenzwerte hin- sichtlich der zulässigen maximalen Mengen festgelegt werden. Für den Vakuumbehälter wurde 1 kg Tritium als Zielwert festgelegt, der zu keiner Zeit überschritten werden soll. Für die Blankets werden separate Obergrenzen definiert. Analog zu der Vorgabe für Tri- tium wurde ein Zielwert von maximal 1.000 kg aktiviertem Staub im Vakuumbehälter festgelegt. Diese Grenzwerte sind jedoch nicht als fix anzusehen, da sie im Laufe der weiteren Konkretisierung der Designkonzepte noch angepasst werden sollen /CAR 22/.

Neben der reinen Menge radioaktiven Inventars spielt auch dessen räumliche Verteilung eine wesentliche Rolle für den Strahlenschutz innerhalb der Anlage und im Hinblick auf mögliche Freisetzungen in die Umwelt sowohl im Normalbetrieb als auch während Wartungsarbeiten oder Störfällen. Nach den bisherigen Designentwürfen für die DEMO-Konzepte werden die größten Mengen radioaktiven Materials im Reaktorgebäude, dem Aufbereitungsgebäude für Tritium, dem Abfallbehandlungsgebäude und dem Abfalllagergebäude erwartet. Bisher wurde jedoch nur das radioaktive Inventar des Reaktorgebäudes näher betrachtet, da für die anderen Einrichtungen noch keine ausreichend konkreten Pläne existieren /CAR 22/.

Tritium

Als Wasserstoffisotop ist Tritium ein hoch mobiler Stoff, für den spezielle Handhabungs- und Rückhaltemaßnahmen erforderlich sind, um Freisetzungen zu verhindern. In den DEMO-Konzepten tritt Tritium als

- unverbrannter Brennstoff im Vakuumbehälter,
- Transmutationsprodukt in lithium- oder berylliumhaltigen Materialien im Vakuumbehälter und
- als wesentlicher Bestandteil des Brennstoffzyklus und des radioaktiven Abfalls

auf /CAR 22/.

Eine wesentliche Unsicherheit hinsichtlich des tatsächlichen Inventars an Tritium einer zukünftigen DEMO-Anlage stellt das schlussendlich zum Einsatz kommende Blanketkonzept dar. In den letzten Jahren wurden vier unterschiedliche Designs diskutiert:

- heliumgekühlte Lithiumbleibblankets (helium cooled lithium lead, HCLL),
- doppelgekühlte Lithiumbleibblankets (dual cooled lithium lead, DCLL),
- wassergekühlte Lithiumbleibblankets (water cooled lithium lead, WCLL) und
- heliumgekühlte Schüttbettblankets (helium cooled pebble bed, HCPB).

Von diesen Optionen haben die wassergekühlten Lithiumblei- und heliumgekühlten Schüttbettblankets nach bisherigen Erkenntnissen die größte Chance realisiert zu wer-

den und wurden dementsprechend weiter untersucht /POR 20/. In Tab. 5.2 ist das Inventar an Tritium dieser beiden Blankettypen für das Referenz-DEMO-Konzept 2017 („DEMO 2017“)¹² zusammengestellt.

Tab. 5.2 Inventar an Tritium der Blankets für DEMO 2017 nach /CAR 22/

Inventar an Tritium	HCPB		WCLL	
	Min	Max	Min	Max
T im Kühlmittel	0,001 g	0,01 g	6,4 g	70,4 g
T in EUROFER-Stahl-Strukturen*	0,003 g	0,04 g	2,9 g	3,5 g
T im Brutblanket	24,5 g	25 g	30 g g	36 g
T im Spülgas	0,03 g	0,1 g	N/A	N/A
T im Neutronenvervielfacher**	72 g	72 g	N/A	N/A

* Nicht berücksichtigt ist Tritium aufgrund von Permeation aus dem Plasma.

** Die Tritiummenge wurde für fünf Vollastjahre berechnet.

Tab. 5.3 Betriebliches Inventar an Tritium wichtiger Systeme des Brennstoffkreislaufs nach /CAR 22/

Brennstoffkreislaufsystem	Inventar an Tritium
Injektionssystem	12 g
Vakuumsystem	75 g
Abluftreinigung	10 g
Isotopenausgleichssystem	100 g
Abluftdetritiierung	60 g
Wasserdetritiierung	190 g
Isotopentrennung	360 g

Tritium fällt jedoch nicht nur in den Blankets und in den Systemen des Brennstoffkreislaufs (siehe Tab. 5.3) an. Während des Anlagenbetriebs kommt es in unterschiedlichen Bereichen zur Anreicherung von Tritium durch Permeation/Diffusion. In diesem Zusammenhang sind insbesondere die dem Plasma zugewandten Strukturen (engl. plasma-

¹² DEMO 2017 ist das Konzept einer Fusionsanlage mit 2.000 MW Plasmaleistung, einem großen Radius des Torus von 9 m, einem Aspektverhältnis von 3,1 und einer Pulsdauer von zwei Stunden /POR 20/.

facing components, PFC), Staub und Ablagerungen zu nennen. Auch wenn das Tritium in den dem Plasma zugewandten Strukturen normalerweise weitgehend gebunden ist, kann es nach /CAR 22/ im Falle eines Vakuumverluststörfalls (vergl. Abschnitt 4.2.5) oder bei Wartungsarbeiten, z. B. durch Ausgasung, freigesetzt werden. Bisher wird auf Basis einer konservativen Skalierung der für ITER vorliegenden Daten für die DEMO-Konzepte von einer Gesamtmenge an Tritium von 2,673 kg im Vakuumbehälter ausgegangen. Um den Nachweis führen zu können, dass der Zielwert von 1 kg eingehalten wird, sind weitere Optimierungen des Designs und eine Reduzierung der Unsicherheiten bei den Berechnungen zur im Vakuumbehälter ständig vorhandenen Menge an Tritium erforderlich /CAR 22/.

Nach generischen Studien für zukünftige Fusionskraftwerke /EUR 95/ wird sich Tritium insbesondere in den Wolfram- oder Berylliumschichtungen der dem Plasma zugewandten Strukturen und im Staub anreichern. Die davon bei einem Störfall mobilisier- und freisetzbare Menge an Tritium wurde mit maximal 1 kg angenommen. Dies entspricht einem freisetzbaren Aktivitätsinventar von $3,57 \cdot 10^{17}$ Bq /LUK 20/.

Aktivierungsprodukte

Bei den Aktivierungsprodukten ist zwischen weitgehend beweglichem, durch Erosion entstandenem aktiviertem Staub und an Oberflächen anhaftenden, aktivierten Materialien, wie z. B. Korrosionsprodukten, zu unterscheiden. Letztere machen den größten Teil der Aktivierungsprodukte aus. Aber auch diese anhaftenden aktivierten Materialien können durch mechanische oder chemische Einwirkungen mobilisiert werden. Im Allgemeinen stellen Aktivierungsprodukte jedoch vor allem ein Problem des betrieblichen Strahlenschutzes dar. Nur ein geringer Teil von ihnen kann, z. B. bei Störfällen, in die Umwelt freigesetzt werden /CAR 22/.

Während des Betriebs einer Fusionsanlage ist mit einer zunehmenden Menge aktivierten Staubes im Vakuumbehälter zu rechnen. Die hierzu vorliegenden Berechnungen sind jedoch immer noch mit großen Unsicherheiten behaftet, da die Kenntnisse hinsichtlich vieler physikalischer Phänomene, die dabei eine Rolle spielen, begrenzt sind /LUK 20/. Auf Basis einer Skalierung konservativ abgeschätzter zu ITER vorliegender Daten kann unabhängig von der Wahl der Blankets für DEMO von etwa 1.000 kg mobilisierbarem Staub ausgegangen werden.

Mit genaueren Analysen wird dieser Wert in Zukunft jedoch vermutlich reduziert werden können, wenn

- die genaueren Umstände der Staubentstehung einschließlich einer Unterscheidung von Erosionsprodukten in Staub und anhaftenden Partikel,
- die Tatsache, dass Wolfram als Beschichtungsmaterial der ersten Wand weniger zu Erosion neigt als Beryllium, und
- die bessere Verhinderung unkontrollierter Plasmadisruptionen bei DEMO im Vergleich zu ITER

berücksichtigt werden /CAR 22/.

Auch wenn die genaue Isotopenzusammensetzung der 1.000 kg Staub unbekannt ist, kann nach /LUK 20/ konservativ angenommen werden, dass es sich dabei zu 100 % um ^{185}W handelt, da dieses Wolframisotop die größte Aktivität aller in Frage kommenden Stoffe aufweist und mit einer ungünstigen Halbwertszeit von 75 Tagen zerfällt. Mit dieser Annahme würde sich eine Aktivität des mobilisierbaren Staubes von $3,7 \cdot 10^{16}$ Bq ergeben. Trotz des gegenüber Tritium um einen Faktor zehn geringeren Wertes stellt dies dennoch ein nicht zu vernachlässigendes Freisetzungspotential dar /LUK 20/.

Als Korrosionsprodukte können aktivierte Materialien auch ins Kühlmittel gelangen. Dies ist insbesondere für DEMO-Konzepte mit wassergekühlten Lithiumbleibankets ein wichtiger Effekt. Wie oben bereits erwähnt, haften die meisten dieser Korrosionsprodukte an den Oberflächen der Komponenten und Rohrleitungen an. Nur ein geringer Teil liegt als gelöste Ionen oder in suspendierter Form vor. In den bisherigen Sicherheitsanalysen wurde konservativ von 10 kg anhaftenden aktivierten Korrosionsprodukten pro Kühlkreis und 20 g „mobilen“ Korrosionsprodukten ausgegangen. Wieviel Prozent der anhaftenden aktivierten Korrosionsprodukte bei einem Kühlmittelverluststörfall aufgrund von Strömungseffekten abgelöst und freigesetzt werden können, muss in zukünftigen Analysen ermittelt werden /CAR 22/.

Neben den bisher diskutierten radioaktiven Materialien können in Fusionsanlagen je nach Design auch Polonium und Transurane entstehen.

Po-210 wird durch Neutroneneinfang von Blei und ggf. Wismutverunreinigungen bei Konzepten mit Lithiumblei-brutmaterialerzeugt. In /MER 19/ wurde das Po-210-Inventar von DEMO-Konzepten mit heliumgekühlten Lithiumbleibankets und wassergekühlten

Lithiumbleibankets abgeschätzt. Für den Fall, dass eine handelsübliche mit Bismut verunreinigte Lithiumbleilegierung verwendet wird und keine regelmäßige Reinigung der flüssigen Legierung stattfindet, ergaben sich dabei für Blankets nach sechs Betriebsjahren ein Inventar von Po-210 zwischen ca. 1,8 g und 6,5 g. Eine anschließende Analyse zeigte, dass bei einem Störfall mit Leckage der Lithiumbleilegierung außerhalb des Vakuumbehälters die Freisetzungen von Po-210 dennoch unter dem Evakuierungsgrenzwert bleiben. Dies gilt jedoch nur, sofern die Legierung dabei nicht in Kontakt mit Wasser kommt, da in Verbindung mit Wasser flüchtigere Poloniumverbindungen entstehen können. Für dieses Szenario wären gesonderte Untersuchungen erforderlich, die bisher jedoch nicht durchgeführt wurden.

Transurane entstehen durch Transmutation von Uranverunreinigungen in berylliumhaltigen Materialien. Beryllium wird in Fusionsanlagen entweder zur Vervielfachung von Neutronen mit dem Ziel einer höheren Tritiumausbeute beim Brutprozess oder als Schutzschicht der ersten Wand als Alternative zu Wolfram verwendet. Da für die DEMO-Konzepte momentan Wolfram als Schutzmaterial favorisiert wird und Blankets mit Lithiumbleilegierungen auf Beryllium zur Verbesserung der Neutronenausbeute verzichten können, konzentrieren sich die folgenden Ausführungen auf heliumgekühlte Schüttnettblankets.

Der Urananteil frisch gewonnenen Berylliums hängt von dessen Herkunft ab. Chinesische und US-amerikanische Minen liefern Beryllium mit einem Urangewichtsanteil von bis zu 100 ppm während Beryllium aus russischen Minen oft weniger verunreinigt ist. Wird ein Verunreinigungsgrad von 100 ppm angesetzt, so ergibt sich bei einem Gesamtberylliumgehalt der heliumgekühlten Schüttnettblankets von 300 t bis 400 t eine Uranmenge von 30 kg bis 40 kg /GIL 19/. Zumindest für die Entsorgung ausgetauschter Blankets stellt dies ein Problem dar, da die entstehenden α -strahlenden Actinoide typischerweise die Grenzwerte für schwachradioaktive Abfälle (z. B. 4 MBq/kg in Großbritannien) überschreiten. Mit neueren Reinigungsverfahren lassen sich aber ggf. deutlich niedrigere Urananteile bis etwa 0,1 ppm in Beryllium erreichen /GON 22/.

5.2 Freisetzbares toxisches Material

Eine Abschätzung der freisetzbaren Stoffe, die auf chemische Weise toxisch wirken, für die DEMO-Konzepte ist derzeit noch problematisch, da die Konzepte noch nicht so weit ausgereift sind, dass die hierfür erforderlichen Daten wie Design und Materialwahl vorlägen.

Sofern Strukturen der ersten Wand mit einer Schutzschicht aus Beryllium versehen werden, kann erodierter Berylliumstaub zu giftigem Berylliumoxid oxidieren. Auch das für DEMO-Konzepte als Schutzschicht derzeit präferierte Wolfram kann unter bestimmten Bedingungen Wolframtrioxid bilden, das zwar nicht als akut toxisch einzustufen ist, jedoch beim Einatmen oder sonstigem direkten Kontakt zu Reizungen führen kann /LUK 20/.

Bei Konzepten mit bleihaltigen Brutmaterialien stellt auch dieses eine weitere zu berücksichtigende toxische Substanz dar. Während eines fünfjährigen Betriebszyklus eines wassergekühlten Lithiumbleibankets in DEMO fallen z. B. ca. 9.050 t Blei an /CAR 22/.

Abgesehen von den fehlenden Informationen zum Inventar von Stoffen, die chemisch toxisch wirken, liegen bisher auch keine Untersuchungen zu deren Freisetzung bei Störfällen vor.

5.3 Freisetzbare Energiemengen

Das Problem der großen Energiemengen, die in einer Fusionsanlage in unterschiedlicher Form vorliegen, und die Maßnahmen zur Vermeidung schädlicher Auswirkungen durch deren unkontrollierte Freisetzung wurde bereits im Zusammenhang mit den Sicherheitsfunktionen diskutiert:

- Brände und Wasserstoffexplosionen wurden in Abschnitt 3.2.1.3 im Kontext konventioneller Gefahren thematisiert.
- Die Kontrolle der Plasmaenergie wurde in Abschnitt 3.2.2.1 behandelt.
- Der Themenkomplex thermische Energie, einschließlich des Energiegehalts des Kühlmittels, war Gegenstand des Abschnitts 3.2.2.2.
- Die in den Magneten gespeicherte Energie wurde in Abschnitt 3.2.2.4 besprochen.
- Die Energiefreisetzung in chemischen Reaktionen wurde in Abschnitt 3.2.2.5 kurz angesprochen.

Eine exemplarische Zusammenstellung der betrieblichen Energiequellen und Energiemengen im Referenzkonzept DEMO 2017 ist Tab. 5.4 zu entnehmen.

Bei Störfällen kann es zu weiteren Energiefreisetzungen kommen. Hier ist insbesondere die Möglichkeit von Wasserstoff- und Staubexplosionen zu nennen, die bereits in Abschnitt 4.2.5 im Zusammenhang mit dem dort beschriebenen Vakuumverluststörfall angesprochen wurde. In einer für ITER durchgeführten Untersuchung wurde die Energie einer durch eine Wasserstoffexplosion ausgelösten Staubexplosion mit 14 GJ abgeschätzt. Die Energie der Wasserstoffexplosion selbst ist geringer /LUK 20/. Für die DEMO-Konzepte lagen zumindest bis zum Jahr 2020 noch keine spezifischen Untersuchungen zur Energiefreisetzung bei Explosionen vor. Für die Fertigstellung des Generic Site Safety Reports werden hierzu in /POR 20/ weitere Untersuchungen angeregt.

Tab. 5.4 Energieinhalte und Leistungen eines DEMO-Konzepts nach /CAR 22/

Quelle	Energieinhalt/Leistung	
Leistung des Plasmas (thermische Leistung)	1.998 MW	
Thermische Energie des Plasmas	1,3 GJ	
Magnetische Energie (Toroidalfeldspulen)	120 – 147 GJ	
Magnetische Energie (Poloidalfeldspulen)	20 GJ	
Zerfallsleistung	≈ 1 % der thermischen Leistung	
Thermische Energien (TE)	HCPB-Konzept	WCLL-Konzept
TE des Divertors	30 GJ	30 GJ
TE der ersten Wand	*	154 GJ
TE des Brutblankets	3 GJ	545 GJ
TE des Vakuumbehälters	62 GJ	62 GJ

* Konzepte mit WCLL-Blankets verwenden getrennte Kühlkreisläufe für die erste Wand und die Brutzone; HCPB-Blankets verwenden hingegen einen einzigen Brutblanket-Kreislauf.

Eine bedeutende Energiequelle bei DEMO-Konzepten, die wassergekühlte Blankets verwenden, stellen auch exotherme Reaktionen des Wassers mit Materialien wie Beryllium oder Wolfram dar. Zu solchen Reaktionen kann es bei Störfällen mit Kühlmittelverlust in den Vakuumbehälter kommen. Untersuchungen für die koreanischen und japanischen DEMO-Konzepte, die von den Leistungsdaten etwas unter den Europäischen liegen, ihnen aber baulich ähnlich sind, kommen zu freisetzbaren Energiemengen aufgrund von Reaktionen zwischen Wolfram und Wasserdampf von 138 GJ bzw. 200 GJ, was deutlich mehr freisetzbare Energie als bei Wasserstoff- oder Staubexplosionen bedeutet /KIM 22/.

5.4 Freisetzungspfade und Rückhaltungsmöglichkeiten

Zu Freisetzungen radioaktiver Stoffe kann es einerseits bei Störfällen und andererseits auch während des Normalbetriebs bzw. bei Wartungsarbeiten kommen. Um diese Freisetzungen möglichst gering zu halten, sind sowohl bei ITER als auch bei den DEMO-Konzepten Maßnahmen und Systeme zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe vorgesehen. Die möglichen Freisetzungspfade von Tritium und Aktivierungsprodukten, wie Staub und Korrosionsprodukten, werden im Folgenden zusammen mit den Rückhaltungsmöglichkeiten und der resultierenden Strahlendosis in der Umgebung dargestellt.

5.4.1 Freisetzungspfade bei Stör- und Unfallszenarien

Da, wie in Kapitel 4 erwähnt, noch nicht alle Störfallabläufe für die DEMO-Konzepte analysiert wurden, beschränkt sich auch die Darstellung der Freisetzungspfade auf die fünf in Abschnitt 4.2 behandelten Ereignisabläufe. Dies gilt auch in Bezug auf die betrachteten Blankettypen. Hinsichtlich der Rückhaltungsmöglichkeiten bestehen noch viele Unsicherheiten, da die DEMO-Konzepte in vielen Punkten noch nicht ausgearbeitet sind. Hier werden sich aus den Erkenntnissen der Sicherheitsanalysen für die diskutierten und die noch weiter zu untersuchenden Ereignisabläufe noch Weiterentwicklungen ergeben. Dementsprechend umfassen die bei den einzelnen Freisetzungsszenarien angesprochenen Rückhaltungsmöglichkeiten sowohl bereits vorgesehene als auch noch in Diskussion befindliche Ansätze.

Divertor LOFA (vergl. Abschnitt 4.2.1)

Nach dem in /CAR 22/ beschriebenen Szenario für einen Strömungsverlust des Divertors kommt es nicht zu einem Barrierenverlust, so dass in diesem Fall auch keine Freisetzungen erfolgen. Anders wäre die Situation, wenn zusätzliche Fehler unterstellt würden, die zum Verlust der Integrität der Kühlrohre und einem Übergang des Ereignisses in einen Kühlmittelverlust in den Vakuumbehälter führen würden. Die ggf. resultierenden Freisetzungspfade entsprächen dann den weiter unten unter dem Ereignis In-vessel LOCA beschriebenen.

Verlust der Hauptwärmesenke (vergl. Abschnitt 4.2.2)

Das Szenario nach /PIN 17/ stellt den komplexesten der behandelten Ereignisabläufe dar.

Die Freisetzungspfade lassen sich qualitativ wie folgt zusammenfassen:

- Über die Dampferzeuger ist Tritium über Permeation in den Dampfkreislauf gelangt. Da bei dem Ereignis Dampf ins Maschinenhaus freigesetzt wird, gelangt dieses über das Lüftungssystem auch in die Umwelt. Rückhaltemöglichkeiten würden sich durch einen Lüftungsabschluss oder eine geeignete Abluftfilteranlage, die in der Lage ist, Wasserdampf, insbesondere HTO, zurückzuhalten, wie z. B. das in /SAN 22/ beschriebene Abscheidesystem für Tritium, ergeben.
- Die Freisetzung von Brutmaterial oder Kühlmittel in den Vakuumbehälter führt zu einem Kühlmittelverlust in den Vakuumbehälter und den daraus ggf. resultierenden Freisetzungen. Insbesondere können durch die Druckentlastung in das Expansionsvolumen bzw. das Druckentlastungssystem sowohl Tritium als auch Aktivierungsprodukte, insbesondere Wolframstaub, im weiteren Ereignisverlauf in die Umwelt gelangen. Eine Rückhaltemöglichkeit würde sich insbesondere durch die Gebäudeauslegung auf den erwarteten Druckaufbau und eine Filterung und Detritierung der Raum- und Abluft ergeben.
- Wie in Abschnitt 4.2.2 beschrieben, kann es in Abhängigkeit vom Konzept der Blankets und dem konkreten Störfallszenario zur Bildung von Wasserstoff im Vakuumbehälter kommen, woraus das zusätzliche Risiko einer Wasserstoffexplosion resultiert. Eine solche Explosion könnte zum Verlust der Integrität des Vakuumbehälters und damit zu einem weiteren Freisetzungspfad für Tritium und Aktivierungsprodukte in die Umwelt führen. Sofern eine Explosion auftritt, ist eine kontrollierte Rückhaltung der radioaktiven Materialien kaum noch möglich. Insofern müssen Maßnahmen ergriffen werden, die eine Explosion möglichst zuverlässig verhindern (vergl. Abschnitt 3.2.1.3).

Tab. 5.5 Dosiswerte für den Störfall „Verlust der Wärmesenke“ bei Konzepten mit heliumgekühlten Schüttbettblankets nach /CAR 22/

Störfall „Verlust der Wärmesenke“ bei Konzepten mit heliumgekühlten Schüttbettblankets		Entfernung zum Ort der Freisetzung			
		0,5 km	1,0 km	5,0 km	10,0 km
Dosiswerte in mSv (95 % Fraktile)	Frühe Dosis	$1,0 \cdot 10^{-1}$	$3,9 \cdot 10^{-2}$	$7,1 \cdot 10^{-3}$	$3,9 \cdot 10^{-3}$
	Mit Inkorporation	1,3	$4,8 \cdot 10^{-1}$	$9,3 \cdot 10^{-2}$	$6,0 \cdot 10^{-2}$

Für ein Konzept mit heliumgekühlten Schüttbettblankets und ohne Wasserstoffexplosion würden sich unter der Annahme historischer Wetterverhältnisse (1991) am Standort Cadarache¹³ nach /CAR 22/ im Umfeld der Anlage aus dem freigesetzten Tritium und dem Wolframstaub die in Tab. 5.5 genannten Dosiswerte ergeben.

Ex-vessel LOCA (vergl. Abschnitt 4.2.3)

Bei dem in /CAR 22/ beschriebenen Szenario eines Kühlmittelverlustes außerhalb des Vakuumbehälters bei einem DEMO-Konzept mit wassergekühlten Lithiumbleibblankets gelangen tritiumhaltige Wassermoleküle und aktivierte Korrosionsprodukte in den Raum des Kühlsystems. Außerdem ist eine Beschädigung der baulichen Strukturen durch den sich entwickelnden Überdruck und damit ein Verlust der Barrierefunktion möglich, so dass eine weitere Freisetzung in andere Bereiche des Reaktorgebäudes und schließlich in die Umwelt möglich ist. Gasförmiges Tritium oder Wolframstaub spielen in diesem Szenario keine Rolle.

Die freigesetzten Mengen an radioaktiven Stoffen ergeben sich für den ungünstigsten in /CAR 22/ betrachteten Fall nach Tab. 4.2 zu $6,93 \cdot 10^{-6}$ g aktivierten Korrosionsprodukte und $3,27 \cdot 10^{-3}$ g Tritium gebunden in Wassermolekülen. Für diesen Störfall würden unter der Annahme historischer Wetterverhältnisse (1991) am Standort Cadarache im Umfeld der Anlage die in Tab. 5.6 genannten Dosiswerte resultieren.

Tab. 5.6 Dosiswerte für den Störfall "Kühlmittelverlust außerhalb des Vakuumbehälters" bei Konzepten mit wassergekühlten Lithiumbleibblankets nach /CAR 22/

Störfall „Kühlmittelverluste außerhalb des Vakuumbehälters“ bei Konzepten mit wassergekühlten Lithiumbleibblankets		Entfernung zum Ort der Freisetzung			
		0,5 km	1,0 km	5,0 km	10,0 km
Dosiswerte in mSv (95 % Fraktil)	Frühe Dosis	$1,6 \cdot 10^{-3}$	$8,7 \cdot 10^{-4}$	$6,0 \cdot 10^{-5}$	$1,2 \cdot 10^{-5}$
	Mit Inkorporation	$6,8 \cdot 10^{-3}$	$3,6 \cdot 10^{-3}$	$2,8 \cdot 10^{-4}$	$7,9 \cdot 10^{-5}$

¹³ Da für Ausbreitungsrechnungen standortspezifische Wetterinformationen benötigt werden und der Standort des zukünftigen europäischen DEMO noch nicht feststeht, wurde für die Berechnungen auf die Standortdaten von ITER zurückgegriffen.

Da die entscheidenden Probleme bei einem Kühlmittelverlust außerhalb des Vakuumbehälters der Druckanstieg in den Räumen des Kühlsystems und der daraus resultierende Barriereverlust sind, muss ein Konzept zur Rückhaltung hier ansetzen: Wie in Abschnitt 4.2.3 bereits angemerkt, könnten die auftretenden Druckspitzen, z. B., durch eine Segmentierung der Kühlschleifen der Blankets oder eine Vergrößerung der Rauminhaltungen begrenzt werden. Sofern eine Vermeidung oder ausreichende Verzögerung des Barriereverlustes erreicht werden kann, lassen sich die Freisetzungen durch eine Abluftfilteranlage, die in der Lage ist, Wasserdampf und insbesondere HTO zurückzuhalten, und ein Abscheidesystem für Tritium reduzieren. Da aktivierte Korrosionsprodukte großenteils an Oberflächen anhaften, wäre eine Begrenzung der Strömungsgeschwindigkeit in den Rohrleitungen beim Bruch einer Leitung eine weitere Möglichkeit zur Reduzierung von Freisetzungen.

In-vessel LOCA (vergl. Abschnitt 4.2.4)

Bei dem in /CAR 22/ beschriebenen Verlust von Kühlmittel aus dem primären Wärmeabfuhrsystem eines DEMO-Konzepts mit heliumgekühlten Schüttbettblankets in den Vakuumbehälter baut sich dort durch das einströmende Helium ein Überdruck auf, der zur Druckentlastung in die trockenen oder nassen Expansionsvolumina führt. Durch Leckagen kann es in der Folge auch zu einer Überdruckbeaufschlagung der Räume des Kühlsystems und damit zu einer Freisetzung von insgesamt $8,62 \cdot 10^{-3}$ g Tritium und insgesamt 1,767 g Wolframstaub in die Umwelt kommen. Dosiswerte wurden für dieses Szenario nicht explizit angegeben. Da die freigesetzten Tritium- und Staubmengen nach /CAR 22/ jedoch 13,6 % bzw. 11,2 % der Mengen, die sich bei einem Verlust der Hauptwärmesenke, wie er oben beschrieben wurde, ergeben würden, können die in Tab. 5.6 angegebenen Werte als konservativ abdeckend angesehen werden.

Das Hauptproblem des Kühlmittelverlustes innerhalb des Vakuumbehälters bei DEMO-Konzepten mit heliumgekühlten Schüttbettblankets ergibt sich aus der Druckbeaufschlagung des Vakuumbehälters. Um diese zu begrenzen, werden sowohl nasse als auch trockene ausreichend große Expansionsvolumina benötigt. Durch ein geeignetes Design dieser Expansionsvolumina ist ein Versagen des Vakuumbehälters als Barriere zu verhindern, was die Voraussetzung für eine gezielte Rückhaltung radioaktiver Stoffe ist. Ein nasses Expansionsvolumen trägt durch den verbesserten Wärmeübertrag zwischen Wasser und Helium dazu bei, die Temperatur und damit den Druckaufbau im Expansionsvolumen zu begrenzen.

Aus den Expansionsvolumina sollte normalerweise eine kontrollierte Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt über ein Abscheidesystem für Tritium erfolgen /LUK 20/. Ob eine Reinigung im nassen Expansionsvolumen einen zusätzlichen Vorteil bieten würde, muss noch untersucht werden /CAR 22/. In dem analysierten Szenario nach /CAR 22/ wurden jedoch Leckagen in die angrenzenden Räume des Kühlsystems unterstellt, die einen weiteren Freisetzungspfad in die Umwelt darstellen. Eine bessere Rückhaltung kann daher durch eine Kombination aus zwei Maßnahmen erreicht werden: erstens eine Begrenzung von Leckagen aus den Expansionsvolumina in die Räume des Kühlsystems, so dass dort der Atmosphärendruck nicht überschritten wird und somit keine weitere Freisetzung in die Umwelt stattfindet, sowie zweitens eine zusätzliche effektive Filterung und Detritierung der Raumluft im Reaktorgebäude.

LOVA (vergl. Abschnitt 4.2.5)

Das Szenario eines Zutritts von Luft zum Vakuumbehälter wurde in /LUK 20/ zwar für ITER beschrieben, doch auch bei den DEMO-Konzepten würde die Strahlendosis für die „am stärksten betroffene Person“ außerhalb des Anlagengeländes vermutlich in der gleichen Größenordnung von 0,012 mSv in 200 m Entfernung bzw. 0,013 mSv in 2,5 km Entfernung liegen. Das eigentliche Gefährdungs- und Freisetzungspotential bei diesem Ereignis resultiert aus der Möglichkeit einer Wasserstoff- und Staubexplosion. Durch die Explosion(en) kommt es mit hoher Wahrscheinlichkeit zum Verlust des Vakuumbehälters als Barriere und damit zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe, vornehmlich Tritium und Staub, in die Atmosphäre. Die resultierenden Belastungen außerhalb des Anlagengeländes wurden mit 0,33 mSv in 200 m Entfernung und 0,20 mSv in 2,5 km Entfernung abgeschätzt. Inwieweit diese Werte auf die DEMO-Konzepte übertragen werden können, ist unklar, da für diese noch keine Analysen zu Explosionsszenarien durchgeführt wurden. Da sich das Inventar von ca. 1 kg gasförmigem Tritium und ca. 1.000 kg aktiviertem Staub im Vakuumbehälter zwischen ITER und den DEMO-Konzepten jedoch nicht nennenswert unterscheidet /CAR 22/, /MAN 21/, kann zunächst auch hier von ähnlichen Auswirkungen ausgegangen werden.

Im Falle eines explosionsbedingten Dichtigkeitsverlustes des Vakuumbehälters erfolgt die Freisetzung des gasförmigen Tritiums und des aktivierten Staubes über die den Vakuumbehälter umgebenden Räume des Reaktorgebäudes. Dementsprechend würden auch in diesem Fall eine Filterung der Raumluft im Reaktorgebäude und ein effektives Abscheidesystem für Tritium eine Möglichkeit zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe

darstellen. Vorrangig sind jedoch Maßnahmen zur Verhinderung einer Wasserstoffexplosion, wie sie in Abschnitt 3.2.1.3 beschrieben wurden, d. h. Zündsysteme, Rekombinatoren oder Inertisierungssysteme.

5.4.2 Freisetzungspfade während des Normalbetriebes

Der Fokus der meisten Veröffentlichungen zu radiologischen Aspekten von ITER, den DEMO-Konzepten und Konzepten für zukünftige Fusionskraftwerke liegt auf Grenzwerten für zulässige Freisetzungen im Normalbetrieb und bei Störfällen sowie Analysen zu Freisetzungen bei Störfällen. Zu Freisetzungen während des Normalbetriebs und während Wartungsarbeiten liegen kaum Untersuchungen vor.

Die vorläufig angesetzten Dosisgrenzwerte für die europäischen DEMO-Konzepte sind in Tab. 3.2 zusammengestellt. Im Normalbetrieb sind die Grenzwerte für Personen auf dem Anlagengelände 50 mSv pro Jahr und 100 mSv in fünf Jahren. Als Zielwert werden nicht mehr als 5 mSv pro Jahr angestrebt. Außerhalb des Anlagengeländes gilt ein Grenzwert von 1 mSv pro Jahr und ein angestrebter Zielwert von 0,1 mSv pro Jahr.

Für Tritium resultiert die Möglichkeit einer Freisetzung im Normalbetrieb insbesondere aus der Tatsache, dass es als Wasserstoffisotop relativ leicht in Werkstoffe, insbesondere metallische, eindringen und diese diffusiv durchwandern kann. Dieser Permeation genannte Prozess kann einerseits zu einer Versprödung des Werkstoffs führen, andererseits setzt er der Barrierefunktion zahlreicher Werkstoffe Grenzen.

In Abschnitt 3.2.1.1 wurde bereits im Zusammenhang mit der grundlegenden Sicherheitsfunktion „Einschluss radioaktiver und anderer gefährlicher Stoffe“ auf den Eintrag von Tritium in das Kühlsystem und dessen radiologische Auswirkungen eingegangen. Nach /CAR 22/ wurde für ITER eine kontinuierliche Freisetzung von etwa 148 TBq pro Jahr abgeschätzt. Für die DEMO-Konzepte mit wassergekühlten Lithiumbleibankets liegen noch keine eigenen Abschätzungen vor, aufgrund der größeren Kühlkreisläufe und des höheren Drucks in diesen werden sie jedoch vermutlich die Freisetzungen bei ITER übersteigen /CAR 22/.

Bei der Verwendung heliumgekühlter Schüttbettblankets spielt die Dichtheit von Flanschen, Dichtungen und Ventilen eine größere Rolle. Die radioaktiven Leckagen an diesen Bauteilen wurden auf etwa 111 TBq pro Jahr (300 GBq/Tag) abgeschätzt. Darüber hinaus sind bei diesem Konzept für Blankets auch die Leckagen der

Dampferzeugerabschlammung nicht zu vernachlässigen. Diese wurden jedoch noch nicht quantifiziert /CAR 22/.

Zu diesen Quelltermen von Tritium wurden keine Ausbreitungsrechnungen durchgeführt. In einer älteren Arbeit /MUE 90/ wurde jedoch mit einem deutlich größeren Quellterm von 740 TBq pro Jahr eine konservative Strahlendosis (Ingestion, Inhalation, Hautaufnahme) für einen Erwachsenen in 2 km Entfernung von 4 μ Sv pro Jahr ermittelt.

Aktivierete Korrosionsprodukte und aktivierter Staub stellen hauptsächlich ein Problem für den anlageninternen Strahlenschutz dar. Durch aktivierete Korrosionsprodukte in Rohrleitungen kann es in den Räumen dieser Leitungen zu nennenswerten Strahlenbelastungen kommen. Dem wird durch die in Abschnitt 3.2.1.2 und 3.2.2.9 angesprochenen Maßnahmen des Strahlenschutzes, wie z. B. Nutzung eines Zonenschemas mit entsprechenden Zugangskontrollen/-beschränkungen, Rechnung getragen. Eine Freisetzung von aktivierten Korrosionsprodukten im Rahmen der Reinigung des LiPb-Kreislaufs von wassergekühlten Lithiumbleibankets -oder anderen Systemen, in denen aktivierete Korrosionsprodukte anfallen können, ist nicht auszuschließen.

Die Möglichkeit einer Freisetzung von aktiviertem Staub aus dem Vakuumbehälter in die Räume des Reaktorgebäudes besteht insbesondere während Wartungsmaßnahmen wie dem regelmäßigen Austausch von Komponenten. Divertoren und Blankets müssen wie in Abschnitt 3.2.1.1 erwähnt z. B. voraussichtlich etwa alle zwei Jahren ersetzt werden. Da diese Arbeiten weitgehend fernbedient erfolgen und die Raumluft durch eine Filteranlage gereinigt wird, spielt aktivierter Staub für die Strahlenbelastung des Personals und für Freisetzungen in die Umwelt nur eine untergeordnete Rolle.

Wie bereits zu Beginn dieses Abschnitts erwähnt, liegen zum insgesamt resultierenden Beitrag der Aktivierungsprodukte in Staub und Korrosionsprodukten zu den betrieblichen Freisetzungen jedoch noch keine aussagekräftigen Informationen vor.

6 Gefährdungspotential und regulatorische Anforderungen

In den vorangegangenen Kapiteln dieses Berichts wurden mehrfach die bei einer Fusionsanlage möglichen radioaktiven Freisetzungen thematisiert. Da es durch die Freisetzung radioaktiven Materials zu signifikanten Strahlendosen für die Bevölkerung kommen kann müssen Anlagen zur Erforschung von Fusion und Fusionskraftwerke unter entsprechendem Regelwerk betrieben werden, welche das von der Anlage ausgehende Risiko für die Bevölkerung, und die Umwelt im Allgemeinen, auf ein akzeptables Maß begrenzen. Welche konkreten Anforderungen an die Anlagen zu stellen sind, ist international in der Diskussion und hängt u. a. auch vom Gefährdungspotential der betrachteten Anlage ab. Daher wird in Abschnitt 6.1 zunächst auf Basis von /PAR 20/ eine Abschätzung des Gefährdungspotentials einer Fusionsanlage im Vergleich zu einem Kernkraftwerk vorgenommen. Anschließend werden in Abschnitt 6.2 bereits entwickelt regulatorische Ansätze für Fusionsanlagen diskutiert; als Grundlage hierfür dient insbesondere eine umfassende Arbeit der GRS zusammen mit dem KIT /EUR 21/ aus dem Jahre 2021.

6.1 Einordnung des Gefährdungspotentials

In diesem Abschnitt erfolgt zunächst ein Vergleich der rechnerisch abgeschätzten Gefährdungspotentiale eines Fusionskraftwerks und eines Kernkraftwerks. Anschließend wird der Versuch unternommen, das Gefährdungspotential einer Fusionsanlage basierend auf dem bei einem Unfall freisetzbaren Quellterm von Tritium nach einem in /IAE 03/ vorgeschlagenen Kategorisierungssystem für radioaktive Quellen einzuordnen.

Vergleich des Gefährdungspotentials mit dem eines Kernkraftwerks

Als Grundlage für die nachfolgende Abschätzung der von einer Fusionsanlage ausgehenden Gefährdung, dienen die Ergebnisse der in /PAR 20/ beschriebenen Untersuchungen zur Aktivierung von Materialien in einem DEMO-Konzept mit heliumgekühlten Schüttbettblankets. Die Quantifizierung des radiologischen Gefährdungspotentials erfolgt mittels einer Berechnung der radiologischen Wirksamkeit des Inventars. Hierzu wird als einfachster Ansatz die gesamte absorbierte Strahlungsleistung unter Berücksichtigung der biologischen Wirksamkeit wie folgt gewählt:

$$G = \sum_{i=1}^N \varepsilon_i A_i q_i \quad (6.1)$$

Die Größe G stellt dabei das gesuchte Gefährdungspotential dar. ε_i , A_i und q_i sind die Energie, die Aktivität und der früher Qualitätsfaktor genannte Strahlungswichtungsfaktor der Strahlung des Nuklids i .

Für die Aktivität eines jeden relevanten Nuklids werden, wie bereits erwähnt, die Daten aus /PAR 20/ verwendet, wo Aktivitäten relevanter Nuklide unter Berücksichtigung von Uranverunreinigungen für das „inboard Blanket“, also das innere Blanket des annähernd torusförmigen Reaktors angegeben werden. Ferner enthält /PAR 20/ auch Angaben zur Gesamtaktivität für äußeres und inneres Blanket.

Die Strahlungswichtungsfaktoren sind /SSK 05/ entnommen und sind 1 für *Betaminus*- und Gammastrahlung und 20 für Alphastrahlung.

Anhand der Auflistung aller Nuklide, die in /PAR 20/ genannt sind, lässt sich zunächst eine Gesamtaktivität berechnen, wobei auffällt, dass diese nicht jener entspricht, die in Tabelle 3 der Veröffentlichung /PAR 20/ angegeben ist. Das Verhältnis beträgt dabei ca. 1,078. Mit diesem Faktor werden daher die Aktivitäten der einzelnen Nuklide i skaliert, so dass folgt: $A_i^{\text{korr}} = A_i \cdot f_{\text{korr}}^{\text{IB}}$ (mit $f_{\text{korr}}^{\text{IB}} = 1,078$).

Daneben ist noch die Aktivität des äußeren Blankets zu berücksichtigen, welches mit dem Verhältnis aus Tabelle 3 in /PAR 20/ erfolgen kann. Es folgt für den Skalierungsfaktor für die Gesamtaktivität auf Basis der Aktivitäten der einzelnen Nuklide:

$$f_{\text{Blanket}} = \frac{A_{\text{OB}}}{A_{\text{IB}}} |_{\text{Tab. 3}} + 1.$$

Insgesamt ergibt sich für das Gefährdungspotential zu:

$$G_{\text{res}} = f_{\text{Blanket}} \cdot f_{\text{korr}}^{\text{IB}} \sum_{i=1}^N \varepsilon_i A_i q_i \quad (6.2)$$

Das Nuklid Tritium ist betriebstechnisch von herausragender Bedeutung, hat jedoch nur einen geringen Anteil am Toxizitätsinventar in der Anlage. In /MAZ 19/ ist ein Wert von bis zu 4,676 kg in der Anlage genannt¹⁴, plus 0,1 kg für Tritium in den Kühlkreisläufen. Diese Masse kann mit $N_{\text{T}} = \frac{m_{\text{T}}}{M_{\text{T}}} \cdot N_{\text{A}}$ in die Teilchenzahl überführt werden, womit dann

¹⁴ Die Verwendung dieses Wertes kann als konservativ angesehen werden, da er einerseits am oberen Rand der in /MAZ 19/ genannten Spanne liegt und andererseits höher ist als beispielsweise der in /CAR 22/ angegebene Wert von 2,673 kg. Außerdem liegt er weit oberhalb des als Ziel definierten Wertes von 1 kg (vergl. Abschnitt 5.1).

über $A_T = \lambda_T \cdot N_T$ auf die Aktivität des Tritiums geschlossen werden kann. Dabei sind m_T die Gesamtmasse des Tritiums, M_T die molare Masse von Tritium, N_A die Avogadro-Konstante und λ_T die Zerfallskonstante von Tritium ($\lambda_T = \frac{\ln 2}{T_{\frac{1}{2}}}$, mit $T_{\frac{1}{2}} = 12,3 \text{ a}$) /FRI 97/.

Nach Auswertung der Gleichung (6.2) für insgesamt 68 Nuklide aus /PAR 20/ ergibt sich ein Wert von $G_{\text{res}} = 6,557 \cdot \frac{10^5 \text{ J}}{\text{s}}$.

Die gleiche Vorgehensweise lässt sich auf den Kern eines Kernkraftwerks mit 3.950 MW thermischer Leistung anwenden. Das Inventar relevanter Nuklide ist in /SSK 04/ für einen Gleichgewichtskern am Ende des Zyklus gegeben. Es ergibt sich ein Wert von $G_{\text{res}} = 7,002 \cdot \frac{10^7 \text{ J}}{\text{s}}$. Relativ zu einem hier durch ein DEMO-Konzept mit heliumgekühlten Schüttbettblankets repräsentierten Fusionskraftwerk entspricht dies einem Verhältnis von

$$\frac{G_{\text{res}}^{\text{KKW}}}{G_{\text{res}}^{\text{FKW}}} = 106,8.$$

Hinsichtlich der Ausgangsdaten für die Ermittlung dieses Verhältnisses ist zu bemerken, dass die Diagramme in /PAR 20/ im Falle einiger Nuklide Inkonsistenzen aufweisen. Einige Nuklide scheinen doppelt genannt und geplottet zu sein, wie z. B. W-187 oder Mn-56. Dies schlägt sich auch in der Nachzerfallsleistung nieder, wobei aus Tabelle 5 /PAR 20/ 568 kW herauszulesen sind und aus der Nuklidberechnung 656 kW resultieren, was einer Abweichung von ca. 14,4 % entspricht.

Im Falle des Wertes für den Reaktor nach dem Prinzip der Kernspaltung ist zu bemerken, dass der Wert G_{res} deutlich geringer ist als die Nachzerfallsleistung. Dies ist auf den Umstand zurückzuführen, dass die Leistung aus den explizit genannten Nukliden berechnet wurde. Es wird in /SSK 04/ jedoch weiterhin aufgeführt, dass es zusätzliche Spaltprodukte gibt, deren Summenaktivität ebenfalls im Bereich von 10^{20} Bq und damit in der gleichen Größenordnung wie die der explizit genannten Nuklide liegt.

Bei obigem Vergleich ist außerdem zu berücksichtigen, dass die Gesamtinventare im Kern eines Kernkraftwerks und im Blanket eines Fusionskraftwerks betrachtet wurden. Dieses Inventar müsste für eine Inkorporation zunächst freigesetzt werden. Hierzu wäre eine Quelltermbestimmung auf Basis verschiedener möglicher Szenarien notwendig, wobei sich das Schmelzen des Reaktorkerns in einem Kernkraftwerk in einer signifikanten Freisetzung in den Sicherheitsbehälter manifestieren würde. Von dort aus würde eine

mehr oder weniger gefilterte Freisetzung in die Umgebung stattfinden. In einem Fusionskraftwerk würden in erster Linie das Inventar an Tritium im Kühlmittel und aktivierter Staub freigesetzt werden, wobei die Wolframpanzerung der ersten Wand als Quelle von Aktivierungsprodukten dominant wäre und weniger die Aktivierungsprodukte in der Brutzone, die hier jedoch ebenfalls berücksichtigt wurden.

Daneben ist zu erwähnen, dass das hier verwendete Gefährdungspotential G_{res} keine Verteilung der Strahlenbelastung auf den menschlichen Körper als Resultat von Inhalation, Ingestion oder äußerer Strahlenexposition berücksichtigt, wie normalerweise anhand von Phantomen üblich und in der ICRP-Veröffentlichung 103 /ICR 07/ beschrieben. Als einfachere Alternative zu diesem Vorgehen könnten Dosiskoeffizienten verwendet werden, wie sie in /GUL 93/ implizit vorgeschlagen werden. Für einen fachlich fundierten Vergleich wären vertiefte Untersuchungen auf Basis einer Quelltermanalyse und der Berücksichtigung von Dosiskoeffizienten notwendig, die im Rahmen weiterführender Untersuchungen in einem Nachfolgevorhaben erfolgen könnten.

Einordnung des Gefährdungspotentials nach IAEA-TECDOC-1344

Neben dem direkten rechnerischen Vergleich mit dem Gefährdungspotential eines Kernkraftwerks kann auch das in dem TECDOC-1344 der IAEA /IAE 03/ für die Klassifizierung radioaktiver Quellen beschriebene Schema genutzt werden, um einen Ansatz für die Einordnung des Gefährdungspotentials einer Fusionsanlage zu erhalten.

In /IAE 03/ werden Strahlenquellen auf der Basis des Verhältnisses zwischen der unfallbedingt freisetzbaren Aktivität A (in Bq) und einem Normalisierungswert D , welcher der Schadenswirkung des involvierten Isotops Rechnung trägt, kategorisiert. Als Kriterium dienen hierbei deterministische Strahlenschäden. Während die Anwendung auf spaltbares Material, und damit auf Kernkraftwerke, in /IAE 03/ explizit ausgeschlossen wird, ist die Aussage für Teilchenbeschleuniger und Geräte zur Strahlungserzeugung, dass diese Geräte selbst nicht in den Anwendungsbereich fallen, wohl aber dort verwendete oder erzeugte Stoffe. Damit erscheint die Anwendung des TECDOCS auf Fusionsanlagen grundsätzlich zulässig; die Ergebnisse sollten jedoch umsichtig interpretiert werden. Dies gilt insbesondere auch, da für die folgende Betrachtung nur der unfallbedingte Quellterm von Tritium aus Abschnitt 5.1 herangezogen wird, nicht jedoch mögliche Freisetzungen aktivierten Staubes.

Für Tritium wird in /IAE 03/ ein Normalisierungswert von $D = 2 \cdot 10^3$ TBq angegeben. Mit einem Quellterm von Tritium nach Abschnitt 5.1 von $3,57 \cdot 10^5$ TBq, ergibt sich ein A/D -Verhältnis von ca. 180. Damit würde eine Fusionsanlage in die Kategorie II ($1000 > A/D \geq 10$), also die zweithöchste Kategorie, nach /IAE 03/ fallen. In Tab. 6.1 sind die unterschiedlichen Kategorien für Strahlenquellen bzw. Anwendungen, die radioaktive Stoffe nutzen, zusammengestellt. In Anbetracht der begrenzten Anwendbarkeit des Ansatzes auf unfallbedingte Freisetzungen bei Fusionsanlagen kann aus diesem Vergleich jedoch nicht mehr geschlossen werden, als dass Fusionsanlagen sich hinsichtlich des Gefährdungspotentials eher am oberen Ende der sonstigen industriellen und medizinischen Anwendungen radioaktiver Stoffe bewegen.

Tab. 6.1 Kategorien für Strahlungsquellen nach IAEA-TECDOC-1344 /IAE 03/

Kat.	Kategorisierung gängiger Praxisbeispiele	Aktivitätsverhältnis
1	<ul style="list-style-type: none"> • Thermoelektrische Radioisotopen-Generatoren (RTGs) • Bestrahlungsgeräte • Teletherapie • Stationäre, mehrstrahlige Teletherapie (Gamma-Knife) 	$A/D \geq 1000$
2	<ul style="list-style-type: none"> • Industrielle Gammaradiographie • Brachytherapie mit hoher/mittlerer Dosisleistung 	$1000 > A/D \geq 10$
3	<ul style="list-style-type: none"> • Feststehende industrielle Messgeräte (Füllstandsmessungen, Durchsatzmessungen, etc.) • Messgeräte für Bohrlochmessungen 	$10 > A/D \geq 1$
4	<ul style="list-style-type: none"> • Brachytherapie mit niedriger Dosisleistung (außer Augenbeläge und permanent implantierte Quellen) • Dicken-/Füllstandsmessgeräte • Tragbare Messgeräte (z. B. Feuchtigkeits-/Dichtemessgeräte) • Knochendichtemessgeräte • Statik-Eliminatoren (Ionisatoren) 	$1 > A/D \geq 0,01$
5	<ul style="list-style-type: none"> • Brachytherapie mit niedriger Dosisleistung für Augenbeläge und permanent implantierte Quellen • Röntgenfluoreszenzgeräte • Elektroneneinfanggeräte • Mossbauer-Spektrometrie • Positronen-Emissions-Tomographie (PET) für Untersuchungen 	$0,01 > A/D$

6.2 Regulatorische Anforderungen für Fusionsanlagen

Auch wenn die Diskussionen in Abschnitt 6.1 keine definitive Aussage zum Gefährdungspotential von Anlagen zur Erforschung von Fusion und zukünftigen Fusionskraftwerken zulassen, deuten sie darauf hin, dass diese Anlagen hinsichtlich des Gefährdungspotentials zwischen herkömmlichen industriellen Anlagen bzw. medizinischen Einrichtungen, in denen mit radioaktiven Stoffen umgegangen wird, und Kernkraftwerken liegen werden. Um das Personal, die Bevölkerung und die Umwelt vor den Auswirkungen potentieller Unfälle in Fusionsanlagen zu schützen, ist daher ein Betrieb unter geeignetem Regelwerk erforderlich.

Im Forschungsvorhaben „On the Applicability of the Regulatory Framework for Nuclear Facilities to Fusion Facilities. Towards a specific regulatory framework for fusion facilities“ der Europäischen Kommission /EUR 21/ wurden von der GRS und dem KIT die in unterschiedlichen Ländern bereits existierenden regulatorischen Anforderungen an Fusionsanlagen sowie die Unterschiede zwischen konventionellen Kernkraftwerken und Fusionsanlagen zusammengestellt und eine mögliche Vorgehensweise zur Entwicklung eines einheitlichen europäischen Regelwerkrahmens für Fusionsanlagen erarbeitet. Dieser Bericht stellt die derzeit umfassendste Ausarbeitung zu diesem Thema dar und wird daher auch als eine wesentliche Grundlage für die folgenden Ausführungen herangezogen.

6.2.1 Internationale regulatorische Ansätze

Im Rahmen der Arbeiten zu /EUR 21/ wurde ein Screening der öffentlich verfügbaren Literatur durchgeführt, um Länder zu identifizieren, in denen bereits Ansätze für die regulatorische Behandlung von Fusionsanlagen existieren. Auch wenn bisher in keinem Land ein fusionspezifisches Regelwerk existiert, konnten dennoch zumindest für Frankreich, Großbritannien, Deutschland, Russland, die USA, China und Korea relevante Informationen gewonnen werden.

Frankreich

Obwohl in Frankreich mit ITER die derzeit größte Fusionsanlage gebaut wird, existiert auch dort kein fusionspezifisches Regelwerk. ITER wird aufgrund seines radioaktiven Inventars als INB (Installation Nucléaire de Base) klassifiziert und die Genehmigung erfolgt nach dem einschlägigen Umweltrecht (environmental code), Arbeitsrecht (labour

code) und öffentlichem Gesundheitsrecht (public health code), das auch Anforderungen zum Strahlenschutz beinhaltet.

Großbritannien

Mit JET existiert in Großbritannien bereits ein Fusionsexperiment, in dem Tritium als Brennstoff verwendet wird. JET und die übrigen Fusionsexperimente am Culham Centre for Fusion Research werden regulatorisch wie Industrieanlagen, Forschungseinrichtungen und Krankenhäuser behandelt, in denen mit radioaktiven Materialien umgegangen wird. Dementsprechend unterliegt JET neben den Anforderungen des Gesundheits- und Arbeitsschutzrechts auch denjenigen für den Umgang mit radioaktiven Stoffen (Radioactive Substances Act 1993, RSA93) und des Strahlenschutzes (Ionising Radiations Regulations 1985).

Deutschland

Der Stellarator Wendelstein 7-X, das größte Fusionsexperiment in Deutschland, wurde nach der Strahlenschutzverordnung genehmigt und wird nun nach dem Strahlenschutzgesetz betrieben, das die Strahlenschutzverordnung abgelöst hat.

Russland

In Russland ist zwischen Fusionsexperimenten mit und ohne radioaktiven Isotopen zu unterscheiden. Im zweiten Fall ist die Erzeugung ionisierender Strahlung entscheidend für die entsprechende regulatorische Einstufung der Anlagen. Sofern Tritium als Brennstoff verwendet wird, ist dagegen eine Genehmigung zum Umgang mit radioaktiven Stoffen erforderlich. Entsprechende Genehmigungen werden nach dem Gesetz zur Nutzung von Kernenergie (Federal law from November 21, 1995 No. 170-FZ) und der Verordnung für die Genehmigung von Aktivitäten im Bereich der Kernenergienutzung (Decree of the Government of the Russian Federation from March 29, 2013 No. 280) erteilt.

USA

Bisher gibt es in den USA auch kein spezifisches Regelwerk für Fusionsanlagen. Allerdings wurden bereits 1996 vom Department of Energy (DOE) zwei Dokumente veröffentlicht, die als Richtlinie für die Errichtung und den Betrieb von Fusionsanlagen genutzt werden konnten:

- DOE-STD-6002-96, Safety of Magnetic Fusion Facilities: Requirements /DOE 96/ und
- DOE-STD-6003-96, Safety of Magnetic Fusion Facilities: Guidance /DOE 96a/.

In den letzten Jahren gab es dann vermehrt Diskussionen, wie zukünftige Fusionsanlagen, insbesondere kommerzielle Fusionskraftwerke, regulatorisch behandelt werden sollten. Die entsprechenden Entwicklungen sind in /EUR 21/, /NRC 22/ und /NRC 23/ detailliert dargestellt. Ausgehend von einem Preliminary White Paper der Mitarbeiter der U.S. NRC /NRC 22/ werden in SECY-23-001 /NRC 23/ drei Optionen für den regulatorischen Umgang mit Fusionsanlagen vorgeschlagen:

- **Regulate fusion energy systems under a utilization facility framework**

Diese erste Option käme dann in Frage, wenn Fusionsanlagen als Anlagen eingestuft würden, die „in besonderer Weise geeignet sind, Atomenergie in einer solchen Menge zu nutzen, dass sie für die allgemeine Verteidigung und Sicherheit von Bedeutung ist, oder in einer solchen Menge, dass sie Auswirkungen auf die Gesundheit und Sicherheit der Öffentlichkeit haben kann.“ Nach Prüfung dieser Kriterien kamen die Mitarbeiter der U.S. NRC zu dem Schluss, dass für die in näherer Zukunft zu erwartenden Fusionsanlagen eine Behandlung als Utilization Facility nicht angebracht erscheint.

- **Regulate fusion energy systems under a byproduct material framework**

Bei dieser zweiten Option würde die Zuordnung von Fusionsanlagen sich mehr an den dort verwendeten radioaktiven Stoffen und weniger am Betrieb der Anlage selbst (wie bei Option 1) orientieren. Bei den sicherheitstechnischen Überlegungen stünden dann die Überwachung, der Einschluss und die Abschirmung der am Standort vorhandenen radioaktiven Stoffe im Vordergrund. Auch wenn dieser regulatorische Rahmen in den USA unter das Atomenergiewirtschaftsgesetz fällt, lässt er sich am ehesten mit dem deutschen Strahlenschutzgesetz vergleichen.

- **Regulate fusion energy systems under a hybrid framework using either a byproduct material or utilization facility approach based on potential hazards**

Diese dritte Option würde aus Sicht der Mitarbeiter der U.S. NRC mehr Flexibilität in der Hinsicht bieten, dass auch in fernerer Zukunft entwickelte Fusionsanlagen, die evtl. die Kriterien der Option 1 erfüllen würden, in einem solchen Rahmen genehmigt und betrieben werden könnten.

In einem Memorandum vom 13. April 2023 /NRC 23a/ wurde von den fünf Commissioners als oberstem Gremium der U.S. NRC dann festgelegt, dass Fusionsanlagen zukünftig nach der Option 2, also nach dem Byproduct Material Framework, behandelt werden sollen. Bei dessen Anwendung soll jedoch berücksichtigt werden, dass einige Fusionsanlagen bereits genehmigt sind oder noch vor Inkrafttreten der neuen Regelungen genehmigt werden. Um einen konsistenten regulatorischen Rahmen zu schaffen, soll außerdem im Rahmen von NUREG-1556 „Consolidated Guidance About Materials Licenses“ ein neuer Band zu Fusionsanlagen erarbeitet werden.

Nach Ansicht der Mitarbeiter der U.S. NRC weist die gewählte Option die folgenden Vor- und Nachteile auf /NRC 23/:

- **Vorteile**
 - Ein klar eingeschränkter Regelungsrahmen ermöglicht für Fusionsanlagen in der näheren Zukunft einen systematischen, risikoinformierten Genehmigungsansatz.
 - Auf dieser Grundlage kann ein spezifisches Regelwerk erarbeitet werden, das die regulatorischen Unsicherheiten sowohl für die Antragsteller als auch die Behörde reduziert.
 - Neue, fusionsspezifische Definitionen und Anforderungen innerhalb des Regelungsrahmens ermöglichen eine Abstufung der Anforderungen (einschließlich, z. B. Notfallplanung, Anlagensicherung, Abfallbehandlung und -entsorgung, Transport und Stilllegung).
 - Durch geeignete regulatorische Anforderungen und Leitlinien wird die Genehmigung und Aufsicht über Fusionsanlagen vereinheitlicht, was für Industrie und Investoren Planungssicherheit schafft.
 - Für die Ausgestaltung der Regelwerksanforderungen kann auf bereits vorhandene Erfahrungen zurückgegriffen werden.

- Ein fusionsspezifisches Regelwerk könnte in diesem regulatorischen Rahmen bis zum Jahr 2027 erarbeitet werden.

- **Nachteile**

- Einige Anlagen, die einen neutronenfreien Fusionsansatz verfolgen, fallen ggf. nicht in den Regelungsrahmen der „Byproduct“-Materials.
- Größere kommerzielle Fusionskraftwerke mit ggf. höherem Risiko, die sich von den für die nähere Zukunft geplanten Anlagen unterscheiden, erfordern u. U. eigene anlagenspezifische regulatorische Ansätze oder müssen nach dem „Utilization-Facilities“-Ansatz genehmigt und betrieben werden. Dies könnte negative Auswirkungen auf die Effizienz der Genehmigungsprozesse haben.

China

In China gibt es zwei Gesetze, die für kerntechnische Anlagen einschlägig sind: Ein Gesetz zu „Prevention and Control of Radioactive Pollution“ aus dem Jahr 2003 und der „Nuclear Safety Act“ aus dem Jahr 2017. Da diese Gesetze technologieneutral formuliert sind, können sie auch auf Fusionsanlagen angewandt werden. In den beiden genannten Gesetzen werden grundlegende sicherheitstechnische Anforderungen, insbesondere hinsichtlich radiologischer Aspekte, definiert. Entsprechend den chinesischen Verwaltungsvorschriften ist für den Bau und Betrieb einer Fusionsanlage eine kerntechnische Genehmigung erforderlich. Genauere Vorgaben gibt es hierzu bisher noch nicht. Nach /SHE 19/ gehen die momentanen Überlegungen jedoch in die Richtung, Fusionskraftwerke wie Forschungsreaktoren zu behandeln. Hierzu sollen zusätzliche fusionsspezifische Anforderungen entwickelt werden.

Korea

Das Fusionsexperiment KSTAR in Korea, an dem Fusionsversuche mit Deuterium durchgeführt werden, wurde entsprechend dem koreanischen Strahlenschutzregelwerk genehmigt. Grundsätzlich wird in Korea zwischen Leistungsreaktoren, Forschungsreaktoren und Anlagen zur Strahlungserzeugung (radiation generators) unterschieden. Während für beide Arten Reaktoren eine Bau- und eine Betriebsgenehmigung benötigt werden, genügt für Anlagen zur Strahlungserzeugung, wie Teilchenbeschleuniger und Fusionsanlagen wie KSTAR eine Nutzungsgenehmigung (license to use).

Neben den nationalen regulatorischen Ansätzen wurden für /EUR 21/ auch EU-Vorschriften (council directives und directives of the European parliament) und das IAEO-Regelwerk einem Screening hinsichtlich der Anwendbarkeit auf Fusionsanlagen unterzogen. In beiden Fällen war das Ergebnis, das die übergeordneten technologieneutral formulierten Anforderungen hinsichtlich des Strahlenschutzes und der nuklearen Sicherheit meist auch auf Fusionsanlagen übertragbar sind. Probleme ergeben sich, sobald technologiespezifische Aspekte eine Rolle spielen. Fusionspezifische Regeln oder Anforderungen wurden bisher weder von Seiten der Europäischen Union noch von der IAEO veröffentlicht. Die IAEO hat jedoch zwei TECDOCs und einen Technical Report herausgegeben, die sich mit der Sicherheit von Fusionsanlagen befassen:

- IAEA-TECDOC-1851, Integrated Approach to Safety Classification of Mechanical Components for Fusion Applications /IAE 18/,
- IAEA-TECDOC-440, Fusion Reactor Safety /IAE 86/ und
- IAEA Technical Report Series No. 324, Safe Handling of Tritium – Review of Data and Experience /IAE 91/.

Zwei weitere TECDOCs in denen ein Überblick über die regulatorischen Ansätze für existierende Fusionsanlagen und geplante Änderungen des regulatorischen Rahmens für zukünftige Fusionskraftwerke sowie die Vorgehensweisen bei der Auslegung und bei Sicherheitsanalysen für Fusionskraftwerke gegeben werden soll, befinden sich derzeit noch in Erstellung /JEN 22/.

IAEA-TECDOC-1851, Integrated Approach to Safety Classification of Mechanical Components for Fusion Applications

Dem Titel entsprechend werden in diesem TECDOC Fragen der sicherheitstechnischen Klassifizierung behandelt. Es wird eine Vorgehensweise beschrieben, anhand der ausgehend von einer physischen und funktionalen Gliederungsstruktur sicherheitstechnisch wichtige Komponenten identifiziert werden können. Der Ansatz ist dabei jedoch nicht technologieneutral sondern orientiert sich stark an ITER und den europäischen DEMO-Konzepten.

IAEA-TECDOC-440, Fusion Reactor Safety

Bei diesem TECDOC handelt es sich eigentlich um die Proceedings eines Meetings des Technical Committee on Fusion Reactor Safety, das im November 1986 in Culham stattfand. Auch wenn dieses Dokument einige grundsätzliche Überlegungen zur Sicherheit von Fusionsanlagen beinhaltet, ist es aufgrund seines Alters aus wissenschaftlicher und technischer Sicht überholt und stellt keine relevante Informationsquelle mehr dar.

IAEA Technical Report Series No. 324, Safe Handling of Tritium – Review of Data and Experience

In diesem Technical Report werden Empfehlungen zu verschiedenen Aspekten des Umgangs mit Tritium gegeben. Er richtet sich vornehmlich an Betreiber von entsprechenden Laboren, kerntechnischen Anlagen (wie z. B. Schwerwasserreaktoren oder Wiederaufbereitungsanlagen) und Anlagen zur kommerziellen Herstellung von tritiumhaltigen Geräten oder Chemikalien. Auch wenn Fusionsanlagen nicht speziell adressiert werden, lassen sich die beschriebenen Ansätze in Bezug auf Dosimetrie, Überwachung, Schutzkleidung und Prozeduren auch auf diese übertragen.

6.2.2 Übertragbarkeit existierender regulatorischer Anforderungen auf Fusionsanlagen

Mit den Genehmigungsverfahren für JET und ITER wurde gezeigt, dass bestehende Regelwerke, zumindest grundsätzlich, auch auf Fusionsanlagen angewandt werden können. Hierbei kann sowohl auf das Regelwerk für Kernkraftwerke und/oder Forschungsreaktoren als auch, wie in den USA nun geplant, auf das Regelwerk für Teilchenbeschleuniger und andere Anlagen, in denen mit radioaktiven Stoffen umgegangen wird, zurückgegriffen werden. Probleme ergeben sich jedoch, wenn diese Regelwerke ein nach der Reaktorleistung abgestuftes Vorgehen vorsehen: Während die Reaktorleistung ein geeignetes Abstufungskriterium für Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren darstellt, in denen die Leistung in etwa proportional zum radioaktiven Inventar ist, würde dieses Kriterium Fusionskraftwerken nicht gerecht werden, da das radioaktive Inventar relativ zur Leistung deutlich geringer ist und außerdem eine radiologisch günstigere Zusammensetzung aufweist /EUR 21/. Hier wäre also eine Abstufung unmittelbar anhand des radioaktiven Inventars oder des zu unterstellenden Quellterms bei einem hypothetischen Unfall zielführender.

In /RAE 13/ wurde bereits festgestellt, dass grundlegende sicherheitstechnische Konzepte aus dem Bereich der Kernspaltung auch auf Fusionsanlagen übertragbar sind. Dies gilt insbesondere für das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen. Hinsichtlich Anforderungen, die im Zusammenhang mit der Gewährleistung der grundlegenden Sicherheitsfunktionen bzw. Schutzziele stehen, ist jedoch eine differenzierte Betrachtung erforderlich:

- **Einschluss radioaktiver Stoffe**

Die diesbezüglichen Ansätze aus den existierenden kerntechnischen Regelwerken (z. B. Barrieren und Rückhaltesysteme) lassen sich unmittelbar auf Fusionsanlagen übertragen.

- **Kühlung (der Brennelemente)**

Da auch in Fusionsanlagen nach dem Abschalten der Fusionsreaktion weiterhin Wärme aufgrund von Zerfallsreaktionen in aktivierten Materialien entsteht, sind auch die existierenden Ansätze in Bezug auf die Nachwärmeabfuhr/Kühlung grundsätzlich übertragbar. Inwieweit bei zukünftigen Fusionsanlagen auch aktive Systeme zur Nachwärmeabfuhr zum Einsatz kommen werden, ist noch nicht klar. Im Moment wird davon ausgegangen, dass die Nachzerfallswärme passiv abgeführt werden kann.

- **Kontrolle der Reaktivität**

Dieses Schutzziel umfasst in Bezug auf Kernkraftwerke die Teilaspekte Verhinderung von unkontrollierten Leistungsexkursionen, Verhinderung einer Rekritikalität nach Abschaltung und sichere Abschaltbarkeit des Reaktors. Während die ersten beiden Aspekte aus physikalischen Gründen nicht auf Fusionsanlagen übertragbar sind, ist in Bezug auf die Abschaltbarkeit eine Übertragung in sehr begrenztem Umfang möglich. Allerdings kommt die Fusionsreaktion bei allen Störfällen aus physikalischen Gründen zum Erliegen, so dass sich diesbezügliche Anforderungen bei Fusionsanlagen leicht erfüllen lassen sollten.

Wird das Regelwerk der IAEO als Ausgangspunkt für detaillierte Überlegungen zur Übertragbarkeit existierender Regelwerksanforderungen herangezogen, so ist nach /EUR 21/ festzustellen, dass die übergeordneten technologieneutral formulierten Anforderungen des SF-1 (Fundamental Safety Principles), der Teile 1 bis 7 des GSR (General Safety Requirements) und des SSR-1 (Site Evaluation for Nuclear Installations, Specific Safety Requirements) /IAE 19/ unmittelbar auf Fusionsanlagen übertragbar sind. Die übrigen Specific Safety Requirements und die Specific Safety Guides dagegen sind meist technologiespezifisch und daher nicht oder nur bedingt auf Fusionsanlagen anwendbar.

In /EUR 21/ wurde ausführlich diskutiert, welche Rolle die General Safety Requirements der IAEO in einem zukünftigen Regelwerksrahmen für Fusionsanlagen spielen könnten. Ausgewählte Aspekte dieser Überlegungen werden im Folgenden zusammengefasst:

- **Siting**

Im Rahmen der Standortuntersuchungen sind neben den für die Auslegung sicherheitstechnisch wichtiger Bauwerke und Komponenten benötigten Informationen zu naturbedingten und zivilisatorischen Einwirkungen von außen auch Daten zu Umweltparametern (Meteorologie, Hydrologie und Topographie), die für die Ausbreitung potentiell freigesetzter Stoffe relevant sein können, zu erheben.

- **Leadership and management**

Vom Betreiber einer Anlage ist ein integriertes Managementprogramm zu entwickeln, in dem der Sicherheit die höchste Priorität eingeräumt wird.

- **Safety assessment**

Grundlage der durchzuführenden Sicherheitsanalysen ist eine Liste der anlagenspezifischen Auslösenden Ereignisse. Diese Auslösenden Ereignisse sind, z. B. entsprechend ihrer erwarteten Häufigkeit, einer Sicherheitsebene zuzuordnen, auf der sie beherrscht und ihre Auswirkungen minimiert werden sollen. Um die Erfüllung der regulatorischen Anforderungen nachweisen zu können, müssen quantitative und/oder qualitative Akzeptanzkriterien festgelegt werden, an denen die Ergebnisse der Sicherheitsanalysen gemessen werden können.

Anmerkung: Eine Liste der Auslösenden Ereignisse für ein DEMO-Konzept mit wassergekühlten Lithiumbleibblankets ist Tab. 4.1 zu entnehmen. Die vorläufigen Dosisgrenzwerte für die europäischen DEMO-Konzepte sind Tab. 3.2 zu entnehmen.

- **Decommissioning of facilities**

Entsprechend den Anforderungen der IAEO in GSR Part 6 (Decommissioning of Facilities) sind die spätere Stilllegung und der nachfolgende Rückbau einer Anlage bereits während deren Planung zu bedenken.

Anmerkung: Für die DEMO-Konzepte wurden bereits umfangreiche Überlegungen zum Umgang mit radioaktiven Abfällen angestellt, die auch auf den Rückbau anwendbar sind. Vergl. hierzu z. B. die Abschnitte 3.2.1.4 und 3.2.2.11 und die in Abschnitt 5.1 genannten Referenzen /GIL 19/ und /GON 22/.

Tab. 6.2 Definition der Sicherheitsebenen für eine Fusionsanlage nach /EUR 21/

Ebene		Anlagenzustand		Ziel	Radiologisches Ziel
Auslegung der Fusionsanlage	1	Betrieb	Normalbetrieb (einschließlich planmäßiger Plasmatransienten)	Verhinderung von Abweichungen vom Normalbetrieb und von Fehlern	Keine radiologischen Auswirkungen außerhalb des Anlagengeländes (d. h. keine Überschreitung der zulässigen betrieblichen Freisetzungen)
	2		Betriebsstörungen	Beherrschung von Abweichungen vom Normalbetrieb und von Fehlern Verhinderung von Störfällen	
	3	Störfall	Postulierte auslösende Ereignisse (Einzelfehler)	Beherrschung von Störfällen zwecks Begrenzung von Freisetzungen	Keine oder nur geringfügige radiologische Auswirkungen außerhalb des Anlagengeländes (d. h. keine Überschreitung von Richtwerten für Strahlenschutzmaßnahmen)
	4		Postuliertes Mehrfachversagen		
Notfallschutz	5	Unfall	Unfälle, die Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes erfordern	Begrenzung der radiologischen Auswirkungen außerhalb des Anlagengeländes bei Freisetzung nennenswerter Mengen radioaktiver Stoffe	Räumliche und zeitliche Begrenzung der radiologischen Auswirkungen einschließlich der Schutzmaßnahmen

Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen kann und sollte auch auf Fusionsanlagen angewandt werden, da es sich als Ansatz zur Vermeidung von Störfällen und zur Begrenzung von deren Auswirkungen bewährt hat. Nach /EUR 21/ sind für Fusionsanlagen die in Tab. 6.2 zusammengestellten Sicherheitsebenen mit den entsprechenden jeweiligen Zielsetzungen vorgesehen. Da die Definitionen der Sicherheitsebenen im Wesentlichen denen in der Kerntechnik entsprechen, seien hier nur exemplarisch einige fusionsspezifische Aspekte genannt:

- **Ebene 1**

Auf dieser Sicherheitsebene des Normalbetriebs ist das Ziel, die Anlagenparameter im gewünschten Bereich zu halten und so Störungen zu vermeiden. Dies ist nicht nur aus sicherheitstechnischer Sicht wichtig, sondern auch aus ökonomischen Überlegungen. Zur Erreichung des Ziels kommen Mess- und Regeleinrichtungen zur

Anwendung, die die Anlagenparameter bei Abweichungen wieder in den Sollbereich zurückführen. Ein Beispiel hierfür ist die Einstrahlung von Mikrowellen, um der Abschnürung magnetischer Inseln entgegenzuwirken.

- **Ebene 2**

Diese betrieblichen Störungen stellen gelegentlich erwartete Abweichungen vom Normalbetrieb dar. Bei Fusionsanlagen können dies z. B. Plasmatransienten durch Instabilitäten sein. Ziel auf dieser Sicherheitsebene ist es, die Anlage in den Normalbetrieb zurückzuführen oder kontrolliert abzuschalten, um eine weitere Eskalation, d. h. einen Übergang in die Sicherheitsebenen 3, oder Schäden an Komponenten zu verhindern.

- **Ebene 3**

Diese Sicherheitsebene umfasst Störfälle aufgrund von Einzelfehlern. Solche Ereignisse sollten während der Lebenszeit der Anlage nicht auftreten, werden aber vorgedacht, um Systeme und Maßnahmen vorsehen zu können, welche die Auswirkungen des Ereignisses so weit begrenzen, dass auch bei resultierenden Freisetzungen außerhalb des Anlagengeländes keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erforderlich werden. Beispiele für solche Störfälle bei Fusionsanlagen sind z. B. die in Abschnitt 4.2 beschriebenen Störfälle Strömungsverlust, Verlust der Hauptwärmesenke, Kühlmittelverlust und Vakuumverluststörfälle jeweils mit einer kontrollierten Beendigung der Fusionsreaktion durch das Plasmaschnellabschaltssystem.

- **Ebene 4**

Ziel auf dieser Sicherheitsebene ist es, die Auswirkungen von Störfällen zu begrenzen, die z. B. aufgrund von Mehrfachausfällen durch Kombinationen von Ereignissen schwerwiegender sind als diejenigen der Sicherheitsebene 3 (z. B. Vakuumverluststörfälle mit Ausfall des Kühlsystems der Blankets), Ausfälle von Systemen zur Beherrschung von Störfällen oder durch übergreifende Einwirkungen von innen oder außen.

Da das mit zukünftigen Fusionsanlagen verbundene radiologische Risiko abhängig vom jeweiligen Anlagenkonzept sehr unterschiedlich sein kann, sollten nach /EUR 21/ in Anlehnung an /IAE 06/ und /IAE 16/ auch für solche Anlagen abgestufte Anforderungen definiert werden. In Anbetracht der Tatsache, dass der bisher in der Kerntechnik weit verbreitete Ansatz, die Anforderungen an der Reaktorleistung fest zu machen, wie oben beschrieben, auf Fusionsanlagen nicht sinnvoll zu übertragen ist, werden in /EUR 21/ drei Risikokategorien vorgeschlagen, die sich an den radiologischen Auswirkungen von Worst-Case-Szenarien orientieren, bei denen kein Kredit von Sicherheitseinrichtungen

genommen wird. In der untersten Kategorie (III) wären bei diesem Abstufungsschema Anlagen einzuordnen, bei denen in solchen Szenarien keine Maßnahmen zum Schutz von Personal außerhalb von Kontrollbereichen erforderlich sind. In Kategorie II folgen dann Anlagen, bei denen es zwar auf dem Anlagengelände zu radiologischen Auswirkungen kommen würde, aber zum Schutz der Bevölkerung keine Maßnahmen erforderlich wären. Die höchste Kategorie (I) würde Fusionsanlagen beinhalten, bei denen in den postulierten Szenarien Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes erforderlich würden.

Auch einige andere Konzepte aus den existierenden kerntechnischen Regelwerken lassen sich grundsätzlich auf Fusionsanlagen übertragen. Da dabei jedoch meist technologiespezifische Anpassungen erforderlich sind, werden sie hier nicht separat angesprochen, sondern im Rahmen der Überlegungen zu einem Regelwerk für Fusionsanlagen in Abschnitt 6.2.4 mit betrachtet.

6.2.3 Zusätzliche fusionsspezifische Aspekte

Aufgrund der technischen Unterschiede zwischen Kernkraftwerken und Fusionsanlagen, insbesondere zukünftigen Fusionskraftwerken, planen z. B. die U.S. NRC und die chinesische Aufsichtsbehörde zusätzliche Anforderungen zu spezifizieren, die diesen technischen Besonderheiten Rechnung tragen. Punkte, die bei der Erarbeitung fusionsspezifischer Anforderungen zu berücksichtigen wären, sind nach /EUR 21/ u. a.:

- die zum Einschluss des Plasmas erforderlichen starken magnetischen Felder,
- die für den Betrieb erforderlichen hohen elektrischen Ströme und Spannungen,
- der Betrieb (Erzeugung und Aufrechterhaltung) des Plasmas und Plasmadisruptionen,
- der Umgang mit großen Mengen Tritium (einschließlich der notwendigen Überwachung),
- die radiologischen Risiken, die sich aus den mobilisierbaren Aktivierungsprodukten (insbesondere Staub und Korrosionsprodukte) und dem verwendeten Tritium ergeben,
- die Kühlsysteme (zur Kühlung der Magnete), die mit flüssigem Helium betrieben werden, und
- toxische oder aus anderen Gründen gefährliche Stoffe wie z. B. Beryllium.

Auch wenn einige dieser Aspekte bereits Gegenstand konventioneller Regelwerke sind, bringt die Anwendung in Fusionsanlagen Besonderheiten mit sich, die dort nicht erfasst werden. Neben den im Vergleich zu anderen Anwendungen teils sehr großen Dimensionen einzelner Systeme betrifft dies z. B. auch die möglichen sicherheitstechnischen Auswirkungen eines Versagens.

Die sicherheitstechnische Bedeutung der oben aufgeführten Themen wurde im Zusammenhang mit den grundlegenden und unterstützenden Sicherheitsfunktionen in Abschnitt 3.2 bereits angesprochen. Eine Diskussion zu sicherheitstechnischen Aspekten fusionsspezifischer Systeme, die bei der Erarbeitung eines entsprechenden Regelwerks zu berücksichtigen sind, findet sich in Abschnitt 5.3.3 von /EUR 21/. Dort werden die folgenden Systeme und Aktivitäten behandelt:

- das Magnetsystem,
- der Vakuumbehälter,
- die Blankets und die erste Wand,
- die Limiter und Divertoren,
- das primäre Wärmeabfuhrsystem,
- der Kryostat und das zugehörige Kühlsystem,
- das Tritium-Extraktionssystem,
- das Heiz- und Stromtrieb-System (heating and current drive system, H&CD)¹⁵,
- die fernbediente Wartung und die dafür erforderlichen Systeme,
- den Umgang mit Materialien, die durch Neutronenbestrahlung aktiviert wurden oder aufgrund hineindiffundierten Tritiums radioaktiv sind, und deren Entsorgung,
- die Stromversorgung,
- die Systeme zur (kommerziellen) Energieerzeugung (balance of plant, BoP)¹⁶.

¹⁵ Das H&CD-System dient dazu, die für das Plasma erforderliche Temperatur und den toroidalen Strom im Plasma aufrecht zu erhalten.

¹⁶ BoP bezeichnet die Systeme und deren Zusammenwirken in einem Kraftwerk, die dazu dienen, aus der primären Energiequelle (im Falle von Fusionskraftwerken also der Fusionsreaktion) technisch nutzbare Energie, meist also Strom oder Prozesswärme, zu erzeugen.

6.2.4 Überlegungen zur Entwicklung eines Regelwerks für Fusionsanlagen

Die Erfahrungen in Großbritannien mit JET und Frankreich mit ITER haben gezeigt, dass ein zielorientierter regulatorischer Ansatz für die Genehmigung von Fusionsanlagen prinzipiell geeignet ist /EUR 21/. Die weitgehende Beschränkung auf die Festlegung einzuhaltender Sicherheitsziele ohne Vorgaben zur konkreten technischen Umsetzung, wie es bei einem präskriptiven Ansatz üblich ist, hat insbesondere im Hinblick auf Fusionsanlagen Vorteile:

- Bisher werden für ein zukünftiges europäisches Demonstrationsfusionskraftwerk noch unterschiedliche Optionen diskutiert, die in diesem Bericht unter der Bezeichnung DEMO-Konzepte zusammengefasst wurden. Die endgültige Wahl einer Option könnte in einem präskriptiven System Auswirkungen auf die zu stellenden Anforderungen haben, was eine frühzeitige Regelwerkserarbeitung erschweren würde.
- Da sich spätere Fusionskraftwerke in einigen Punkten voraussichtlich erheblich von den DEMO-Konzepten unterscheiden werden, wäre für deren Genehmigung eine Überarbeitung des Regelwerks erforderlich, wenn dieses konkrete technische Vorgaben machen würde.
- Bisher konzentrieren sich die sicherheitstechnischen Überlegungen zu Fusionskraftwerken auf Tokamaks. Stellaratoren haben jedoch Vorteile bezüglich der Realisierung eines Dauerbetriebs, wie er für solche Kraftwerke anzustreben ist. Sofern die momentanen technischen Herausforderungen gelöst werden können, besteht die Möglichkeit, dass zukünftig auch Fusionskraftwerke nach dem Stellaratorprinzip in den Bereich des Möglichen rücken. Ein zielorientierter regulatorischer Rahmen würde diese Anlagen automatisch miterfassen.
- Neuerdings wird auch verstärkt über Fusionskraftwerke nach dem Prinzip der Trägheitsfusion diskutiert. Für solche Anlagen müsste auch ein geeigneter Regelwerksrahmen geschaffen werden. Da selbst ein zielorientiertes Regelwerk für Fusionsanlagen nach dem Prinzip des magnetischen Einschlusses vermutlich nicht völlig technologieneutral formuliert werden kann, wird sich dieses nicht unmittelbar auf Trägheitsfusionsanlagen anwenden lassen. Aber es ist zu vermuten, dass sich daraus mit begrenztem Aufwand auch Anforderungen für Anlagen nach dem Prinzip der Trägheitsfusion ableiten lassen.

Insgesamt erscheint also ein zielorientierter regulatorischer Ansatz mit Vorgabe der einzuhaltenden sicherheitstechnischen Randbedingungen, z. B. hinsichtlich des Einschusses radioaktiver Stoffe und möglichst wenigen technologiespezifischen Anforderungen hinsichtlich der praktischen Umsetzung empfehlenswert. Die in Abschnitt 6.2.2 angesprochenen Konzepte sind dabei als zentral anzusehen. In /EUR 21/ wurden noch weitere Aspekte adressiert, die bei der Erarbeitung eines solchen Regelwerks für Fusionsanlagen berücksichtigt werden sollten:

- Sicherheitstechnische Anforderungen werden demnach insbesondere für die nachfolgenden Bereiche benötigt:
 - die Nachwärmeabfuhr während des Betriebs der Anlage und beim Transport und der Lagerung aktivierter Komponenten am Standort,
 - die Strahlenexposition des Betriebspersonals und der in Wartungsarbeiten involvierten Personen,
 - die im Rahmen von Sicherheitsanalysen zu betrachtenden Störfallszenarien,
 - betriebliche Freisetzungen in die Umwelt,
 - eine Begrenzung der am Standort vorhandenen Tritiummengen und
 - die Minimierung, Handhabung und Behandlung von radioaktiven Abfällen.
- Das Risiko einer Strahlenexposition unterscheidet sich je nachdem, welche radioaktive Quelle dominiert und welcher Bereich bzw. Aktivität in der Anlage betrachtet wird, z. B. das Reaktorgebäude, die Räume des Tritiumbrennstoffkreislaufs, der Transport und die Lagerung aktivierter Strukturen und Komponenten.
- Es sollten grundlegende Sicherheitsfunktionen definiert werden. Für unterschiedliche Fusionsanlagen sollten diese durch zusätzliche, an den Anlagentyp angepasste unterstützende Sicherheitsfunktionen ergänzt werden. Eine der grundlegenden Sicherheitsfunktionen wird höchst wahrscheinlich der Einschluss radioaktiver Stoffe sein; je nach Design kann auch die Kühlung aktivierter Komponenten hinzukommen.
- Wie in der Kerntechnik üblich sollten auch Einwirkungen von außen, wie Erdbeben, Überflutung oder zivilisatorische Einwirkungen, wie z. B. Flugzeugabsturz, betrachtet werden.

- Neben Einwirkungen von innen sollten auch fusionsspezifische Ereignisse, die die Integrität der Einschlussbarrieren beeinträchtigen können und in existierenden kern-technischen Regelwerken nicht adressiert werden, berücksichtigt werden. Hierbei ist insbesondere an die Freisetzung der im Plasma oder den Magneten gespeicherten Energie sowie an chemische Reaktionen zu denken.
- Neben den radiologischen Gefahren sind auch konventionelle Gefahrenquellen, wie z. B. die Freisetzung von tiefkaltem Helium, von Bedeutung.
- Die Safety Standards der IAEO werden zunehmend dahingehend überarbeitet, dass zusätzlich zu Auslegungsstörfällen auch auslegungsüberschreitende Situationen, sogenannte Design Extension Conditions (DEC), betrachtet werden. Dieser Entwicklung sollte auch bei Fusionsanlagen Rechnung getragen werden.
- Der regulatorische Rahmen muss auch auf First-of-a-Kind-Anlagen anwendbar sein, für die noch keine Erfahrung mit Genehmigung und Aufsicht vorliegt.
- Bei der Erstellung des Regelwerks sollte auch die verfügbare Betriebserfahrung mit Fusionsanlagen und in vergleichbaren Industriebereichen berücksichtigt werden.
- Auch die Notwendigkeit der Zwischenlagerung und ggf. Endlagerung aktivierter Materialien sollte bedacht werden.

Die allgemeinen Überlegungen zu einem Regelwerk für Fusionsanlagen werden in Annex A von /EUR 21/ mit einem Vorschlag für die Struktur eines solchen Regelwerks und Beispielen für Anforderungen konkretisiert. Dieser Vorschlag ist nicht als voll ausgearbeiteter Regelwerksentwurf gedacht, sondern als Diskussionsgrundlage für die weitere Regelwerkserarbeitung. Dies zeigt sich auch darin, dass manche Abschnitte nicht vollständig oder überhaupt nicht mit Anforderungen hinterlegt sind. Die in /EUR 21/ vorgeschlagene Struktur sieht wie folgt aus:

1. SAFETY OBJECTIVES AND SCOPE

- *Article 1 – Fundamental, radiological and nuclear safety objective*
ist bereits mit konkreten Anforderungen hinterlegt.
- *Article 2 – Scope*
schränkt den Geltungsbereich auf Anlagen zur Deuterium-Tritium-Fusion nach dem Prinzip des magnetischen Einschlusses ein.

- *Article 3 – Fundamental safety functions*
spezifiziert die radiologischen Schutzziele.
- *Article 4 – Graded approach*
weist darauf hin, dass ein abgestuftes Vorgehen angewandt werden soll, ohne dieses jedoch zu konkretisieren.

2. REQUIREMENTS FOR SITING

- *Article 5 – Site evaluation*
behandelt ausführlich die im Hinblick auf die Ausbreitung von Freisetzungen relevanten Themen der Standortbewertung. Der Aspekt der Standortgefährdungsanalyse im Hinblick auf Einwirkungen von außen, wie sie nach SSR-1 /IAE 19/ der IAEO in diesem Zusammenhang auch gefordert wird, fehlt jedoch völlig und müsste bei der Weiterentwicklung des Vorschlags ergänzt werden.

3. GENERAL DESIGN REQUIREMENTS

- *Article 6 – Defence in depth concept*
spezifiziert, wie ein gestaffeltes Sicherheitsebenenkonzept implementiert werden sollte.
- *Article 7 – Concept of multi-level confinement of radioactive inventory*
beschreibt den Einschluss radioaktiver Stoffe durch gestaffelte Barrieren.
- *Article 8 – Safety design targets*
gibt vier Auslegungsziele, wie z. B. die Minimierung der Menge radioaktiver Stoffe, vor.

4. SPECIFIC REQUIREMENTS FOR DESIGN

- *Article 9 – Control of tritium inventory*
macht Vorgaben zum Einschluss bzw. zur Rückhaltung von Tritium.
- *Article 10 – Design requirements for the breeding blanket*
beinhaltet Sicherheitsanforderungen für die Blankets, wobei der Fokus auf Lithiumbleibblankets liegt.

- *Article 11 – Design requirements for the limiters*
behandelt hauptsächlich die Kühlung der Limiter bzw. Divertoren. Da der Sprachgebrauch in der Fachwelt nicht einheitlich ist, sollte hier der Begriff „divertor“ ebenfalls erwähnt werden, um eine bessere Verständlichkeit zu erreichen.
- *Article 11 – Design requirements for the vacuum vessel*
wurde in /EUR 21/ fehlerhaft nummeriert. Dieser Artikel macht Vorgaben zur konstruktiven Gestaltung des Vakuumbehälters und zu Maßnahmen, mit denen dessen Integrität dauerhaft sichergestellt werden soll.
- *Article 12 – Design requirements for cooling systems*
adressiert nicht nur die Zuverlässigkeit und Robustheit der Kühlsysteme, sondern auch fusionsspezifische Aspekte wie die Begrenzung des Wasserzutritts zum Vakuumbehälter im Falle eines Lecks und die Minimierung der Diffusion von Tritium durch das Material.
- *Article 13 – Design requirements for magnetic systems*
ist hinsichtlich der Anforderungen noch nicht voll ausformuliert. Neben der Notwendigkeit eines Schnellentladesystems für die Magneten werden auch Arbeitssicherheitsaspekte angesprochen.
- *Article 14 – Design requirements for cryogenic systems*
behandelt sicherheitstechnische Anforderungen im Hinblick auf eine mögliche Beeinträchtigung von Systemen oder Personen durch die Freisetzung von tiefkaltem Kühlmittel (Helium oder Stickstoff).
- *Article 15 – Control of flammable gases*
adressiert die Vermeidung von Explosionen aufgrund der Bildung von Wasserstoff-Luft-Gemischen.
- *Article 16 – Design requirements for primary coolant systems*
behandelt die Überwachung und Regelung der Kühlsysteme sowie die Entfernung radioaktiver Stoffe aus dem Kühlmittel.

5. REQUIREMENTS FOR COMMISSIONING AND OPERATION

- *Article 17 – Commissioning of magnetic systems*
ist noch nicht mit konkreten Anforderungen hinterlegt.
- *Article 18 – Chemistry programme*
behandelt organisatorische Maßnahmen zum sicheren Umgang mit Chemikalien.

- *Article 19 – Maintenance and in-service inspections*
adressiert Sicherheitsmaßnahmen bei Wartungsarbeiten in Bereichen mit starken Magnetfeldern und an Lithium-Blei-Gemische führenden Leitungen.
- *Article 20 – Ageing management*
ist noch nicht mit konkreten Anforderungen hinterlegt.

6. DECOMMISSIONING REQUIREMENTS

- *Article 21 – Consideration of decommissioning during the design phase*
spezifiziert Maßnahmen, die bereits während der Planung und Errichtung ergriffen werden sollen, um die spätere Stilllegung und den Rückbau zu erleichtern.
- *Article 22 – Documentation of relevant information and knowledge management*
gibt vor, dass Informationen, die evtl. für die Stilllegung und den Rückbau benötigt werden, kontinuierlich und systematisch gesammelt und archiviert werden sollen. Außerdem wird auf die Notwendigkeit des Erhalts der Qualifikation und Motivation des Personals über die gesamte Lebenszeit der Anlage eingegangen.
- *Article 23 – Preparation and updating the decommissioning plan*
fordert, dass sein Plan für die Stilllegung erarbeitet und aktuell gehalten wird.

7. WASTE MANAGEMENT

- *Article 24 – Minimization of radioactive waste*
gibt Materialien den Vorrang, die schwer zu aktivieren sind.
- *Article 25 – Waste processing facilities*
ist noch nicht mit konkreten Anforderungen hinterlegt.
- *Article 26 – Interim storage facilities*
fordert die Einrichtung von geeigneten, überwachten Zwischenlagern. Die einzuplanende Dauer der Lagerung radioaktiver Abfälle wird dabei zunächst noch offengelassen.

8. REQUIREMENTS FOR SAFETY DEMONSTRATION

- Dieser Abschnitt ist noch nicht mit einer weiteren Untergliederung oder konkreten Anforderungen hinterlegt.

Der hier wiedergegebene Ansatz nach /EUR 21/ ist zwar nicht technologieneutral, was in Artikel 2 auch eindeutig klargestellt wird, beschränkt sich aber auf Vorgaben im Sinne eines zielorientierten Regelwerkes. Für die Anwendung auf andere Fusionskonzepte wie Anlagen nach dem Prinzip der Trägheitsfusion wäre eine entsprechende Erweiterung erforderlich. Trotz kleinerer Defizite, z. B. hinsichtlich der fehlenden Berücksichtigung von Einwirkungen von innen und außen und gelegentlich nicht ganz eindeutiger Formulierungen, stellt dieser Vorschlag nach Ansicht der GRS eine hervorragende Grundlage für die weitere Ausarbeitung eines Regelwerks für Fusionsanlagen dar.

7 Fazit

Auf Basis der für diesen Bericht durchgeführten Recherchen stellt sich die momentane Situation im Hinblick auf Anlagen zur Erforschung der Fusion und zukünftige Fusionskraftwerke sehr unterschiedlich dar, je nachdem, welcher Ansatz verfolgt wird. Während für Konzepte von Fusionsanlagen nach dem Prinzip des magnetischen Einschlusses bereits umfangreiche Untersuchungen zu Sicherheitsaspekten durchgeführt und veröffentlicht wurden, gibt es in dieser Hinsicht nur sehr wenige Informationen zu Anlagen die einen Trägheitsfusionsansatz verfolgen.

7.1 Fusionsanlagen mit magnetischem Einschluss

Momentaner Stand

Die Entwicklung zukünftiger Fusionskraftwerke konzentriert sich aktuell auf Anlagen vom Typ Tokamak. Mit ITER befindet sich hierzu eine Versuchsanlage im Bau, die zwar eine positive Nettoenergiebilanz aufweisen soll, in der aber noch keine Umwandlung in weiter nutzbare elektrische Energie stattfinden wird. Ein erstes Demonstrationskraftwerk, das auch über Systeme zur Umwandlung der thermischen Energie in elektrische Energie verfügt, soll DEMO sein. Da das endgültige Design für diese Anlage noch nicht feststeht, erscheint es sinnvoll, zunächst von DEMO-Konzepten zu sprechen. Trotz der Unterschiede der europäischen DEMO-Konzepte weisen diese genügend Gemeinsamkeiten auf, dass sicherheitstechnische Fragen teilweise generisch oder zumindest parallel behandelt werden können. Dementsprechend wurde für die DEMO-Konzepte ein umfassender Generic Site Safety Report erstellt. Außerdem wurden zu einigen Störfallszenarien bereits deterministische Sicherheitsanalysen durchgeführt. Für zukünftige Anlagen nach dem Prinzip eines Tokamak liegen bereits zahlreiche Informationen vor, die eine grundsätzliche Bewertung der Sicherheit erlauben. Da Stellaratoren viele Gemeinsamkeiten mit Tokamaks aufweisen, können die Erkenntnisse großenteils auch auf solche Anlagen übertragen werden.

Die Erfahrungen mit JET in Großbritannien und ITER in Frankreich haben gezeigt, dass Fusionsanlagen grundsätzlich unter bestehenden Regelwerken genehmigt werden können. Da hierzu jedoch immer wieder Einzelfallentscheidungen erforderlich sind, wird international die Entwicklung eines spezifischen Regelwerks für Fusionsanlagen bzw. individueller nationaler Regelwerke für Fusionsanlagen angestrebt. Im Auftrag der Europäischen Kommission wurde hierzu im Jahr 2021, z. B., vom KIT und der GRS ein

Ansatz zur Regulierung von Anlagen zur Deuterium-Tritium-Fusion nach dem Prinzip des magnetischen Einschlusses entwickelt /EUR 21/. In den USA wurde im April 2023 beschlossen, Fusionsanlagen nach dem Byproduct-Framework, im Wesentlichen orientiert am radioaktiven Inventar, zu behandeln und in diesem Rahmen konkrete fusions-spezifische Anforderungen zu erarbeiten.

Ausblick

Bisher wurden für die vorliegenden Konzepte von Fusionsanlagen noch nicht für alle Störfallszenarien deterministische Sicherheitsanalysen durchgeführt. Dies soll für die DEMO-Konzepte jedoch bis zum Jahr 2027 erfolgen /CAR 22/. Um hinsichtlich der sicherheitstechnischen Implikationen aussagefähig zu sein, sollten die entsprechenden Entwicklungen verfolgt und ggf. auch aktiv mitgestaltet werden. Die GRS hat durch die Mitwirkung an früheren Sicherheitsanalysen für DEMO-Konzepte, insbesondere mit heliumgekühlten Schüttbettblankets, bereits Erfahrungen auf diesem Gebiet gesammelt /KOW 17/, /KOW 18/, /KOW 20/.

Plasmadisruptionen können einerseits Störfälle verursachen und andererseits können durch Störfälle auch Plasmadisruptionen initiiert werden, welche die Ereignisabläufe negativ beeinflussen. Daher ist ein umfassendes Verständnis der magnetohydrodynamischen Prozesse, welche für die Stabilität des Plasmas bzw. die Entwicklung von Instabilitäten verantwortlich sind, erforderlich, um Störfallszenarien in Fusionsanlagen bewerten zu können. Im Rahmen ihrer üblichen Tätigkeit im Bereich der nuklearen Sicherheit und durch reine Literaturrecherchen kann die GRS die notwendigen Erfahrungen jedoch nicht erwerben. Daher wäre aus Sicht der GRS eine Zusammenarbeit mit erfahrenen Akteuren aus der Fusionstechnik, z. B. im Rahmen eines Workshops, zielführend, um die Informations- und Wissenslücken zu schließen und auch in diesem Bereich aussagefähig zu werden.

Eine Ausweitung der Kompetenz zur Beurteilung der Sicherheit von Fusionsanlagen wäre auch im Bereich der Codeentwicklung empfehlenswert. Für Stör- und Unfälle von Anlagen mit Spaltreaktoren verfügt die GRS über einen eigenen Integralcode, welcher in der Lage ist, alle wesentlichen Phänomene zu simulieren, die bei einem Stör- bzw. Unfall auftreten können. Dazu gehören Phänomene der Thermohydraulik vom Normalbetrieb über Stör- bis zu Unfällen mit Kernzerstörung, der Schmelze-Beton-Wechselwirkung sowie der Radionuklidfreisetzung in die Umgebung der Anlage. Ein derartiges Gerüst an Codemodulen ließe sich auch auf eine Anlage mit Fusionsreaktor anwenden.

Sofern hierfür spezifische Anlagendaten benötigt werden, könnten diese von EUROfusion bereitgestellt werden. So wäre z. B. der Aerosolkernel direkt anwendbar, ebenso das Thermohydraulikmodul. Anpassungen wären jedoch z. B. im Hinblick auf chemische Reaktionen von Wasser mit Wolfram oder Beryllium notwendig. Um einen Code, unabhängig vom eingesetzten Codesystem, bei Bedarf effektiv anwenden zu können, ist außerdem eine regelmäßige Durchführung integraler Simulationen erforderlich, damit die notwendigen Fähigkeiten erhalten und weiter ausgebaut werden.

Auf regulatorischer Seite bedarf das in /EUR 21/ entworfene Grundgerüst eines Regelwerks für Fusionsanlagen nach dem Prinzip des Magnetischen Einschlusses einer weiteren Ausarbeitung, um in der Praxis anwendbar zu sein. Da die GRS bereits maßgeblich an der Erarbeitung des Vorschlags in /EUR 21/ beteiligt war, und sich auch im Rahmen von Arbeiten der IAEA mit Regelwerken für Fusionsanlagen befasst hat, könnten die hierbei gewonnenen Erfahrungen nutzbringend in einen solchen Prozess eingebracht werden.

Da wie in Abschnitt 6.2.1 dargestellt bisher noch in keinem Land ein fusionspezifisches Regelwerk existiert, bietet sich hier die Möglichkeit, entgegen den meisten früheren Regelwerksentwicklungen, die mit nationalen Regelwerken begannen und erst später eine internationale Harmonisierung erfuhren, von Anfang an einen internationalen Ansatz zu verfolgen. Dies würde einerseits Antragstellern mehr Planungssicherheit geben und andererseits Behörden und Sachverständigenorganisationen die Einschätzung der mit Fusionsanlagen im Ausland verbundenen Risiken erleichtern. Nationalen Besonderheiten könnte durch nachfolgende Anpassungen des internationalen Regelwerks oder entsprechende nationale Anhänge, wie sie z. B. für einige Euro-Normen existieren, Rechnung getragen werden.

7.2 Trägheitsfusion mit und ohne Nutzung von Lasern

Momentaner Stand

Lange Zeit galt die Trägheitsfusion als der im Hinblick auf die Entwicklung zukünftiger Fusionskraftwerke weniger erfolgversprechende Ansatz. Zumindest in der öffentlichen Meinung hat sich diese Einschätzung mit den Erfolgsmeldungen der amerikanischen National Ignition Facility (NIF) und den Pressemitteilungen privater Unternehmen, die diesen Ansatz verfolgen, geändert. Da sowohl von den großen Forschungsinstitutionen aufgrund des oft gegebenen Bezugs zur militärischen Forschung als auch den privaten

Unternehmen aus betriebswirtschaftlichen Überlegungen meist nur sehr oberflächliche Informationen bereitgestellt werden, ist eine technische Bewertung derzeit jedoch kaum möglich. Dies gilt einerseits für die Erfolgsaussichten im Hinblick auf eine kommerzielle Energieerzeugung und andererseits ganz besonders auch für sicherheitstechnische Fragen.

An der NIF wurden im Dezember 2022 192 UV-Laserstrahlen auf ein Deuterium-Tritium-Pellet fokussiert, und zündeten dort eine Fusionsreaktion /WNN 22/. Bei dieser Fusionsreaktion wurden 3,15 MJ Energie freigesetzt, etwa eineinhalbmal so viel, wie von den Lasern eingestrahlt wurde. Die für die Erzeugung der Laserpulse benötigte Energie lag jedoch in der Größenordnung von hunderten Megajoule. Somit wurde gezeigt, dass mit Lasern grundsätzlich eine Fusionsreaktion initiiert werden kann. An der NIF kann bisher jedoch nur ein solcher Laserpuls pro Tag erzeugt werden, während für ein Fusionskraftwerk etwa zehn Pulse pro Sekunde benötigt werden /CLE 23/, /MFG 21/. Dementsprechend würden pro Tag auch etwa eine Million Brennstoff-Pellets benötigt. Außerdem müsste, wie aus der obigen Energiebilanz ersichtlich, für den Kraftwerksbetrieb die Energieausbeute pro Pellet deutlich erhöht werden. Frau Ma, Leiterin der Trägheitsfusionsforschung am Lawrence Livermore National Laboratory, an dem die NIF angesiedelt ist fasste die Situation in einem Kommentar einfach und anschaulich zusammen: „We don't know how to build a power plant“ /CLE 23/.

Während es, wie in Abschnitt 6.2 beschrieben, Ansätze zur Entwicklung eines regulatorischen Rahmens für Fusionsanlagen nach dem Prinzip des magnetischen Einschlusses gibt, fehlen konkretere Schritte in diese Richtung für die Trägheitsfusion. Die Entwicklung eines solchen Rahmens wird auch dadurch erschwert, dass es innerhalb der Trägheitsfusion sehr unterschiedliche Ansätze gibt. Z. B. kann die Fusionsreaktion anstatt durch Laser auch durch den Beschuss des Brennstoffs mit einem Projektil initiiert werden. Ein entsprechendes Regelwerk müsste also weitgehend technologieneutral formuliert werden oder spezielle Anforderungen für die unterschiedlichen Fusionsansätze beinhalten.

Ausblick

Die oben dargestellten Fortschritte in der Forschung zu Trägheitsfusion zeigen, dass es wichtig ist, die Entwicklungen auf diesem Gebiet aufmerksam zu verfolgen. Um die Sicherheit von Fusionsanlagen nach dem Prinzip der Trägheitsfusion bei Bedarf sachgerecht bewerten zu können, reichen die bisher öffentlich verfügbaren Informationen nicht aus. Dazu wären detaillierte Informationen zu den Konzepten nötig. Ein effektiver

Weg, solche Informationen zu erhalten, wäre aus Sicht der GRS der direkte Kontakt mit Betreibern entsprechender Forschungseinrichtungen, z. B. im Rahmen eines Workshops zur Trägheitsfusion. In diesem Rahmen könnte auch erörtert werden, inwieweit die Erarbeitung eines spezifischen Regelwerks für Fusionsanlagen nach dem Prinzip der Trägheitsfusion erforderlich ist.

Literaturverzeichnis

- /BER 22/ Berkeley Lab: Fusion Science and NDCX-II. [HTML], erreichbar unter: <https://atap.lbl.gov/fusion-science-and-ndcx-ii/>, zitiert am 07.09.2022.
- /BMU 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 3. März 2015. BAnz AT 30.03.2015 B2, März 2015.
- /CAR 22/ Caruso, G., et al.: DEMO – The main achievements of the Pre – Concept phase of the safety and environmental work package and the development of the GSSR. Fusion Engineering and Design 176 (2022) 113025, <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2022.113025>, February 2022.
- /CIA 19/ Ciattaglia, S., et al.: EU DEMO safety and balance of plant design and operating requirements. Issues and possible solutions. Fusion Engineering and Design Volume 146, Part B, Pages 2184 – 2188, <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.03.149>, September 2019.
- /CLE 23/ Clery, D.: Laser fusion success sparks hope of new route to fusion power – Startups lay plans for power plants that would trigger tiny, rapid-fire fusion blasts. Science, Vol. 379, Issue 6633, pp. 625-626, <https://doi.org/10.1126/science.adh1697>, February 2023.
- /COD 17/ Coda, S., et al.: Overview of the TCV tokamak program: scientific progress and facility upgrades. Nuclear Fusion 57 (2017) 10201, <https://doi.org/10.1088/1741-4326/aa6412>, 2017.
- /DOE 96/ U.S. Department of Energy (DOE): Safety of Magnetic Fusion Facilities: Requirements. DOE Standard, DOE-STD-6002-96, <https://www.standards.doe.gov/standards-documents/6000/6002-astd-1996/@@images/file>, 1996.
- /DOE 96a/ U.S. Department of Energy (DOE): Safety of Magnetic Fusion Facilities: Guidance. DOE Standard, DOE-STD-6003-96, <https://www.standards.doe.gov/standards-documents/6000/6003-astd-1996/@@images/file>, 1996.

- /DON 23/ D’Onorio, M., et al.: Development of a Thermal-Hydraulic Model for the EU-DEMO Tokamak Building and LOCA Simulation. *Energies* 2023, 16,1149. <https://doi.org/10.3390/en16031149>, 2023.
- /DTT 22/ DTT Consortium: DTT – Divertor Tokamak Test Facility. [HTML], Stand von 2022, erreichbar unter: <https://www.dtt-project.it/index.php/science/dtt-project.html>, zitiert am 08.09.2022.
- /EUR 95/ European Commission: Safety and Environmental Assessment of Fusion Power (SEAFP). Report of the SEAFP Project, June 1995.
- /EUR 21/ European Commission: Study on the Applicability of the Regulatory Framework for Nuclear Facilities to Fusion Facilities. – Towards a specific regulatory framework for fusion facilities. Final Report by GRS and KIT, ENER-20-NUCL-SI2.834242, ISBN 978-92-76-47126-4, <https://doi.org/10.2833/787609>, December 2021.
- /FED 17/ Federici, G., et al.: European DEMO design strategy and consequences for materials. *Nucl. Fusion* 57 092002, <https://doi.org/10.1088/1741-4326/57/9/092002>, 2017.
- /FEI 22/ Fusion Energy Insights: First Light announces fusion from their projectile-driven approach. *News Insights*, [HTML], Stand vom 07.04.2022, erreichbar unter: <https://fusionenergyinsights.com/blog/post/first-light-announces-fusion-from-their-projectile-driven-approach>, zitiert am 5.9.2022.
- /FIA 23/ Fusion Industry Association (FIA): The global fusion industry in 2023 - Fusion Companies Survey by the Fusion Industry Association. Third annual “Global Fusion Industry Report”, <https://www.fusionindustryassociation.org/wp-content/uploads/2023/07/FIA%E2%80%932023-FINAL.pdf>, 2023.
- /FRI 97/ Fritz-Niggli, H.: Strahlengefährdung/Strahlenschutz – Ein Leitfaden für die Praxis. 4. überarbeitete und ergänzte Auflage, Verlag Hans Huber, ISBN 3-456-82830-6, 1997.

- /GAO 23/ United States Government Accountability Office (GAO): Fusion Energy – Potentially Transformative Technology Still Faces Fundamental Challenges. GAO-23-105813, Technology Assessment, Report to Congressional Addressees, <https://www.gao.gov/assets/gao-23-105813.pdf>, March 2023.
- /GIL 19/ Gilbert, M.R., et al.: Waste implications from minor impurities in European DEMO materials. Nuclear Fusion, 59, 076015, <https://doi.org/10.1088/1741-4326/ab154e>, May 2019.
- /GON 22/ Gonzalez de Vicente, S.M., et al.: Overview on the management of radioactive waste from fusion facilities: ITER, demonstration machines and power plants. Nuclear Fusion, 62, 085001, <https://doi.org/10.1088/1741-4326/ac62f7>, May 2022.
- /GRA 15/ Grabowski, C., et al.: The FRCHX Plasma Injector System. APS Division of Plasma Physics Meeting 2015, abstract id. GP12.039, [HTML], Stand von November 2015, erreichbar unter: <https://ui.adsabs.harvard.edu/abs/2015APS..DPPG12039G/abstract>, zitiert am 01.09.2022.
- /GUL 93/ Gulden, W.: Sicherheit und Umwelteinfluss zukünftiger Fusionsreaktoren. Energie – Technik – Umwelt, Hrsg. U. Brockmeier, Ruhr-Universität Bochum, 1993.
- /IAE 86/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Fusion Reactor Safety. IAEA-TECDOC-440, Report of a Technical Committee Meeting on Fusion Reactor Safety held in Culham, 3 – 7 November 1986.
- /IAE 91/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Safe Handling of Tritium – Review of Data and Experience. Technical Reports Series No. 324, Vienna, 1991.
- /IAE 03/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Categorization of radioactive sources. TECDOC-1344, revision of IAEA-TECDOC-1191, July 2003.

- /IAE 06/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Fundamental Safety Principles. Safety Fundamentals No. SF-1, IAEA Safety Standard Series, November 2006.
- /IAE 14/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. General Safety Requirements Part 3, No. GSR Part 3, July 2014.
- /IAE 16/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety. General Safety Requirements Part 1, No. GSR Part 1 Rev.1, IAEA Safety Standard Series, February 2016.
- /IAE 18/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Integrated Approach to Safety Classification of Mechanical Components for Fusion Applications. IAEA-TECDOC-1851, September 2018.
- /IAE 19/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Site Evaluation for Nuclear Installations. Specific Safety Requirements No. SSR-1, IAEA Safety Standards Series, April 2019.
- /ICR 07/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): Die Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) von 2007 – ICRP-Veröffentlichung 103 verabschiedet im März 2007. Deutsche Ausgabe herausgegeben vom Bundesamt für Strahlenschutz, 2007.
- /ILE 22/ Institute of Laser Engineering (ILE): GEKKO XII. [HTML], erreichbar unter: <https://www.ile.osaka-u.ac.jp/eng/facilities/gxii/index.html> einschließlich dort verlinkter Unterseiten, zitiert am 08.09.2022.
- /IPP 20/ Max-Planck-Institut für Plasmaphysik (IPP): MAST Upgrade erzeugt erstes Plasma – Betriebsstart für kompakten Tokamak in Culham, Großbritannien. [HTML], Stand vom 29.10.2020, erreichbar unter: <https://www.ipp.mpg.de/4950873/mast-upgrade>, zitiert am 9. November 2022.

- /IPP 22/ Max-Planck-Institut für Plasmaphysik (IPP): ASDEX Upgrade. [HTML], Stand von 2022, erreichbar unter: <https://www.ipp.mpg.de/ippcms/de/pr/forschung/asdex/index> einschließlich dort verlinkter Unterseiten, zitiert am 22. August 2022.
- /IPP 22a/ Max-Planck-Institut für Plasmaphysik (IPP): Wendelstein 7-X. [HTML], Stand von 2022, erreichbar unter: <https://www.ipp.mpg.de/wendelstein7x> einschließlich dort verlinkter Unterseiten, zitiert am 22. August 2022.
- /ISO 04/ International Organization for Standardization (ISO): Nuclear facilities – Criteria for the design and operation of ventilation systems for nuclear installations other than nuclear reactors. ISO 17873:2004, October 2004.
- /ITE 19/ ITER Organization: KSTAR tokamak – Ten Successful Years. ITER Newslines, [HTML], Stand vom 11. März 2019, erreichbar unter: <https://www.iter.org/newslines/-/3241>, zitiert am 19. August 2022.
- /JAS 19/ Jassby, D.L.: Voodoo Fusion Energy. April 2019 Newsletter, Physics and Society, Vol. 48, No. 2, <https://engage.aps.org/fps/resources/newsletters/newsletter-archives/april-2019>, April 2019.
- /JEN 22/ Jennings, R.: Development of a Fusion Power Plant Safety Framework. IAEA Technical Meeting on Synergies between Fission and Fusion, Wien, 6 – 10 July 2022.
- /KIM 22/ Kim, B.S., Hong, S.-H., and Kim, K.: Preliminary assessment of the safety factors in K-DEMO for fusion compatible regulatory framework. Nature Portfolio, Scientific Reports, 12:8276, <https://doi.org/10.1038/s41598-022-12389-w>, 2022.
- /KOW 17/ Kowalik, M., Steinrötter, T., and Herb, J.: Deterministic safety analyses of accident sequences to provide input to the design process. EUROfusion, SAE-2.22.2-T01, Final report on selected accident analyses: in-vessel LOCA for the HCPB concept, October 2017.

- /KOW 18/ Kowalik, M.: Deterministic safety analyses of accident sequences to provide input to the design process. *EUROfusion*, SAE-2.22.2-T02, Final report on deterministic safety analyses, October 2018.
- /KOW 20/ Kowalik, M.: Deterministic safety analyses. *EUROfusion*, SAE-2.022.1-T001, Final report on deterministic safety analyses for HCPB, October 2020.
- /LNF 22/ Laboratorio Nacional de Fusión (LNF): TJ-II project. [HTML], erreichbar unter: <http://www.fusion.ciemat.es/tj-ii-2/>, zitiert am 22.08.2022.
- /LOB 21/ Lobner, P.: The Fork in the Road to Electric Power From Fusion. Hauptartikel einschließlich dort verlinkter Ergänzungsartikel zu speziellen Fusionsanlagenkonzepten, [HTML], Stand vom 1. Februar 2021, erreichbar unter: <https://lynceans.org/all-posts/the-fork-in-the-road-to-electric-power-from-fusion/>, zitiert am 17.08.2022.
- /LUK 20/ Lukacs, M., and Williams, L. G.: Nuclear safety issues for fusion power plants. *Fusion Engineering and Design*, Volume 150, 111377, <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.111377>, 2020.
- /MAI 05/ Maisonnier, D., et al.: A Conceptual Study of Commercial Fusion Power Plants. EFDA(05)-27/4.10 (EFDA-RPRE- 5.0), EFDA, 2005.
- /MAN 21/ Mancina, E.: ITER Regulation and Prospect for EU-DEMO. IAEA DEMO Workshop (virtual), 17 – 18 November 2021.
- /MAR 21/ Marrelli, L.: Status of the RFX-mod2 Reversed Field Pinch upgrade. 28th IAEA Fusion Energy Conference, 10 – 15 May 2021, [HTML], erreichbar unter: <https://conferences.iaea.org/event/214/contributions/17592/>, zitiert am 01.09.2022.
- /MAZ 19/ Mazzini, G., Kaliatka, T., and Porfiri, M.T.: Tritium and Dust Source Term Inventory Evaluation Issues in the European DEMO reactor concepts. Proceedings of the 30th Symposium on Fusion Technology (SOFT 2018), Giardini Naxos, Italy, 16 – 21 September 2018, published 2019.

- /MER 19/ Mertens, M.A.J., et al.: ^{210}Po production in the European DEMO fusion reactor. Nuclear Fusion, 59, 106029, <https://doi.org/10.1088/1741-4326/ab36aa>, August 2019.
- /MFG21/ Marvel Fusion GmbH: Our breakthrough technology. [HTML], Stand von 2021, erreichbar unter: <https://marvelfusion.com/technology/>, zitiert am 07.09.2022.
- /MOS 22/ Moscato, I., et al.: Tokamak cooling systems and power conversion system options. Fusion Engineering and Design, Volume 178, 113093, <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2022.113093>, 2022.
- /MUE 90/ Müller, H., et al.: Radiologische Auswirkungen von Tritium-Emissionen eines Fusionsreaktors. Physikalische Blätter, 46, Nr. 6, Juni 1990.
- /NIF 22/ National Institute for Fusion Science (NIFS): Large Helical Device Project. [HTML], Stand von Juni 2022, erreichbar unter: https://www-lhd.nifs.ac.jp/pub/index_e.html, zitiert am 22. August 2022.
- /NRC 22/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC): Licensing and Regulating Fusion Energy Systems. NRC Staff Prepared White Paper, Draft – Released to Support ACRS Interaction, <https://www.nrc.gov/docs/ML2225/ML22252A192.pdf>, September 2022.
- /NRC 23/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC): Options for Licensing and Regulating Fusion Energy Systems. Policy Issue (Notation Vote), SECY-23-0001, <https://www.nrc.gov/docs/ML2227/ML22273A163.pdf>, January 2023.
- /NRC 23a/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC): Staff Requirements – SECY-23-0001 – Options for Licensing and Regulating Fusion Energy Systems. Memorandum to Daniel H. Dorman (Executive Director for Operations), <https://www.nrc.gov/docs/ML2310/ML23103A449.pdf>, April 2023.

- /PAR 03/ Park, J., et al.: Overview of high density FRC research on FRX-L at Los Alamos National Laboratory. The 30th International Conference on Plasma Science (ICOPS 2003), IEEE Conference Record - Abstracts., 2003, pp. 332-, doi:10.1109/PLASMA.2003.1228925, [HTML], erreichbar unter: <https://ieeexplore.ieee.org/document/1228925>, zitiert am 01.09.2022.
- /PAR 20/ Park, J.H., and Pereslavitsev, P.: Comparative activation analyses for the HCPB breeding blanket in DEMO. Proceedings of the 31st Symposium on Fusion Technology (SOFT 2020), virtual, 20 – 25 September 2020.
- /PIN 17/ Pinna, T, et al.: Identification of accident sequences for the DEMO plant. Fusion Engineering and Design, Volume 124, pp. 1277 – 1280, <http://dx.doi.org/10.1016/j.fusengdes.2017.02.026>, 2017.
- /POR 20/ Porfiri, M. T., et al.: Safety assessment for EU DEMO – Achievements and open issues in view of a generic site safety report. Fusion Engineering and Design, Volume 155, 111541, <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2020.111541>, 2020.
- /RAE 13/ Raeder, J., et al.: Untersuchung der Sicherheit von Kernfusionskraftwerken hinsichtlich nuklearer Stör- und Unfälle, GRS-A-3726. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, November 2013.
- /RFX 22/ CONSORZIO RFX: RFX-mod2. [HTML], erreichbar unter: <https://www.igi.cnr.it/en/research/magnetic-confinement-research-in-padova/rfx-mod2/>, zitiert am 01.09.2022.
- /SAN 22/ Santucci, A., et al.: Impact of DEMO nuclear buildings air ventilation system on the Exhaust Detritiation System. Book of Abstracts of the 32nd Symposium on Fusion Technology (SOFT 2022), Dubrovnik, Croatia + hybrid, 18 – 23 September 2022.
- /SCH 22/ Schenkel, T., et al.: Exploration of Defect Dynamics and Color Center Qubit Synthesis with Pulsed Ion Beams. Quantum Beam Science 2022, 6(1), 13, doi:10.3390/qubs6010013, 16.03.2022.

- /SHE 19/ Shen, X., et al.: Safety regulatory framework for hydrogen fusion reactors in China. *International Journal of Hydrogen Energy* 44 (40), pp 22704-22711, 2019.
- /SHI 13/ Shiraga, H., et al.: Implosion and heating experiments of fast ignition targets by Gekko-XII and LFEX lasers. *EPJ Web of Conferences* 59, 01008, doi:10.1051/epjconf/20135901008, 2013.
- /SMI 10/ Smith, C.L., and Cowley, S.: The path to fusion power. *Review, Phil. Trans. R. Soc. A*, 368, pp. 1091–1108, <https://doi.org/10.1098/rsta.2009.0216>, 2010.
- /SSK 04/ Strahlenschutzkommission (SSK): Erläuterungsbericht zum Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen – Begründungen, Modelle, Daten und Programme. Heft 38, ISBN 3-437-22179-5, 2004.
- /SSK 05/ Strahlenschutzkommission (SSK): Vergleichende Bewertung der biologischen Wirksamkeit, verschiedener ionisierender Strahlungen. Stellungnahme, verabschiedet in der 186. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 11./12. September 2003, veröffentlicht im Bundesanzeiger Nr. 32a vom 16.02.2005.
- /TAY 14/ Taylor, N., and Cortes, P.: Lessons learnt from ITER safety & licensing for DEMO and future nuclear fusion facilities. *Fusion Engineering and Design*, Volume 89, Issues 9 – 10, pp. 1995-2000, <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2013.12.030>, October 2014.
- /TAY 19/ Taylor, N., et al.: Safety and environment studies for a European DEMO design concept. *Fusion Engineering and Design*, Volume 146, Part A, pp. 111-114, ISSN 0920-3796, <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2018.11.049>, 2019.
- /TOK 22/ Tokamak Energy Ltd.: ST25 – Rapid progress to commercial fusion. [HTML], Stand von 2022, erreichbar unter: <https://www.tokamakenergy.co.uk/technology/st40/>, zitiert am 18.08.2022.

- /WNA 21/ World Nuclear Association (WNA): Nuclear Fusion Power. [HTML], Stand von August 2021, erreichbar unter: <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-fusion-power.aspx>, zitiert am 15.08.2022.
- /WNN 22/ World Nuclear News (WNN): US researchers achieve historic fusion ignition. [HTML], Stand vom 13. Dezember 2022, erreichbar unter: <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/US-researchers-achieve-historic-fusion-ignition>, zitiert am 14. Dezember 2022.
- /WNN 23/ World Nuclear News (WNN): Chinese and German milestones in fusion research. [HTML], Stand vom 13. April 2023, erreichbar unter: <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Chinese-and-German-milestones-in-fusion-research>, zitiert am 14. April 2023.
- /YAG 21/ Yager-Elorriaga, D. A., et al.: An overview of magneto-inertial fusion on the Z machine at Sandia National Laboratories. Nuclear Fusion, 62, 042015, <https://doi.org/10.1088/1741-4326/ac2dbe>, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2021.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Magnetischer Einschluss geladener Teilchen.....	6
Abb. 2.2	Grundsätzlicher Aufbau eines Tokamak nach /SMI 10/	7
Abb. 2.3	Schematische Darstellung der Hauptkomponenten eines Fusionskraftwerks auf Basis eines Tokamaks nach /MAI 05/	8
Abb. 2.4	Grundsätzlicher Aufbau eines Stellarators	14
Abb. 2.5	Aufbauskizze des CFR von Lockheed Martin nach /LOB 21/	20
Abb. 3.1	Schematische Darstellung eines DEMO-Fusionskraftwerks nach /FED 17/	33
Abb. 4.1	Schnitt durch ein EU DEMO-Gebäude mit den zur Verfügung stehenden freien Volumina nach /DON 23/.....	60
Abb. 4.2	Schnitt durch ein Reaktorgebäude zur Veranschaulichung der Lage der Räume des Kühlsystems (engl. tokamak cooling room) nach /MOS 22/	64

Tabellenverzeichnis

Tab. 3.1	Vorläufige Designmerkmale der europäischen DEMO-Konzepte nach /FED 17/	32
Tab. 3.2	Vorläufig angesetzte Dosisgrenzwerte für die europäischen DEMO-Konzepte nach /EUR 21/, /CAR 22/ und /TAY 19/	40
Tab. 4.1	Liste repräsentativer Auslösender Ereignisse (postulated initiating events, PIE) für ein EU-DEMO-Design mit WCLL-Blankets nach /PIN 17/	56
Tab. 4.2	Freisetzungen bei einem Ex-vessel LOCA (LBO1) für die vier in /CAR 22/ simulierten Fälle	62
Tab. 5.1	Typische Strahlungsquellen in einer Fusionsanlage nach /EUR 21/.....	69
Tab. 5.2	Inventar an Tritium der Blankets für DEMO 2017 nach /CAR 22/	72
Tab. 5.3	Betriebliches Inventar an Tritium wichtiger Systeme des Brennstoffkreislaufs nach /CAR 22/	72
Tab. 5.4	Energieinhalte und Leistungen eines DEMO-Konzepts nach /CAR 22/.....	77
Tab. 5.5	Dosiswerte für den Störfall „Verlust der Wärmesenke“ bei Konzepten mit heliumgekühlten Schüttbettblankets nach /CAR 22/	79
Tab. 5.6	Dosiswerte für den Störfall “Kühlmittelverlust außerhalb des Vakuumbehälters“ bei Konzepten mit wassergekühlten Lithiumbleibblankets nach /CAR 22/	80
Tab. 6.1	Kategorien für Strahlungsquellen nach IAEA-TECDOC-1344 /IAE 03/.....	89
Tab. 6.2	Definition der Sicherheitsebenen für eine Fusionsanlage nach /EUR 21/.....	99

Abkürzungsverzeichnis

AFRL	Air Force Research Laboratory
appm	atomic parts per million
ASDEX	Axially Symmetric Divertor Experiment
BB	Breeding Blanket
BDBA	Beyond Design Base Accident
BoP	Balance of Plant
CANDU	Canadian Deuterium Uranium
CAS	Chinese Academy of Sciences
CEA	Commissariat à l'Énergie Atomique
CFETR	China Fusion Engineering Test Reactor
CFR	Compact Fusion Reactor
CHI	Coaxial Helicity Injection
D	Deuterium (Deuteron)
DBA	Design Base Accident
DCLL	Dual coolant Lithium Lead
DEC	Design Extension Conditions
DEMO	Demonstrationskraftwerk
DHRS	Decay Heat Removal System
DOE	(US)-Department of Energy
dpa	displacements per atom
DPF	Dense Plasma Focus Device
DTT	Divertor Tokamak Test Facility
EAST	Experimental Advanced Superconducting Tokamak
EFDA	European Fusion Development Agreement
EMC2	Energy Matter Conversion Corporation
ENEA	Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia e lo sviluppo economico sostenibile (Energia Nucleare ed Energie Alternative)
EV	Expansion Volume
FDU	Fast Discharge Unit
FI	Fast Ignition
FPSS	Fusion/Fast Power Shutdown System
FRC	Field-Reversed Configuration
FRX-L	Field Reversed Experiment-Liner
FRCHX	Field-Reversed Configuration Heating Experiment
GA	General Aviation

GSSR	Generic Site Safety Reports
GSR	General Safety Requirements
H&CD	Heating and Current Drive System
HCLL	Helium-cooled Lithium Lead
HCPB	Helium-cooled pebble bed
HEPA	High Efficiency Particulate Air Filter
HFIPS	Hefei Institutes of Physical Science
H-Mode	High Confinement Mode
HTS	High-temperature Superconductor
IAEO	Internationale Atomenergie-Organisation
ICAO	International Civil Aviation Organisation
IFE	Inertial Fusion Energy
INB	Installation Nucléaire de Base
IPP	Max Planck-Institut für Plasmaphysik
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor
JET	Joint European Torus
KIT	Karlsruher Institut für Technologie
KSTAR	Korea Superconducting Tokamak Advanced Research
LANL	Los Alamos National Laboratory
LENR	Low Energy Nuclear Reaction
LFEX	Laser for Fast Ignition Experiment
LHD	Large Helical Device
LLNL	Lawrence Livermore National Laboratory
LMJ	Laser Mégajoule
LOCA	Loss of Coolant Accident
LOFA	Loss of Flow Accident
LOVA	Loss of Vacuum Accident
LPP	Lawrenceville Plasma Physics
MagLIF	Magnetized Liner Inertial Fusion
MAST	Mega Amp Spherical Tokamak
MEI	Most Exposed Individual
MIF	Magneto-inertial Fusion
MTF	Magnetized Target Fusion
NDCX	Neutralized Drift Compression Experiment
NFRI	National Fusion Research Institute
NIF	National Ignition Facility

NIFS	National Institute for Fusion Science
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor (lat. Weg)
ÖI	Öko-Institut
PFC	Plasma-facing Components
PHTS	Primary Heat Transfer System
PIE	Postulated Initiation Event
PPCS	Power Plant Conceptual Study
RFP	Reversed field pinch
RFX	Reversed Field eXperiment
SEAFP	Safety and Environmental Assessment of Fusion Power
SIOM	Shanghai Institute of Optics and Fine Mechanics
SNL	Sandia National Laboratory
SPC	Swiss Plasma Center
SSC	Safety Systems and Components
SSR	Specific Safety Requirements
STEP	Spherical Tokamak for Energy Production
T	Tritium (Triton)
TCR	Tokamak Cooling Room
TCV	Tokamak à Configuration Variable
TE	Thermische Energien
TER	Tritium Extraction and Removal System
U.S. NRC	United States Nuclear Regulatory Commission
VV	Vacuum Vessel
VVPSS	Vacuum Vessel Suppression System
WCLL	Water-cooled Lithium Lead
HCPB	Helium-cooled Pebble Bed
UKAEA	UK Atomic Energy Authority

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH**

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

85748 Garching b. München

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

38122 Braunschweig

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de