

**Untersuchung
der Sicherheit von
Kernfusionskraftwerken
hinsichtlich nuklearer
Stör- und Unfälle**

Abschlussbericht

Untersuchung der Sicherheit von Kernfusionskraftwerken hinsichtlich nuklearer Stör- und Unfälle

Safety Analysis of Fusion Reactors pertaining to Nuclear Incidents and Accidents

Abschlussbericht
Final Report

– revidierte Fassung –

J. Raeder^a, A. Weller^a, R. Wolf^a,
X. Jin^b, L.V. Boccaccini^b,
R. Stieglitz^b, D. Carloni^b,
C. Pistner^c, J. Herb^d

^aMax Planck-Institute for Plasma
Physics (IPP)

^bKarlsruhe Institute of Technology
(KIT)

^cÖko-Institut e. V.

^dGesellschaft für Anlagen- und
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

November 2013

Auftrags-Nr.: 800450

Anmerkung:

Dieser Bericht ist von der GRS im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit im Rahmen des Vorhabens 3611R01353 erstellt worden. Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung zitiert, ganz oder teilweise vervielfältigt werden bzw. Dritten zugänglich gemacht werden.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers (Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit) übereinstimmen.

Executive Summary

Das BfS erteilte den Projektpartnern IPP, KIT, Öko-Institut e.V. und GRS den Auftrag, eine Literaturstudie zum Thema Sicherheit von Fusionskraftwerken hinsichtlich nuklearer Stör- und Unfälle durchzuführen. Im Rahmen dieser Studie sollte der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik des Sicherheitskonzepts von Fusionskraftwerken ermittelt und die Anwendbarkeit des bisherigen für Kernkraftwerke erarbeiteten kerntechnischen Regelwerks auf zukünftige Fusionskraftwerke überprüft werden.

In einem Fusionskraftwerk soll durch die Fusion von zwei Wasserstoffisotopen, Deuterium und Tritium, Energie gewonnen werden. Auf der Basis des magnetischen Einschlusses heißer Fusionsplasmen werden dazu zurzeit weltweit zwei Konzepte untersucht, der Tokamak und der Stellarator.

In beiden Systemen wird ein ringförmiges Magnetfeld mit verdrehten Feldlinien aufgebaut, das zu einer optimalen thermischen Isolation des heißen Plasmas benötigt wird. Beim Tokamak trägt ein toroidaler Strom innerhalb des Plasmas zur magnetischen Konfiguration bei, während beim Stellarator das Magnetfeld allein durch ein geeignetes Spulensystem erzeugt wird. Die Aufheizung des Plasmas erfolgt zunächst durch Einstrahlung hochfrequenter Wellen und energiereicher Teilchenstrahlen, bis die beim Fusionsprozess entstehenden Alphateilchen das Plasma ohne externe Heizung aufrechterhalten können. Der Wärmefluss aus dem Plasma wird über verschiedene Kühlstrukturen abgeführt, die als Blankets und Divertoren bezeichnet werden. Die durch die Fusionsreaktionen entstehenden Neutronen geben ihre Energie im Blanket in Form von Wärme ab. Darüber hinaus wird im Blanket durch die Wechselwirkung der Neutronen mit Lithium der Fusionsbrennstoff Tritium erbrütet und nicht zuletzt schirmt das Blanket auch die dahinter liegenden Magnetstrukturen vor einer übermäßigen Neutronenbelastung ab.

Für zukünftige kommerzielle Fusionskraftwerke existieren heute nur konzeptionelle Designentwürfe. Die am weitesten fortgeschrittene Konzeptstudie für ein zukünftiges Fusionskraftwerk ist die European Power Plant Conceptual Study (PPCS) aus dem Jahr 2005, die auf dem Tokamak-Prinzip aufbaut. In dieser Studie werden auch grundlegende Aspekte des Sicherheitskonzepts der Kernfusion behandelt. Hierbei werden mehrere verschiedene Konzeptansätze diskutiert, die sich unter anderem auch in den

für die Sicherheit einer Anlage relevanten Auslegungsansätzen, wie zum Beispiel der Wahl des Brutkonzeptes oder der Werkstoffe für die Blanket-/Divertorstruktur und der Kühlmittel, unterscheiden.

Das bereits seit mehreren Jahrzehnten in Entwicklung befindliche Sicherheitskonzept der Kernfusion orientiert sich an Sicherheitskonzepten für Anlagen mit radioaktivem Inventar. Es baut dazu auf dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen („Defence in Depth“) auf. Aufgrund der physikalischen und technischen Eigenschaften der Fusion ergeben sich dabei jedoch spezifische Unterschiede in der Ausgestaltung des Sicherheitskonzepts von Kernkraftwerken und Fusionskraftwerken. Diese Verschiedenheiten sind einerseits auf das unterschiedliche radioaktive Inventar in den Anlagen und auf unterschiedliche nuklearen Leistungsdichten zurückzuführen, sowie andererseits auf Unterschiede in den für eine mögliche Freisetzung relevanten Pfaden (interne Energie, Sicherheitsfunktionen).

Das als Brennstoff in einem Fusionskraftwerk verwendete Tritium bildet einen wesentlichen Anteil des radioaktiven Inventars. Weiterhin werden durch die in der Fusionsreaktion entstehenden Neutronen Strukturen des Fusionskraftwerks aktiviert. Diese Aktivierungsprodukte stellen zusammen mit dem in der Anlage vorhandenen Tritium das radioaktive Inventar eines Fusionskraftwerks dar.

Um zu überprüfen, ob für die Kernfusion überhaupt ein der Kernspaltung vergleichbares Sicherheitskonzept erforderlich ist, wurde in einem ersten Schritt – vollständig unabhängig von konkreten Unfallszenarien oder einem tatsächlichen Anlagenkonzept – betrachtet, welche Konsequenzen bei einer postulierten Freisetzung großer Teile des radioaktiven Inventars eines Fusionskraftwerks möglich sind. Ein solches „Worst-Case“-Szenario (abdeckendes Ereignis) wurde mit einer entsprechenden, postulierten Freisetzung großer Teile des radioaktiven Inventars eines Kernkraftwerks verglichen. Als Maßstab diente hierbei das radiologische Kriterium, bei dessen Überschreitung in der Umgebung der Anlage eine Evakuierung erforderlich wäre.

Bei einem Kernkraftwerk kann dieses radiologische Kriterium bei der hier postulierten Freisetzung relevanter Anteile des Inventars deutlich überschritten werden. In Abhängigkeit von den Randbedingungen, die für eine Abschätzung eines solchen hypothetischen Worst-Case verwendet werden, können die Dosen außerhalb des Kraftwerksgebietes um mehrere Größenordnungen über dem Evakuierungskriterium liegen. Für ein Fusionskraftwerk sind die möglichen radiologischen Konsequenzen geringer. Sie lie-

gen für Flächen außerhalb des Anlagengeländes in der Größenordnung des Evakuierungsgrenzwertes. Daher ist auch für die Kernfusion ein Sicherheitskonzept vorgesehen, um den Einschluss des radioaktiven Inventars sicherzustellen.

In einem nächsten Schritt wurde die Übertragbarkeit des Sicherheitskonzepts der gestaffelten Sicherheitsebenen der Kerntechnik auf die Fusion überprüft.

Ein Vergleich der Sicherheitskonzepte der Kernfusion und der Kernspaltung zeigt, dass sich das Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ methodisch uneingeschränkt und technisch mit Anpassungen auf das Sicherheitskonzept eines Fusionskraftwerks übertragen lässt. Ähnliches gilt methodisch bezüglich des Schutzziels der „Kühlbarkeit“, wobei hier technologisch signifikante Unterschiede bestehen.

Durch das Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“ sollen in einem Kernkraftwerk Leistungsexkursionen, die zu einer Zerstörung des Reaktors und einer damit verbundenen Freisetzung von Radioaktivität führen können, verhindert werden. Dazu umfasst dieses Schutzziel im kerntechnischen Regelwerk die Kontrolle der Reaktivität im Reaktorkern und bei der Handhabung sowie Lagerung von Brennelementen. Da es sich beim Fusionsprozess nicht um eine Kettenreaktion handelt, sind Leistungsexkursionen durch positive Rückkopplungsmechanismen physikalisch unmöglich. Außerdem ist eine Reaktivität durch eine Akkumulation von Brennstoff oder aktiviertem Material physikalisch ausgeschlossen. Diesbezügliche Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks stellen sich für die Fusion daher nicht. Darüber hinaus umfasst dieses Schutzziel Anforderungen an die Abschaltbarkeit. Die Anforderungen der Abschaltbarkeit eines Fusionskraftwerks werden dadurch erfüllt, dass der Fusionsprozess in allen Störfällen aufgrund der zugrunde liegenden physikalischen Prozesse (inhärente Plasmaabschaltung) selbstständig zum Erliegen kommt.

Auch in einem Fusionskraftwerk fällt nach Unterbrechung der Fusionsreaktion Nachzerfallswärme durch das Zerfallen der entstandenen Aktivierungsprodukte an. Das Schutzziel „Kühlbarkeit“ ist daher grundsätzlich auf die Fusion übertragbar. Die bisherigen Analysen zu Kraftwerkskonzepten der Fusion haben gezeigt, dass bei geeigneter Auslegung der Anlage alleine durch passive Wärmeabfuhr über die Kraftwerksstrukturen die Nachzerfallswärme der aktivierten Strukturen abgeführt werden kann. Daher kommt es nicht zu einem Versagen der für den Einschluss des radioaktiven Inventars notwendigen Barrieren. Voraussetzung hierfür ist eine geeignete Auslegung der inneren Strukturen (erste Wand, Blanket, Divertor, ...) eines Fusionskraftwerks.

Der Nachweis des „Einschlusses der radioaktiven Stoffe“ basiert in den derzeitigen Anlagenkonzepten sowohl auf den physischen Barrieren (Vakuumbehälter und Reaktorgebäude) als auch auf Rückhaltefunktionen, die teilweise durch aktive Maßnahmen und Einrichtungen erfüllt werden, wie z. B. dem sogenannten Detritierungssystem. Dabei wird dem Nachweis dieses Schutzziels ein fusionsspezifisches Ereignisspektrum zugrunde gelegt. Wesentliche Ereignisgruppen (Transienten, Kühlmittelverluststörfälle, usw.) lassen sich dabei aus dem bisherigen kerntechnischen Regelwerk auch auf die Fusion übertragen. Andere Ereignisgruppen spielen für die Fusion keine Rolle (z. B. Reaktivitätsstörfälle).

Neben aus der Kerntechnik übertragbaren Ereignissen sind in einem Fusionskraftwerk auch fusionsspezifische Ereignisse zu berücksichtigen. So speichern z. B. die Magnetsysteme, die zum Einschluss des Plasmas notwendig sind, eine signifikante Energie. Diese Phänomene werden vom aktuellen Sicherheitskonzept der Fusion erfasst. Im kerntechnischen Regelwerk werden sie momentan nicht berücksichtigt.

Im Sicherheitskonzept der Fusion werden mögliche auslösende Ereignisse entsprechend dem Konzept der Kerntechnik in verschiedene Sicherheitsebenen unterteilt, die vom Normalbetrieb bis zum auslegungsüberschreitenden Störfall reichen. Die Zuordnung zu den einzelnen Sicherheitsebenen erfolgt dabei nach probabilistischen Kriterien und den möglichen radiologischen Konsequenzen.

Den einzelnen Sicherheitsebenen sind spezifische radiologische Kriterien zugeordnet, deren Einhaltung für alle Ereignisse einer Sicherheitsebene nachgewiesen werden muss. Dazu sind in einem Fusionskraftwerk verschiedene Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen. Aufgrund des niedrigeren Freisetzungspotenzials eines Fusionskraftwerks ist es plausibel, dass sich zukünftige Anforderungen an die Maßnahmen und Einrichtungen eines Fusionskraftwerks von Anforderungen an ein Kernkraftwerk unterscheiden werden. Die Sicherheitsfunktionen bei der Fusion werden durch inhärente physikalische Prinzipien sowie durch passive oder durch aktive Sicherheitseinrichtungen gewährleistet. Während für die Kernspaltung bereits detaillierte Kriterien formuliert sind, welche Anforderungen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen an die Maßnahmen und Einrichtungen gestellt werden müssten, müssen entsprechende Kriterien für die Kernfusion noch erarbeitet werden. Die bisherigen Sicherheitsanalysen für Fusionskraftwerke fokussieren auf Ereignisse, die anlagenintern ausgelöst werden können. Diese zeigen, dass bei geeigneter Auslegung der Anlage anlageninterne Ereignis-

nisse aufgrund der inhärenten Sicherheitseigenschaften der Fusion nicht zu einem Überschreiten des Evakuierungslimits außerhalb des Anlagengeländes führen.

Zusammen mit der zukünftigen Entwicklung konkreter Anlagenkonzepte müssen Einwirkungen von außen, wie z. B. naturbedingte Ereignisse wie Erdbeben oder Hochwasser oder auch zivilisatorisch bedingte Ereignisse, wie der Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs, noch standortspezifisch bzw. abhängig vom Anlagenkonzept behandelt werden. Insbesondere die Frage, ob in diesen Fällen Katastrophenschutzmaßnahmen notwendig sein werden bzw. wie weit die Planung dieser Maßnahmen gehen muss, hängt vom konkreten Anlagenkonzept und dem daraus resultierenden Gefährdungspotenzial ab. Dabei werden Faktoren wie die genaue Größe und Zusammensetzung des Inventars, mögliche Freisetzungsteile und daraus resultierende mögliche Dosen in der Umgebung der Anlage bei der Festlegung von Anforderungen auf dieser Sicherheitsebene zu berücksichtigen sein.

Die Ausarbeitung detaillierter Kraftwerkskonzepte für die Fusion wird auch die Ausarbeitung eines konkreten Sicherheitskonzepts umfassen. Dabei besteht u. a. Forschungsbedarf bezüglich des Freisetzungspotenzials und den sich daraus ergebenden spezifischen Konsequenzen für das Sicherheitskonzept. Die Auswirkungen externer Ereignisse bedürfen einer eingehenden Untersuchung.

Versionsverlauf

25.09.2013	Entwurf an BMU versandt
07.11.2013	Endgültige Fassung

Abkürzungen

ACP	Activated Corrosion Products
ALARA	As Low As Reasonably Achievable
AP	Arbeitspaket
AUG	ASDEX Upgrade
BDBA	Beyond Design Basis Accident
Be	Beryllium
BIT	Breeder-In-Tube
BITA	Breeder-In-Tube Lithium Aluminate
BITZ	Breeder-In-Tube Lithium Zirkonat
CD	Current Drive
CFC	carbon fibre-reinforced carbon composite
DBA	Design Basis Accident
DC	Dual Coolant
DCLL	Dual Coolant, Lithium Lead
DS	Detritiation System
EDA	Engineering Design Activities
EPS	Emergency Power Supply
EST	Environment Source Terms
EV	Expansion Volume
EV lkg	Expansion Volume leakage
FFHR	Force Free Helical Reactor
FFMEA	Functional Failure Modes and Effects Analysis
FMEA	Failure Mode and Effects Analysis
FOAK	First-of-a-Kind
FPSS	Fusion Power Shutdown System
FPTS	Fusion Power Termination System
FPY	Full Power Years
FW	First Wall
H ₂	Hydrogen
HCLL	Helium Cooled Lithium Lead
HCPB	Helium-Cooled Pebble Bed
HCS	Helium Coolant System
He	Helium
HTO	Tritium-haltiges Wasser

I&C	Instrumentation and Control
IC	Inertial Confinement
ICRP	International Commission on Radiological Protection
IP	Investment Protection
ISS	CrossReference
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor
JET	Joint European Torus
LHD	Large Helical Device
Li	Lithium
LiP	Liquid Plumb
LOCA	Loss-of-Coolant
LOFA	Loss-of-Flow
LOVA	Loss of Plasma Vessel Vacuum
MEI	Most Exposed Individual
MFE	Magnetic Fusion Energy
MHD	Magneto-Hydrodynamik
MLD	Master Logic Diagram, Master Logic Diagram
NTM	Neoklassische Tearing-Moden
ODS	Oxid-dispersionsverfestigt
OH	Ohm'sche Heizung
PAR	Passive Autocatalytic Recombiner
Pb	Lead
PF	Poloidalfeld
PFC	Plasma-Facing Component
PHTS	Primary Heat Transport System
PIE	Postulated Initiating Event
PPCS	European Power Plant Conceptual Study
PSR	Preliminary Safety Report (ITER)
PSS	Pressure Suppression System
RE	Runaway-Elektronen
S&E	Safety & Environment
SCLL	Single Coolant, Lithium Lead
SEAFP	Safety and Environmental Assessments of Fusion Power
SEAL	Safety and Environmental Assessment of Fusion Power — Long Term Programme
SEIF	Safety and Environmental Impact of Fusion
SS	Stainless Steel
SSCs	Systems, Structures and Components

TBM	Test Blanket Modules
TBR	Tritium Breeding Ratio
TES	Tritium Extraction System
TF	Toroidalfeld
VDE	Vertical Displacement Event
VF	Vertikalfeld
VV	Vacuum Vessel
VVPSS	Vacuum Vessel Pressure Suppression System
W	Wolfram
WC	Water Coolant
WCLL	Water Cooled Lithium Lead
WDS	Water Detritiation System

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
2	AP1: Identifizierung möglicher auslösender Ereignisse.....	5
2.1	Einleitung	5
2.2	Energie aus Fusion.....	6
2.2.1	Magnetischer Einschluss.....	7
2.2.2	Tokamaks & Stellaratoren	7
2.2.3	Komponenten eines MFE Kraftwerks und ihre Funktionen	13
2.2.4	Implikationen für die Sicherheit und die Umwelt (S&E)	16
2.2.4.1	Merkmale in Bezug auf Fusionssicherheit	16
2.2.4.2	Energieinventare.....	20
2.2.4.3	Radioaktive Inventare	21
2.3	Sicherheitsaspekte, Auslösende Ereignisse	23
2.3.1	Methoden zur Bestimmung der PIEs	23
2.3.1.1	Vom ITER-Projekt verwendete Methoden	23
2.3.1.2	Die Entwicklung im Rahmen der europäischen Sicherheitsstudien	26
2.3.2	PIEs innerhalb der 'Design Basis'	30
2.3.3	PIEs außerhalb der 'Design Basis'	32
2.4	Zusammenfassung und Ausblick	35
3	AP2: Ereignisabläufe von Stör-/Unfällen sowie Auswirkungen auf Anlage, Personal und Umgebung.....	36
3.1	Einleitung	36
3.2	Entwicklung der europäischen Fusionskraftwerkskonzepte nach dem Tokamak-Prinzip.....	38
3.3	Analysierte Ereignisabläufe in den SEAFP-1 bis SEAFP-99 Studien	40
3.3.1	Betrachtete Ereignissequenzen im Rahmen der SEAFP-1 Studie.....	40
3.3.2	Im Rahmen der SEAL Studie behandelten Ereignisabläufe.....	41
3.3.3	Ereignisabläufe in der SEAFP-2 Studie	42
3.4	Ausgewählte Ereignisse im Rahmen der konzeptionellen Leistungsreaktorstudie (Power Plant Conceptual Study – PPCS)	43

3.4.1	Repräsentative ausgewählte Unfallabläufe der Modelle A und B	45
3.4.2	Ausgewählte Unfallabläufe für das Modell C	47
3.4.3	Relevante Unfallabläufe für das Modell D.....	48
3.4.4	Freisetzungsquellterme (EST = Environment Source Terms) bei Unfällen in den Reaktormodellen A, B und C [PPC05].....	48
3.4.5	Dosis für die Modelle A und B [PPC05]	51
3.4.6	Spezifische Unfallabläufe des Modells AB [CAP05].....	52
3.5	Ausgewählte hypothetische Unfallsequenzen in ITER [RPS10]	54
3.5.1	Referenzauslegungsstörfälle (DBA) für ITER	54
3.5.2	Hypothetische auslegungsüberschreitende Unfälle (BDBA) für ITER	56
3.6	Deterministische Abschätzergebnisse für das heliumgekühlte Schüttestestblanket (HCPB) und das heliumgekühlte Blei- Lithiumtestblanket (HCLL)	58
3.7	Vollständiger Kühlverlust in ITER [TAY12b]	60
3.8	Zusammenfassung der zentralen Ergebnisse des Arbeitspaketes AP2	61
4	AP3: Untersuchung und Beschreibung von Vorsorge-, Präventions- und Mitigationsmaßnahmen zur Vermeidung bzw. Schadensbegrenzung der Konsequenzen bei Stör- bzw. Unfällen	62
4.1	Sicherheitsaspekte hinsichtlich des Arbeitspaketes AP3	62
4.2	Ermittlung des Gefährdungspotenzials	63
4.3	Sicherheitsfunktionen und -systeme der PPCS-Studie	69
4.4	ITER Sicherheitsfunktionen und Systeme	72
4.4.1	Einteilung nach Sicherheitskategorien (SIC) und Einzelausfall- Kriterium.....	74
4.4.2	ITER-Einschlusskonzept	75
4.4.3	Systeme mit Sicherheitsfunktionen in der ITER-Anlage.....	79
4.5	Denkbare Extrapolation der ITER-Gegenmaßnahmen auf ein künftiges Fusionskraftwerk.....	79
4.6	Vorgeschlagene Sicherheitsfunktionen ausgehend von ITER	83
5	AP4: Übertragung der Konzepte aus der Kernspalttechnik (abdeckendes Ereignis, gestaffelte Sicherheitsebenen) auf Stör- und Unfälle in der Fusionstechnik.....	87

5.1	Einleitung	87
5.2	Abdeckendes Ereignis	87
5.2.1	Das radiologische Risiko eines Kernkraftwerks	88
5.2.2	Das radiologische Risiko eines Fusionskraftwerks	89
5.3	Operationalisierung der deutschen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ für den Vergleich mit dem Sicherheitskonzept der Fusion	92
5.3.1	Reaktivitätskontrolle, Brennstoff und Inventar	94
5.3.2	Barrieren	97
5.3.3	Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen und Unabhängigkeit der einzelnen Sicherheitsebenen (und Sicherheitsfunktionen).....	101
5.3.4	Sicherheitsebene 4	106
5.3.5	Einwirkungen von außen sowie aus Notstandsfällen	110
5.3.6	Betriebsbewährung.....	112
5.3.7	Kühlung.....	114
5.3.8	Leck vor Bruch.....	116
5.3.9	Fusionsspezifika, die im bisherigen kerntechnischen Regelwerk nicht berücksichtigt sind	117
5.3.9.1	Vakuum.....	117
5.3.9.2	Magnete	117
5.3.9.3	Temperaturen	118
5.3.9.4	Hochenergetische Neutronenstrahlung.....	118
5.3.9.5	Flüssigmetallkühlung	119
6	AP5: Bewertung der Übertragbarkeit der Kernspalttechnikkonzepte (abdeckendes Ereignis, gestaffelte Sicherheitsebenen) auf die Fusionstechnik, mögliche Alternativkonzepte.....	120
6.1	Das Sicherheitskonzept der Fusion	121
6.2	Abdeckendes Ereignis und die Notwendigkeit für ein detaillierteres Sicherheitskonzept	122
6.3	Übertragbarkeit des heutigen kerntechnischen Regelwerks auf die Fusion	123

7	Literaturverzeichnis.....	127
----------	----------------------------------	------------

Abbildungsverzeichnis

Abb. 1-1	Projektablaufplan	4
Abb. 2-1	Magnetfeldspulen in Tokamaks und Stellaratoren: Oben: Komponenten des ASDEX Upgrade (AUG) Tokamak. Unten: Spulenanordnung im Wendelstein W7-X Stellarator	8
Abb. 2-2	Schematische Darstellung der Hauptkomponenten eines MFE Kraftwerks [PPC05].	15
Abb. 2-3	Operationsbereich eines Fusionsplasmas (POPCON Diagramm). Aufgetragen ist die Plasmaionendichte ($\langle n_i \rangle$) gegen die Iontemperatur ($\langle T_i \rangle$). Die roten Linien zeigen den Verlauf der Dichte als Funktion der Temperatur bei konstantem (normierten) Plasmadruck (β_N). Die schwarzen Konturen stellen die benötigte externe Heizleistung (P_{aux}) dar. Das gezündete Fusionsplasma ($P_{aux} = 0$) kann nur in dem schattierten Bereich existieren, der durch die Dichtegrenze (n_G) und die Druckgrenze (β_N) definiert ist. Die Fusionsleistung nimmt in Pfeilrichtung zu.	19
Abb. 4-1	Schematische Darstellung der öffentlichen Dosis als Funktion der Schadenshäufigkeit und Darstellung der Optionen, die Anlagensicherheit in einen akzeptablen Risikobereich zu transferieren, nach [GUL12].	68
Abb. 4-2	Einschlusskonfigurationen der Reaktormodelle A und B nach der PPCS-Studie [PPC05].	70
Abb. 4-3	Schematischer Aufbau des primären und sekundären Einschlusses in ITER aus [HOW09].	78
Abb. 5-1	Temperatur (in °C) im Profil in einem poloidalen Querschnitt des PPCS Model A, 10 Tage nach Beginn eines hypothetischen, abdeckenden	

Ereignisses mit einem Kompletverlust des Kühlmittels und einem Ausfall aller aktiven Systeme [PPC05].....	115
--	-----

Tabellenverzeichnis

Tab. 2-1	Hauptmerkmale von Tokamaks und Stellaratoren (W7-X Typ).....	12
Tab. 2-2	Komponenten & Systeme eines Fusionskraftwerks - Zentrale Anlage	14
Tab. 2-3	Komponenten & Systeme eines Fusionskraftwerks - radiale und periphere Systeme.....	15
Tab. 2-4	Energie-Inventare in einem Fusionskraftwerk nach [SEA95], [SEI01]	21
Tab. 2-5	Radioaktivitäts-Quellterme für die Analyse eines „größtmöglichen“ Störfalls (PPCS).....	23
Tab. 2-6	Liste von 'Design Basis PIEs' (ohne brutblanketspezifische Ereignisse für ITER)	30
Tab. 2-7	Liste von Beyond Design Basis PIEs (ohne brutblanketspezifische Ereignisse für ITER)	34
Tab. 3-1	Blanket- und Divertorparameter der 5 Reaktormodelle in PPCS [MAI06] [PPC05].....	44
Tab. 3-2	Energetische Eckdaten der 5 Modelle in der PPCS-Studie ([1] [CHE03], [2] [PAC02], [3] [PAM05])	45
Tab. 3-3	In der Analyse der Unfallsequenzen verwendete Radionuklidinventare [PPC05].....	49
Tab. 3-4	Abgeschätzte Quellterme für verschiedene Unfallabläufe in den Reaktormodellen A, B und C [PPC05]	50
Tab. 3-5	Ermittelte 7-Tage-MEI Dosis in einer Entfernung von 1000 m bei einer 24 stündigen-Freisetzung, 95% Verteilung aus [PPC05].	52
Tab. 3-6	Untersuchte Unfallabläufe des Modells AB aus [CAP05].....	53

Tab. 3-7	Eckdaten des HCPB & HCLL Testblanketmoduls (TBM) und des ITER-Divertors aus [POI10], [RIC08].....	59
Tab. 4-1	Freisetzungsziele [KAR04]	64
Tab. 4-2	Postulierte Dosisgrenzwerte für die Öffentlichkeit zur Erfüllung der gesetzten Sicherheitsziele aus [KAR04]	66
Tab. 4-3	Ermittelte Obergrenzen der Aktivitätsfreisetzung zur Erfüllung der Grenzwerte der Dosisleistung nach [KAR04].....	67
Tab. 4-4	Radiologischer Umweltquellterm des Reaktormodells B bei einem antizipierten kombinierten LOFA und LOCA Unfall innerhalb des Vakuumbehälters 24 Stunden nach dem Unfall (aus [PPC05])	72
Tab. 4-5	ITER Sicherheitsfunktionen [CIA11].....	73
Tab. 4-6	Zusammenhang von SIC-Einstufung und Funktionskategorieeinteilungen nach [CIA11] und [FER13].....	75
Tab. 4-7	Zentrale Unterschiede zwischen ITER und einem DEMO Reaktor nach [TAY12a].....	80
Tab. 4-8	Werkstoff- und Kühlmittelwahl der sog. „kurzfristig realisierbaren Reaktormodelle A, B und AB der PPCS-Studie im Vergleich mit ITER aus [MAI06], [RIC08].	82
Tab. 4-9	Zusammenfassung für Fusionssicherheitssysteme	85
Tab. 5-1	Inventar der für eine Gefährdungsabschätzung außerhalb des Anlagengeländes wichtigen Radionukliden in einem Druckwasserreaktor mit 3733 MW _{th} am Zyklusende, 6 Stunden nach Abschaltung gemäß [SSK04]	89
Tab. 5-2	Sicherheitsebenen gemäß [SIA12]	93

1 Einleitung

Die GRS wurde vom BfS im Rahmen des Projekts 3611R01353 beauftragt, eine Literaturstudie zur Sicherheit von Kernfusionskraftwerken¹ hinsichtlich nuklearer Stör- und Unfälle durchzuführen. Im Rahmen des Projekts erfolgte eine Unterbeauftragung der Projektpartner Max-Planck-Institut für Plasmaphysik (IPP), Karlsruher Institut für Technologie (KIT) und Öko-Institut e. V. (ÖI).

Die Untersuchung basiert auf Recherchen in der Literatur und der Aufbereitung von Informationen auf Basis des Stands von Wissenschaft und Technik

Die gesamte Literaturstudie ist in fünf Arbeitspakete gegliedert. Die Projektstruktur, Arbeitsgrundlagen und Ergebnisse der einzelnen Arbeitspakete sind in Abb. 1-1 dargestellt.

In Kapitel 2 dieses Berichts sind die im 1. Arbeitspaket (AP1) durchgeführten Arbeiten und Ergebnisse dargestellt. Der führende Projektpartner in diesem Arbeitspaket war das IPP. In AP1 erfolgte die Identifikation und Auflistung möglicher (angenommener) auslösender Ereignisse (Postulated Initiating Events, PIEs) in einem Fusionskraftwerk. Diese können zu Störungen sowie Stör- und Unfällen führen. Die Ergebnisse im AP1 sind ein Überblick über in Frage kommende Fusionskraftwerkskonzepte und eine Liste von potenziellen auslösenden Ereignissen (PIEs).

Die Arbeiten und Ergebnisse von AP2 sind in Kapitel 3 dargestellt. Der führende Projektpartner in diesem Arbeitspaket war das KIT. In AP2 wurde das Gefährdungspotenzial der in AP1 identifizierten auslösenden Ereignisse (PIE) auf Basis der vorhandenen Literatur ermittelt. Dazu wurden die maximal freisetzbaren Inventare und Energiemengen in den hier betrachteten Fusionskraftwerkskonzepten identifiziert. Außerdem wurden die im Rahmen von europäischen Studien durchgeführten Ereignisablaufanalysen zusammengefasst. Die Ergebnisse von AP2 sind die Beschreibung der Ereignisab-

¹ In diesem Bericht werden im Folgenden die Begriffe Fusion und Fusionskraftwerk verwendet, wenn die technische Anwendung der Kernfusion von Wasserstoffisotopen zur Energieerzeugung gemeint ist.

laufanalysen und die in diesen Ereignisablaufanalysen ermittelten Auswirkungen auf die Anlage, das Personal und die Umgebung.

In AP3, in dem ebenfalls das KIT der führende Projektpartner war, wurde eine Untersuchung und Beschreibung von Vorsorge-, präventiven und mitigativen Maßnahmen zur Verhinderung von Schäden bzw. Begrenzung der Konsequenzen bei Stör- bzw. Unfällen in Fusionskraftwerken durchgeführt. Die Arbeiten und Ergebnisse sind in Kapitel 4 dargestellt. Im Einzelnen wurden auf Basis der in AP1 identifizierten auslösenden Ereignisse und der in AP2 ausgewerteten Ereignisablaufanalysen die Maßnahmen und Einrichtungen in Fusionskraftwerken identifiziert, die zur Beherrschung bzw. Begrenzung von Stör- und Unfällen dienen. Die im Angebot [HER12] erwähnten Unfallszenarien im Zusammenhang mit Einwirkungen von außen, die bisher im Zusammenhang mit der Sicherheit von Fusionskraftwerken nur rudimentär betrachtet wurden, wurden im AP4 (Kapitel 5) behandelt. Das Ergebnis von AP3 ist eine Liste der vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von Stör- und Unfällen in einem Fusionskraftwerk.

Im AP4, in dem das Öko-Institut der führende Projektpartner war und dessen Arbeiten und Ergebnisse im Kapitel 5 dargestellt sind, wurden Sicherheitskonzepte aus der Kernspalttechnik² auf Stör- und Unfälle in der Fusionstechnik übertragen. Dazu wurde, wie in der Leistungsbeschreibung [BFS11] gefordert, zunächst das Konzept eines hypothetischen, abdeckenden Ereignisses betrachtet, bei dem ein Großteil des radioaktiven Inventars freigesetzt würde. Anschließend wurde das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen aus der Kerntechnik auf die Stör- und Unfälle in Fusionskraftwerken übertragen. Das Ergebnis von AP4 ist ein Vergleich des Sicherheitskonzepts der Fusion mit den heutigen Konzepten der Kerntechnik.

In Kapitel 6 sind schließlich die Arbeiten und Ergebnisse dargestellt, die im Rahmen von AP5, in dem die GRS der führende Projektpartner war, durchgeführt wurden. Darin wurde bewertet, in wie weit die Sicherheitskonzepte der Kerntechnik auf die Fusion übertragbar sind. Die in allen Arbeitspaketen ermittelten Anforderungen für weiterführende Untersuchungen sind am Ende von Kapitel 6 zusammenfassend dargestellt.

² In diesem Bericht werden im Folgenden die Begriffe Kerntechnik und Kernkraftwerk verwendet, wenn die technische Anwendung der Kernspaltung zur Energieerzeugung gemeint ist.

Die Arbeiten dieses Projekts basieren auf der Literatur zur Sicherheit von Fusionskraftwerken. Soweit diese nicht in öffentlichen Bibliotheken zugänglich sind, werden die verwendeten Referenzen dem Auftraggeber nach Projektabschluss in elektronischer Form zur Verfügung gestellt.

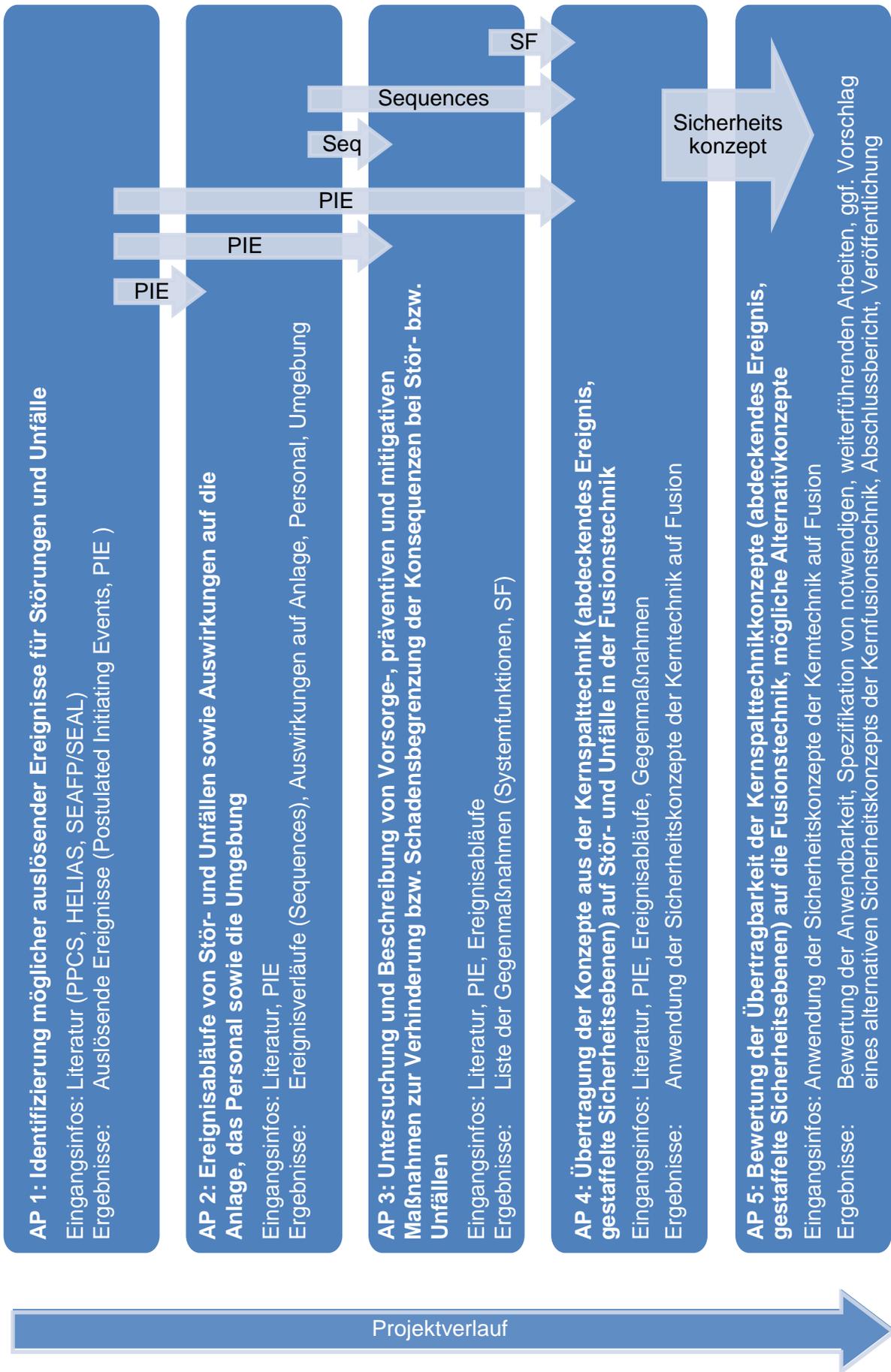


Abb. 1-1 Projektablaufplan

2 AP1: Identifizierung möglicher auslösender Ereignisse

2.1 Einleitung

Nach dem Stand von Wissenschaft und Technik und auf der Basis von veröffentlichten Daten und Studien werden in diesem Teil der Studie die möglichen auslösenden Ereignisse in zukünftigen Fusionskraftwerken identifiziert. Es wird betont, dass im Folgenden der Begriff „Sicherheit“ ausnahmslos in der Verbindung mit der Freisetzung von radioaktiven Materialien und ihren Folgen für die Umwelt infolge von Stör- und Unfällen benutzt wird. Darüber hinaus sind zusätzliche Anstrengungen erforderlich, um solche Ereignisse zu vermeiden, die wichtige Anlagenteile des Fusionskraftwerks beschädigen und damit die Wirtschaftlichkeit eines Kraftwerks in Frage stellen könnten. Diese Investitions-Sicherheitsaspekte werden im Folgenden nicht diskutiert.

Im ersten Teil werden zunächst potenzielle Fusionskraftwerkskonzepte beschrieben, die auf dem magnetischen Plasmaeinschluss beruhen. Für ein generisches Fusionskraftwerk werden dann die wichtigsten Komponenten und Systeme sowie ihre Funktionen zusammengestellt. In Bezug darauf werden dann potenzielle auslösende Ereignisse von Stör- und Unfällen betrachtet, die möglicherweise durch den Verlust der Kontrolle über das Plasma und Fehlfunktionen von Reaktorkomponenten verursacht werden können. Darüber hinaus werden zugehörige Methoden der Sicherheitsanalyse aufgezeigt. Die PIEs, die von größter Relevanz für die Sicherheit von Fusionskraftwerken erachtet wurden, sind vorhandenen Studien entnommen. Dazu gehören die ITER Sicherheitsberichte, die europäische „Power Plant Conceptual Study“ (PPCS) sowie die grundlegenden älteren Berichte zur europäischen Studie „Safety and Environmental Assessments of Fusion Power“ (SEAFP) und ihren Nachfolgern. Im folgenden Arbeitspaket (AP2) werden die PIEs weiter kategorisiert und die Auswirkungen von Ereignisabfolgen analysiert.

Die Hauptziele im Arbeitspaket 1 (AP1, dieser Berichtsteil) sind die Erstellung

- eines Überblicks über in Frage kommende Fusionskraftwerkskonzepte,
- einer Liste von potenziellen auslösenden Ereignissen (PIEs),
- eine Aufstellung des weiteren Forschungsbedarfs

2.2 Energie aus Fusion

Die Nutzung der Fusionsenergie in einer realisierbaren Energiequelle basiert auf Fusionsreaktionen zwischen energiereichen Plasma-Ionen von Deuterium (D) und Tritium (T), wobei Helium-Ionen mit 3,5 MeV (α -Teilchen) sowie Neutronen mit 14,1 MeV kinetischen Energien erzeugt werden. Um eine genügend hohe Fusionsreaktionsrate zu erreichen, muss die Temperatur des D-T Plasmas im Bereich 100 bis 300 Mio K (8 bis 25 keV) liegen. Deshalb wurden seit den 1960er Jahren Anstrengungen unternommen, das heiße D-T Plasma in magnetischen Anordnungen einzuschließen und aufzuheizen („Magnetic Confinement“, MC; „Magnetic Fusion Energy“, MFE). Da Tritium ein instabiles Isotop ist (Beta-Zerfall mit 12,6 Jahren Halbwertszeit), muss es durch neutroneninduzierte Einfangsreaktionen in einem Lithium-haltigen Blanket erbrütet werden, welches das Plasma umschließt. Dort finden insbesondere Einfangsreaktionen in stabilen Li-6 und Li-7 Isotopen (Häufigkeit 7,4 % bzw. 92,6 %) statt. Ein zweites Konzept zur Nutzung von Fusionsenergie basiert auf dem sogenannten Trägheitseinschluss („Inertial Confinement“, IC), wobei feste D-T Targets mit extrem leistungsstarken Lasern oder energiereichen Teilchenstrahlen bestrahlt werden, die den Brennstoff komprimieren und in einer sehr kurzen Zeit aufheizen. Obwohl hier in den letzten Jahren große Fortschritte erzielt wurden (hauptsächlich in den USA, Frankreich und UK, meist im Zusammenhang mit militärischer Forschung), berücksichtigen wir diesen Ansatz nicht in der gegenwärtigen Studie und betrachten ausschließlich MFE.

Da die Fusionsenergie eine nukleare Energiequelle ist, hat sich insbesondere das Europäische Fusionsprogramm schon früh mit Sicherheitsfragen befasst (z.B. [BUE76]). Aus der Evaluation dieses Programms, die sich hauptsächlich auf Tokamak- und Stellarator-Anlagen bezieht (berichtet in [COL90]; s. Kap. 2.2.2 dieses Berichts) resultieren zwei zentrale Empfehlungen.

Die erste Empfehlung lautet: „Es muss sichergestellt werden, dass bei dem größten anzunehmenden Unfall die Bevölkerung außerhalb der Kraftwerksanlage keiner größeren Gefährdung ausgesetzt ist, die eine Evakuierung zur Folge hat“.

Die zweite Empfehlung lautet: „Radioaktiver Abfall aus dem Betrieb eines Fusionskraftwerks soll keine für geologische Zeiträume erforderliche umweltsichere Verwahrung erfordern, so dass keine Belastung für spätere Generationen entsteht“.

2.2.1 Magnetischer Einschluss

Das Konzept des magnetischen Einschlusses beruht auf geschlossenen Feldlinien in einem magnetisierten heißen Plasma, die das heiße Plasma von der materiellen Wand fernhalten. Das Verfahren besteht darin, ein zylindrisches Magnetfeld in ein ringförmiges Feld zu biegen und zwar durch eine toroidale Anordnung der Magnetspulen, wobei die toroidale Richtung durch den „langen Weg um den Torus“ definiert wird. Jedoch geht mit dieser Anordnung ein Feldgradient einher, der radial nach innen zum Mittelpunkt des Torus oder zur toroidalen Plasmaachse gerichtet ist. Dieser Feldgradient resultiert in Teilchendriften, die zu einem schnellen Verlust der Plasmaenergie führen. Um diesen Effekt zu vermeiden, müssen poloidale d.h. azimuthale (entlang des „kurzen Wegs um den Torus“) Feldkomponenten überlagert werden. Daraus ergibt sich eine helikale Verschraubung der Feldlinien um die magnetische Achse. Auf diese Weise werden ineinander geschachtelte magnetische Flächen erzeugt, die eine zum Einschluss von Plasmateilchen geeignete magnetische Konfiguration darstellen, da sich die Plasmadriften nahezu ausmitteln. Die wichtigsten Vertreter unter den magnetischen Einschlussystemen sind Tokamaks und Stellaratoren.

2.2.2 Tokamaks & Stellaratoren

In einem Tokamak wird das erforderliche poloidale Magnetfeld durch einen toroidalen Plasmastrom erzeugt. Dieser Strom wird mittels eines Transformators induktiv getrieben, der aus einem Stapel von poloidalen Feldspulen im Zentrum der toroidalen Anordnung besteht. Der Plasmastrom bewirkt dabei einen Anstieg der Plasmatemperatur durch Ohm'sche Heizung (OH). Zusätzliche poloidale Spulen erzeugen ein vertikales Magnetfeld, mit dem die radiale Position des Plasmas und die Form der magnetischen Flächen variiert werden können (Abb. 2-1, links). Die Kontrolle über die vertikale Plasmaposition kann durch passive Ringleiter sowie durch das Plasmagefäß und Blanketstrukturen (s. Kap. 2.2.3) verbessert werden.

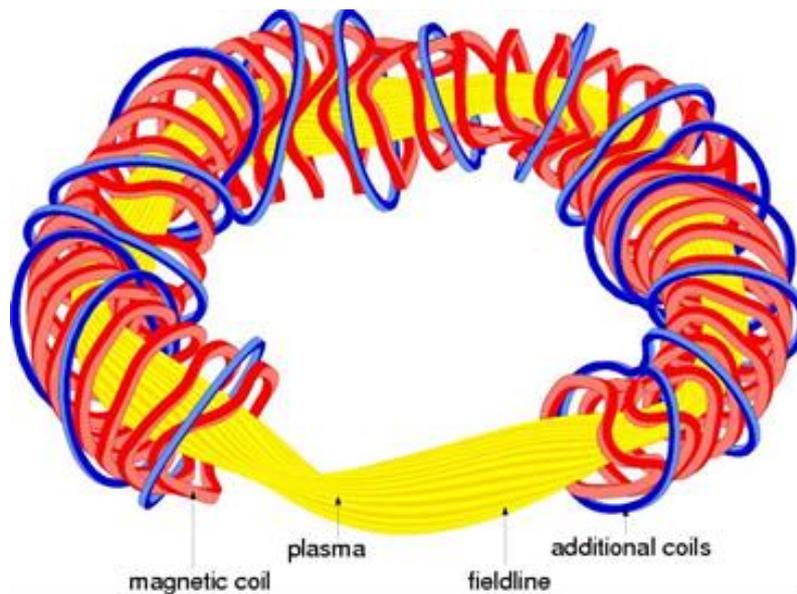
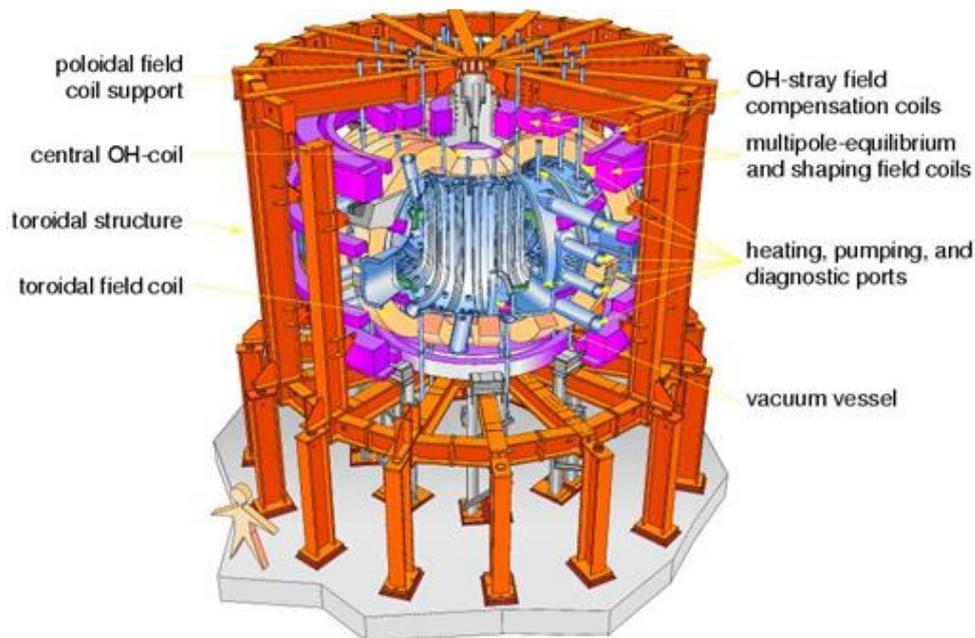


Abb. 2-1 Magnetfeldspulen in Tokamaks und Stellaratoren: Oben: Komponenten des ASDEX Upgrade (AUG) Tokamak. Unten: Spulenanordnung im Wendelstein W7-X Stellarator

Da der Plasmastrom nur während der Entladung des Transformators getrieben werden kann, wird das Plasma nur in einer gepulsten Betriebsweise aufgeheizt und eingeschlossen. Daher ist in einem stationär arbeitenden MFE Kraftwerk zusätzlicher Stromtrieb notwendig, der über Mikrowelleneinstrahlung oder Injektion energiereicher Teilchenstrahlen erzeugt werden muss. Dabei kann auch ein signifikanter Anteil des Stroms durch das Plasma selbst aufgrund des sogenannten Bootstrap-Effekts geliefert

werden. Die Bedingungen, unter denen ein großer Bootstrap-Anteil erreicht werden kann, sind mit großen Herausforderungen bezüglich der Kontrolle von Plasmainstabilitäten (Magneto-Hydrodynamische (MHD) Moden) verknüpft. Der Plasmastrom stellt ein selbst-organisiertes Plasmagleichgewicht her, das durch eine Reihe von stromgetriebenen Instabilitäten wie sogenannten Kink-Moden und Sägezahnschwingungen, klassischen und neoklassischen (NTM) Tearing-Moden, resistiven-Wand-Moden und Stromdisruptionen destabilisiert werden kann. Zusätzlich können im Tokamak vertikale Lageinstabilitäten entstehen, die sogenannte Halo-Ströme zur Folge haben, die entstehen, wenn das Plasma unkontrolliert in Kontakt mit Teilen der Wand kommt. Die elektromagnetischen Kräfte, die mit Disruptionen und Halo-Strömen einhergehen, können potenziell zu ernststen Beschädigungen von wichtigen Anlagenteilen führen. Gegenwärtig hat man ein gutes physikalisches Verständnis dieser Instabilitäten erreicht und es wurden stabile Betriebsszenarien entwickelt. Jedoch ist ein signifikanter Anteil von aktiven Regelungen in einem Tokamak nötig, um diese Instabilitäten zu vermeiden oder ihre Auswirkungen zu begrenzen.

Trotz dieser noch immer bestehenden Herausforderungen ist der Tokamak derzeit das am weitesten entwickelte Konzept für ein Fusionskraftwerk. Insbesondere der Tokamak JET ist zurzeit das größte betriebene MFE Experiment, das von großer Relevanz für den geplanten ITER Betrieb ist. Daneben haben eine Reihe von mittelgroßen Anlagen wie ASDEX Upgrade (AUG) [AUG03], DIII-D, KSTAR, EAST, C-MOD, MAST, NSTX zur Erarbeitung einer physikalischen Datenbasis für ITER [ITE07] beigetragen. Die Hauptziele von ITER beinhalten die Erzeugung eines brennenden D-T Plasmas über einen Zeitraum von 300-500 Sekunden mit $Q = 10$, wobei Q das Verhältnis der totalen freigesetzten Fusionsleistung zur extern aufgebrachten Heizleistung ist. Das bedeutet, dass $2/3$ der totalen Plasmaheizleistung durch Fusions- α -Teilchen erfolgt. Weitere Ziele sind die Erzeugung stationärer Plasmen mit $Q = 5$ sowie Entwicklung und Test der Fusionstechnologien für kommerzielle Fusionskraftwerke [ITE07].

Während die magnetischen Konfigurationen der großen Tokamaks einschließlich ITER relativ ähnlich sind, gibt es bei den Stellaratoren einschließlich der verwandten sogenannten Torsatrons und Heliotrons eine Reihe sehr verschiedener Konfigurationen. In allen Fällen wird jedoch das poloidale Feld durch externe Spulen erzeugt. Daher entfällt die Notwendigkeit, extern Plasmaströme zu treiben. Somit sind Stellaratoren inhärent für die stationäre Aufrechterhaltung des Fusionsplasmas geeignet. Darüber hinaus können nach heutiger Kenntnis keine stromgetriebenen Instabilitäten, insbesondere keine Disruptionen, auftreten. Die externen Spulen erzeugen ineinander geschachtelte

magnetische Flussflächen, so dass das Plasma zum überwiegenden Teil ohne aktive Kontrolle zentriert im Vakuumbehälter eingeschlossen ist. In klassischen Stellaratoren wie Wendelstein 7-A (IPP, 1975-1985) wird das Stellaratorfeld mit Toroidal­feldspulen in Kombination mit zusätzlichen helikalen Wicklungen auf dem Vakuumbehälter erzeugt. Mit der Entwicklung von fortgeschrittenen Stellarator-Konfigurationen wie Wendelstein 7-AS (IPP, 1987-2002) [HIR08] und dem optimierten Stellarator Wendelstein 7-X (IPP, Start in 2014) [GRI98] wurden nicht-planare modulare Feldspulen eingeführt, die die volle berechnete dreidimensionale (3-d) Feldstruktur erzeugen (Abb. 2-1, rechte Seite). Derzeit ist das „Large Helical Device“ (LHD) [KOM10] der größte in Betrieb befindliche Torsatron/Heliotron-ähnliche Stellarator. In dieser Anlage wurde ein Paar aus supra­leitenden helikalen Spulen kontinuierlich um den Torus gewickelt. Zusätzlich gibt es noch Poloidal­feld-Spulen, mit denen die Position und die Form des dreidimensionalen Plasmas verändert werden kann. Im Gegensatz zu Tokamaks, wo die Verdrillung der Feldlinien wegen des im allgemeinen zentral zugespitzten Stromprofils am größten im Plasmazentrum ist, bewirken die externen Spulen die größten poloidalen Feldkomponenten und damit die größte Verdrillung am Plasmarand („invertierte magnetische Verscherung“).

Die Strategieplanung zur Entwicklung von kommerziellen MFE Kraftwerken basiert hauptsächlich auf dem ITER Tokamak-Projekt, dem ein Tokamak-Demonstrations-Kraftwerk (DEMO) [NEI12] folgen soll. Vorschläge und ausführliche Sicherheitsanalysen für kommerzielle Fusionskraftwerke wurden im Rahmen der „European Power Plant Conceptual Study“ (PPCS, s. Kap. 2.3.1.2 dieses Berichts) [PPC05], [MAI05], [MAI08] durchgeführt. Derzeit sind jedoch noch eine Reihe von physikalischen und technologischen Herausforderungen für die Realisierung eines DEMO zu lösen [ZOH12], [ZOH13]. Insbesondere sind fünf kritische physikalische Themenkomplexe zu DEMO im gegenwärtigen EU Fusionsprogramm identifiziert und aufgelistet worden:

1. Stationärer Tokamak-Betrieb
2. Betrieb bei hohen Dichten
3. Leistungsabfuhr
4. Disruptionen
5. Zuverlässige Kontrolle mit einer minimalen Zahl von Sensoren und Aktuatoren

Stellaratoren würden hier zumindest für einige dieser zentralen Herausforderungen Lösungen anbieten. Insbesondere ist in Stellaratoren ein stationärer Betrieb inhärent möglich (Punkt 1), wohingegen erhebliche Anstrengungen zur Entwicklung eines nicht-induktiven Stromtriebs in Tokamaks notwendig sind, um stationäre Plasmen zu erzeugen. Der Hochdichtebetrieb ist in Stellaratoren ein bevorzugtes Szenario, da es hier keine sogenannte Greenwald-Dichtegrenze wie in Tokamaks gibt (Punkt 2, [HIR08]). Disruptionen und Lageinstabilitäten, die mit übermäßigen mechanischen Belastungen sowie möglicherweise mit dabei auftretenden hochenergetischen „Runaway“-Elektronen (RE) einhergehen, stellen in Stellaratoren kein Problem dar (Punkt 4). Die zur aktiven Regelung erforderliche Zahl von Sensoren ist in Stellaratoren minimal, da das externe statische Magnetfeld weitgehend passiv jederzeit ohne die Notwendigkeit einer aktiven Regelung für die Stabilität des Plasmas sorgt. Die Leistungsabfuhr (Punkt 3) ist ein kritischer Punkt in beiden Systemen. Dabei könnte das größere Aspekt-Verhältnis in Stellaratoren (siehe Tab. 2-1) hilfreich sein, die Teilchen- und Energieflüsse auf die Wand zu begrenzen, aber Divertoren in Stellaratoren sind noch weniger weit entwickelt, und die 3-d Form der Divertoren, der ersten Wand und der Blankets erfordert aufwändigere Lösungen. Eine besondere Sorge bereiten die Teilcheneinschlusseigenschaften in Stellaratoren in Bezug auf Dichte- und Verunreinigungs-kontrolle. Das sogenannte „High Density H-mode“ (HDH) Regime in W7-AS ist in dieser Hinsicht sehr vielversprechend, aber es ist noch unklar, wie es sich in größeren Anordnungen realisieren lässt.

Tab. 2-1 Hauptmerkmale von Tokamaks und Stellaratoren (W7-X Typ)

	Tokamak	Stellarator
Magnetfeld	Toroidalfeld- (TF) Spulen (planar), Poloidalfeld- (PF) Spulen (planar), Vertikalfeld Spulen (VF, Plasma-lage und -form)	Modulare, nicht-planare Spulen (kombinierte TF+PF)
Plasmastrom	induktiv, Stromtrieb (CD) Systeme (Feldlinienverdrillung / Rotations-transformation)	Kein Plasmastrom, Rotations-transformation durch externes Feld
Aspekt Verhältnis, R/a	niedrig, ~ 3	Im allgemeinen größer, bis zu 10
Symmetrie (Magnetfeld, Gefäß)	axialsymmetrisch	nicht-axialsymmetrisch
Divertor	„Single Null“, axialsymmetrisch	„Inseldivertor“, 3-d Form
Stabilitätsgrenzen	stromgetriebene Instabilitäten (Tearing & Kink Moden, Disruptionen), vertikale Lageinstabilitäten	druckgetriebene Moden (interchange-artig), passiv stabil durch magnetische Mulde
Dichtegrenze	Greenwald (Strom) Grenze, Confinement Degradation, führt zu Disruptionen	Heiz-/Strahlungsleistungs-Grenze (langsamer thermischer Zerfall)
Stationärer Betrieb	erfordert stationären Stromtrieb	inhärent stationär

Die wichtigsten Eigenschaften von Tokamaks und Stellaratoren sind in Tab. 2-1 zusammengefasst (R = großer, a = kleiner Plasmaradius).

Hauptsächlich in der europäischen Strategieplanung zu Fusionskraftwerken sind daher alternative Anlagen wie der Wendelstein 7-X Stellarator sowie DEMO-Versionen auf der Basis von HELIAS (W7-X ähnliche Konfigurationen) aufgenommen worden [WOL12]. Jedoch müssen auf diesem Weg möglicherweise noch (ITER-ähnliche) Zwischenstufen vorgesehen werden, weil die Extrapolation zu DEMO Parametern, ausgehend von der Datenbasis der existierenden Stellaratoren, ein zu großer Schritt wäre [WOL12]. Außer anfänglichen HELIAS-Reaktorstudien [BEI01], [SCH12a], [SCH12b], sind auch Studien zum „Force Free Helical Reactor“ (FFHR, basierend auf LHD-ähnlichen Konfigurationen) gemacht worden [SAG98], [SAG06], [GOT12] sowie zu kompakten Stellarator-Reaktoren [ARI08].

2.2.3 Komponenten eines MFE Kraftwerks und ihre Funktionen

Die Abhängigkeit des magnetischen Einschlusses von der Größe der Anlage (z.B. vom großen Torus-Radius und dem Plasma-Radius) führt zu typischen Reaktorleistungen, die 1-3 GW_e (elektrische Leistung) entsprechen. Wenn man ein generisches MFE Fusionskraftwerk von etwa 1,5 GW_e zugrunde legt, ist eine thermische Leistung im Bereich 2,5 bis etwa 5 GW_{th} erforderlich, abhängig von der Effizienz der Energieumwandlung, die ihrerseits von den Kühl- und Blanket-Konzepten abhängt. Diese Annahmen sind identisch mit denen der PPCS Studie.

Die thermischen Leistungen können in äquivalenter Weise in Verbrauchsraten von Tritium angegeben werden, die entsprechend im Bereich von 0,38 bis 0,76 kg Tritium pro Tag liegen. Diese Zahlen illustrieren die Implikationen für die Sicherheit im Umgang mit Tritium, die daher durch sorgfältige Sicherheitsanalysen evaluiert werden müssen.

Bevor jedoch auf die Sicherheitsaspekte eingegangen wird, wird im Folgenden ein Überblick über die wichtigsten Komponenten und deren Funktionen in einem generischen Fusionskraftwerk gegeben. Hierbei wird der detaillierte Aufbau des zentralen MFE Systems (d.h. Tokamak oder Stellarator) als nicht relevant angesehen. Ein Tokamak-Kraftwerk erfordert evtl. mehr Untersysteme für Stromtrieb und Stabilitätskontrolle. Dies hängt jedoch von der Detailplanung ab. Die Verwendung von Tokamak- oder Stellarator-Systemen hat unter Umständen einen Einfluss auf die Wahrscheinlichkeit, mit der einige PIEs auftreten können, aber es werden keine prinzipiellen Unterschiede bei den PIEs selbst erwartet. In dieser Studie wird eine gemeinsame Betrachtung für die Sicherheits-Analyse eines generischen Fusionskraftwerks vorgeschlagen, die weitgehend unabhängig von Details der Anlage ist.

Tab. 2-2 Komponenten & Systeme eines Fusionskraftwerks - Zentrale Anlage

Hauptsysteme	Zentrale Funktion	Hilfssysteme
Plasma	Quelle der Fusionsleistung	Zentrales MFE System
Divertor	Energie- & Teilchenabfuhr aus Plasma	Divertor Kühlsystem Fernhantierungs-System
Erste Wand	Interface Plasma – materielle Wand	Kühlsystem (Wasser, He)
Blanket	Absorber für Neutronen, Tritium Produktion	Kühlsystem (Wasser, He, LiP) Fernbedienung
Neutronen- / Hitzeschild für Magnete	Schutz der Magnete	Kühlsystem
Vakuumbehälter	Realisierung der Bedingungen für brennendes Plasma, Barriere für radioaktive Stoffe	Vakuum-Pumpen, Diagnostik, Kühlsystem (Wasser)
Magnet-System	Voraussetzung für magnetischen Einschluss	Kühlsystem, Stromversorgung, Quench-Detektion
Kryostat	Realisierung der Bedingungen für supraleitende Magnete	Kryo-Versorgung

Tab. 2-2 enthält eine schematische Aufstellung der Systeme und Komponenten der zentralen Reaktoranlage. Sie sind in Haupt- und Hilfs-Systeme eingeteilt und nach ihrer jeweiligen Lage von innen nach außen angeordnet, und umfassen Plasma, Divertor, erste Wand, Blanket, Neutronen- und Hitzeschild für die Magneten, Vakuumbehälter, supraleitende Magnete und Kryostat. Eine zweite Aufstellung von Systemen und Komponenten ist in Tab. 2-3 enthalten. Sie zeigt weitere wichtige radial angeordnete sowie periphere Anlagenteile für Heiz- und Stromtrieb (Current Drive, CD), Brennstoff-Kreislauf, Kühlung, Leistungsumwandlung, Bearbeitung von radioaktiven Stoffen, Tritium-Abscheidung und das Elektrizitätsnetz.

Die Hilfssysteme umfassen verschiedene Kühlsysteme, Stromversorgungen der Magnetspulen, Vakuum-Pumpen, Fernhantierungssysteme, Kryo-Versorgung, heiße Zellen, Isotopen-Trennungsanlage, Tritium-Verarbeitungssystem und Regelungssysteme. In Abb. 2-2 sind die grundlegenden Systeme und Funktionen schematisch dargestellt, wobei auf eine detaillierte Beschreibung verzichtet wurde. Die Abbildung ist dem PPCS Report entnommen [PPC05].

Tab. 2-3 Komponenten & Systeme eines Fusionskraftwerks - radiale und periphere Systeme

Hauptsysteme	Zentrale Funktion	Hilfssysteme
Heiz- & CD-Systeme	Erzeugung eines heißen stationären Plasmas	Stromversorgungen, Kühlsystem (Wasser)
Brennstoff-Kreislauf	Brennstoff-Versorgung, D-T-He-Abscheidung	Tritiumspeicher, Heiße Zellen, Isotopen-Trennungsanlage, Vakuum System, Divertor Pumpen, Tritium Verarbeitungsanlage
Kühlsysteme	Temperatur- Kontrolle von Anlagenteilen und Magneten	Wärmetauscher, Kryo-Versorgung, Wärmesenken
Leistungsumwandlung	Extraktion der Fusions-Energie (aus Blanket (eventuell Divertor) → Stromerzeugung)	Blanket Kühlsystem, Dampferzeuger, Turbine, Wärmesenke
Anlage zur Bearbeitung radioaktiven Materials	Verwahrung und Temperatur-Kontrolle von radioaktiven Materialien	Systeme zur Verwahrung & Kühlung
Tritium-Abscheidesystem	Verhinderung von radioaktiven Kontaminationen	Kühlsysteme, Tritium-Aufbereitungsanlage
Elektrizitätsnetz	Stromversorgung und -abfuhr	Regelungen, Verbindung zum externen Netz

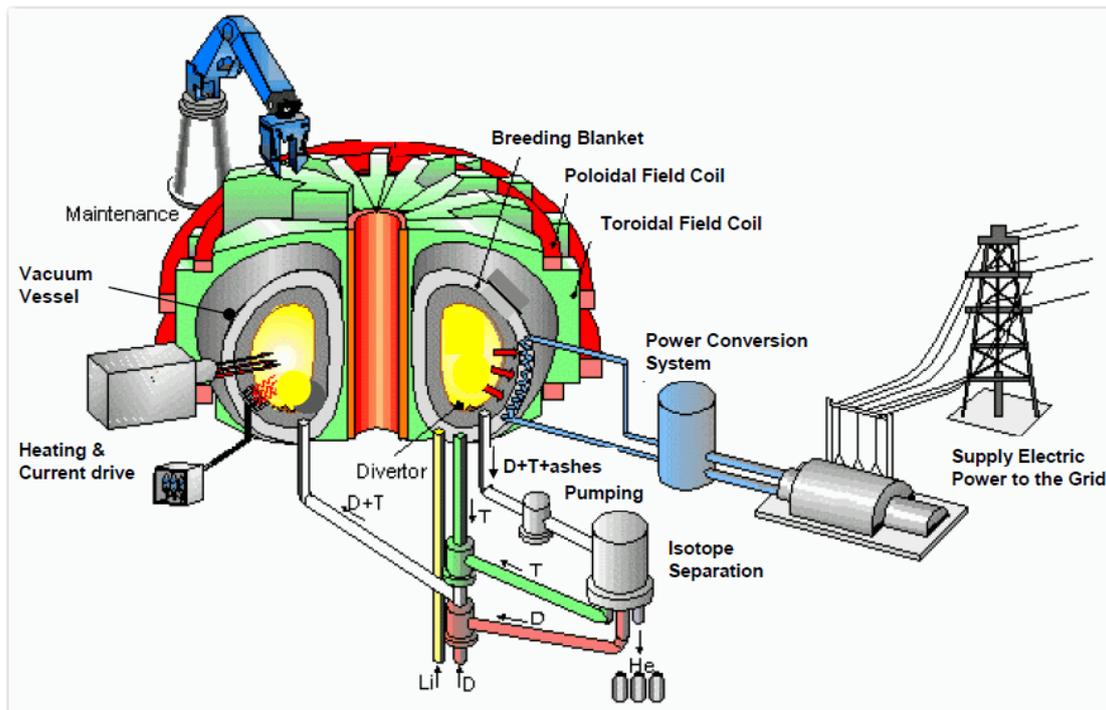


Abb. 2-2 Schematische Darstellung der Hauptkomponenten eines MFE Kraftwerks [PPC05].

2.2.4 Implikationen für die Sicherheit und die Umwelt (S&E)

Vor dem Hintergrund des Themas dieser Studie wird an die Beschreibung der physikalischen Prozesse und der technischen Komponenten noch eine kurze Darstellung von Sicherheits- und Umweltaspekten angefügt. Die Details werden dann in den Kapiteln zu den Arbeitspaketen AP2 (Kapitel 3) und AP3 (Kapitel 4) ausgeführt, die mit den eigentlichen Sicherheitsanalysen und den Folgen einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen befasst sind.

Wie schon in Kap. 2.2.2 erwähnt, können Ereignisabfolgen in Tokamaks komplexer und schädlicher als in Stellaratoren sein, und zwar wegen möglicher Disruptionen, „Vertikalen Displacement Events“ (VDEs) und begleitenden Halo-Strömen. Tatsächlich werden durch Störfälle, die ein Eindringen von Schutzmaterial von „Plasma-Facing Components“ (PFCs) oder von Kühlmedien in das Plasma zur Folge haben, Disruptionen ausgelöst, die die Ereignisabfolgen verschlimmern oder einen höheren Aufwand in der technischen Auslegung erfordern. Dies ist dadurch bedingt, dass Disruptionen im Zusammenspiel mit VDEs erhöhte Energieflüsse auf PFCs und große magnetischen Kräften nach sich ziehen, die Beschädigungen von PFCs wie etwa Kühlmittel-Lecks hervorrufen können. Eine verstärkte Erzeugung bzw. Freisetzung von Staub, einhergehend mit einer größeren Gefahr von Staub- und/oder Wasserstoffexplosionen, könnten weitere Konsequenzen sein. Ereignisabfolgen unter Beteiligung von Disruptionen werden detaillierter im Teil zu AP2 in dieser Studie diskutiert. Im Folgenden wird davon ausgegangen, dass die Sicherheitsbeurteilungen von Tokamaks die von Stellaratoren mit abdecken.

2.2.4.1 Merkmale in Bezug auf Fusionssicherheit

Teile des folgenden Texts sind den SEAFP [SEA95] und SEIF [SEI01] Reports entnommen. Die im Kraftwerk gespeicherten Energien (s. nächstes Unterkapitel) sind nicht in der Lage, die Reaktoranlage zu zerstören, wenn sie auf ihren physikalisch möglichen Zeitskalen freigesetzt werden. Um das brennende Plasma in einem kommerziellen Fusionskraftwerk aufrecht zu erhalten, beinhaltet das Plasmagefäß den Brennstoff Tritium, das im Reaktor erzeugt wird, so dass Transporte von und zu entfernten Anlagen weitgehend vermieden werden. Im Plasma sind die nuklearen Leistungsdichten gering im Vergleich zu Kernreaktoren. Der verbrauchte Brennstoff besteht aus stabilem Helium. Die radioaktiven Materialien weisen aufgrund ihrer Isotopenzu-

sammensetzung eine geringere Radiotoxizität auf als in einem Kernkraftwerk. In [GUL93] wurde die Radiotoxizität des in einem Fusionskraftwerk vorhandenen Tritiums sowie der aktivierten Strukturen mit der Radiotoxizität des Inventars eines Kernkraftwerks verglichen. Direkt nach Beendigung der Fusionsreaktion ist die Radiotoxizität von Tritium um ca. den Faktor 10^5 kleiner als die des Inventars eines Kernkraftwerks. Für die aktivierten Strukturen ergab der Vergleich ungefähr den Faktor 10^2 , um den ihre Radiotoxizität niedriger liegt als die des Inventars eines Kernkraftwerks.

Ein kontinuierlicher Betrieb wird durch eine kontinuierliche Brennstoff-Nachfüllung mit einem D-T Gemisch aufrechterhalten. Das Brennstoff-Inventar im Plasmagefäß reicht zu jedem Zeitpunkt jedoch nur für einen Betrieb von etwa einer Minute aus. Deshalb kann die Verbrennung im Plasma durch Unterbrechung der Brennstoff-Zufuhr auf dieser Zeitskala gestoppt werden. Bei einem Störfall, der Beschädigung von Komponenten im Plasmagefäß oder deren Überhitzung zur Folge hat, würden Verunreinigungen ins Plasma gelangen, so dass ein unmittelbarer thermischer Kollaps stattfinden würde (auf Zeitskalen für den Energie- und Teilchen-Einschluss, die bei einigen Sekunden liegen).

Da sich Tritium und Deuterium innerhalb des Plasmagefäßes ansammeln können, könnte man bei vorsichtiger Betrachtung annehmen, dass aus den Oberflächen von PFCs ausgasendes Tritium und Deuterium das Plasma aufrechterhalten könnten.

Dies würde bedeuten, dass sich ein geeignetes D-T Gemisch innerhalb der magnetischen Konfiguration bildet, das das Plasma effektiv nachfüllt. Dieses Szenario erscheint jedoch als sehr unwahrscheinlich. Trotzdem hat das ITER-Projekt dieses Szenario betrachtet [PSR10, Abschnitt II-5.3.8], wobei im Ergebnis nicht eine Verlängerung der Plasmaverbrennung zu befürchten ist, vielmehr jedoch eine gewisse Möglichkeit eines Überschwingens in der Fusionsleistung durch zu starke Nachfüllung gegeben ist.

Der Plasma-Brennprozess kann zuverlässig in etwa drei Sekunden mit einem „Fusion Power Shutdown System“ (FPSS) beendet werden, welches einfach Verunreinigungen injiziert. Daneben gibt es eine Reihe von natürlichen Rückkopplungsmechanismen, wie die Freisetzung von Material der PFCs, die den Fusionsprozess in dieser unkontrollierten Situation zum Erlöschen bringt.

Wie erwähnt, wurden Leistungs-Exkursionen infolge zu starker Nachfüllung bei ITER betrachtet. Dieses Szenario – wie auch immer zustande gekommen – wurde als ein Ereignis zugrunde gelegt, das im PSR [PSR10], Abschnitt II-4.2.9 untersucht wurde.

Das Plasmagefäß enthält auch radioaktive Stäube. Diese Inventare sind niedrig im Vergleich mit radioaktiven Inventaren in Kernkraftwerken von ähnlicher Leistung. Die damit einhergehende Radiotoxizität klingt in Fusionskraftwerken um etwa vier Größenordnungen in 100 Jahren ab [MAI06].

Exkursionen in der Reaktionsrate im Plasma sind durch inhärente Prozesse begrenzt, ein Kritikalitäts-Störfall kann nicht auftreten. Abb. 2-3 zeigt ein schematisches POPCON (Plasma OPerating CONtours) Diagramm. In diesem wird der Operationsbereich durch die Brennbedingung (keine Zusatzheizung, $P_{aux} = 0$), die Dichtegrenze (n_G , Greenwald Dichtegrenze) und die Plasmadruckgrenze (Beta-Grenze, β_N) auf einen kleinen Parameterbereich beschränkt. Die Energieproduktion ist fast unmittelbar beendet, sobald die Brennstoffzufuhr aufhört. Danach bleibt die Restwärme, die durch Aktivierung des Struktur-Materials zustande kommt. Deren Leistungsdichte ist vergleichsweise niedrig, so dass ein Schmelzen von Kraftwerkskomponenten selbst bei einem totalen Ausfall der Kühlung verhindert werden kann (siehe Kapitel 3.4.1).

Die oben ausgeführten Eigenschaften unterstützen die Sicherheit und werden als inhärent angesehen (entsprechend den Definitionen im deutschen Regelwerk für Sicherheitsanforderungen von Kernkraftwerken basiert eine inhärent sichere Auslegung auf naturgesetzlichen Prinzipien, die aus sich heraus sicherheitsgerichtet wirken).

Wenngleich die inhärenten Eigenschaften zu dem Schluss führen könnten, dass aktive Sicherheitssysteme nicht verpflichtend sind, werden diese jedoch bei der Auslegung von kommerziellen Fusionsreaktoren einbezogen, um Schäden und ihre Folgen zu begrenzen, wobei dies auf allen Sicherheitsebenen, angefangen vom Schutz von Anlage-teilen, bis hin zu Störfällen geschieht.

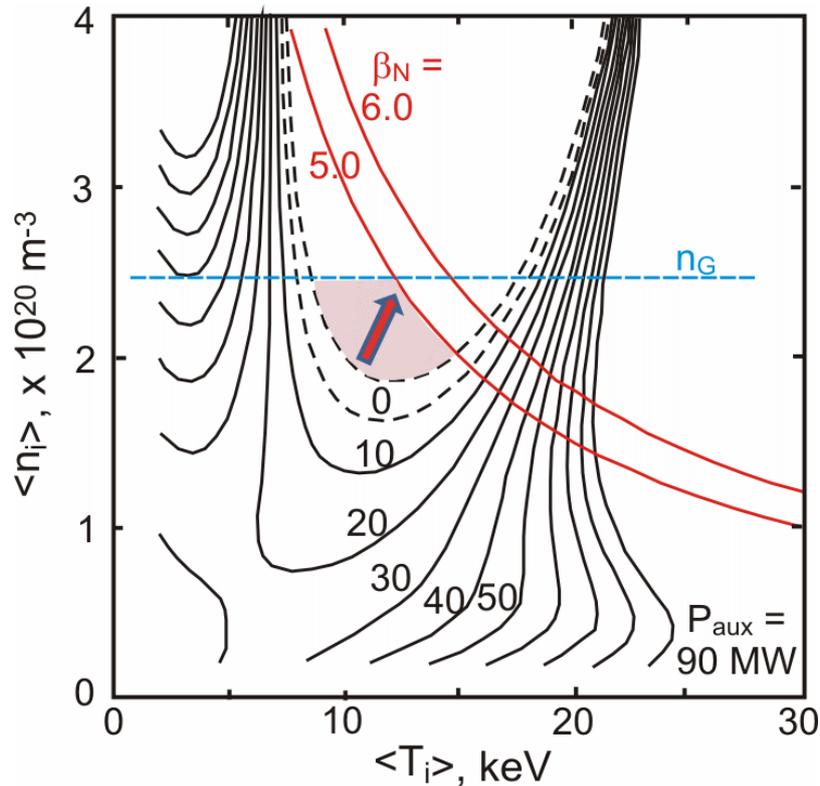


Abb. 2-3 Operationsbereich eines Fusionsplasmas (POPICON Diagramm). Aufgetragen ist die Plasmaionendichte ($\langle n_i \rangle$) gegen die Ionentemperatur ($\langle T_i \rangle$). Die roten Linien zeigen den Verlauf der Dichte als Funktion der Temperatur bei konstantem (normiertem) Plasmadruck (β_N). Die schwarzen Konturen stellen die benötigte externe Heizleistung (P_{aux}) dar. Das gezündete Fusionsplasma ($P_{\text{aux}} = 0$) kann nur in dem schattierten Bereich existieren, der durch die Dichtegrenze (n_G) und die Druckgrenze (β_N) definiert ist. Die Fusionsleistung nimmt in Pfeilrichtung zu.

Aktive Systeme sind auch im Normalbetrieb wichtig, um individuelle oder kollektive Strahlungsdosen für das Personal zu begrenzen. Die aktiven Systeme tragen zur Implementierung des ALARA Prinzips bei (Optimierung um eine Strahlungsexposition „As Low As Reasonably Achievable“ zu erreichen).

Ein Beispiel dafür sind die aktiven Systeme bei ITER zur Entfernung von Tritium („Detritiation Systems“, DS), die ein wichtiges Element des zweiten Einschuss-Systems darstellen. Dieses wird für hohe Zuverlässigkeit und Redundanz ausgelegt. Im Fall eines Ausfalls der Stromversorgung springen zuverlässige Diesel-Generatoren an.

Falls die aktiven DS komplett versagen, ist der Einschluss von radioaktiven Stoffen in ITER trotzdem durch die statische Dichtheit des Gebäudes gewährleistet. Kleinere Leckagen können auftreten, falls der interne Druck über seinen normalen Unterdruck-

Wert steigt, so dass das Ausmaß der Freisetzung in die Umwelt von der Dauer der Reparatur des DS abhängt.

Von Beginn an wurde eine Analyse eines „einhüllenden“ Störfalls („bounding“ accident) für den PPCS Reaktor durchgeführt, d.h. in der Analyse wurde keine aktiv gefilterte Ventilation durch DS berücksichtigt.

Im Rahmen des ITER-Projekts wird nicht die Bezeichnung „bounding“ sondern „envelope“ für ein Ereignis verwendet, das andere Ereignisse von ähnlicher Natur einhüllt.

2.2.4.2 Energieinventare

Gespeicherte Energien können das Potential besitzen, die Intaktheit von Einschluss-Systemen zu zerstören und Gefahrstoffe zu mobilisieren und somit ihre Freisetzung in die Umwelt zu verursachen. Daher werden im Folgenden die wichtigsten Energieinventare in einem kommerziellen Fusionskraftwerk zusammengestellt und diskutiert.

Der D-T Brennstoff-Inhalt im Plasmagefäß kann lediglich für 1-2 Minuten die Energiefreisetzung aufrechterhalten. Der Energieinhalt der verfügbaren Brennstoff-Mischung beläuft sich auf 325 GJ für die Reaktormodelle, die in den SEAFP / SEIF Studien zugrunde gelegt wurden unter der Annahme, dass das gesamte Brennstoffgemisch umgesetzt werden kann. Ohne aktive Aufrechterhaltung des Brennprozesses ist dies jedoch nicht möglich.

Im Plasma eines Fusionskraftwerks ist typisch eine thermische Energie von 1 – 2 GJ gespeichert. Dabei liegt der zugehörige Plasmadruck bei etwa 3 – 6 bar. Deshalb stellt das heiße Plasma kein Gefährdungspotential dar.

Die hohen im Magnetfeld eines Fusionskraftwerks gespeicherten Energien von bis zu ~200 GJ sind eine potenzielle Gefahr für Einschluss-Barrieren. Wiederum ist ITER das am weitesten fortgeschrittene praktische Beispiel. Die Auslegung seines supraleitenden Magnetsystems beinhaltet Vielfach-Messungen, Fehler-Erkennung sowie Schutzsysteme. Insbesondere gibt es ein sicherheitsrelevantes Quench-Detektions-System sowie ein Schnellentladungssystem für die Spulen des Toroidal-Felds (TF). Zusammen mit einer robusten Konstruktion ist das Ziel dieser Maßnahmen, die Wahrscheinlichkeit für Magnet-Fehlfunktionen, die zu Beschädigungen von radioaktiven Einschluss-Barrieren führen, zu minimieren.

Gleichwohl wurde eine Analyse einer hypothetischen Störfall-Sequenz durchgeführt, um die einhüllenden Folgen von Beschädigungen an Einschluss-Barrieren abzuschätzen [PSR10, Vol. II, Abschnitt 4.2.6]. Zusammen mit anderen konservativen Annahmen wurden dabei große Löcher (1 m^2) angenommen, die durch Magnetenergie im Plasmagefäß und in der Wand des Kryostats entstanden sind. Die Analyse zeigte, dass sogar in diesem Fall die radiologischen Folgen weit entfernt von einer Situation sind, bei der eine Evakuierung außerhalb des Anlagengeländes erforderlich wird.

Um den Fall der Magnetfeld-Energie auf eine noch genauere Basis zu stellen, werden gegenwärtig weitere detailliertere Analysen durchgeführt.

Typische Werte für die diskutierten Energie-Inventare und zusätzliche Energien sind in Tab. 2-4 enthalten, die auf den SEAFP und SEIF Berichten basiert.

Im Zusammenhang mit Unfällen ist auch die Nachzerfallsleistung wichtig. Sie klingt nach Abschaltung des Fusionsprozesses schnell ab. Ein Beispiel dafür ist ITER (mit einer Fusionsleistung von 500 MW), bei dem die Nachzerfallsleistung wie folgt mit der Zeit abnimmt: ca. 13 MW nach 1 s, ca. 5,5 MW nach 1 h und ca. 1,3 MW nach einem Tag [BER10].

Tab. 2-4 Energie-Inventare in einem Fusionskraftwerk nach [SEA95], [SEI01]

Energie-Quelle	Energie	Referenz
Brennstoff in Plasmagefäß (D-T)	~ 325 GJ	SEAFP, SEIF
Magnetfeld	~ 200 GJ	SEAFP, SEIF
Thermische Plasma Energie	~ 1-2 GJ	SEAFP, SEIF, PPCS
Primäres Kühlwasser (Enthalpie)	~ 400 GJ	SEAFP, SEIF

2.2.4.3 Radioaktive Inventare

Die Menge und Zusammensetzung von radioaktiven Inventaren variiert innerhalb der Struktur eines Fusionskraftwerks entsprechend der unterschiedlichen Komponenten und ihrer Funktionen. Diese Inventare sind durch verschiedene Barrieren eingeschlossen. Der Tritiumumsatz im Plasmagefäß beträgt 153 g Tritium pro $1 \text{ GW}_{\text{fus}}$ Fusionsleistung und pro Tag. Der Einschluss des Tritiums innerhalb der ersten Barriere stellt die größte Herausforderung für die Sicherheit dar, da es in Form von Gas oder HTO-Dampf mobilisiert werden kann. Außerdem wird ein Teil des Brennstoffs in umgeben-

den Strukturen deponiert und kann ebenfalls bei hohen Temperaturen mobilisiert werden. Zusätzlich erzeugen Plasma-Wand Wechselwirkungen im Divertor und der ersten Wand durch Erosion aktivierte Staubpartikel, die auf den Oberflächen der entsprechenden Materialien frei werden können.

Bei der Annahme eines schlimmsten Falles in der PPCS Studie wurde von einer maximalen Tritium-Menge von 1 kg ausgegangen, die potenziell aus dem Plasmagefäß freigesetzt wird. Zusätzlich können bis zu 15 g Tritium aus dem Kühlmittel (Wasser) jedes Kühlkreislaufs mobilisiert werden. Eine Maximalmenge von 10 kg Staub von Edelstahl (SS) und Wolfram (W) Oberflächen wurde für den Vakuumbehälter abgeschätzt mit typischen Teilmengen von 7,6 kg SS-Staub und 2,4 kg W-Staub. Darüber hinaus wurde angenommen, dass große Mengen (bis 50 kg) von aktivierten Korrosionsprodukten (ACP) in jedem Wasser-Kühlkreislauf mobilisiert werden und zwar mit einem Mobilisierungsgrad von 1 % (ein Prozentsatz von 100 % wurde im Fall von Tritium und Staub zugrunde gelegt). Es wird davon ausgegangen, dass in der Summe diese Annahmen, die in Tab. 2-5 zusammengefasst sind, den Gegebenheiten eines einhüllenden Störfalls entsprechen.

Auch im ITER-Project wird angenommen, dass sich 1 kg Tritium im Plasmagefäß anreichert und bei einigen Störfall-Szenarien aus dem Vakuumbehälter austreten kann. Jedoch erreichen selbst bei nicht in der Anlagenauslegung berücksichtigten Störfällen nur wenige Gramm dieses Inventars die Umwelt.

Eine wesentliche Feststellung ist, dass die Freisetzung von 1 kg Tritium aus dem Plasmagefäß, wie oben angesprochen, grundsätzlich zu unterscheiden ist von den 1 kg, die bei dem größtmöglichen Störfall angenommen wurde, bei dem dieses Inventar in die Umwelt gelangen würde und der in Kap. 2.3.3 dieser Studie diskutiert wird.

Tab. 2-5 Radioaktivitäts-Quellterme für die Analyse eines „größtmöglichen“ Störfalls (PPCS)

Quelle / Komponente	Radioaktives Material	Menge
Vakuumbehälter	Tritium	1 kg
	SS Staub	7,6 kg
	W Staub	2,4 kg
Kühlsystem, Kühlmittel	Tritium	Bis zu 15 g (pro Kühlkreislauf)
	Aktivierte Korrosions- Produkte (ACP)	Bis zu 50 kg (pro Kreislauf), nur im Fall einer Wasserkühlung

2.3 Sicherheitsaspekte, Auslösende Ereignisse

Im folgenden Text wird die Abkürzung PIE (von engl. Postulated Initiating Event) verwendet. Das PIE selbst verursacht nicht direkt eine Freisetzung von radioaktiven Substanzen. Weitere Fehler müssen auftreten bevor eine Folge von Ereignissen mit einer Gefährdung endet, vor allem durch eine Freisetzung von Tritium oder anderen radioaktiven Substanzen [PSR10, Band II, Abschnitt 1.4.1.1].

2.3.1 Methoden zur Bestimmung der PIEs

Systematische, zueinander komplementäre Methoden werden verwendet, um den abdeckenden Charakter der betrachteten PIEs sicherzustellen.

2.3.1.1 Vom ITER-Projekt verwendete Methoden

Das ITER-Projekt hat die ausführlichsten und neuesten Arbeiten hierzu ausgeführt. Da sich diese auf eine detaillierte Konstruktion stützen, werden sie hier zur einführenden Demonstration verwendet, obwohl ITER noch nicht in jeder Hinsicht ein 'kommerzielles' Fusionskraftwerk ist. Der folgende Text basiert auf [PSR10, Band II, Abschnitt 1.4.1.1] und führt auch einige Begriffe ein. Details sind in [AAR10] dokumentiert.

Deterministische Auswahl

Die Basis der Auswahl ist ein deterministischer Prozess: Ereignisabläufe werden postuliert, die alle Hauptsysteme und alle Arten von denkbaren, auslösenden Ereignissen

umfassen. Letztendlich werden diejenigen Ereignisse ausgewählt, von denen die größten Konsequenzen erwartet werden.

FMEA (von engl. Failure Modes and Effects Analysis)

FMEA ist eine systematische Methode zur Identifikation von Unfällen mit dem Ziel der Vollständigkeit. Dieser Ansatz verläuft 'von unten nach oben' (engl. 'bottom-up'), d.h. er beginnt bei individuellen Komponenten, wo immer möglich.

Eine FMEA verläuft in folgenden Schritten:

- Aufstellung einer vollständigen, detaillierten Liste aller Anlagenkomponenten;
- Aufstellung (für jede Komponente) einer vollständigen Liste der möglichen Fehlerarten; wenn notwendig, Aufstellung einer eigenen Liste für jede Betriebsphase (wie Normalbetrieb, Standby, Ausheizen);
- Aufstellung (für jede Fehlerart, für jede Komponente) einer Liste der möglichen Ursachen, der Fehlerraten und der Möglichkeiten, den Fehler zu verhindern;
- Aufstellung einer Liste der möglichen Konsequenzen und Maßnahmen zur Vermeidung oder Milderung jeder Konsequenz.

Nach vollständiger Durchführung aller Schritte existiert eine Liste der elementaren Fehler. Diese werden dann zu Gruppen zusammengefasst, die ähnliche Konsequenzen haben. Dann werden die PIE-Listen den Betriebsphasen zugeordnet. Die Summation der Ereignisse (für jede Phase) zusammen mit den erwarteten Eintrittsraten ergibt die Gesamtrate für jedes PIE.

Die Zuweisung (im vorletzten Schritt) von Eintrittsraten basiert auf empirischen Fehlerdaten, wenn verfügbar. Eine Datenbasis für die Fusion ist als Teil einer internationalen Zusammenarbeit entwickelt worden. Sie enthält Daten von verschiedenen industriellen Quellen für konventionelle Anlagenteile wie Rohrleitungen, Ventile, Pumpen, etc. Sie enthält auch Daten von umfangreichen Auswertungen der Fehler in einigen Tokamak-Anlagen, beispielsweise in den Vakuumsystemen von JET.

Für viele fusionsspezifische Systeme (die neu sind) sind jedoch keine relevanten Daten verfügbar, so dass Fehlerraten geschätzt werden müssen. Die frühen europäischen Sicherheitsstudien (wie [SEA95]) haben Ereignisse mit Eintrittswahrscheinlichkeiten in-

nerhalb von Bandbreiten von zwei oder mehr Größenordnungen zusammengefasst, um Ereignisse als Störfall oder als Unfall zu kategorisieren (1 bis 10^{-2} /Jahr bzw. 10^{-2} bis 10^{-6} /Jahr).

Die derzeitige internationale 'Fusions-Sicherheits-Gemeinschaft' (engl.: fusion safety community), wie vom ITER-Projekt repräsentiert, verwendet einen ähnlichen Ansatz, jedoch mit einer wichtigen Modifikation: ITER betont nicht die numerischen Werte der Fehlerraten. Vielmehr wird ein Störfall als ein Ereignis definiert, das zwar nicht geplant ist, jedoch zumindest einmal während der Lebensdauer der Anlage erwartet werden kann. Ein Unfall wird nicht erwartet, jedoch müssen für ihn während der Konstruktionsphase Vorkehrungen getroffen werden. ITER verwendet vier Ereignis-Kategorien (I, II, III, IV): Sie heißen jeweils „Normalbetrieb“ (operational), „wahrscheinlich“ (likely), „unwahrscheinlich“ (unlikely) und „extrem unwahrscheinlich“ (extremely unlikely).

MLD (von engl. Master Logic Diagram)

Im Gegensatz zum Beginn der Analyse auf dem Niveau der individuellen Komponenten (FMEA, 'bottom-up'-Analyse; s. oben) nimmt MLD den Standpunkt 'von oben nach unten' (engl. top-down) ein. MLD beginnt mit dem Ereignis (top level) 'überhöhte Freisetzung von Radioaktivität', das zu radiologischen Dosen jenseits der Grenzwerte führt. MLD liefert eine Gesamtperspektive durch einen umfassenden Fehlerbaum, der die Ereignisse durch logische UND/ODER-Gatter miteinander kombiniert. Zu MLD tragen folgende Elemente bei:

- der Ursprung der Freisetzung,
- der Freisetzungspfad,
- die Art der freigesetzten Radioaktivität (wie Tritium, Aktivierungsprodukte)
- die Barrieren, die versagen müssten, um den Freisetzungspfad zu öffnen,
- die Sicherheitsfunktionen, welche diese Barrieren schützen,
- die Fehler welche diese Sicherheitsfunktionen schwächen könnten.

Im vierten und fünften Schritt dieser Liste erscheinen UND-Gatter in der Logik, was illustriert, dass es mehrfache Barrieren gibt, geschützt durch mehrfache Sicherheitsfunktionen. Das bedeutet, dass generell mehr als ein Fehler auftreten muss, um eine Freisetzung zu verursachen. Da MLD die Funktionen ganzheitlich für die Anlage betrach-

tet, wird nicht der Detaillierungsgrad von FMEA-Resultaten erreicht. Dennoch liefert MLD eine Liste der Fehlerarten, die zur vollständigen Identifizierung der PIEs beiträgt. Die MLD-Liste wird zur Überprüfung verwendet, um sicherzustellen, dass keine Ereignisse jenseits der durch FMEA identifizierten existieren.

Die 'Referenzereignisse' (dieser Begriff wird bei ITER manchmal anstelle von PIE verwendet), die für ITER ausgewählt wurden, sind in den PIE-Listen für Auslegungsereignisse und für auslegungsüberschreitende Ereignisse enthalten (s. Tab. 2-6 und Tab. 2-7 in den Abschnitten 2.3.2 bzw. 2.3.3). Dort sind sie durch [PSR10] markiert.

2.3.1.2 Die Entwicklung im Rahmen der europäischen Sicherheitsstudien

Im Laufe der europäischen Studien zur Sicherheit von Fusionskraftwerken (etwa seit den frühen 1990er Jahren) wurde die Auswahl von PIEs entwickelt.

Den Ausgangspunkt setzte die Studie "Safety and Environmental Assessment of Fusion Power" (SEAFP) [SEA95]. Die Arbeiten hierzu werden im Folgenden auf der Basis von [SEA95, S.35 ff.] und der darin zitierten Literatur zusammengefasst.

Die Arbeiten konzentrierten sich auf die Identifikation potenzieller Gefährdungen der allgemeinen Bevölkerung (public) und hatten auch das Ziel, eine Rangordnung der Wichtigkeit aufzustellen, um den Analyseaufwand zu steuern.

Zur Zeit existiert eine internationale Praxis (repräsentiert durch ITER) zwischen zwei Kategorien von Störfällen zu unterscheiden: Auslegungsstörfall (engl. Design Basis Accident, DBA) und auslegungsüberschreitender Störfall (engl. Beyond Design Basis Accident, BDBA). BDBA-Situationen werden entweder aus DBAs konstruiert, indem weitere unabhängige Fehler postuliert werden (einschließlich Fehler bei den Sicherheitsfunktionen), die den Ereignisablauf verschlimmern, oder aber indem Ereignisse postuliert werden, deren Eintrittswahrscheinlichkeit extrem niedrig ist [PSR10, Band. II, Abschnitt 2.1]. Praktisch bedeutet dies, dass Wahrscheinlichkeiten betrachtet werden.

Es ist wichtig zu bedenken, dass die Folgen von BDBAs durch die maximalen Radioaktivitätsinventare begrenzt werden, die in einem zukünftigen Fusionskraftwerk vorhanden sein können.

Um eine umfassende Liste der auslösenden Ereignisse sicherzustellen, wurden viele Ereignisse in den vergangenen europäischen Sicherheitsstudien betrachtet. Durch ein Kategorisierungsschema wurden Schweregrad und Wahrscheinlichkeit zugeordnet. Aktiven Sicherheitsmaßnahmen wurde keine Wirksamkeit zuerkannt. Schwerwiegende Ereignisse wurden eingeschlossen, selbst wenn ihre erwartete Eintrittsrate extrem niedrig ist. Das Ziel war, einen Überblick über diejenigen Ereignisse zu erhalten, die viele andere, weniger schwerwiegende umfassen.

Seinerzeit wurde gefolgert, dass nur gewisse Ereignisse außerhalb der Anlage (engl. ex-plant events) ein Potential haben, die äußerste Barriere zu durchbrechen. Dies führte zu dem Vorschlag, einige dieser Ereignisse, insbesondere Flugzeugaufprall und Erdbeben, durch die Auslegung abzudecken.

Viele Ereignisse niedrigeren Schweregrades, die innerhalb der Einschlussbarrieren zur Freisetzung von Tritium und Aktivierungsprodukten führen können, gehen mit einem Austritt des Primärkühlmittels einher. Die Kraftwerksmodelle sehen deshalb vor, austretende Kühlmittel aufzufangen [SEA95] (Abschnitte 4.4.5, 4.4.7, 4.4.11, 4.4.12).

Als potenziell schwerstwiegender Kühlungsverlust-Störfall (engl. loss-of-cooling event) wird der totale Ausfall jeglicher Stromversorgung innerhalb der Anlage bewertet, zusammen mit einem lang anhaltenden Ausfall jeglicher Backup-Stromversorgung.

Ereignisse mit einem Einbruch von Primärkühlmittel in Kreisläufe mit geringerem Druck (Sekundärkühlung, Tritium-Abfuhr), welche die zweite Einschlussbarriere (wie Kryostatgefäß, biologische Abschirmung, nukleare Gebäude) durchdringen, haben ein Potential zur Umgehung von Einschlussbarrieren. Wegen der erwarteten Eintrittswahrscheinlichkeit wurden solche Ereignisse als Auslegungsstörfälle eingestuft.

Der Brennstoffkreislauf ist fusionsspezifisch und stark mit anderen Systemen verflochten. Deshalb wurde im Rahmen von PPCS eine spezielle Studie durchgeführt, in enger Zusammenarbeit zwischen Kreislaufentwurf und Sicherheitsanalyse.

Das Magnetsystem ist ebenfalls fusionsspezifisch und mit anderen Komponenten verflochten. Frühere Arbeiten wurden durch Studien im Rahmen von SEAFP ergänzt.

Die oben erwähnten Studien beziehen sich auf den Leistungsbetrieb. Sie wurden in der Vergangenheit durch eine Studie von Ereignissen während geplanter Wartung ergänzt.

Sie wurde auf schwerwiegende Ereignisse beschränkt, d.h. sie ignorierte geringfügige Gefährdungen und solche, die zu rein ökonomischen Verlusten führen würden. Am schwersten wiegt der Absturz eines Behälters (der radioaktive Komponenten enthält) während seines Transports. Mögliche Konsequenzen sind der Abriss von Rohrleitungen (Kühlsystem, Tritium-Kreislauf) und das Versagen des Behälters selbst, d.h. die Beschädigung von Einschlussbarrieren. Das einzige Ereignis während geplanter Wartung, das den äußersten Radioaktivitätseinschluss gefährden könnte, ist ein Absturz auf die Bodenplatte des Gebäudes. Deshalb wurden vorbeugende Maßnahmen als Konstruktionsauflagen vorgeschlagen, wie sorgfältige Planung der Transportwege [SEA95 Abschnitt 4.4.10] und Absperrventile, um die Freisetzung von Radioaktivität zu begrenzen.

Die Postulierten Auslösenden Ereignisse (engl.: PIEs), die letztendlich für weitergehende Studien ausgewählt wurden, sind in den Abschnitten 2.3.2 bzw. 2.3.3 in Tab. 2-6 bzw. Tab. 2-7 enthalten und dort durch [SEA95] gekennzeichnet.

Das langfristige europäische Programm zur Fusionssicherheit (engl. European Long-Term Fusion Safety Programme) wurde durch zwei Programme, SEAL und SEAFP-2 [SEA99], fortgesetzt. Ziele waren die Aktualisierung und Erweiterung von [SEA95]. Im Rahmen von [SEA99] wurden die Unfälle systematisch 'von oben nach unten' (top down) bestimmt. Die verwendeten Methoden sind MLD und FFMEA (von engl. Functional Failure Modes and Effects Analysis).

Die Arbeiten in Europa schritten weiter fort und führten zu dem wichtigen Bericht "Safety and Environmental Impact of Fusion (SEIF)" [SEI01]. Er integriert, aktualisiert und erweitert alle vorhergehenden europäischen Arbeiten zur Sicherheit der Fusion.

Die Sicherheitsanalysen begannen wieder mit der systematischen Identifizierung von möglichen Unfallabläufen und deren vorläufiger Kategorisierung. Dies war schon im Rahmen der Studien SEAFP und SEAL erfolgt, aber in [SEI01] wurden Detaillierungsgrad und Stringenz erweitert. Standardmethoden wurden verwendet, vor allem MLD und FFMEA.

Die in [SEI01] identifizierten Unfälle, die am meisten nach Analysen im Detail verlangen, sind in den Abschnitten 2.3.2 bzw. 2.3.3 in Tab. 2-6 bzw. Tab. 2-7 enthalten und dort durch [SEI01] gekennzeichnet.

Da die europäische Konzeptstudie PPCS (“Conceptual Study of Commercial Fusion Power Plants”) [PPC05], [MAI08] sich umfassend mit Fusionskraftwerken befasst, schließt sie auch Sicherheitsbewertungen mit ein (Abschnitt 6.2 “Accident analyses”, S.16 und Annex A10 “Safety and environment assessment of the PPCS models”).

Die Auswahl der Unfallabläufe basiert auf der FFMEA-Methodologie und führt zu repräsentativen PIEs. FFMEA verläuft ‘top-down’, d.h. die Methode ist angemessen, wenn die Anlagenkonstruktion nicht so detailliert ist, dass eine FMEA auf dem Niveau von Komponenten oder Systemen zu rechtfertigen wäre.

Die Aufteilung der Anlage erfolgte auf der Basis der vorgesehenen Aufgaben der Hauptsysteme. Daran schloss sich eine FFMEA an, für jede untergeordnete Funktion im Rahmen der globalen Aufteilung der Funktionen. Grundlegende Fehler wurden zu PIEs zusammengefasst und zwar auf der Basis der erwarteten Konsequenzen. Diese umfassen Beschädigung der Anlage, Freisetzung radioaktiver Materialien und schließlich die möglichen Schäden für Belegschaft und Bevölkerung.

Die letztendlich ausgewählten PIEs sind in den Abschnitten 2.3.2 bzw. 2.3.3 in Tab. 2-6 bzw. Tab. 2-7 enthalten und dort durch [PPC05] gekennzeichnet.

Die PIEs wurden sowohl für die ‘Design Basis’ (Auslegungsstörfälle) als auch für den Bereich ‘Beyond Design Basis’ (auslegungsüberschreitende Störfälle) bestimmt.

Die folgenden beiden Abschnitte 2.3.2 bzw. 2.3.3 fassen tabellarisch alle PIEs zusammen, die im Laufe der europäischen Sicherheitsstudien bestimmt worden sind (gekennzeichnet durch die Referenzen in der zweiten Spalte. Diese Tabellen enthalten auch die vom ITER-Projekt ausgewählten PIEs, gekennzeichnet durch [PSR10].

Für die Zusammenschau ist es wichtig die folgende Nomenklatur zu beachten.

Die PIEs innerhalb der ‘Design Basis’ heißen in [SEA95] nicht PIE, sondern “accident initiators eventually selected for further study”.

Die PIEs innerhalb der ‘Design Basis’ heißen in [SEI01] nicht PIE, sondern “accidents that most merited analysis in detail”.

Die PIEs innerhalb der ‘Design Basis’ heißen in [PSR10] oft nicht PIE, sondern “reference events”.

Die PIEs außerhalb der 'Design Basis' heißen in [SEA95] nicht PIE, sondern "beyond design basis accidents".

Die PIEs außerhalb der 'Design Basis' heißen in [PSR10] nicht PIE, sondern "accidents that are considered beyond the design basis of ITER".

2.3.2 PIEs innerhalb der 'Design Basis'

Die folgende Tab. 2-6 fasst die PIEs (innerhalb der 'Design Basis') zusammen, die mit den in den Abschnitten 2.3.1.1 bzw. 2.3.1.2 behandelten Methoden ermittelt worden sind.

Tab. 2-6 Liste von 'Design Basis PIEs' (ohne brutblanketspezifische Ereignisse für ITER)

Design Basis PIEs	Reference
Loss-of-Flow (LOFA)	[SEA95, p.36]
Loss of the flow of the primary circuit coolant	[SEI01, p.20]
In-Plasma-Vessel Loss-of-Coolant (LOCA)	[SEA95, p.36]
Loss of primary circuit coolant inside the Plasma Vessel	[SEI01, p.20]
Hydrogen production and potential accidental consequences	[SEI01, p.20]
Ex-Plasma-Vessel Loss-of-Coolant	[SEA95, p.36]
Ex-Vacuum-Vessel loss of coolant (ex-VV LOCA)	[PPC05, Annex A10], p.176
In-Vacuum-Vessel loss of coolant (in-VV LOCA) due to an ex-Vacuum Vessel loss of coolant (ex-VV LOCA)	[PPC05, Annex A10], p.176
Loss of primary circuit coolant outside the Plasma Vessel	[SEI01, p.20]
Large ex-Plasma-Vessel pipe break of the primary loop of the Divertor Heat Transport System	[PSR10, Vol. II, Sect.1.4.2, Table II-4-5]

Design Basis PIEs	Reference
Large ex-Plasma-Vessel pipe break in the Plasma Vessel Primary Heat Transport System	[PSR10, Vol. II, Sect.1.4.2, Table II-4-5]
Loss of heat rejection from the secondary cooling circuit	[SEI01, p.20]
Break in the secondary cooling circuit with multiple Steam Generator tube rupture	[SEI01, p.20]
Heat Exchanger leakage	[PSR10, Sect.1.4.2, Table II-4-5]
Heat Exchanger tube rupture	ditto
Coolant pipe break inside a Port Cell	[PSR10, Sect.1.4.2, Table II-4-5]
Loss of Plasma Vessel Vacuum (LOVA)	[SEA95, p.36]
Breach of the Plasma Vessel	[SEI01, p.20]
Loss of the cryogenic helium	[SEI01, p.20]
Stuck Divertor cassette and failure of a Transport Cask	[PSR10, Sect.1.4.2, Table II-4-5]
Magnet System fault	[SEA95, p.36]
Releases of magnet energy	[SEI01, p.20]
Toroidal Field Coil short	[PSR10, Sect.1.4.2, Table II-4-5]
Electric arc near confinement barrier	ditto
Cryostat air ingress	ditto
Cryostat water ingress	ditto
Cryostat helium ingress	ditto
Fuel Cycle System fault	[SEA95, p.37]

Design Basis PIEs	Reference
Tritium process line leakage	[PSR10, Sect.1.4.2, Table II -4-5]
Accident with transport of hydride bed	ditto
Isotope Separation System failure	ditto
Failure of fuelling line	ditto
Leak of tritiated water from the Water Detritiation System	ditto
Loss of confinement of a Hot Cell	ditto
Fire in the Hot Cell buffer storage room	ditto

2.3.3 PIEs außerhalb der 'Design Basis'

Solche Ereignisse werden aus Auslegungsstörfällen konstruiert, indem weitere unabhängige Fehler postuliert werden (die den Ereignisablauf verschlimmern) oder aber indem Ereignisse postuliert werden, deren Eintrittswahrscheinlichkeit extrem niedrig ist [PSR10, Band II, Abschnitt 2.1].

Die folgende Tab. 2-7 fasst die PIEs (außerhalb der 'Design Basis') zusammen, die mit den im Abschnitt 2.3.1.2 behandelten Methoden gewonnen worden sind.

Außer den PIEs in [SEA95, S. 36] wurden noch sogenannte 'einhüllende Ereignisse' betrachtet und folgendermaßen charakterisiert [SEA95, S.6]: extrem energiereiche, äußere Ereignisse (wie ein Erdbeben von bisher nicht dagewesener Stärke) könnten durch einen unmittelbaren Bruch der Einschlussbarrieren einen Unfall jenseits der Auslegung verursachen. Die naheliegende Gegenmaßnahme wäre eine solche Auslegung der äußersten Einschlussbarriere, dass sie diesen extremen äußeren Ereignissen standhalten würde. Die Annahme der Erreichbarkeit dieses Ziels wird wegen der extremen Art solcher PIEs jedoch in [SEA95] nicht für glaubwürdig angesehen.

Dennoch wurde in [SEA95] eine Abschätzung nach oben versucht und wie folgt beschrieben: Die obere Grenze für das maximal in die Umgebung freisetzbare Tritium ist 1 kg. In einer Entfernung von 1 km vom Ort der Freisetzung beträgt die frühe Dosis

(engl. early dose) für die meist exponierte Person der Öffentlichkeit etwa 450 mSv. Weitere Annahmen in diesem Zusammenhang waren: Freisetzung auf Bodenniveau (da auch die äußerste Einschlussbarriere zerstört ist), Tritium in der gefährlichsten Form HTO und eine Freisetzung während einer Stunde innerhalb eines sehr schmalen (ca. 10°) Ausbreitungssektors.

Die obige Abschätzung der schlimmsten Konsequenzen (jegliche Einschlussmechanismen sind verloren) basiert ausschließlich auf dem Tritiuminventar (1 kg). Seine Freisetzung gründet sich nicht auf einem Störfallszenarium, sondern ist rein hypothetisch.

Diese sehr spezifische Abschätzung einer Dosis wird hier zitiert, da sie seit der Veröffentlichung von [SEA95] weitverbreiteter Aufmerksamkeit begegnet ist. Der Schätzwert ist oft als der Prototyp eines maximalen Fusionsrisikos begriffen worden, vgl. hierzu 5.2.

PIEs jenseits der Auslegung sind besonders bei den Sicherheitsstudien des ITER-Projektes betrachtet worden. Die Analyse dieser Abläufe will demonstrieren, dass das gestaffelte Sicherheitskonzept (auf verschiedenen Sicherheitsebenen ausgelegte Maßnahmen und Einrichtungen, engl.: defence-in-depth) ein robuster Ansatz ist. Er stellt sicher (in Übereinstimmung mit den Allgemeinen Sicherheitszielen (General Safety Principles [GSP10]) von ITER), dass keine cliff-edge-Effekte existieren und dass jegliche Gegenmaßnahmen in Zeit und Raum begrenzt sind.

Die Analyse hat auch das Ziel, die Gegenmaßnahmen zu definieren, die zur Erreichung der Sicherheitsziele notwendig sind.

Da die postulierten Ereignisabläufe selbst von extrem niedriger Wahrscheinlichkeit sind, werden realistischere Annahmen als für die Auslegungsunfälle (Design Basis Accidents) gemacht. Die verwendeten Rechenprogramme und Modelle haben den Charakter 'bestmöglich geschätzt' zu sein (engl.: best-estimate) [PSR10, Band II, Abschnitt 2.1].

Die 'Beyond Design Basis PIEs' für ITER [PSR10, Band II, Abschnitt 2.2] sind auch in Tab. 2-7 enthalten und dort durch PSR gekennzeichnet.

Tab. 2-7 Liste von Beyond Design Basis PIEs (ohne brutblanketspezifische Ereignisse für ITER)

Beyond Design Basis PIEs	Reference
Major in-Plasma-Vessel LOCA plus significant radioactivity mobilisation plus malfunction of the entire confinement arrangement	[SEA95, p. 37]
Loss of Flow (LOFA) without plasma shutdown inducing an in-Vacuum Vessel loss of coolant (in-VV LOCA)	[PPC05, Annex 10, p. 176]
Loss of Heat Sink without plasma shutdown	ditto
Total blockage of the path to the stack	[SEA95, p.37]
Release and vaporisation of the cryogenic helium from all loops into the Cryostat	[SEA95, p.47]
Total loss of cooling from all loops in the plant, with no active cooling, no active safety system operating, and no intervention whatever for a prolonged period ('Hypothetical PIE')	PPC05, p. 30 and Annex10, p. 176]
Fire in the Tritium Plant with propagation to a glove box	[PSR10, Sect.2.2]
Hydrogen and dust explosion in the Plasma Vessel	ditto
Loss of vacuum through one Plasma Vessel penetration line plus 2 hours electrical blackout and in-Plasma-Vessel First Wall coolant leak	ditto
Damage to Plasma Vessel and Cryostat resulting in large holes	ditto
Cryostat water and helium ingress	ditto
Fire in the Hot Cell waste processing area with propagation to the buffer storage room	ditto
Loss of plasma control together with multiple failure of First Wall/Blanket Primary Heat Transport System inside Plasma Vessel	ditto
Large Plasma Vessel ex-vessel coolant pipe break plus loss of flow in all intact cooling loops	ditto

2.4 Zusammenfassung und Ausblick

Zunächst wurden die physikalischen Prinzipien der Nutzung der Fusionsenergie und des magnetischen Plasmaeinschlusses beschrieben. Die charakteristischen Eigenschaften der in Frage kommenden technischen Systeme (Tokamaks und Stellaratoren) wurden dann kurz diskutiert. Ausgehend von den Komponenten und Funktionen eines generischen Fusionskraftwerks schlossen sich dann Betrachtungen zu Sicherheitsmerkmalen von Fusionskraftwerken an. Dazu wurden zunächst die relevanten Energie- und Radioaktivitäts-Inventare betrachtet, wobei die Freisetzung des Brennstoffs Tritium als einer der wesentlichen Beiträge identifiziert wurde. Die Sicherheitseigenschaften eines Fusionskraftwerks bezüglich nuklearer Stör- und Unfälle weisen im Vergleich zu einem Kernkraftwerk spezifische Vorteile auf:

- Durch den Brennstoffkreislauf befindet sich immer eine nur vergleichsweise geringe Menge an Tritium im Plasmagefäß, die nur für wenige Minuten Brenndauer ausreicht.
- Die Leistung kann durch Unterbrechung der Brennstoff-Zufuhr zuverlässig abgeschaltet werden. Bei Fehlfunktionen von Systemen (Magnete, Kühlung, Vakuum-Verlust usw.) wird das Plasma über inhärente Prozesse ausgelöscht und somit die Energieerzeugung gestoppt.
- Ebenso würden potenzielle größere Leistungs-Exkursionen zur Beendigung der Leistungserzeugung führen. Ein Kritikalitäts-Unfall ist somit ausgeschlossen.

Im Weiteren wurde dann ein Überblick über vorhandene europäische Sicherheitsberichte sowie über Methoden von Sicherheitsanalysen gegeben. Dabei orientierte sich die Auswertung vorrangig am Sicherheitsbericht zur Lizenzierung von ITER sowie an der Konzeptstudie PPCS. Aus diesen, sowie aber auch aus der älteren SEAFP Studie (auf die sich auch wesentlich die ITER- und PPC-Studien abstützen) wurde dann eine Auswahl der wichtigsten postulierten auslösenden Ereignissen (PIEs) zusammengetragen. Analysen von Ereignissequenzen und deren Konsequenzen sowie Maßnahmen zur Vermeidung von Stör- und Unfällen sind dann den folgenden Arbeitspaketen vorbehalten. Ein wichtiges Konzept bei den Sicherheitsanalysen von Fusionskraftwerken ist die Definition eines abdeckenden Ereignisses, mit dem die Konsequenzen eines größtmöglichen Unfalles abgeschätzt werden können. Dieses wird in Kapitel 5.2 ausführlich diskutiert.

3 AP2: Ereignisabläufe von Stör-/Unfällen sowie Auswirkungen auf Anlage, Personal und Umgebung

3.1 Einleitung

AP2 (Arbeitspaket 2) strebt eine Zusammenfassung der in der Literatur durchgeführten Betrachtungen auf der Basis der Dokumente an, die im Rahmen der Europäischen Sicherheitsstudien (SEAFP/SEAL, PPCS (Power Plant Conceptual Study)), sowie ähnlicher, auf ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) bezogener Studien durchgeführt worden sind. Reaktorkonfigurationen und die Klassifizierung postulierter auslösender Ereignisse, sogenannter PIEs, stellen den Ausgangspunkt dieses APs dar.

Bei der Durchführung der Sicherheitsbeurteilung werden folgende Gesichtspunkte berücksichtigt:

- Bestimmung der maximal freisetzbaren radiologisch relevanten Inventare
- Betrachtung und Analyse von Stör- und Unfällen.

Bei der Ermittlung der maximal freisetzbaren Inventare müssen hauptsächlich folgende Stoffe betrachtet werden:

- Das Tritiuminventar in verschiedenen Anlagenbereichen, d.h. innerhalb des Vakuumbehälters (VV = Vacuum Vessel), im primären Wärmetransportkreislauf (PHTS = Primary Heat Transport System), im Brennstoffkreislauf und überall dort, wo sich Tritium potenziell befinden kann.
- Die Stäube innerhalb des Vakuumbehälters, die durch Wechselwirkung zwischen Plasma und den plasmazugewandten Komponenten (PFC = Plasma Facing Components) wie der ersten Wand (FW) oder dem Divertor entstehen, oder durch Disruptionen zustande kommen.
- Aktivierte Korrosionsprodukte (ACPs = Activated Corrosion Products) im PHTS, die durch Korrosion, Erosion oder Zerstäubung erzeugt werden.

- Aktivierte Materialien, die sich im Brutstoff, in den PFC und/oder der Innenstruktur des Behälters befinden.
- Kühlmittel wie Wasser kann aktiviert werden.

Alle im System auftretenden Energiequellen werden simultan betrachtet. Energiequellterme sind unter anderem:

- die Nachzerfallswärme in den aktivierten Materialien, die nach der Plasmaabschaltung freigesetzt wird,
- die im Strukturmaterial und Kühlmittel gespeicherte Enthalpie und die im Magnet-system gespeicherte induktive Energie,
- Energiefreisetzen, die aus exothermen chemischen Reaktionen zwischen Materialien entstehen, die durch das PIE Ereignis miteinander in Kontakt geraten können. Beispiele hierzu sind Reaktionen von Lithium mit Wasserdampf, Beryllium mit Luft oder Wasserdampf und einige weitere mehr.
- Energiefreisetzung durch potenziell auftretende Wasserstoff (H₂-) Explosionen, die insbesondere bei Reaktorkonzepten, die eine Wasserkühlung vorsehen, berücksichtigt werden müssen.

Die Ereignisablaufanalyse berücksichtigt hierbei Temperaturverläufe auf kurzen und langen Zeitskalen, chemische Reaktionen und den Transport sowie die Freisetzung radioaktiver Stoffe zur Bestimmung der Quellterme. Die Bewertung der Unfallkonsequenzen erfolgt vornehmlich hinsichtlich der zu erwartenden Dosisrate und der Auswirkungen auf die Umgebung.

Ausgehend von der Vielzahl der im AP1 aufgeführten potenziellen Ereignisse erfolgt hier eine Einschränkung auf einige wenige Ereignisse. Die Auswahl der betrachteten Fälle berücksichtigt im wesentlichen solche Ereignisse, die besonders hohe Herausforderungen an das Containment, die Mobilisierung radioaktiver Produkte und einer möglichen radioaktiven Freisetzung an die Umgebung darstellen, und somit als repräsentativ im Sinne einer konservativen Sicherheitsbewertung aufgefasst werden können.

Die wissenschaftliche Grundlage zur Auswahl gerade dieser Ereignisse bildet die sogenannte FFMEA-Methode (Functional Failure Modes and Effects Analysis) oder FMEA, mit Hilfe derer repräsentative Auslöser von relevanten Unfallsequenzen identifiziert werden können. Es muss hier angemerkt werden, dass eine zuverlässige FMEA-

Analyse nur dann durchgeführt werden kann, sofern hinreichend aussagekräftige Designdaten vorhanden und Komponentencharakteristika bekannt sind. Auf der Grundlage der im AP1 aufgeführten Unfallinitiatoren erfolgt eine Analyse der ausgewählten deterministisch berechneten Ablaufsequenzen hinsichtlich:

- Identifizierung der auslösenden Ursache und Beschreibung des Unfalls
- Auswertung der Berechnungsergebnisse
- der durch den Unfall freigesetzten radiologischen Quellterme hinsichtlich
 - Tritium und dessen Isotopologen wie HT und HTO
 - Stäube, wie Wolfram (W), Beryllium (Be) und Kohlenstoff (C) sowie
 - Aktivierte Korrosionsprodukte (ACPs = Activated Corrosion Products).

Dieser Bericht beschränkt sich auf ausgesuchte Ereignisse, die im Rahmen der europäischen Fusionskraftwerkskonzepte erarbeitet worden sind und gibt die wichtigsten Ergebnisse wieder.

Zum besseren Verständnis der individuellen Ereignisabläufe ist eine Einführung in die Entwicklungsarbeiten zu den europäischen Fusionskraftwerkskonzepten sinnvoll, die im Folgenden kurz skizziert wird.

3.2 Entwicklung der europäischen Fusionskraftwerkskonzepte nach dem Tokamak-Prinzip

Sicherheitsaspekte und potenzielle Auswirkungen auf die Umwelt eines Fusionskraftwerks sind in einer Vielzahl von Fusionskraftwerkskonzepten betrachtet worden, die im Rahmen des europäischen Fusionsprogramms entwickelt worden sind. Im Zeitraum von 1990 bis 1995 fand das SEAFP-Programm (Safety and Environmental Assessment of Fusion Power) statt. Die Sicherheitsanalyse beinhaltete eine detaillierte Betrachtung der Freisetzung von Radioaktivität während des Normalbetriebs, der Personendosis der Betriebsmannschaft, der bei einem größten Unfall anzunehmenden Freisetzung und der Menge sowie der Aktivität des endzulagernden Materials. Im nachfolgenden SEAL-Programm (Safety and Environmental Assessment of Fusion Power — Long Term Programme) von 1995-1998 erfolgte eine Ausweitung der Untersuchungsaspekte und eine quantitative Analyse einiger ausgewählter Themen. Die Ergebnisse von SEAFP und SEAL zeigten, dass Fusionskraftwerke ein günstiges Sicherheitsverhalten

haben und die radiologischen Auswirkungen auf die Umwelt gering sind. Sie zeigten aber auch, dass dieses Verhalten wesentlich durch die zukünftige Entwicklung entsprechender Fusionsmaterialien gestützt wird sowie durch grundsätzliche im wesentlichen Sicherheitsaspekte berücksichtigende Designentscheidungen getragen wird. Basierend auf SEAFP und SEAL ermittelte die SEAFP-2 Studie von 1997 bis 1998, ob alle radiologischen Schutzziele mit niederaktivierbaren ferritisch-martensitischen Stählen erfüllt werden können, oder ob zur Erreichung der Ziele weitere erst noch zu entwickelnde Werkstoffe erforderlich sind. Im Rahmen der radioaktiven Abfallmanagementstudie SEAFP-99 erfolgte eine vertiefte Betrachtung der Behandlung der auftretenden aktivierten Materialien. Die SEAFP-99 Studie beinhaltet die Verwendung realistischerer Ansätze zur Behandlung aktivierter und freisetzbarer Materialien und konsolidierte und verfeinerte damit die früheren Untersuchungsbefunde der SEAFP Abfallentsorgungstudie, die bis 1998 stattfand.

Im Rahmen der europäischen Konzeptstudie zu künftigen Fusionskraftwerken, dem sogenannten PPCS-Programm (European Power Plant Conceptual Study, 2001-2004) wurden Designoptionen potenzieller, kommerziell arbeitender Fusionskraftwerke untersucht. Primäres Ziel einer glaubwürdigen Darstellung der technischen Realisierbarkeit eines Fusionskraftwerks war die Darstellung des Sicherheitsverhaltens, der möglichen Auswirkungen auf die Umwelt und eines potenziell wirtschaftlichen Betriebs. Da im Rahmen der PPCS-Studie verschiedene Reaktorkonzepte hinsichtlich der Strukturwerkstoffe, der radiologischen Quellterme, der radioaktiven Inventare und der Umweltsicherheit analysiert wurden und die Datenbasis gegenüber den vorangegangenen Studien aktualisiert wurde, verwendet der vorliegende Bericht die PPCS-Studie mit den darin enthaltenen Designoptionen als Referenz für die durchgeführten Sicherheitsanalysen und ergänzt diese, sofern neuere und weiterführende Literatur seit deren Erscheinen verfügbar ist.

Ein wichtiges Produkt der Studie war die Identifizierung von Schlüsselfragestellungen zur Realisation eines Fusionskraftwerks und die Erarbeitung eines Fahrplans (Roadmap), um diese einer technischen Lösung zuzuführen, bevor mit dem Bau eines ersten Fusionskraftwerks (First-of-a-Kind: FOAK) begonnen werden kann. Auf der Basis dieser Ergebnisse wählte Europa auf dem Weg zu einem künftigen Fusionskraftwerk den sogenannten „fast track“ Entwicklungspfad, der den Bau zweier Eckpfeilermaschinen vorsieht, bevor ein erstes kommerzielles Fusionskraftwerk gebaut wird. Bei diesen Eckpfeilermaschinen handelt es sich um ITER und um DEMO.

ITER ist ein im Bau befindlicher experimenteller Fusionsreaktor, mit dem notwendige Erkenntnisse auf dem Weg zu möglichen Fusionskraftwerken gewonnen werden sollen. Mit ITER sollen Brenndauern von bis zu einer Stunde realisiert werden. Dabei soll eine thermische Leistung von rund 500 Megawatt erreicht werden bei einer Heizleistung von etwa 50 Megawatt. Ein Erfolg der ITER-Experimente ist nicht nur Voraussetzung für DEMO, sondern auch für eine verlässlichere Abschätzung, ob Stromerzeugung mit Fusionsenergie wirtschaftlich sein kann.

Der DEMO Reaktor stellt das Brückenelement zwischen ITER und einem ersten kommerziellen Fusionskraftwerk dar. In diesem Zusammenhang hat die Bewertung der im Rahmen der PPCS-Modellstudien gewonnenen Ergebnisse und deren Extrapolation eine Reihe zentraler Fragestellungen aufgeworfen, die im Hinblick auf einen DEMO hinsichtlich der Physik und der zu lösenden technologischen Basis behandelt werden müssen.

Der europäische ITER Forschungsverbund entwickelt aktuell für den DEMO-Reaktor Spezifikationen für zwei Brutblanketkonzepte, die beide niedrigaktivierbare ferritisch-martensitische Stähle als Strukturmaterial verwenden. Der Zielfokus der Blanketversuche in ITER ist der Nachweis des Tritiumbrutvermögens dieser Komponente, das einen wesentlichen Grundstein zur Tritium-Selbstversorgung eines künftigen Fusionskraftwerks darstellt. Darüber hinaus soll der Nachweis einer effizienten Wärmeabfuhr gezeigt werden, die für einen kommerziellen Reaktor im Hinblick auf die Bereitstellung von Wärme und Strom essenziell ist.

3.3 Analytierte Ereignisabläufe in den SEAFP-1 bis SEAFP-99 Studien

Eine Literaturrecherche zeigt, dass Studien von SEAFP-1 bis SEAFP-99 lediglich einzelne singuläre Unfälle und deren Abläufe behandeln. Eine systematische Untersuchung einzelner eventuell kausal miteinander verknüpfter Ereignisse, wie sie für eine kerntechnische Energieerzeugungsanlage von Bedeutung sind, ist nicht gegeben.

3.3.1 Betrachtete Ereignissequenzen im Rahmen der SEAFP-1 Studie

Die Studie betrachtet im Wesentlichen zwei Reaktorkonzepte, wobei im Reaktormodell S1 eine Fusionsleistung von 3000 MW_{th} und im Modell S2 von 3200 MW_{th} angenommen wird. Die Modelle verwenden unterschiedliche Strukturwerkstoffe, wobei in S1 ei-

ne Vanadium-Legierung V5Ti angesetzt wird und im Modell S2 der niederaktivierbare martensitische Stahl LA12TaLC Verwendung findet. Das Modell S1 geht von einem Feststoffbrüter aus einer Lithiumkeramik zur Tritiumerzeugung mit einer Heliumkühlung für alle Reaktorkomponenten aus, während das Modell S2 einen flüssigen Brüter, eine eutektische Blei-Lithium-Legierung ($\text{Pb}^{83}\text{Li}^{17}$) verwendet, die mit Wasser gekühlt wird.

Folgende Unfallabläufe sind im Rahmen dieser Studie untersucht worden.

- Größtmöglicher Unfall, sogenannter „bounding accident“ [SEA95].
- Drei unterschiedliche Kühlmittelverluststörfälle (LOCA = Loss Of Coolant Accident) und drei verschiedene Kühlverluststörfälle (LOFA = Loss Of Flow Accident) im Kühlsystem der ersten Wand (FW = First Wall und Blanket [KOM94].
- Sensitivitätsuntersuchungen zu den Auswirkungen eines Kühlmittelstörfalls außerhalb des Reaktors (sogenannter „ex-Vessel accident“), bei dem ein Unfall außerhalb des Vakuumbehälters im Kühlkreislauf des Divertors in Model S2 mit Wasserkühlung unterstellt wird [GIR98].
- Auswirkungen von Störfällen innerhalb des Reaktors auf die Dosisleistung des Bedienpersonals [NAT01].

3.3.2 Im Rahmen der SEAL Studie behandelten Ereignisabläufe

Gegenstand der SEAL-Studie sind vier Reaktorkonzepte. Alle Konzepte legen eine Fusionsleistung von $3000 \text{ MW}_{\text{th}}$ zugrunde und verwenden niedrigaktivierbaren ferritisch-martensitischen Stahl der Zusammensetzung LA12TaLC als Strukturwerkstoff. Das erste Konzept verwendet Wasserkühlung (WC = Water Cooling), das dem Model S2 der SEAFP-Studie entspricht. Die anderen drei Konzepte verfügen über eine Heliumkühlung. Das WC-Konzept verwendet eine flüssige, eutektische Blei-Lithium-Legierung zur Tritiumerzeugung und Neutronenmultiplikation, während im sogenannten Dual-Coolant Konzept (DC) die Blei-Lithium Legierung das Blanket mit Ausnahme der ersten Wand kühlt. Beim DC-Konzept spricht man deshalb auch von einem selbstgekühlten Blanket. Im sogenannten BOT-Konzept (Breeder-Out-of-Tube) wird ein Schüttbett aus Lithium-Orthosilikat (Li_4SiO_4) als Brutmaterial zur Tritiumerzeugung verwendet und Beryllium (Be) als Neutronenmultiplikator. Beim BIT-Konzept (Breeder-In-Tube) stehen zwei Optionen zur Auswahl: eine Option verwendet Lithium-Aluminat (BITA), eine andere Lithium-Zirkonat (BITZ) zur Tritiumerbrütung. In beiden wird Be als Neutronenmul-

tiplikator verwendet. Im Zusammenhang mit AP2 sind folgende Abläufe analysiert worden:

- Sog. „Bounding accidents“ für alle vier Blanketkonzepte,
- Unfallsequenzen des BOT-Konzepts mit einer Freisetzung von Tritium und Aktivierungsprodukten
 - LOCA,
 - LOFA,
 - Handhabung ohne aktive Kühlung.
- Kühlverluststörfall (LOFA) im Kühlkreislauf des Divertors und Auswirkung der Verdampfung der PFC bei der Plasmaabschaltung.

Darüber hinaus werden folgende Ereignisse betrachtet [GUL99]:

- Mehrfachversagen des Divertorkühlkreislaufs aus der SEAFP –Studie.
- Konsequenzen einer Mehrfachversagenskette der SEAFP-Studie mit entsprechender thermohydraulische Analyse der Unfalltransiente.
- LOCA-Transiente in SEAFP – Sensitivitätsanalyse.
- Ausfall/Verlust des Kondensators in SEAFP – Sensitivitätsanalyse.
- Containmentverhalten beim Bruch der Frischdampfleitung in SEAFP: Sensitivitätsanalyse.
- Unfallablauf mit Mehrfachversagen in einem SEAFP-Reaktor.

3.3.3 Ereignisabläufe in der SEAFP-2 Studie

Es gibt drei Anlagenmodelle in SEAFP-2 [TAY00]. Das Modell 1 besteht aus einer Vanadium-Legierung (V-4Cr-4Ti.), in den Modellen 2 und 3 wird der niedrigaktivierbare martensitische Stahl der Zusammensetzung 0.1C-9Cr-2W-0.2V-0.07Ta verwendet. Das Modell 1 verfügt über kein konkretes ingenieurtechnisches Design. Das Modell 2 verwendet eine flüssige eutektische Blei-Lithium-Legierung zum Tritiumbrüten und zur Neutronenmultiplikation, in dem Lithium auf einen Wert von 90% ^6Li angereichert ist. Die mittlere Strömungsgeschwindigkeit des PbLi ist gering und lediglich zur Tritiumex-

traktion aus dem Blanket erforderlich. Die Kühlfunktion übernimmt extern gepumptes Wasser. Das Model 3 besteht aus einem Helium-gekühlten Schüttbett und entspricht dem DEMO-Blanketkonzept. Als Strukturmaterial wird niedrigaktivierbarer martensitischer Stahl verwendet. Das Schüttbett besteht aus Lithium-Orthosilikat (Li_4SiO_4) zum Tritiumerbrüten und erfordert ein Be-Schüttbett zur Neutronenmultiplikation. Hierbei wird das verwendete Lithium auf ca. 25% ^6Li angereicht. Beide Schüttbetten, die des Berylliums und des Lithium-Orthosilikats, sind durch Kühlplatten aus Stahl physikalisch voneinander getrennt. Beide werden aber mit Hilfe von Helium gekühlt.

Es findet sich in der Studie lediglich die Betrachtung eines Unfalls, die einen hypothetischen „bounding accident“ des BOT Konzeptes beinhaltet.

3.4 Ausgewählte Ereignisse im Rahmen der konzeptionellen Leistungsreaktorstudie (Power Plant Conceptual Study – PPCS)

Die PPCS-Studie behandelt detailliert die Ereignisabläufe fünf unterschiedlicher Anlagenmodelle. Zusätzlich erfolgt eine Bewertung der Konsequenzen hinsichtlich der Dosis und der Auswirkungen auf die Umgebung außerhalb des Kraftwerks.

Zu Beginn der PPCS-Studie sind vier Kraftwerksmodelle berücksichtigt worden. Sie beinhalten kurzfristig realisierbare Reaktorkonzepte, die im Weiteren als Modelle A und B bezeichnet werden, wobei der Terminus kurzfristig bedeutet, dass diese Konzepte auf dem aktuellen Kenntnisstand der Plasmaphysik und Werkstoffkunde mit nur geringen Extrapolationen beruhen. Darüber hinaus werden die fortgeschrittenen Modelle, die als Modelle C und D bezeichnet werden, betrachtet. Diese gehen von weiter fortgeschrittenen Plasmaphysikkenntnissen und Technologieentwicklungen aus und beinhalten realistische aber sehr große Extrapolationen. In Anlehnung an das europäische DEMO-Blanketentwicklungsprogramm führt die PPCS-Studie ein fünftes Blanketkonzept auf, das als Modell AB bezeichnet wird und in der Literatur unter dem Namen heliumgekühltes Blei-Lithium Konzept firmiert (HCLL-Blanket = Helium Cooled Lead Lithium). Tab. 3-1 zeigt die Designdaten des Blankets und des Divertors der fünf Reaktormodelle und Tab. 3-2 gibt die energetischen Eckdaten der unterschiedlichen Modelle wieder.

Tab. 3-1 Blanket- und Divertorparameter der 5 Reaktormodelle in PPCS [MAI06] [PPC05]

Modell		A (WCLL)	B (HCPB)	AB (HCLL)	C (DCLL)	D (SCLL)
Leistung (GWe)		1,55	1,33	1,46	1,45	1,53
Fusionsleistung (GW)		5,00	3,60	4,29	3,41	2,53
Netto-Wirkungsgrad		0,31/0,33	0,36	0,34	0,42	0,60
Projektierte Anlagenlebensdauer (FPY)		25	25	25	25	25
Blanket	Strukturwerkstoff	Eurofer	Eurofer	Eurofer	Eurofer	SiC _f /SiC
	PFC	W (*)	W (*)	W (*)	W (*)	W
	Kühlmittel	Wasser	He	He	LiPb/He	LiPb
	Kühlmittel T _{in/out} (°C)	285 / 325	300 / 500	300 / 500	480 / 700 300 / 480	700 / 1100
	Brutmaterial	LiPb	Li ₄ SiO ₄	LiPb	LiPb	LiPb
	Neutronenmultiplikator	LiPb	Be	LiPb	LiPb	LiPb
	Tritiumbrutrate (TBR)	1,06	1,12	1,13	1,15	1,12
	Lebensdauer (FPY)	5	5	5	5	5
Divertor	Maximaler Wärmefluss (MW/m ²)	15	10	10	10	5
	Strukturwerkstoff	CuCrZr	W alloy	W alloy	W alloy	SiC _f /SiC
	Plasma zugewandtes Material	W	W	W	W	W
	Kühlmittel	Wasser	He	He	He	LiPb
	Kühlmittel T _{in/out} (°C)	140 / 167	540 / 717	540 / 717	540 / 717	600 / 990
	Lebensdauer (FPY)	2,5	2,5	2,5	2,5	2,5
(*) Wolfram könnte als Schutzmaterial an der ersten Wand verwendet werden [TAY04]. Dies wurde aber nicht in jeder PPCS Untersuchung berücksichtigt.						

Tab. 3-2 Energetische Eckdaten der 5 Modelle in der PPCS-Studie ([1] [CHE03], [2] [PAC02], [3] [PAM05])³

	Model A	Model B	Model AB [3]	Model C	Model D
Nominale Fusionsleistung (GW) [1]	5,5	3,3	4,02	3,4	2,46
thermische Plasmaenergie (GJ) [2]	4,3	2,5			
magnetische Plasmaenergie (GJ) [2]	3,1	1,8			
Neutronenspektrumsbreite (keV) [1]	1285	1200		1067	924
Fusionsneutronenleistung (MW) [1]					
Freigesetzt in Plasmakammer	4400	2640		2728	1968
Flächenleistung an der ersten Wand	3810	2320		2557	1818
Neutronenwandbelastung (MW/m ²) [1]					
Maximalwert an der Innentoruswand	2,69	1,99		2,69	
Maximalwert an der Außentoruswand	3,05	2,41		3,10	
Mittelwert	2,56	1,94	1,93	2,23	

Aus der Vielzahl möglicher Unfallszenarien selektiert die Studie eine limitierte Anzahl. Diese behandelt insbesondere Sequenzen, die im Hinblick auf die Containment-Anforderungen, die Mobilisierbarkeit radioaktiver Produkte und die möglichen radioaktiven Freisetzung in die Umwelt die größten Konsequenzen aufweisen und damit für eine Sicherheitsbewertung und -analyse als am repräsentativsten angesehen werden können.

3.4.1 Repräsentative ausgewählte Unfallabläufe der Modelle A und B

Hinsichtlich der Auslegungsstörfälle (sog. DBA-Unfälle = Design Basis Accidents) werden folgende Sequenzen betrachtet:

- LOCA außerhalb des Reaktorbehälters (Vakuumbehälter) im Modell A,
- LOCA außerhalb des Vakuumbehälters im Modell B,

³ Die nominalen Fusionsleistungen in dieser Tabelle weichen von denen in Tab. 3-1 ab, weil sie bei den einzelnen Untersuchungen in der jeweiligen Literatur spezifiziert sind

- LOCA außerhalb Vakuumbehälters + LOCA innerhalb des Vakuumbehälters im Modell A,
- LOCA außerhalb des Vakuumbehälters + LOCA innerhalb des Vakuumbehälters im Modell B.

Bei den auslegungsüberschreitenden Unfällen (BDBA-Unfälle = Beyond Design Basis Accident) werden folgende Sequenzen betrachtet:

- LOFA + LOCA innerhalb des Vakuumbehälters für das Modell A,
- LOFA + LOCA innerhalb des Vakuumbehälters für das Modell B,
- Ausfall der Wärmesenke (Ausfall des Kondensators) ohne Plasmaabschaltung für das Modell A,
- Ausfall der Wärmesenke (Ausfall des Kondensators) ohne Plasmaabschaltung für das Modell B.

Die Auswahl größtmöglicher, hypothetischer Unfälle (bounding accidents) soll zeigen, dass auch im Falle eines Ausfalls aller aktiven Systeme die radiologische Freisetzung auf Werte führt, die unterhalb des international zulässigen Grenzwerts liegen. Daher betrachtet die PPCS auch einen

- einhüllenden Unfall („bounding accident“).

Ein einhüllender Unfall ist ein solcher Unfall, der zu den schlimmsten Konsequenzen führt, die durch in der Anlage vorhandene Energien vorkommen können. Als einhüllender Unfall wird der vollständige Kühlungsverlust aller Kühlkreisläufe der Anlage angenommen, aktive Kühlung und aktive Sicherheitssysteme sind dabei ausgefallen; Eingriffe jeder Art werden für eine längere Zeit ausgeschlossen. Die Nachwärmeabfuhr findet einzig durch passive Wärmeleitung und Strahlung durch die Materialschichten und über Spalte in die äußeren Gebiete statt, wo schließlich eine Wärmesenke durch die Zirkulation der Gebäudeatmosphäre gegeben ist. Die Temperaturerhöhung mobilisiert Tritium und Aktivierungsprodukte. Deren Inventare werden als Quellterme dargestellt, die für ein Entweichen aus der Anlage durch die sukzessiven Einschlussbarrieren verfügbar sind. Es wird angenommen, dass der Anteil des Inventars, der in die Umgebung gelangt, unter den schlimmsten Wetterbedingungen an die Standortgrenze transportiert wird.

3.4.2 Ausgewählte Unfallabläufe für das Modell C

- LOFA bei gleichzeitigem Versagen der Plasmaabschaltung und Leck der PFCs. Dieser Fall stellt extreme Anforderungen an das Containment und die Wirksamkeit des Expansionsvolumens (EV).
- Ausfall des zentralen sekundären Kühlwassersystems mit vollständigem Ausfall der Wärmesenke in allen Primärkreisläufen (erste Wand, Blanket und Divertor) bei gleichzeitigem Ausfall des aktiven Plasmaabschaltsystems. Dies dient der Ermittlung des Druck- und Temperatureaufbaus in den Plasmazugewandten Komponenten (PFCs), der Wirksamkeit der passiven Plasmaabschaltung und deren Auswirkung auf die Sekundärseite.
- Großskaliges Leck im Brutblanket in Richtung der Kühlkanäle der ersten Wand (in-box LOCA) mit Druckaufbau im Blanket und möglichem Versagen der ersten Wand, was dann einem sogenannten „in-vessel“ LOCA entspricht. Die Auswahl ist durch mögliche darauf aufbauende und damit die Konsequenzen erhöhende Einflüsse der zusätzlichen Energie (thermisch wie chemisch) des flüssigen Metalls motiviert und dient damit der Bewertung des Modulverhaltens bei extremen Bedingungen.
- Kühlmittelverlust an der ersten Wand (FW-LOCA) innerhalb des Vakuumbehälters, der durch einen Mehrfachbruch des Rohrbündels im Wärmetauscher verursacht wird. Diese Analyse beinhaltet auch die Untersuchung eines Mehrfachbruchs von Rohren im Wärmetauscher.
- Großer Kühlmittelverlust außerhalb des Vakuumbehälters in einem einzelnen Primärkreislauf bei vollständigem Versagen der aktiven Plasmaabschaltung und einem Leck in den betroffenen Plasma-zugewandten Komponenten dieses Kreises. Dieser Fall stellt den Grenzfall für die erforderliche Notkühlung, das Vakuumbehälter-Containment und das Druckbegrenzungssystem (PSS) dar. Darüber hinaus führt dieses Szenario zur größtmöglichen Mobilisierung radioaktiver Produkte im VV und zu einer maximalen Freisetzung radioaktiver Stoffe durch ein Leck in der ersten Wand und im Ventilationssystem.

Analog wie im Modell B erfolgt die Betrachtung des Kühlverluststörfalls (LOFA) ohne Annahme einer Plasmaabschaltung und führt letztlich zur Erzeugung eines LOCA innerhalb des Vakuumbehälters (in-vessel LOCA):

- LOFA, der einen LOCA innerhalb des Vakuumbehälters verursacht.

3.4.3 Relevante Unfallabläufe für das Modell D

Nach [PIN04] stellen folgende Unfallabläufe die größten Anforderungen an das Reaktormodell D und sind damit am repräsentativsten:

- Ein Kühlmittelverlust an der ersten Wand (FW-LOCA) in den Vakuumbehälter, aus dem ein Mehrfachbruch des Wärmetauscherrohrbündels resultiert.
- Kühlmittelverlust außerhalb des Vakuumbehälters („ex-vessel LOCA), der einen in-vessel LOCA an der ersten Wand verursacht. Dies erzeugt eine größtmögliche Freisetzung.
- Kühlverlust im Kühlkreislauf der ersten Wand (LOFA), der einen LOCA innerhalb des Vakuumbehälters verursacht.
- Ausfall des Wasserkreislaufs, der einen vollständigen Verlust der Wärmesenke in allen Primärkreisläufen verursacht (FW, Blanket und Divertor) und Versagen des aktiven Plasmaabschaltungssystems. Dies führt zu einem maximalen Anstieg von Druck und Temperatur in den Plasmazugewandten Komponenten (PFCs). Dies erlaubt eine Beurteilung der Wirksamkeit der passiven Plasmaabschaltung und die Ermittlung der Auswirkungen auf die Sekundärseite.

3.4.4 Freisetzungsquellterme (EST = Environment Source Terms) bei Unfällen in den Reaktormodellen A, B und C [PPC05]

Die für Unfallabläufe angenommenen radioaktiven Inventare sind Tab. 3-3 aufgelistet.

Tab. 3-3 In der Analyse der Unfallsequenzen verwendete Radionuklidinventare [PPC05]

Inventare	Model A	Model B	Model AB [CAP05]	Model C
Tritium in Vakuumbehälter (VV)	1 kg	1 kg	1 kg	1 kg
Stäube	10 kg (7,6 kg von SS-Staub + 2,4 kg W-Staub)	10 kg (7,6 kg an SS-Staub + 2,4 kg W-Staub)	10 kg (W-Staub)	10 kg (8,55 kg an ODS-Staub + 1,45 kg W-Staub)
Tritium im Kühlmittel	15 g (pro Kreislauf*)	1 g (pro Kreislauf*)	1 g (pro Kreislauf*)	3E-3 g (pro Kreislauf)
Gesamtes Inventar an aktivierten Korrosionsprodukten (ACP's)	50 kg (pro Kreislauf)	-	-	-
ACPs-Anteil an der Mobilisierung	1% von 50 kg (pro Kreislauf)	-	-	-
Sputterprodukte		~ 0 g	0 g	~ 0 g
<p>Bemerkung: Annahme des Mobilisationsanteils für Staub und Tritium = 1 SS = Edelstahl, W = Wolfram, ODS = Oxid-dispersionsverfestigt * Anzahl der primären FW/BLK-Kreisläufe: 6 für Model A, 9 für Model B, 9 für Model AB und 4 für Model C.</p>				

Für das Reaktormodell B ergeben sich die größtmöglichen Freisetzungen in die Umgebung infolge eines Unfalls bei einem Kühlverlust (LOFA), der einen Kühlmittelverlust innerhalb des Vakuumbehälters (in vessel LOCA) nach sich zieht. Hierbei wurde als konservative Annahme angesetzt, dass 100% des Staubes zu Beginn der Unfallsequenz mobilisiert werden. Ein ähnliches Resultat ergab die Unfallsequenz aus LOFA und in-vessel LOCA für das Modell C. In beiden Fällen zeigen die im Zusammenhang mit dem Freisetzungsquellterm an die Umgebung erzielten Ergebnisse eine vollständige Funktionstüchtigkeit des Designs hinsichtlich der Einschlussfunktionalität.

Die abgeschätzten Quellterme für die unterschiedlichen ausgewählten Unfallabläufe und den einhüllenden Unfall (bounding accident) sind in Tab. 3-4 illustriert.

Tab. 3-4 Abgeschätzte Quellterme für verschiedene Unfallabläufe in den Reaktormodellen A, B und C [PPC05]

	Unfälle	Freisetzungsdauer [h]	Tritium (g)	ACP (g)	Staub (g)	FW (g)	Divertor (g)
Modell A	LOCA außerhalb des Behälters	24	0,0024 [1]	0,00072	-	-	-
	LOCA außerhalb des Behälters + LOCA innerhalb des Behälters	24	0,17 [1]	0,0095	1,63	-	-
	LOFA + LOCA innerhalb des Behälters	N.A.	N.A.	N.A.	N.A.	-	-
	Ausfall der Wärmesenke	14	N.A.	N.A.	N.A.	-	-
	Einhüllender Unfall (bounding accident)	168	13,6 [1]	1,78	35,3	0,24	0,27
Modell B	LOCA außerhalb des Behälters	30	~ 0	-	-	-	-
	LOCA außerhalb des Behälters + LOCA innerhalb des Behälters	30	0,6 [2]	-	0,17	-	-
	LOFA + LOCA innerhalb des Behälters	24	3,5 [2]	-	19,1	-	-
	Ausfall der Wärmesenke	0,55	N.A.	-	N.A.	-	-
	Einhüllender Unfall (bounding accident)	168	~ 8,1 [2]	-	18,2	1570	177
C	LOFA + LOCA innerhalb des Behälters	24	4,7 [2]	-	24,6	-	-

[1] als Isotopologe HTO, [2] als Isotopologe HT

3.4.5 Dosis für die Modelle A und B [PPC05]

Nach Abschätzung der potenziellen Quellterme ist es wichtig, die Folgen für die Öffentlichkeit im Sinne der zu erwartenden Personendosis abzuschätzen und zu bewerten. Da frühzeitige Notfallschutzmaßnahmen, wie beispielsweise eine Bevölkerungsevakuierung zu einer großen Beeinträchtigung der Lebensqualität führen, muss sichergestellt werden, dass dieser Fall entweder unmöglich ist oder zumindest auf einen lokal begrenzten Bereich beschränkt bleibt. Die Zielgröße hierfür ist die einer sieben Tage Dosis des am meisten exponierten Individuums (7-day of MEI, MEI = Most Exposed Individual), das meist als Evakuierungskriterium herangezogen wird.

Die Umwandlungsfaktoren zur Bestimmung der Personendosis folgen mit Hilfe der im Regelwerk ICRP-60 (International Commission on Radiological Protection) festgelegten Richtlinien.

Die Wetterbedingungen spielen eine wichtige Rolle beim Transport und der Ausbreitung der freigesetzten Radionuklide in die Umgebung. Eine der aussagekräftigsten Ansätze zur Abschätzung des Wettereinflusses ist die Verwendung des sogenannten „probabilistischen“ Wetterprofils, das 144 unterschiedliche Wettersequenzen eines typischen Jahres hinsichtlich der Strömung und Wind, Regen und mittlerer Transportzeiten beinhaltet. Die Ergebnisse derartiger Rechnungen beinhalten die Dosis an einem Standort und deren Eintrittswahrscheinlichkeit. Hierbei wird insbesondere die 95%-Verteilung der Dosis herangezogen.

Die Untersuchung erfolgt für alle betrachteten Fälle am gleichen Standort mit einem Standardwetterdatensatz, bei dem in diesem speziellen Fall die Region um Karlsruhe angenommen wird. Es wird angenommen, dass die Freisetzung innerhalb eines Tages (24 Stunden) erfolgt, da typische Freisetzungszeiträume in der Regel einen Zeitraum von einem bis 7 Tage überstreichen. Es wird das Ergebnis des oberen Werts der 95%-Verteilung der Dosis als Referenzdosiskriterium verwendet. Ein anderer wichtiger Parameter ist die Freisetzungshöhe. Sie wird auf einen Wert von 10 m angenommen, da dies die höchste Dosis in Kraftwerksnähe ergibt. Die Evakuierungskriterien im Sinne des MEI Wertes werden für die Reaktormodelle A und B außerhalb des 1 km Radius in Form von Entfernungsbändern von der Freisetzungsquelle ermittelt. Die ermittelten MEI Dosen in einem Abstand von 1000 m zeigt Tab. 3-5.

Tab. 3-5 Ermittelte 7-Tage-MEI Dosis in einer Entfernung von 1000 m bei einer 24 stündigen-Freisetzung, 95% Verteilung aus [PPC05].

Anlagenmodell	Dosis (mSv)			
	Einhüllender Unfall (bounding accident)	LOCA außerhalb des Vakuumbehälters	LOCA außerhalb des Vakuumbehälters + LOCA innerhalb des Behälters	LOFA + LOCA innerhalb des Behälters
A	1,16	1,71E-3	0,16	-
B	18,1	-	-	0,42

In Rahmen von ITER beträgt der Grenzwert für die Evakuierungsdosis wie in vielen anderen Staaten 50 mSv. Die ermittelten Dosen liegen bei allen betrachteten Freisetzungsszenarien deutlich unterhalb der Werte dieser Interventionsdosis. Selbst im größtmöglichen Unfallszenario beträgt die ermittelte Dosis deutlich weniger als 50 mSv. Die Beiträge der aktivierten Korrosionsprodukte und des Tritiums zur Gesamtdosis sind in den meisten betrachteten Fällen von ähnlicher Größenordnung, so dass kein Bestandteil eines spezifischen Quellterms das Gesamtergebnis dominiert.

Da die Analyse der durch Aktivierung entstehenden radioaktiven Nuklide und die Ergebnisse der Temperaturtransienten der Reaktormodelle C und D und darüber hinaus die Designeckdaten weitgehend denen der Modelle A und B entsprechen, kann man davon ausgehen, dass die Konsequenzen denen der Reaktormodelle A und B entsprechen und damit unterhalb der Interventionsdosis selbst für größtmögliche hypothetische Unfälle liegen. Eine Abschätzung für das Modell C lässt ähnliche Ergebnisse wie beim Modell B erwarten. Im Modell D ist mit erheblich geringerer Dosis zu rechnen, da die Nachzerfallswärme deutlich geringer ist und sich damit nur eine kleine, nahezu vernachlässigbare Temperaturerhöhung ergibt.

3.4.6 Spezifische Unfallabläufe des Modells AB [CAP05]

Sechs unterschiedliche Unfallabläufe, die im Rahmen der FFMEA-Analyse definiert worden sind, werden in der Literatur untersucht. Die nachfolgende Tab. 3-6 fasst diese zusammen.

Tab. 3-6 Untersuchte Unfallabläufe des Modells AB aus [CAP05]

Unfallart	Fall-Kennzeichnung (ID)	Beschreibung
LOFA + LOCA innerhalb des Vakuumbehälters	C1, C2	LOCA innerhalb des Vakuumbehälters durch Bruch von 5 (C1) oder 10 (C2) Kühlkanälen eines Kühlkreises in der ersten Wand, sobald diese eine Temperatur von 1073 K nach dem LOFA erreicht.
Vollständiger Verlust der Wärmesenke	C3	Analog zum vorigen Fall zusätzlich sind aber alle 9 Helium-Kühlkreisläufe betroffen und es wird ein Bruch von 5 Kanälen je Kühlkreislauf angenommen.
LOCA außerhalb des Vakuumbehälters („ex-Vessel“)	C4	Doppelter Guillotinenbruch des Hauptrohrs innerhalb des Tokamak Helium Kühlsystem (TCHS, 58.000 m ³) und Auslösen der Berstscheibe bei einem Druck von 0,14 MPa in Richtung eines Expansionsvolumens (59.600 m ³). Das Ziel ist die Definition des erforderlichen Berstscheibenquerschnitts zwischen TCHS und den Expansionsvolumina, sowie Bestätigung der erforderlichen Volumenauslegung zur Druckbegrenzung auf weniger als 0,16 MPa im Expansionsvolumen.
Kühlmittelverlust an der Schnittstelle erste Wand und Brutblanket (sogenannter Interface-LOCA)	C5	LOCA innerhalb des Blankets und des Vakuumbehälters (daher „in-vessel“ LOCA). Doppelter Guillotinenbruch des Heliumsammelkanals mit einem Innendurchmesser $D_i = 220$ mm. Zielsetzung ist die Ermittlung zur Definition des Berstscheibenquerschnitts zwischen VV und Expansionsvolumen zur Druckbegrenzung auf 0,2 MPa im Vakuumbehälter
Bruch eines Dampferzeugerrohrs	C6	Vorläufige Analyse der Auswirkung des Bruch von Dampferzeugerrohren (Annahme: Simultaner Bruch von 10 Rohren mit $D_i = 20$ mm) zur Ermittlung der Druckerhöhung in einem der Heliumkühlkreisläufe.

Bei den Ereignissen C1 und C2 werden innerhalb eines Tages nach dem Unfallereignis ca. 3 g Tritium und 4,2 g Staub in die Atmosphäre freigesetzt. Dadurch wird nach der 7-Tage-Dosis für die MEI in einer Entfernung von 1000 m von der Freisetzungsstelle ein Wert von ca. 0,4 mSv [SAR06] erreicht. Alle Inventare an Tritium und Stäuben sowie deren Mobilisierbarkeit wurden zu Beginn des AP2 bereits aufgeführt.

3.5 Ausgewählte hypothetische Unfallsequenzen in ITER [RPS10]

Im Rahmen der ITER Analyse werden neun der 24 Auslegungsstörfälle (DBA) und acht von 12 auslegungsüberschreitenden Ereignissen (BDBA) als Referenzereignisse betrachtet. Die Auswahl erfolgt dergestalt, dass sie Sequenzen berücksichtigt, die die höchsten radiologischen Konsequenzen nach sich ziehen und die höchsten Herausforderungen hinsichtlich des Designs der wesentlichen sicherheitsrelevanten Komponenten einschließlich deren sicherheitsrelevanter Funktionen berücksichtigt. Dieser Bericht fügt diese Ereignisse den in der PPCS-Studie analysierten Ereignissen hinzu. Der Hintergrund ist, dass für ITER Ereignisabläufe analysiert und evaluiert worden sind, die in der PPCS noch nicht abgedeckt sind, wie zum Beispiel ein Brand in der Tritium-Anlage. Obwohl ITER sich in vielen Aspekten von einem späteren Fusionskraftwerk unterscheidet (beispielsweise durch Absenz eines Brutblankets, ein niedriges Kühlmitteltemperaturniveau, durch hohes Aktivierungspotenzial der Werkstoffe und vieles andere mehr), geben die im Rahmen des ITER Lizenzierungsverfahrens entwickelten und angewendeten Methoden und Ergebnisse sowie die hierbei gewonnene Erfahrung wertvolle Hinweise zur Umsetzung in einem künftigen Fusionskraftwerk.

3.5.1 Referenzauslegungsstörfälle (DBA) für ITER

Wie oben angesprochen, wurden bei ITER folgende Kriterien zur Auswahl repräsentativer Referenzereignisse angesetzt:

- Größtmögliche Herausforderungen durch die Ereignisse bezüglich der zu erwartenden radiologischen Konsequenzen.
- Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Designs der zentralen sicherheitsrelevanten Komponenten zur Realisierung der sicherheitsrelevanten Funktionen (z. B. Einschlusssysteme einschließlich des Vakuumbehälterdruckbegrenzungssystems - VVPSS = Vacuum Vessel Pressure Suppression System, Isolationsventile, Detritierungssysteme, Nachwärmeabfuhrsysteme).

Auf der Grundlage dieser Überlegungen werden folgende Referenzereignisse unterstellt:

- Sicherstellung der Einschlussfunktion (containment function):

- Mehrfachrohrbruch der ersten Wand/Blanket als Primärkühlsystem innerhalb des Vakuumbehälters („in-vessel“ LOCA),
- Vakuumverlust an einer Leitung beim Vakuumbehälterdurchgang,
- Großskaliger Rohrbruch des Primärkühlsystems außerhalb des Vakuumbehälters („ex-vessel“ LOCA),
- Großskaliger Rohrbruch des Divertorprimärkühlsystems außerhalb des Vakuumbehälters,
- Ausfall des Isotopenabtrennsystems (ISS = Isotope Separation System),
- Versagen der Brennstoffversorgungsleitung,
- Versagen des Einschlusses einer „heißen Zelle“ (hot cell),
- Leckage eines oder mehrerer tritiiertes Wasser führender Wasserrohre im Wasserdetriierungssystem (WDS = Water Detritiation System)
- Begrenzung der äußeren Strahlenbelastung
 - Verklemmte Divertor-Kassette und gleichzeitiges Versagen des Transportbehälters während der Wartung.

Abschätzung der Dosis bei den selektierten Referenzereignissen

Hierbei werden folgende Hypothesen für die potenzielle Freisetzung angesetzt:

- Kurzzeitdosis (Expositionszeit von 48 h) in einer Entfernung von 200 m (Standortgrenze) für Erwachsene
- Langzeitdosis in einer Entfernung von 2,5 km (Château de Cadarache) für:
 - eine Expositionszeit von 50 Jahre für einen Erwachsenen,
 - eine Expositionszeit von 70 Jahre für ein Kind oder einjähriges Baby.
- Die Freisetzungshöhe beträgt 58 m über dem mittleren Bodenniveau. Dies entspricht einer Freisetzung oberhalb des Dachs des Tokamak-Gebäudes. Die Bewertung berücksichtigt den vom Gebäude verursachten Nachlaufeffekt, so dass die effektive Freisetzungshöhe einen Wert von ca. 30 m ergibt. Bei bestimmten Unfallabläufen sind Freisetzungen als Folge einer Leckage durch Gebäudewände

möglich. Diese werden in Form einer bodennahen Freisetzung (0 m) berücksichtigt.

Die Berechnungen verwenden drei unterschiedliche meteorologische Ausbreitungsbedingungen:

- Meteorologische Bedingungen, die als DF2 Klasse bezeichnet werden und von einer geringen Diffusion mit einer Windgeschwindigkeit von 2 m/s ohne Regen ausgehen.
- Meteorologische Bedingungen der DF5 Klasse, die einer üblichen Diffusion bei einer Windgeschwindigkeit von 5 m/s ohne Regen ausgehen),
- Meteorologische Bedingungen der DF5P Klasse, in denen eine übliche Diffusion mit einer Windgeschwindigkeit von 5 m/s nun aber Regen der Niederschlagsmenge von 5 mm/h beinhaltet.

Zusammenfassend zeigt die Kurzzeitdosis bezüglich des MEI Wertes in einer Entfernung von 200 m unter Berücksichtigung von Tritium, Stäuben und aktivierbaren Korrosionsprodukten einen Maximalwert von weniger als **9,9E-2 mSv**, während bei der Langzeitdosis der MEI-Wert in einer Entfernung von 2,5 km einen Maximalwert von **1,8E-2 mSv** nicht überschreitet.

3.5.2 Hypothetische auslegungsüberschreitende Unfälle (BDBA) für ITER

Die Auswahl der repräsentativen hypothetischen Ereignisse erfolgt unter folgenden Gesichtspunkten:

- Der Verlust des Einschlusses der Tritiumanlage wird durch einen hypothetischen Brand abgedeckt, der zu einer Schädigung des Einschlusses der Handschuhboxen im Tritiumgebäude führt.
- Ein hypothetischer Ausfall von Vorsorgemaßnahmen deckt unterschiedliche Ereignisse ab, die zu Wasserstoff- und Staubexplosionen im Vakuumbehälter führen.
- Vakuumverlust in einer Vakuumbehälterdurchgangsleitung bei gleichzeitigem 2-stündigen Stromausfall und einem Kühlmittelverlust durch die erste Wand in den Vakuumbehälter. Dies entspricht im Prinzip einem Auslegungsstörfall (DBA) mit

zusätzlichen angenommenen, die Konsequenzen verstärkenden Randbedingungen.

- Hypothetischer Verlust der Einschlussbarrieren, der zu großen Öffnungen im Vakuumbehälter und Kryostaten führt. Diese Hypothese deckt alle Ereignisse ab, die Schäden des Einschlusses im Tokamak-Gebäude betreffen.
- Ein postulierter Wasser-/Heliumeintritt in den Kryostaten, der zu einem Überdruck im Kryostaten führen kann, berücksichtigt alle Ereignisse, die einen Überdruck im Kryostaten betreffen.
- Ein Verlust des Einschlusses in den heißen Zellen wird durch die Annahme eines Großbrandes in der Abfallaufbereitungsanlage in der roten radiologischen Zone bei simultaner Ausbreitung in den Pufferspeicherraum berücksichtigt.
- Ein hypothetischer Anstieg der Fusionsleistung durch Verlust der Kontrollsysteme und durch Brennstoffübersorgung des Plasmas bei gleichzeitigem Ausfall des Fusionsleistungsschnellabschaltsystems (FPTS = Fusion Power Termination System) stellt das größtmögliche Schadenereignis hinsichtlich aller möglichen Plasmakontrollverlusttransienten. In Kombination mit einem Versagen der Kühlsysteme ergeben sich daraus mögliche auslegungsüberschreitende Unfälle.
- Die hypothetische Annahme eines Versagens eines Strangs des Vakuumbehälterkühlsystems und des simultanen Ausfalls der Kühlfunktion aller anderen intakten Kühlkreisläufe. Dies stellt die höchsten Anforderungen an effiziente Mechanismen, die eine sichere Abfuhr der Nachzerfallswärme unter den genannten Bedingungen leisten müssen.

Insgesamt werden bei ITER acht auslegungsüberschreitende Störfälle (BDBA) betrachtet:

- Ausbreitung des im Schaltschrank ausgelösten Brandes in die Handschuhboxen der Tritium-Anlage mit 70 g mobilisierbarem Tritium. Dabei hat der primäre Einschluss wie Handschuhboxen und Prozessleitung versagt.
- Wasserstoff- und Staubexplosion innerhalb des Vakuumbehälters,
- Vakuumverlust bei einer Durchgangsleitung durch den Vakuumbehälter bei gleichzeitigem 2 stündigen Stromausfall und einer Leckage aus der ersten Wand in den Vakuumbehälter,

- Beschädigung des Vakuumbehälter und des Kryostaten durch große Löcher,
- Eindringen von Wasser oder Helium in den Kryostat,
- Brand in der Aufbereitungsanlage der „heißen Zelle“ mit einer Ausbreitung in das Pufferspeichervolumen,
- Verlust des Plasmakontrollsystem bei simultanen Mehrfachversagen des Primärkühlsystems der ersten Wand und des Blankets innerhalb des Vakuumbehälters,
- Großskaliger Bruch der Primärkühlleitung außerhalb des Vakuumbehälters bei gleichzeitigem Kühlverlust aller anderen intakten Kühlkreisläufen.

Abschätzung der Dosen der antizipierten hypothetischen Unfallszenarien

Die Freisetzungsannahmen entsprechen den im Abschnitt 3.5.1 angesetzten Annahmen. Bezüglich der Kurzzeitdosis der MEI ergibt sich in einer Entfernung von 200 m bei einer Freisetzung von Tritium, Stäuben und ACP ein Maximalwert der Gesamtdosis von weniger als **0,6 mSv**, während die Langzeitdosis für das MEI in einer Entfernung von 2,5 km einen Maximalwert von **0,32 mSv** nicht übersteigt.

3.6 Deterministische Abschätzergebnisse für das heliumgekühlte Schüttbetttestblanket (HCPB) und das heliumgekühlte Blei-Lithiumtestblanket (HCLL)

In AP2 werden deterministische Abschätzungen und Szenarienanalysen für die zwei europäischen Brutblanketkonzepte: HCPB (Helium-Cooled Pebble-Bed blanket) und das HCLL (Helium-Cooled Lithiumlead) TBM-Blanket (Test Blanket Module) ausgewertet. Beide Testblankets werden in ITER mit dem Ziel erprobt, die Sicherheit sowie eine wirtschaftliche und ökologische Verträglichkeit zu demonstrieren. Obgleich das Brutvolumen in ITER begrenzt ist und nur einige Kubikmeter beträgt, ist beabsichtigt, dass eine Analyse des Unfall- und Schadenverhaltens der in ITER eingesetzten Testblankets wichtige Hinweise für künftige Reaktoren liefern wird. Die Tab. 3-7 gibt Eckdaten beider Konzepte an.

Tab. 3-7 Eckdaten des HCPB & HCLL Testblanketmoduls (TBM) und des ITER-Divertors aus [POI10], [RIC08]

Testblanketmodul (TBM)		HCPB	HCLL	
Blanket	Strukturwerkstoff		Eurofer	Eurofer97
	Kühlmittel		He	He
	Kühlmittel	Druck (MPa)	8,0	8,0
		T in/out (°C)	300 / 500	300 / 500
	Brutmaterial		Li ₄ SiO ₄	Pb-15.7Li
	Neutronenmultiplikator		Be	Pb-15.7Li
	Tritiumbrutrate (TBR)		1,14	1,15
ITER-Divertor	Strukturwerkstoff		CuCrZr & CFC/W	
	Plasmawandmaterial		CFC / W	
	Kühlmittel		Wasser	
	Kühlmittel	Druck (MPa)	4,0	
		Temperatur (°C)	100 - 150	

Für die postulierten auslösenden Ereignisse (PIE) der HCPB und HCLL Testblanketmodule (TBM) werden deterministische Analysen ausgewertet. Zusammenfassend ergeben sich folgende Resultate:

- LBO1: Kühlmittelverlust außerhalb des Vakuumbehälters durch einen großen Bruch des TBM-Kühlungskreislaufs innerhalb des Tokamak Kühlwassersystems (TCWS).
 - LBO1-a: Kühlmittelverlust außerhalb des Behälters für HCPB TBM bei einer Plasmaabschaltung erst 100 s nach dem Rohrbruch (DBA).
 - LBO1-b: Ex-vessel LOCA im HCPB TBM mit einer Plasmaabschaltung bei Erreichen der Beryllium-Schmelztemperatur von 1290 °C an der Beryllium-Armierung (DBA).
 - LBO1-c: Ex-vessel LOCA außerhalb des Vakuumbehälters im HCPB TBM mit nachfolgendem Versagen der ersten Wand (FW) und der TBM-Kartusche (BDBA).

- LBO1-d: Ex-vessel LOCA außerhalb des Vakuumbehälters im HCLL TBM mit anschließendem Kühlmittelverlust von Helium und Wasser in den Vakuumbehälter (BDBA).
- FB1: Durchsatzverlust im TBM-Kühlkreislauf infolge eines Verdichter-/Pumpen-Ausfalls.
- LBB1: Ausfall des TBM-Kühlkreislaufs im Brutblanketkompartiment und gleichzeitiger Riss einer Dichtnaht
 - Kühlmittelverlust innerhalb des HCPB-TBM (in-box LOCA).
 - Kühlmittelverlust innerhalb des HCLL-TBM (in-box LOCA).
- LBO3: Kühlmittelverlust außerhalb des Vakuumbehälters infolge eines Rohrbruchs im Primärwärmetauscher des Heliumkühlsystems des TBM (HCS = Helium Coolant System).
- LBP1: Kühlmittelverlust außerhalb des Vakuumbehälters durch einen Rohrbruch im TBM-Kühlkreislauf innerhalb der Portzelle.
 - Kühlmittelverlust (LOCA) außerhalb des Vakuumbehälters in der Portzelle.
- LBV1: Ausfall des TBM-Kühlkreislaufs innerhalb des Vakuumbehälters: Bruch von Kühlkanälen der ersten Wand.
 - Kühlmittelverlust (LOCA) im Vakuumbehälter beim HCPB TBM.
- TBP2: kleiner Bruch des TBMs hin zu Leitungen des Tritiumextraktionssystems (TES = Tritium-Extraction-System) innerhalb der Portzelle.

3.7 Vollständiger Kühlverlust in ITER [TAY12b]

Bei einem vollständigen Stromausfall laufen die primären Kühlmittelpumpen aus, die für die Kühlung der ersten Wand, des Blankets und des Divertors sorgen. Im Fall eines Stromverlusts erfolgt ebenso ein Plasmakollaps und als einzig verbleibende Wärmequelle verbleibt die Nachzerfallswärme der aktivierten Werkstoffe. Mit Hilfe von Notstromdieselgeneratoren versorgt eine kleine Pumpe mit geringem Durchsatz den Kühlkreislauf des Vakuumbehälters. Eine Analyse zeigt, dass die Nachzerfallswärme im Wesentlichen durch Wärmeleitung in den Komponenten an den Vakuumbehälter geführt wird und dort durch das langsam zirkulierende Wasser abgeführt werden kann.

Obwohl die Notstromsysteme vollständig redundant ausgelegt sind, wird im Folgenden angenommen, dass sämtliche Dieselgeneratoren beim Start versagen, welches einem „Station Blackout“ entspricht. Die Berechnungen zeigen, dass ITER selbst bei einem solchen Szenario in einem sicheren Anlagenzustand verbleibt. Selbst ein 10-tägiger Stromausfall ohne aktive Gegenmaßnahmen führt nach den Berechnungen zu keinem Zustand, in dem die Temperaturen eine Größenordnung erreichen, die zu einem Versagen einer sicherheitsrelevanten Strukturkomponente führen.

3.8 Zusammenfassung der zentralen Ergebnisse des Arbeitspaketes AP2

Im Rahmen der Auslegungs- (DBA) und auslegungsüberschreitenden Störfälle (BDBA) werden unterschiedliche Ereignisse hinsichtlich der radiologischen Konsequenzen nach einem Unfall diskutiert und bewertet. Die maximal ermittelte Dosis, die sich bei größtmöglicher Freisetzung an die Umgebung unter ungünstigsten Randbedingungen ergibt, beträgt weniger als 18 mSv und liegt damit unter dem Grenzwert für eine Evakuierung vieler staatlicher Regelungen. Nach den Richtlinien der ICRP und des ITER-Dosiskriteriums beträgt dieser Grenzwert 50 mSv.

4 AP3: Untersuchung und Beschreibung von Vorsorge-, Präventions- und Mitigationsmaßnahmen zur Vermeidung bzw. Schadensbegrenzung der Konsequenzen bei Stör- bzw. Unfällen

Die aktuelle Studie berücksichtigt im Arbeitspaket AP3 nur die im Rahmen der PPCS-Untersuchung als in naher Zeit realisierbar betrachteten Reaktormodelle A (WCLL), B (HCPB) und AB (HCLL). Eine Bewertung erfolgt hinsichtlich der Präventions- und Vermeidungsaspekte. In diesem Zusammenhang wird in AP3 auch ITER betrachtet, da auf Basis der PPCS Studie Testblankets entwickelt worden sind, die in ITER auf ihre Funktionalität geprüft werden sollen.

4.1 Sicherheitsaspekte hinsichtlich des Arbeitspaketes AP3

Die in diesem Arbeitspaket durchgeführte Untersuchung behandelt designspezifische präventive Gegenmaßnahmen, deren Ziel eine Beherrschbarkeit oder zumindest eine sichere Begrenzbarkeit der Konsequenzen nach Stör- bzw. Unfällen ist, siehe [HER12]. Hierbei werden folgende Sicherheitsgesichtspunkte berücksichtigt:

- Sicherheitsanforderungen an ein Fusionskraftwerk [KAR04]
 - Schutz der Öffentlichkeit und Umgebung vor radiologischen Gefährdungen
 - Schutz der Arbeiter am Standort vor einer unzulässigen Strahlenbelastung. In diesem Kontext sollte die Expositions-dosis so gering als möglich gehalten werden, was in der Literatur als ALARA-Prinzip (As Low As Reasonably Achievable) bezeichnet wird.
 - Ergreifung von Maßnahmen zur Verhinderung von Unfällen und Abschwächung von deren Konsequenzen im Falle eines Eintretens.
 - Vermeidung von Evakuierungsmaßnahmen für jede erdenkliche Art von Unfällen.
 - Minimierung des radiologisch aktivierten Inventars in der Fusionsanlage.
- Definition eines gestaffelten Sicherheitsebenenkonzepts aus fünf Ebenen [KAR04]

- Ebene 1 Vermeidung von Abweichungen im Normalbetrieb und von Systemstörungen.
 - Ebene 2 Sichere Beherrschbarkeit (control) von Abweichungen im normalen Betrieb und zuverlässige Entdeckung von Fehlfunktionen.
 - Ebene 3 Sichere Beherrschbarkeit von Auslegungsstörfällen (DBA).
 - Ebene 4 Beherrschbarkeit schwerwiegender Anlagenzustände.
 - Ebene 5 Abschwächung möglicher radiologischer Konsequenzen im Sinne einer signifikanten Freisetzung radioaktiven Inventars.
- Dementsprechend werden in [KAR04] Sicherheitsfunktionen definiert, siehe [IAE00]:

Zur Gewährleistung der Anlagensicherheit müssen folgende Schutzziele bei allen Anlagenzuständen, die während und nach einem Auslegungsstörfall auftreten können, sichergestellt werden. Diese sollten, soweit dies technisch möglich ist, auch beim Auftreten ausgewählter Anlagenzustände sichergestellt werden, die einem auslegungsüberschreitenden Unfall zuzuordnen sind:

- Sicherer Einschluss radiologisch aktivierten Inventars.
- Begrenzung von Strahlenbelastung durch ionisierende Strahlung.
- Erfüllung des Strahlenschutzes und der Akzeptanzkriterien (vergl. [IAE00]).

4.2 Ermittlung des Gefährdungspotenzials

Hinsichtlich des Strahlenschutzes für die Öffentlichkeit werden von der internationalen Kommission für Strahlenschutz (ICRP) zwei Schlüsselempfehlungen ausgesprochen:

- Eine Dosisobergrenze von maximal 1 mSv pro Jahr und
- Die Anwendung des ALARA- Prinzips.

Im Rahmen der PPCS Studie wird eine maximale Dosisleistung für die Öffentlichkeit von 50 μ Sv pro Jahr als Obergrenze der maximal erlaubten betrieblichen Freisetzungen vorgeschlagen, so dass beide Empfehlungen der ICRP simultan erfüllt werden.

Umgekehrt ergeben sich aus dieser postulierten Obergrenze maximale Freisetzungswerte für das jeweilige Reaktormodell in der PPCS-Studie, deren Werte Tab. 4-1 angibt.

Tab. 4-1 Freisetzungsziele [KAR04]

	Substanz	Freisetzungsobergrenze (TBq pro Jahr)
	Tritium im Dampf (HTO/DTO)	333
Stäube	W als Plasmawandmaterial (PFC)	10,6
	Be als Plasmawandmaterial (PFC)	N/A
	SiC als Plasmawandmaterial (PFC)	N/A
Aktivierte Korrosionsprodukte / Produkte im Kühlmittel	Wasser – Edelstahl (SS)	0,01
	Wasser – ferritischer/martensitischer Stahl	tbd (to be defined)
	Helium – Stahl	tbd
	Flüssigmetall - Vanadium	tbd

Der Dosisbereich zwischen 50 $\mu\text{Sv/a}$ und 1 mSv/a fällt üblicherweise in das Gebiet eines den ALARA-Empfehlungen folgenden Anlagendesigns.

Ein Fusionskraftwerk verfügt über mehrere Anlagenelemente, die über einen an die Umgebung freisetzbaren radiologischen Quellterm verfügen. Es sind dies:

- Die Plasmakammer des Tokamaks mit den darin enthaltenen Stäuben des Plasmawandmaterials, potenziell des Strukturmaterials und auch des enthaltenen Tritiums.
- Das Kühlsystem, in dem sich sowohl aktivierte Werkstoffe in gelöster oder fester Form als auch Tritium befinden können.
- Das Kühlmitteldetritierungssystem.
- Die Brennstoffkreisläufe, in denen im Wesentlichen Tritium auftritt, in denen aber auch aktiviertes Material transportiert werden kann.

- Die „heißen Zellen“ und die Wartungsgebäude, in denen sowohl Tritium als auch Stäube aus dem Tokamak auftreten.

Mit Hilfe von Dosisrechnungen, vergl. [KAR04], erfolgt eine Bewertung der radiologischen Folgen bezüglich folgender Größen:

- Effektives Dosisleistungsäquivalent für Personal im Gebäude und am Standort des Kraftwerks;
- Effektives Dosisäquivalent für Personen der Bevölkerung (außerhalb des Kraftwerkstandortes).
- Direktstrahlung aus wässrigen (aquatischen) und atmosphärischen Freisetzungen.
- Boden- und Lebensmittelkontamination.

Hierzu werden üblicherweise maximale Dosisobergrenzen für die Öffentlichkeit definiert, deren Grenzwerte durch die Art des Ereignisszenarios bestimmt werden. Es gibt nun mehrere Ereigniskategorien, deren Häufigkeit f (gemessen in Ereignissen pro Jahr) von erwarteten Ereignissen bis hin zu einhüllenden Unfällen („bounding accidents“) erheblich abnimmt. Tab. 4-2 gibt sowohl unterschiedliche Ereigniskategorien und deren Häufigkeit als auch quantitative Obergrenzen der Dosis an.

Tab. 4-2 Postulierte Dosisgrenzwerte für die Öffentlichkeit zur Erfüllung der gesetzten Sicherheitsziele aus [KAR04]

	Zu erwartende Ereignisse	Unwahrscheinliche Ereignisse	Extrem unwahrscheinlich Ereignisse	Einhüllende Unfälle
Unfallkategorie	1-2	3	4	Auslegungs- überschreiten- der Unfall (BDBA)
geschätzte Häufigkeit f in (Ereignis /Jahr)	$f > 10^{-2}$	$10^{-2} > f > 10^{-4}$	$10^{-4} > f > 10^{-6}$	$10^{-6} > f$
Kurzzeitdosis (7-Tage)	50 μ Sv/a		10 mSv/Ereignis	50 mSv/Ereignis
Langzeitdosis oder chroni- sche Dosis (50 Jahre ohne Berücksichti- gung der Nah- rungsaufnah- me)		5 mSv/Ereignis	50 mSv/Ereignis	

Tab. 4-3 fasst die Aktivitätsfreisetzungsobergrenzen für die unterschiedlichen Materialien als Funktion der betrachteten Unfallkategorie zusammen. Da die Analyse von sehr konservativen Annahmen während der Berechnung ausgeht, wird auf die Einführung eines weiteren Sicherheitsfaktors für die Dosisleistungsobergrenze verzichtet.

Tab. 4-3 Ermittelte Obergrenzen der Aktivitätsfreisetzung zur Erfüllung der Grenzwerte der Dosisleistung nach [KAR04]

Materialart	Aktivitätsfreisetzungsobergrenze (TBq pro Ereignis)		
	unwahrscheinliche Ereignisse Kat. 3	extrem unwahrscheinliche Ereignisse Kat. 4	Einhüllende Unfälle (bounding accidents)
festförmige Aktivierungsprodukte	16	160	890
Beryllium Stäube	0,6	6	440
W-Stäube	8	80	950
Aktivierete Korrosionsprodukte (ACP)	1,5	15	640
Tritium (in Form von HTO)	2400	4800	24000

Die Analysen des AP2 zeigen (siehe Tab. 3-5), dass alle im Rahmen der PPCS Studie untersuchten Ereignisse, insbesondere auch die BDBAs, auf öffentliche Dosen von weniger als 50 mSv führen, so dass eine Bevölkerungsevakuierung entsprechend ICRP-Richtlinien nicht erforderlich wäre.

Abb. 4-1 zeigt schematisch die Dosisgrenzwerte für die Öffentlichkeit als Funktion der Eintrittswahrscheinlichkeit (z. B. die Häufigkeit oder Frequenz) auf einer doppeltlogarithmischen Skala. Unfallarten, deren Häufigkeit (oder Frequenz f) größer als 10^{-6} pro Jahr ist, werden demnach als Auslegungsstörfälle (DBA) betrachtet. Umgekehrt wird bei Ereignissen mit einer Häufigkeit kleiner als 10^{-6} pro Jahr von einem auslegungsüberschreitenden Unfall (BDBA) gesprochen.

Die Dosisobergrenze ist vom einhüllenden Unfall („bounding accident“ - grün in der Grafik) abgedeckt, die die von ICRP-Empfehlung und ITER angesetzten 50 mSv für die öffentliche Dosis nicht überschreiten darf. Der rote Punkt repräsentiert ein angenommenes auslösendes Ereignis mit seinen radiologischen Konsequenzen. Die rote Linie trennt den Bereich eines als „akzeptabel“ bezeichneten Risikos – ohne konkrete Grenzwerte < 50 mSv anzugeben - vom inakzeptablen Bereich, der wesentlich von der Häufigkeit der Ereignisse abhängt. Durch entsprechende Maßnahmen (Verbesserung des Einschlusses, Einrichtung zusätzlicher Sicherheitssysteme oder beides) ist ein

Transfer eines Ereignisses aus dem weißen Bereich in den grau hinterlegten akzeptablen Risikobereich möglich. Beispielsweise verringert ein verbesserter Einschluss die Höhe der öffentlichen Dosis nach einem bestimmten Ereignis, so dass sich ein akzeptables Risiko ergibt, ohne dass deswegen die Häufigkeit des antizipierten Auslegungsstörfalls sich ändert. Mit Hilfe zusätzlicher Sicherheitssysteme vermindert sich die Häufigkeit von Ereignissen mit höherer Dosis; sollte dieser Fall jedoch eintreten, ändert sich die Dosis nicht. Dennoch führt die Einbettung eines zusätzlichen Sicherheitssystems zu einer Verschiebung des Anlagenzustandes bei einem gegebenen Ereignis in den akzeptablen Risikobereich. Beide Maßnahmen gemeinsam ergeben das Ergebnis als Vektoraddition, d. h. verbesserter Einschluss und zusätzliche Sicherheitssysteme führen sowohl zur Verringerung der Eintrittswahrscheinlichkeit als auch der potenziell resultierenden Dosis.

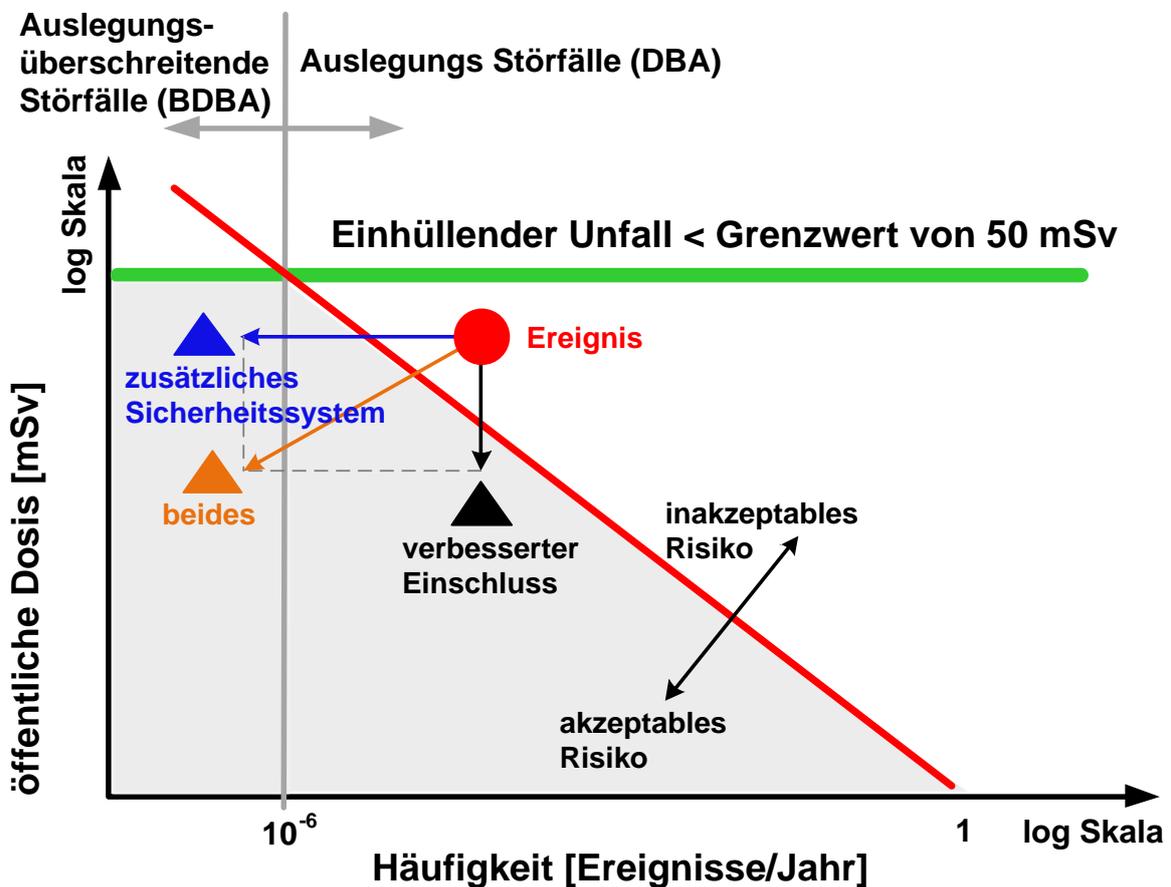


Abb. 4-1 Schematische Darstellung der öffentlichen Dosis als Funktion der Schadenshäufigkeit und Darstellung der Optionen, die Anlagensicherheit in einen akzeptablen Risikobereich zu transferieren, nach [GUL12].

4.3 Sicherheitsfunktionen und -systeme der PPCS-Studie

Die in der PPCS relevanten Sicherheitsfunktionen, Sicherheitskriterien und Sicherheitssysteme wie Einschluss und Notfallmaßnahme werden im Folgenden zusammengestellt.

- Sicherheitsfunktionen

Die PPCS Studie klassifiziert primäre und sekundäre Sicherheitsfunktionen, wobei als sekundäre Sicherheitsfunktionen solche angesehen werden, die die primären Sicherheitsfunktionen unterstützen.

Als primäre Sicherheitsfunktionen einer Fusionsanlage werden folgende bezeichnet

- Sicherer Einschluss des radioaktiven Inventars.
- Kontrolle von Freisetzungen während des Betriebs.
- Begrenzung einer Freisetzung bei einem Unfall.

Diese Sicherheitsfunktionen werden durch sekundäre Sicherheitsfunktionen unterstützt, deren Ziel eine Sicherung des Einschlusses während anormaler Anlagenzustände ist. Hierzu zählen unter anderem:

- Plasmanotabschaltung, falls erforderlich.
 - Nachzerfallswärmeabfuhr.
 - Sichere Bereitstellung einer effizienten Kühlleistung.
 - Kontrolle der chemisch gespeicherten Energie.
 - Beherrschung der magnetisch gespeicherten Energie.
 - Begrenzung der radioaktiver Freisetzungen von Aerosolen und Flüssigkeiten an die Umgebung
- Bereitstellung von Maßnahmen zur Unfallvermeidung und -milderung.

Unfallvermeidung und -milderung, die in Kapitel 4.1 erwähnt wurden, sind für PPCS angenommen.

- Erfüllung des Strahlenschutzes und gegebener Akzeptanzkriterien

Strahlenschutz und Akzeptanzkriterien, die in Kapitel 4.1 erwähnt wurden, sind für PPCS angenommen.

- Sicherer Einschluss

Die Einschlusskonfiguration wird wesentlich vom Druckbegrenzungssystem (PSS = Pressure Suppression System) bestimmt.

Hierzu wird im Reaktormodell A (mit Wasserkühlung) angenommen, dass der gesamte Einschluss (Vakuumbehälter, Kühlvolumen, Kryostat und den Vakuumbehälter umgebende Räume) mit einem Druckabbaupool (pressure suppression pool) verbunden ist, der passiv über eine Druckentlastungsvorrichtung (z. B. Berstscheiben) mit einem Ablasstank (Drain Tank) verbunden ist. Abb. 4-2 (links) illustriert schematisch den entsprechenden Aufbau. Beim heliumgekühlten Reaktormodell B sorgt ein passives Druckentlastungselement (Berstscheibe) für eine direkte Verbindung mit einem Expansionsvolumen (EV = Expansion Volume) und somit für eine Druckbegrenzung, siehe Abb. 4-2 (rechts).

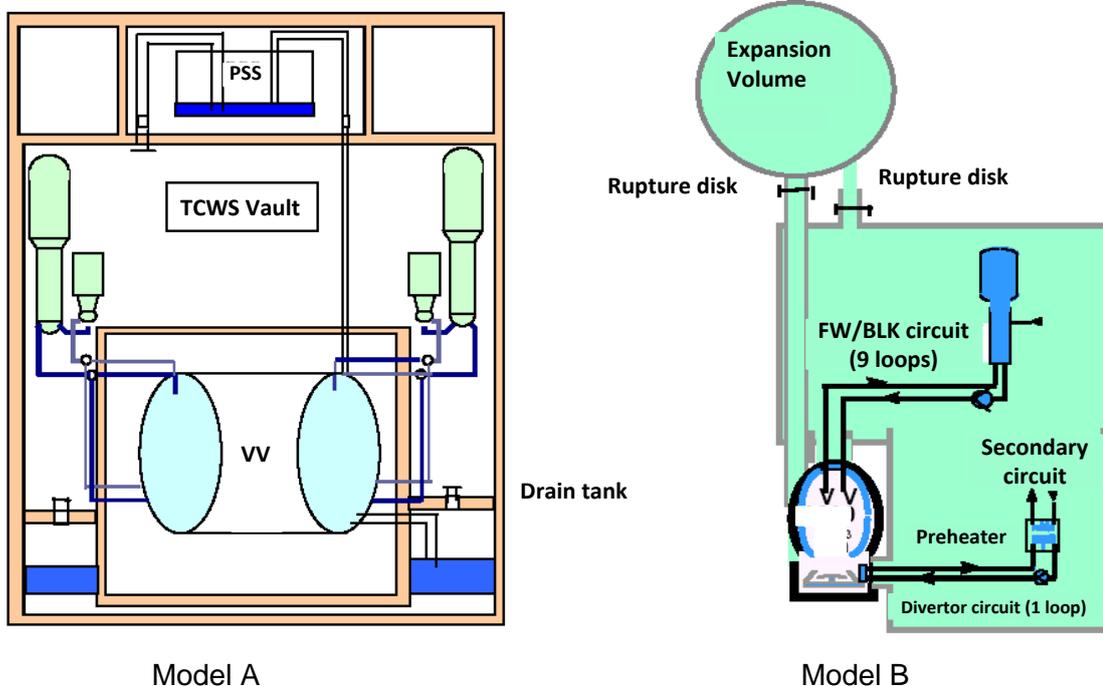


Abb. 4-2 Einschlusskonfigurationen der Reaktormodelle A und B nach der PPCS-Studie [PPC05].

Die Analyse des Unfallablaufs beinhaltet die Bewertung der Parameter, die die Leistungsfähigkeit der Barrieren, die den Transport radioaktiver Stoffe aus dem Reaktor in die Umgebung begrenzen, beeinträchtigen können. Hierzu werden mehrere Barrieren definiert:

- Erste Barriere: Sie beinhaltet den Vakuumbehälter (VV), dessen Leitungen und Durchführungen und die Komponenten des Primärkühlsystems (PHTS) im Vakuumbehälter.
 - Zweite Barriere: Sie umfasst alle Räume des Wärmetransportsystems, des Kryostaten und dessen Durchführungen sowie die Schutzleitungen des Wärmetransportsystems außerhalb des Kryostaten.
 - Dritte Barriere: Sie ist durch die Wand und das Dach des Reaktorgebäudes gegeben.
- Notfalldetritierungssystem (EDS = Emergency Detritiation System)

Die Analyse des Reaktormodells B bei einem schweren Kühlverlustunfall (LOFA) bei gleichzeitigem „in-Vessel“ Kühlmittelverlustunfall zeigt Einhaltung der maximal zulässigen Drücke im ersten Einschluss. Dennoch ergeben sich vergleichsweise große Freisetzungen radioaktiven Materials an die Umgebung, wenn die ursprüngliche Referenzdaten verwendet werden (EV lkg = 75 % in Tab. 4-4). Daher wird in [PPC05] in einer parametrischen Studie untersucht, welchen Einfluss der Einsatz eines Notfalldetritierungssystems im Expansionsvolumen auf die Größe des umweltrelevanten radiologischen Quellterms (EST = Environmental Source Term) hat. Die in Tab. 4-4 dargestellten Ergebnisse zeigen eine erhebliche Reduktion der Freisetzung an die Umwelt durch die Verwendung eines EDS und einer simultanen Erhöhung der Dichtigkeit des EVs. Hierbei ist die Dichtigkeit in Prozent der täglichen Freisetzung des gesamten Leervolumens des EVs definiert. Die Ergebnisse des Falls „EV lkg =1% kein EDS“ entsprechen den Werten in Tab 2.4-4 für LOFA + LOCA innerhalb des Behälters in Model B.

Tab. 4-4 Radiologischer Umweltquellterm des Reaktormodells B bei einem antizipierten kombinierten LOFA und LOCA Unfall innerhalb des Vakuumbehälters 24 Stunden nach dem Unfall (aus [PPC05])

	EV lkg.=75 % kein EDS (Referenzfall)	EV lkg=1 % kein EDS	EV lkg=75 %, EDS mit 3,0 kg/s	EV lkg.=10 %, EDS mit 3,0 kg/s	EV lkg=1 %, EDS mit 3,0 kg/s
Tritium in (g)	52,8	3,5	30,5	8,1	1,9
W Staub in (g)	102,0	4,6	62,0	15,0	3,3
Stahlstaub in (g) (Eurofer)	323,0	14,5	196,4	47,4	10,5
lkg = tägliche Leckrate in Prozent des Leervolumens EV = Expansionsbehälter EDS = Notfalldetritiiierungssystem					

- Wasserstoff-Staubexplosionen sind bei ITER betrachtet worden. Hierzu wird in den Dokumenten eine Reihe von Lösungsansätzen angegeben.

Für folgende Ereignisse existieren keine konkreten Analysen im Rahmen der PPCS Studie. Sie werden in ITER eingehend untersucht:

- Notkühlsystem
- Sichere Kontrolle des aktivierten Inventars.

4.4 ITER Sicherheitsfunktionen und Systeme

Der Betrieb der ITER Anlage erfordert die Erfüllung zweier fundamentaler Sicherheitsfunktionen [CIA11]:

- Einschluss des radioaktiven Inventars: Die wesentliche Zielfunktion ist die Sicherstellung des Schutzes von Personal, Öffentlichkeit und Umgebung vor einer Freisetzung radioaktiven Materials. Diese Funktion wird durch das Barriereneinschlusskonzept und die zugehörigen Einschlussysteme gewährleistet.
- Begrenzung der Strahlenbelastung.

Tab. 4-5 gibt die wesentlichen primären Sicherheitsfunktionen und die sekundären Funktionen, die die primären Funktionen unterstützen, wieder.

Tab. 4-5 ITER Sicherheitsfunktionen [CIA11]

Einschluss der Radioaktivität	Einschlussbarrieren der verfahrenstechnischen Prozesse
	Gestaffelter Aufbau von Einschlussbarrieren einschließlich der erforderlichen Systeme zur Rückhaltung, Filterung und Detritierung radioaktiver Stoffe
Begrenzung der Strahlenbelastung	Abschirmung zur Begrenzung der Strahlenbelastung und konsequente Umsetzung des ALARA-Prinzips
	Spezifische Zugangskontrollen
Schutz der Systeme zum Zweck des sicheren Einschlusses und der Begrenzung der Strahlenbelastung	Druckkontrollsysteme
	Kontrollsysteme zu Begrenzung der chemischen Energie
	Kontrolle der magnetischen Energie
	Gesicherte Wärmeabfuhr und Langzeittemperaturbegrenzung
	Feuerdetektionssysteme und Ausbreitungsbegrenzungsmaßnahmen
	Systeme zur Beherrschung der Auswirkungen mechanischer Einwirkungen (einschließlich Erdbebenbelastung, fallengelassener Ladungen bei Transportvorgängen, usw.)
	Management der mobilisierbaren radioaktiven Inventare
Unterstützungsfunktionen	Management der aktivierten und kontaminierten Stoffe
	Überwachung der Sicherheits- und Schadensbegrenzungssysteme
	Bereitstellung essenzieller Hilfsmaßnahmen zum Erhalt und zur Einsatzfähigkeit der Sicherheitssysteme.
	Überwachung des Anlagenzustandes hinsichtlich der Sicherheitsfunktionen und des Strahlenschutzes, usw.
	Bereitstellung und Gewährleistung von Schutzmaßnahmen, die für die Sicherheitssysteme wichtig sind (z. B. Erdung, Blitzschutz,)
	Bereitstellung und Funktionstüchtigkeit von Geräten zum Transport/Entfernen radioaktiver Komponenten und/oder Stoffe
	Zur Verfügungsstellung von Maßnahmen/Geräten, die einen Benutzereingriff ermöglichen (Beleuchtung, Kommunikationseinrichtungen, usw.)

4.4.1 Einteilung nach Sicherheitskategorien (SIC) und Einzelausfall-Kriterium

Die Einteilung nach Sicherheitskategorien (SIC = Safety Importance Class) stellt ein Klassifizierungsschema der ITER-Anlage dar. Dabei sind Strukturen, Systeme und Komponenten (SSCs = Structures, Systems and Components) zusammengefasst, die eine Sicherheitsfunktion erfüllen oder einen Beitrag zu den generellen Sicherheitszielen („General Safety Objectives“) von ITER bei Stör-/Unfällen leisten.

Bei ITER gibt es zwei SIC-Kategorien (SIC-1 und SIC-2):

- SIC-1 gibt diejenigen SSCs an, die ITER in einen sicheren Zustand überführen und diesen aufrechterhalten.
- SIC-2 beschreibt diejenigen SSCs, die der Vermeidung, der Detektion oder Vorbeugung und Abschwächung von Stör-/Unfällen dienen und nicht der SIC-1 Kategorie angehören.

Alle weiteren Komponenten werden als nicht sicherheitsrelevanten (SR) eingestuft.

Ein Einzelfehler ist ein Fehler, der beim Verlust der Fähigkeit einer Komponente entsteht, ihre vorgesehenen Sicherheitsfunktionen auszuüben, sowie jeder daraus resultierende Fehler. Das Einzelfehlerkriterium ist ein auf das System angewandtes Kriterium (oder eine Anforderung), dass eine weitere Komponente in der Lage sein muss, dessen Funktion beim Auftritt eines jegliches Einzelfehlers zu erfüllen [IAE12b].

Wird in ITER eine Einrichtung entsprechend dem Einzelfehlerkriterium ausgelegt, so kann mit hinreichender Sicherheit davon ausgegangen werden, dass ihre Funktionsfähigkeit bei Anforderung nicht vom zufälligen Versagen eines beliebigen einzelnen Teils der Einrichtung oder vom Vorliegen eines Instandhaltungsfalles abhängt.

Das Einzelfehlerkriterium muss auf Systemniveau von allen SIC-1 Systemen erfüllt werden (beispielsweise muss für ein SIC-1 System die Redundanz gegeben sein). Tab. 4-6 listet die Kategorisierung auf.

Das Einzelfehlerkriterium muss bei der Auslegung von SIC-1 und SIC-2 relevanten Mess- und Kontrollsicherheitssystemen (I&C safety systems) berücksichtigt werden.

Die Geräte müssen mittels adäquater technischer Lösungen folgenden Gesichtspunkten genügen:

- Redundanz,
- Unabhängigkeit,
- physikalische Trennung,
- elektrische Isolation.

Tab. 4-6 Zusammenhang von SIC-Einstufung und Funktionskategorieeinteilungen nach [CIA11] und [FER13]

Sicherheitssystem-kategorie SSC	Anwendung des Einzel-ausfall-Kriteriums	Notstromversorgung (EPS = Emergency Power Supply)	Funktionssicherheitsstufe nach I&C 61226 – Kategorisierung
SIC-1	Ja	Ja	Kategorie A
SIC-2	Ja	Ja	Kategorie B / C
SR	Nein	Nein, normalerweise unter IP	Kategorie C / keine Sicherheitsrelevanz
IP = Investment Protection ⁴			

4.4.2 ITER-Einschlusskonzept

Der Einschluss radioaktiver Stoffe zählt zu der fundamentalen Sicherheitsfunktion, die die Mobilisierung und Ausbreitung von Tritium und Aktivierungsprodukten bei einem Unfallereignis begrenzen soll.

Der Einschluss beinhaltet alle Arten statischer und dynamischer Barrieren, die einen Schutz vor Ausbreitung und Freisetzung radioaktiver Stoffe bereitstellen. ITER verfügt über zwei Arten des Einschlusses: einen ersten und einen zweiten Einschluss.

⁴ Das Investitionsschutzsystem von ITER wird durch die „Interlock Control Systeme“ implementiert. Diese bestehen aus den Begrenzungsfunktionen des Tokamaks und der mit ihm verbundenen Systeme.

Das erste Einschlusssystem verhindert die Ausbreitung radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage bei normalen Anlagenbedingungen, wie dem Betrieb, der Wartung, einzelnen Tests oder Transienten.

Das zweite Einschlusssystem begrenzt die Freisetzung in die Umwelt bei Ereignissen, in denen das erste Einschlusssystem bei der Rückhaltung radioaktiven Inventars vollständig versagt.

Jedes der beiden Einschlusssysteme verfügt über eine oder mehrere statische Barrieren sowie dynamische Barrieren, so dass gestaffelte Barrieren für jedes potenziell gefährliche Inventar bereitgestellt werden.

- Statischer Einschluss

Die Unversehrtheit (Integrity) der statischen Einschussbarriere muss zur Erhaltung der Genehmigungsrandbedingungen jederzeit gewährleistet sein. Das schematische Einschusskonzept von ITER stellt Abb. 4-3 dar.

Alle statischen Einschussbarrieren verfügen über Leckratenobergrenzen. Um diese zu erreichen, können auch potenzielle dynamische Barrieren eingesetzt werden.

Statische Barrieren des ITER-Einlusssystems sind beispielsweise, siehe auch [COR12]:

- Vakuumbehälter und dessen Erweiterungen (erstes Einschlusssystem)
- Prozessgasrohrleitungen (erstes Einschlusssystem)
- Handschuhboxen (zweite Barriere des ersten Einschlusssystem)
- Prozessraumwände (zweites Einschlusssystem)
- Externe Wände des mit dem Detritierungssystem ausgerüsteten Nukleargebäudes (zweites Einschlusssystem)

- Dynamischer Einschluss

Der statische Einschluss wird durch den dynamischen Einschluss mittels eines Detritierungssystems ergänzt. Der dynamische Einschluss erfordert bewegliche Teile zur Erfüllung der Einschlussfunktion. Dynamische Einschlusssysteme sind unter anderem [COR12]:

Ein permanent laufendes Atmosphärendetritionssystem (ADS = Atmosphere Detritiation System), das das erste Einschlusssystem mit ständiger Tritium-Dekontamination unterstützt und an folgenden Anlagenteilen Verwendung findet:

- Handschuhboxen,
 - Vakuumbehälter.
- Das zweite Einschlusssystem verwendet zwei unterschiedliche Arten von Systemen:
 - Das Detritionssystem (DS)
 - Das Ventilationssystem (HVAC = Heating, Ventilation and Air Conditioning).

Räume mit ständiger Tritium-Kontamination, wie beispielsweise die „heißen Zellen“, werden dauernd vom Atmosphärendetritionssystem (ADS) bedient. Räume mit potenzieller Tritium-Kontamination werden im Normalbetrieb vom konventionellen Ventilationssystem (HVAC) bedient, lediglich bei Unfallsituationen erfolgt ein Einsatz des Detritionssystems, dessen Betrieb durch eine Tritium-Kontamination ausgelöst wird. Falls HVAC und DS versagen, ist der Einschluss von radioaktiven Stoffen in ITER trotzdem durch die statische Dichtheit des Gebäudes gewährleistet. Kleinere Leckagen können auftreten, falls der interne Druck über seinen normalen Unterdruck-Wert steigt, so dass das Ausmaß der Freisetzung in die Umwelt von der Dauer der Reparatur für HVAC und DS abhängt.

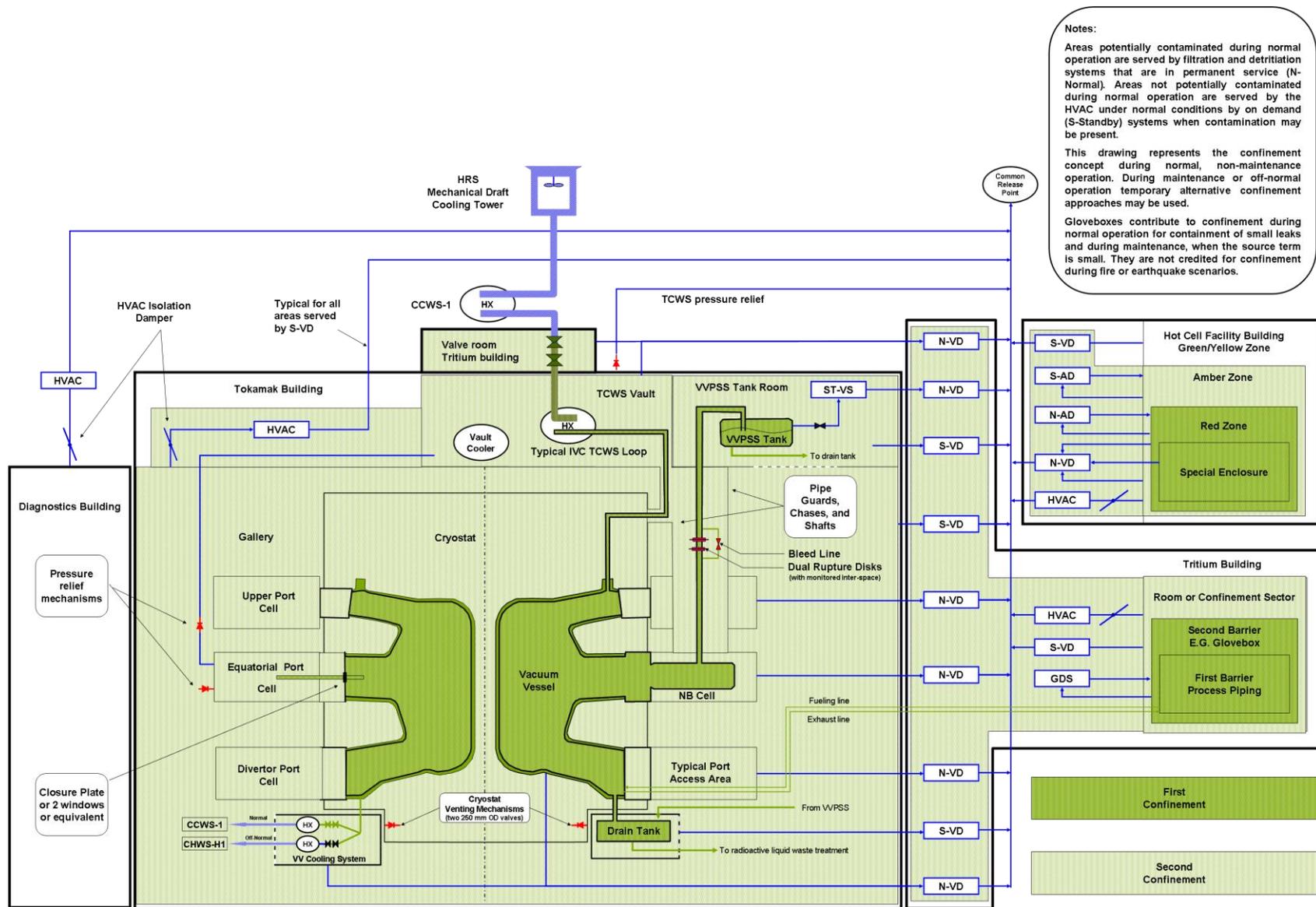


Abb. 4-3 Schematischer Aufbau des primären und sekundären Einschlusses in ITER aus [HOW09]

4.4.3 Systeme mit Sicherheitsfunktionen in der ITER-Anlage

Systeme in ITER, die eine Sicherheitsfunktion erfüllen, sind hauptsächlich:

- Vakuumbehälter
- Druckbegrenzungssystem des Vakuumbehälters (VVPSS)
- Primäre Wärmetransportsysteme (PHTS)
- Fusionsleistungsabschaltsystem (FPSS = Fusion Power Shutdown System)
- Notkühl- und Notstromsysteme
- Wasserstoff- und Staubexplosionsvorsorgesysteme
- Quench-Entlastungsventile
- Notstromversorgungssystem (EPS)

4.5 Denkbare Extrapolation der ITER-Gegenmaßnahmen auf ein künftiges Fusionskraftwerk

ITER und ein künftiger DEMO-Reaktor als Vorstufe eines Fusionskraftwerks weisen einige zentrale Unterschiede auf, wie die nachfolgende Tab. 4-7 zeigt, so dass unmittelbarer Transfer in einigen Bereichen zwar methodisch gegeben ist, aber eine unmittelbare Extrapolation nicht gegeben ist.

Tab. 4-7 Zentrale Unterschiede zwischen ITER und einem DEMO Reaktor nach [TAY12a]

ITER	DEMO
Versuchsanlage mit der Aufgabe eines physikalischen und technischen Nachweises der Fusion.	Nähe zu einem kommerziellen Kraftwerk, aber mit einigen Entwicklungsaufträgen.
Pulslänge von 400 s (manche länger bei kleinerer Leistung), lange Verweilzeit.	Langpulsbetrieb in einer quasi-stationären Betriebsweise.
Spezifische experimentelle Kampagnen. Abschaltung zu Wartungszwecken und Komponententausch.	Maximierung der Verfügbarkeit.
Große Anzahl von Diagnosewerkzeugen.	Lediglich betriebsrelevante Diagnosewerkzeuge.
Unterschiedliche Heiz- & Stromtriebssysteme zur Ermittlung optimaler Fahrweisen.	Mindestmaß an Heiz- und Stromtriebseinrichtungen.
Großer Designspielraum, der vielen Unsicherheiten der Physik und Technologie geschuldet ist sowie auf der Absenz angemessener, validierter und lizensierungsfähiger Designwerkzeuge beruht.	Die Erfahrung aus ITER (und anderen vergleichbaren Anlagen) wird die Unsicherheitsmargen verkleinern, so dass die Sicherheitsfaktoren abnehmen.
Auslegung des Kühlsystems auf minimale Beanspruchung und bescheidenen Wärmetransfer.	Auf optimale Stromerzeugung ausgelegtes und optimiertes Kühlsystem.
Unterschiedliche Testblanketkonzepte simultan im Einsatz	Ein einzelnes Blanketkonzept für den ganzen Reaktor.
Ein auf maximale Versuchsvariabilität bei simultaner Kostenoptimierung ausgelegtes einmaliges Design.	Ein auf Serienfertigung ausgelegtes Design.
Keine Erfordernis an Tritiumerbrütung (nur in sehr geringer Menge in TBMs). Brennstoffzuführung über externe Quellen.	Zwingende Erfordernis zur Tritiumselbstversorgung durch Erbrüten im Blanket.
Verwendung konventioneller Strukturmaterialien aus der Reaktortechnik (AISI 316).	Verwendung (neuartiger) niedrigaktivierbarer Strukturmaterialien.
Bescheidene Komponentenlebensdauer, geringe Neutronenflussdichte, geringe Materialschädigung (kleine dpa-Werte) und geringe Heliumerzeugung im Strukturmaterial.	Hoher Neutronenfluss, erhebliche Materialschädigung und Heliumerzeugung in Strukturwerkstoffen.
Genehmigung als Nuklearanlage aber im Sinne eines Labors und nicht eines Reaktors.	Kraftwerksgenehmigung erforderlich.

ITER	DEMO
Genehmigung als Versuchsanlage erlaubt gewissen Vorschuss an dem experimentellen Charakter (z. B. keine Abhängigkeit des Sicherheitsverhaltens vom Plasmazustand).	Genehmigungsverfahren für Kraftwerksbetrieb notwendig
Gestaffelte Inbetriebnahme mit gestaffelter Umsetzung der Genehmigungsaufgaben	Wird nicht erwartet
Während des konzeptionellen Designs (einschließlich "EDA") soll Lizenzierung in jeder ITER-Partei möglich sein.	Wenige Einschränkungen.

Ergänzend zu den in Tab. 4-7 aufgeführten Unterschieden zwischen ITER und DEMO sollten weitere Aspekte hinsichtlich der in der PPCS Studie betrachteten Kraftwerksmodelle betont werden.

ITER verwendet als Kühlmittel Wasser und die Werkstoffe der Komponenten innerhalb des Behälters bestehen hauptsächlich aus Stahl (AISI 316), Kupfer-Legierungen, Beryllium als Schutzmaterial der ersten Wand und Wolframschichten auf dem Divertor. Diese unterschiedlichen Werkstoffkombinationen werden in den Modellen der PPCS-Studie behandelt. Ein Vergleich der als kurzfristig in der PPCS Studie eingestuften Reaktormodelle A, B und AB mit ITER zeigt Tab. 4-8. Diese Unterschiede haben einen Einfluss auf die Sicherheitseigenschaften und die Sicherheitsfunktionen, beispielsweise hinsichtlich der Wasserstoffentwicklung bei einem Kühlmittelverluststörfall. Nur bei Konzepten mit Wasserkühlung kann es zur Erzeugung großer Quantitäten an Wasserstoff (H_2) durch chemische Reaktionen des Wassers/Dampfs mit den unterschiedlichen verwendeten metallischen Werkstoffen insbesondere bei hohen Temperaturen kommen.

Tab. 4-8 Werkstoff- und Kühlmittelwahl der sog. „kurzfristig realisierbaren Reaktormodelle A, B und AB der PPCS-Studie im Vergleich mit ITER aus [MAI06], [RIC08].

		PPCS-Studie			ITER (*)
Modell		A (WCLL)	B (HCPB)	AB (HCLL)	Abschirmblanket
Blanket	Strukturwerkstoff	Eurofer	Eurofer	Eurofer	AISI 316
	PFC	W (**)	W (**)	W (**)	Be
	Kühlmittel	Wasser	He	He	Wasser
	Kühlmittlein-/ -austrittstemperatur T in/out (°C)	285 / 325	300 / 500	300 / 500	100 - 150
	Brutstoff	LiPb	Li ₄ SiO ₄	LiPb	keine
	Neutronenmultiplikator	LiPb	Be	LiPb	keine
Divertor	Strukturwerkstoff	CuCrZr	W-Legierung	W-Legierung	CuCrZr & CFC/W
	Plasmawandmaterial	W	W	W	CFC / W
	Kühlmittel	Wasser	He	He	Wasser
	Kühlmittlein- / -austrittstemperatur T in/out (°C)	140 / 167	540 / 717	540 / 717	100 - 150
<p>(*) ITER verfügt über kein Brutblanket sondern lediglich über reine Abschirmblankets. Die für die Brutblankets im Rahmen des ITER Testblanketprogramms verwendeten Mengen stellen nur einen geringen nahezu vernachlässigbaren Größenanteil dar.</p> <p>(**) Wolfram könnte als Schutzmaterial an der ersten Wand verwendet werden [TAY04]. Dies war aber nicht in jeder PPCS Untersuchung berücksichtigt.</p>					

Die Reaktormodelle B und AB der PPCS-Studie verwenden Helium als Kühlmittel, um den Einsatz von Wasser im Primärkühlsystem (PHTS) zu vermeiden. Dies eliminiert eine potenzielle Kontaktreaktion zwischen Wasser/Wasserdampf und Metalloberflächen bei hoher Temperatur und beim Versagen eines Kühlrohres oder einer Komponente innerhalb des Vakuumbehälters (in-vessel LOCA). In den Modellen B und AB werden sowohl Blanket als auch Divertor von Helium gekühlt. Die Absenz von Wasser schließt eine Wasserstoffherzeugung im Vakuumbehälter aus. Damit ergeben sich keine

Konsequenzen, wie sie sich durch Mischen des H₂ beispielsweise mit Sauerstoff und einer großskaligen Ausbreitung mit anschließender Explosion oder Brand ergeben könnten.

Bei einem künftigen Fusionskraftwerk werden sich die Sicherheitsziele im Wesentlichen auf die Vermeidung oder die gezielte Implementierung von Vorbeugemaßnahmen konzentrieren, so dass unabhängig von welchem auch immer postulierten auslösenden Ereignis interner oder externer Natur keine Notfallschutzmaßnahmen außerhalb des Kraftwerksgeländes erforderlich werden. Daher werden sich die sekundären Sicherheitsziele eines künftigen Kraftwerks von denen der ITER-Anlage unterscheiden. Als Folge ändern sich naturgemäß die Größenordnung, die Parameter, die Eigenschaften und Charakteristik der Sicherheitsfunktionen.

4.6 Vorgeschlagene Sicherheitsfunktionen ausgehend von ITER

Tab. 4-9, die auf den Erfahrungen der ITER-Berichte beruht, stellt einige Systeme vor, die hinsichtlich der Verbesserungen der Sicherheitsfunktionen Einsatz in einem künftigen Fusionskraftwerk finden könnten. Die Auflistung erhebt keinen Anspruch auf Vollständigkeit.

Tab. 4-9 beinhaltet folgende Informationen:

- Beabsichtigte Funktion des Systems,
- Logik zur Durchführung der Sicherheitsfunktion (aktiv/passiv gemäß der Definition in [IAE91]),
- Bedingungen, unter denen das System zum Einsatz kommt,
- Konsequenzen des Systemausfalls.

ITER verlässt sich mehr auf aktive Systeme, die als Teil der französischen Sicherheitsphilosophie betrachtet werden und auch wegen der hohen Priorität des Anlagenschutzes. Für das zukünftige Fusionskraftwerk sollen jedoch mehr passive Systeme berücksichtigt werden.

Die in Tab. 4-9 angegebenen Barrieren sind für die Systeme wie folgt definiert:

- Die erste Barriere besteht aus Vakuumbehälter und Primärkreislauf.

- Die zweite Barriere besteht aus dem Vakuumbehälterdruckbegrenzungssystem und dessen Verbindung zum Vakuumbehälter. Zusammen mit der ersten Barriere ergeben sie den ersten Einschluss.
- Die dritte Barriere ist das Tokamakgebäude und aktive Systeme, die die zweite Einschlussfunktion darstellen.

Tab. 4-9 Zusammenfassung für Fusionssicherheitssysteme

System	Sicherheitsfunktion	Einschlussstufe	Typologie gemäß [IAE91]	Bereitschaftszustand	Konsequenz eines Versagens/Ausfalls
Vakuumbehälter und dessen Erweiterung	Einschluss	erste Barriere, erster Einschluss	passiv	immer	Versagen der ersten Einschlussbarriere
Druckbegrenzungssystem des Vakuumbehälters (VVPSS)	Einschluss	zweite Barriere, erster Einschluss	passiv	LOCA innerhalb des Vakuumbehälters	Versagen des ersten Einschlusses, der zweiten Barriere; Freisetzung in den zweiten Einschluss
Tokamak- und Tritium-Gebäude	Einschluss	dritte Barriere, zweiter Einschluss	passiv	immer	Ausfall der zweiten Einschlussbarriere, mögliche Freisetzung von Quelltermen in die Umgebung.
Fusionsleistungsabschalt-system (FPSS)	Plasmaabschaltung		passiv	Vielzahl möglicher auslösender Ereignisse (tbd.)	Potenzielles teilweises Versagen der Plasmawandnahen Komponenten
Notkühlsystem	Abfuhr der Nachzerfallswärme	zweite Barriere, erster Einschluss	aktiv	Nichtverfügbarkeit des Primärkreislaufkühlsystems VV PHTSs	Ausfall des aktiven Wärmetransports, passive Wärmeabfuhr, Naturumlauf.
Ventilationssystem (HVAC = Heating, Ventilation and Air Conditioning).	Raumklimaanlage/ Erhaltung des atmosphärischen Niveau im zweiten Einschluss	dritte Barriere, zweiter Einschluss	aktiv	Normalbetrieb	Druckerhöhung des Tokamak-Gebäudes wird durch Druckentlastungsvorrichtung und anschließendes Filtersystem erfasst.
NDS (Normal Detritiation System)	Aufnahme des während des Normalbetriebs freigesetzten Tritiums	dritte Barriere, zweiter Einschluss	aktiv	Normalbetrieb	Auslösen des Betriebs des Stand-by Detritiationssystem (SDS)

System	Sicherheitsfunktion	Einschlussstufe	Typologie gemäß [IAE91]	Bereitschaftszustand	Konsequenz eines Versagens/Ausfalls
Stand-by Detritierungssystem (SDS)	Aufnahme des bei abnormalen Szenarien freigesetzten Tritiums, Druckhaltung	dritte Barriere, zweiter Einschluss	aktiv	Hohes Niveau der Radioaktivität innerhalb des zweiten Einschlusses	Druckerhöhung im Tokamak-Gebäude, mögliche Freisetzung radioaktiven Inventars
Gemeinsamer Freisetzungsort (wie Kamin)	Gewährleistung des zweiten Einschlusses. Bei Drucküberschreitung des maximalen Designdrucks erfolgt Freisetzung in den Kamin.	dritte Barriere, zweiter Einschluss	passiv	zweiter Einschluss Auslösen bei Messung eines Überdrucksignals	Überdruck im zweiten Einschluss
Stickstoffeinspeisung – Passive autokatalytische Rekombinatoren (Nitrogen Injektion/PAR)	Vermeidung einer H ₂ -Explosion		passiv	H ₂ -Erzeugung	Begrenzung der H ₂ -Explosion auf kleine Größenordnung, so dass die Barrierenintegrität nicht gefährdet ist.
Spulen-Schnellentladungssystem	Vermeidung magnetischer Lichtbögen und Kurzschluss innerhalb der Magnete		passiv	Temperaturanstieg in den Magneten	Quench eines Magneten mit nachfolgender Heliumverdampfung, die möglicherweise die Integrität der Einschlussbarriere gefährdet
Notstromversorgung (EPS)	Versorgung der Sicherheitssysteme		aktiv	Verlust der Stromversorgung	Keine Bereitstellung einer Stromversorgung zum Betrieb der Sicherheitssysteme
Feuerbarrieren/ Feuerlöschsysteme	Verhinderung einer Feuerausbreitung		passiv/ aktiv	Feuer	Ausbreitung eines Feuers und mögliche Freisetzung radioaktiver Stoffe.

5 AP4: Übertragung der Konzepte aus der Kernspalttechnik (abdeckendes Ereignis, gestaffelte Sicherheitsebenen) auf Stör- und Unfälle in der Fusionstechnik

5.1 Einleitung

Das grundlegende Sicherheitskonzept der Fusion wurde in den Kapiteln 2 bis 4 dargestellt. Dieses Sicherheitskonzept besteht aus fünf Sicherheitsebenen (siehe Kapitel 4.1). Gemäß der Ausschreibung des BfS [BFS11] soll das Sicherheitskonzept von Fusionskraftwerken sowohl mit dem Konzept eines abdeckenden Ereignisses als auch mit dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen von Kernkraftwerken verglichen werden. Im Folgenden wird das aktuelle deutsche Kerntechnische Regelwerk („Sicherheitsanforderung an Kernkraftwerke“, [SIA12]) als Grundlage für den Vergleich verwendet.

In Kapitel 5.2 werden die möglichen Auswirkungen eines abdeckenden Ereignisses sowohl für Kernkraftwerke wie für Fusionskraftwerke identifiziert. Auf dieser Basis wird diskutiert, inwieweit ein detaillierteres Sicherheitskonzept zur Vermeidung schwerer Unfälle auch für die Fusion notwendig ist. In Kapitel 5.3 wird das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen mit dem gegenwärtigen Sicherheitskonzept der Fusion verglichen.

5.2 Abdeckendes Ereignis

Die Notwendigkeit für ein detailliertes Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerks, als auch jeder anderen kerntechnischen Anlage, beruht auf dem radioaktiven Inventar. Dessen Freisetzung (bzw. die Freisetzung von Anteilen davon) kann zu signifikanten effektiven Dosen in der Bevölkerung führen. Wie in der Ausschreibung des BfS [BFS11] spezifiziert, soll ein abdeckendes Ereignis durch eine Literaturrecherche untersucht werden, basierend auf dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die folgende Analyse basiert auf den Ergebnissen von AP1 bis AP3 und anderer verfügbarer Literatur. Sie zeigt, dass sich die Zusammensetzung und Größe einer potenziell möglichen Freisetzung zwischen einem Fusions- und einem Kernkraftwerk unterscheidet. Der Vergleich zwischen den radioaktiven Inventaren und möglichen Freisetzungsteil-

len liefert einen Hinweis auf das notwendige Sicherheitsniveau eines Fusionskraftwerks verglichen mit einem Kernkraftwerk.

5.2.1 Das radiologische Risiko eines Kernkraftwerks

Das radiologische Risiko, dass von einem Kernkraftwerk ausgeht, beruht auf der Möglichkeit, Teile des radioaktiven Inventars aus dem Reaktorkern oder dem Brennelementlagerbecken freizusetzen. Die wichtigsten Nuklide des Inventars eines typischen Kernkraftwerks, die für eine Gefährdungsabschätzung außerhalb des Anlagengeländes notwendig sind, sind in Tab. 5-1 aufgeführt.

Für Auslegungsstörfälle fordert die deutsche Strahlenschutzverordnung den Nachweis, dass Freisetzungen nicht zu einer effektiven Dosis von mehr als 50 mSv führen (Lebensdosis inklusive Ingestion).

Für auslegungsüberschreitende Unfälle sind größere Dosen möglich. Abhängig vom Unfallszenario wurden sehr unterschiedliche Freisetzungsanteile von Kernkraftwerken ermittelt. Maximale Freisetzungsanteile würden dabei durch ein frühes und großes Versagen des Sicherheitsbehälters verursacht. Dann würden 100 % des radioaktiven Inventars an Edelgasen, 50 – 90 % an Jod, Cäsium und Tellur, 40 % an Strontium und ungefähr 4 % des radioaktiven Inventars an Aktiniden freigesetzt [SSK04].

Eine Freisetzung von beispielsweise ungefähr $2,6 \times 10^{15}$ Bq an Cs-137 würde die Evakuierung der Bevölkerung in einem Abstand von 1 km von der Freisetzungsquelle erfordern (bedingt durch eine effektive Dosis von 100 mSv durch externe Exposition und Inhalation innerhalb von 7 Tagen) [BMU99]. Diese Menge an Radioaktivität entspricht ungefähr 1 % des gesamten Inventars an Cäsium in einem Kernkraftwerk (siehe Tab. 5-1). Eine Freisetzung eines großen Teils des Reaktorkerns könnte dementsprechend zu Dosen für die Bevölkerung führen, die in der Größenordnung von mehreren zehn bis hundert Sievert liegen (siehe die Diskussion im nächsten Abschnitt).

Tab. 5-1 Inventar der für eine Gefährdungsabschätzung außerhalb des Anlagengeländes wichtigen Radionukliden in einem Druckwasserreaktor mit 3733 MW_{th} am Zyklusende, 6 Stunden nach Abschaltung gemäß [SSK04]

Nuklid	Aktivität in Bq	Nuklid	Aktivität in Bq
Edelgase			
Kr-87	7,5×10 ¹⁶	Kr-88	6,4×10 ¹⁷
Xe-133	7,6×10 ¹⁸	Xe-135	2,9×10 ¹⁸
Jod			
I-131	3,6×10 ¹⁸	I-132	5,1×10 ¹⁸
I-133	6,4×10 ¹⁸	I-134	2,2×10 ¹⁷
I-135	3,8×10 ¹⁸		
Aerosole			
Sr-90	2,2×10 ¹⁷	Ru-103	5,6×10 ¹⁸
Sb-127	3,1×10 ¹⁷	Te-131m	4,6×10 ¹⁷
Te-132	5,0×10 ¹⁸	Cs-134	3,5×10 ¹⁷
Cs-136	1,3×10 ¹⁷	Cs-137	3,0×10 ¹⁷
Ba-140	6,6×10 ¹⁸	Pu-238	4,5×10 ¹⁵
Pu-239	1,2×10 ¹⁵	Pu-241	3,2×10 ¹⁷
Cm-242	7,8×10 ¹⁶	Cm-244	3,1×10 ¹⁵
Total			
Edelgase	1,2×10 ¹⁹	Jod	1,9×10 ¹⁹
Aerosole	1,7×10 ²⁰	Total	2,5×10 ²⁰

5.2.2 Das radiologische Risiko eines Fusionskraftwerks

Das radiologische Inventar eines Fusionskraftwerks besteht hauptsächlich aus dem Tritiuminventar im Vakuumbehälter (PFC, Blanketstruktur, Brutstruktur, Neutronenmultiplikation, Divertor und Staub) und Kühlmittel des Kraftwerks, radioaktivem Staub, der an der ersten Wand des Blankets im Vakuumbehälter entsteht, und aktiviertem Material innerhalb des Kühlsystems. Da der Brennstoff im Brennstoffzyklus kontinuierlich verbraucht und ersetzt wird, ist das Brennstoffinventar in einem Fusionskraftwerk deutlich niedriger als in einem Kernkraftwerk. Dort ist der Brennstoff für eine lange Betriebsphase im Reaktorkern eingeschlossen. Das typische Inventar eines Fusionskraftwerks wird in Tab. 3-3 aufgeführt. Basierend auf diesen Werten kann das Inventar für ein abdeckendes Ereignis mit ungefähr 1 kg Tritium und ca. 10 kg Staub der plazmagewandten Komponenten angenommen werden. Für das Kraftwerksmodell A der

PPCS, das sowohl im Blanket als auch im Divertor Wasser als Kühlmedium verwendet, kommen aktivierte Korrosionsprodukte in der Größenordnung von 100 kg hinzu. Im Gegensatz dazu wird in den Modellen B und AB Helium (He) als Kühlmedium für das Blanket und den Divertor verwendet. Wasser wird im Bereich des Reaktors nicht verwendet. Da die Korrosion mit He sehr gering ist, können aktivierte Korrosionsprodukte in diesen Kraftwerksmodellen (B und AB) vernachlässigt werden.

Gemäß den in AP3 durchgeführten Analysen zu Auslegungsstörfällen und auslegungsüberschreitenden Störfällen wird nur ein kleiner Teil des radiologischen Inventars freigesetzt (siehe Tab. 3-4). Für den Unfallablauf des einhüllenden Unfalls („bounding accident“) wurde eine Freisetzung von 13,6 g Tritium, 1,78 g aktivierten Korrosionsprodukten und 35,3 g Staub für das Modell A ermittelt [PPC05]. Für das Modell B ergaben die Analysen der Freisetzung 8,1 g Tritium, 1570 g Staub von der ersten Wand und 177 g Staub vom Divertor. Letztere dominieren damit die externe Dosis für das Modell B.

Unter den Annahmen von Kapitel 3.4.5 führt dies zu Dosen (frühe Dosis⁵ während der ersten 7 Tage) für das am stärksten exponierte Individuum von 1,16 mSv für das Modell A und 18,1 mSv für das Modell B (siehe Tab. 3-5).

Dies sind die höchsten Dosen, die sich in den Analysen zu Störfällen ergaben, die mögliche anlageninterne, die Freisetzung antreibende Energiequellen berücksichtigten. Sie sind allerdings nicht direkt vergleichbar mit den Anforderungen der deutschen Strahlenschutzverordnung, da diese sich auf die Lebensdosis inklusive Ingestion beziehen.

Bei diesen Ereignissen würde nur ca. 1 % des radioaktiven Inventars frei gesetzt. Dies folgt aus dem kleinen Anteil des mobilisierbaren Inventars und des hohen Rückhaltefaktors aufgrund mindestens einer intakten Rückhaltefunktion.

Bisher gibt es noch kein detailliertes Design eines Fusionskraftwerks. Trotzdem wurde in [SEA95] untersucht, welche Auswirkungen eine vollständige Zerstörung des Sicher-

⁵ Äquivalentdosis für die ersten 7 Tage inklusive äußere Bestrahlung, Inhalation, Absorption über die Haut [PPC05]

heitseinschlusses haben würde. Solch eine Zerstörung könnte bei nicht hinreichender Auslegung z. B. durch eine Einwirkung von außen wie einem Erdbeben oder einem Flugzeugabsturz ausgelöst werden. Die Untersuchung basierte auf den Informationen, die bei Erstellung der Studie zur Verfügung standen. Es wurde in [SEA95] von einer oberen Grenze für das Inventar an Tritium von 1 kg ausgegangen. Dies lieferte unter sehr ungünstigen Annahmen eine frühe Dosis von 450 mSv für das am stärksten exponierte Individuum. Dabei wurde von einem Freisetzungsort in Bodennähe und einem Immissionsort in 1 km Abstand vom Freisetzungsort ausgegangen. Dieses Ergebnis ist auch in [SEI01] zitiert.

Basierend auf den Werten aus [SEA95] und [SEI01] und unter Berücksichtigung zusätzlicher Radionuklide (z. B. Stäube und Korrosionsprodukte) könnten sich theoretisch mögliche maximale Freisetzungen aus einem Fusionskraftwerk ergeben, die für ein am stärksten exponiertes Individuum außerhalb des Anlagengeländes zu Dosen in der Größenordnung von einem Sievert führen.

Die Dosen, die von einem Fusionskraftwerk verursacht werden könnten, liegen laut [GUL93] bei gleichen Annahmen bezüglich der Freisetzungsrandbedingungen, des Freisetzungsorts und der Ausbreitung um bis zu vier Größenordnungen unter den theoretisch möglichen eines Kernkraftwerks. Mit Hilfe eines Sicherheitskonzeptes, das solche Freisetzungen eines Fusionskraftwerks ausschließen kann, wären keine anlagenexternen Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung notwendig. Um solche Freisetzungen auszuschließen, ist ein fusionsspezifisches Sicherheitskonzept erforderlich, das in den AP1 bis AP3 diskutiert und dessen Anwendung auf anlagenintern ausgelöste Ereignisse vorgestellt wurde. In Kapitel 3 wurde gezeigt, dass für anlagenintern ausgelöste Ereignisse solche Freisetzungen verhindert und somit nicht mehr unterstellt werden müssen.

Im folgenden Abschnitt 5.3 wird analysiert, ob das existierende kerntechnische Regelwerk in wesentlichen Aspekten auf die Fusion übertragen werden kann, oder ob und wenn ja, welcher Anpassungsbedarf des heutigen kerntechnischen Regelwerks aufgrund von Unterschieden in der Physik und Technik der Fusion und des fusionsspezifischen Sicherheitskonzeptes bestünde.

5.3 Operationalisierung der deutschen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ für den Vergleich mit dem Sicherheitskonzept der Fusion

Grundlegende Anforderungen des deutschen kerntechnischen Regelwerks werden neben dem Atomgesetz wesentlich durch die 2012 veröffentlichten „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [SIA12] konkretisiert. Für einen Vergleich des fusionsspezifischen Sicherheitskonzepts mit dem der Kerntechnik ist eine sinngemäße Anwendung dieser „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ notwendig. Zentral ist dabei das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen⁶ (siehe Tab. 5-2), wie es in den aktuellen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerken“ (SiAnf) ausgeführt ist. Deshalb werden im Folgenden grundlegende Aspekte des aktuellen Sicherheitskonzepts dargestellt und Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks erläutert. Anschließend werden die Gemeinsamkeiten und Unterschiede zwischen den Sicherheitskonzepten für ein Fusionskraftwerk und ein Kernkraftwerk identifiziert. Die Unterschiede können dabei durch die fundamental unterschiedliche Physik oder durch unterschiedliche technische Herangehensweisen an die Gewährleistung der Sicherheit eines Kraftwerks bedingt sein.

Dabei wird jeweils diskutiert, ob die Anforderungen des heutigen kerntechnischen Regelwerks sinngemäß auf zukünftige Fusionskraftwerke angewendet werden können, ob sie gegebenenfalls im gegenwärtigen Sicherheitskonzept der Fusion bereits erfasst sind, oder ob aufgrund der Unterschiede zwischen der Fusion und der Kerntechnik Anforderungen ganz entfallen können oder andere, fusionsspezifische Anforderungen formuliert werden müssten.

Dabei ist es evident, dass aufgrund der unterschiedlichen Technologien die konkrete Umsetzung sicherheitstechnischer Anforderungen in einem Fusionskraftwerk anders erfolgen wird als in einem Kernkraftwerk. Eine unmittelbare Anwendung des heutigen Kerntechnischen Regelwerks auf ein Fusionskraftwerk ohne fusionsspezifische Anpassungen ist daher nicht möglich.

⁶ [SIA12], 2.1 (1)

Tab. 5-2 Sicherheitsebenen gemäß [SIA12]

Sicherheitsebene	Beschreibung	Ziel
1	Normalbetrieb (Bestimmungsgemäßer Betrieb, ungestört)	Eintreten von Störungen vermeiden
2	anomaler Betrieb (Bestimmungsgemäßer Betrieb, Störung)	Eintretende Störungen beherrschen Eintreten von Störfällen vermeiden
3	Störfälle	Störfälle beherrschen, Eintreten von Ereignissen mit Mehr- fachversagen von Sicherheitseinrich- tungen verhindern
4a	sehr seltene Ereignisse	Sehr seltene Ereignisse beherrschen
4b	Ereignisse mit Mehrfach- versagen von Sicherheits- einrichtungen	Verhindern, dass bei Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheits- einrichtungen schwere Brennele- mentschäden auftreten
4c	Unfälle mit schweren Brennelementschäden	Bei Unfällen mit schweren Brenne- lementschäden die Integrität des Sicherheitsbehälters so lange wie möglich erhalten, Freisetzungen ra- dioaktiver Stoffe in die Umgebung ausschließen oder begrenzen und einen langfristig kontrollierbaren An- lagenzustand erreichen
5		Für Unfälle mit schweren Brennele- mentschäden sind Maßnahmen zur Unterstützung des anlagenexternen Notfallschutzes zu planen, um die Folgen von Unfällen mit potenziellen oder tatsächlich eingetretenen Frei- setzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung festzustellen und ihre Auswirkungen auf Mensch und Um- welt soweit wie möglich zu vermin- dern

5.3.1 Reaktivitätskontrolle, Brennstoff und Inventar

In einem Kernkraftwerk befindet sich der bei weitem größte Teil des Inventars, das freigesetzt werden könnte, in den Brennstäben. Dieses Inventar besteht aus Spaltprodukten und Aktiniden (siehe Tab. 5-1). Brennstäbe befinden sich im Reaktorkern und/oder im Brennelementlagerbecken.

Der Zerfall der Spaltprodukte und Aktiniden erzeugt Nachzerfallswärme, die abgeführt werden muss, um ein Schmelzen des Brennstoffs zu verhindern. Außerdem muss sichergestellt werden, dass es zu keiner ungewollten Rekritikalität des Brennstoffs kommt. Dies würde zu (zusätzlicher) Wärmeproduktion führen, die abgeführt werden müsste, und der erneuten Produktion von kurzlebigen Spaltprodukten, die eingeschlossen bleiben müssten.

Aus diesem Grund spezifiziert [SIA12] spezielle Anforderungen an das Brennstabhüllrohr als erste Barriere⁷ (vgl. 5.3.2), an die Kühlung des Brennstoffs im Reaktorkern⁸ (vgl. 5.3.7), an die Handhabung und Lagerung des Brennstoffs im Brennelementlagerbecken⁹ und an die Reaktivitätskontrolle und die Verhinderung einer Rekritikalität¹⁰.

In einem Fusionskraftwerk besteht der Brennstoff aus Deuterium und Tritium. Supraleitende Magnete erzeugen ein Magnetfeld, um das heiße Plasma aus Deuterium und Tritium von der ersten Wand des Blankets im Vakuumbehälter fernzuhalten, damit eine kontrollierte Fusion möglich ist (siehe 2.2.1). Ohne diesen magnetischen Einschluss kann eine Fusionsreaktion nicht gestartet werden bzw. sie kommt sofort zum Erliegen.

Das Reaktionsprodukt der Fusion ist Helium, das flüchtig aber nicht radioaktiv ist. Durch die durch die Fusion erzeugten Neutronen werden keine zusätzlichen radioaktiven Elemente im Brennstoff erzeugt. Stattdessen kann das Neutron mit Material in den plasmazugewandten Komponenten des Blankets und des Divertors reagieren und dort

⁷ [SIA12], 2.2 (3)

⁸ [SIA12], 3.3

⁹ [SIA12], 3.10

¹⁰ [SIA12], 3.2

Material aktivieren. Diese aktivierten Materialien können aber zu keinerlei Kettenreaktionen führen. Der größte Anteil des aktivierten Materials in einem Fusionskraftwerk ist über ein großes Volumen verteilt und besitzt damit eine niedrige Leistungsdichte. Außerdem ist es nicht frei beweglich, solange es nicht durch andere Energiequellen bzw. Einwirkungen freigesetzt wird.

Das Design und die Materialwahl der plazmazugewandten Komponenten bestimmt wesentlich das Aktivierungspotenzial. Eine weitere Quelle an Aktivierungspotenzial stellt das Kühlmittel dar, das entweder selbst aktiviert werden kann (beispielsweise PbLi) oder als Senke zum Transport mobilisierbarer Aktivierungsprodukte beiträgt (Tritium in Wasser oder Tritium in He). Durch die Entwicklung geeigneter Materialien und eine entsprechende Wahl des Kühlmittels ist es möglich, das durch anlageninterne Ereignisse freisetzbare Inventar zu begrenzen. Tab. 3-3 zeigt, dass für alle Anlagentypen in [PPC05] Staub berücksichtigt werden muss. Wird Wasser als Kühlmittel ausgewählt, so sind zusätzlich aktivierte Korrosionsprodukte zu berücksichtigen.

Ein Fusionskraftwerk basiert auf dem thermonuklearen Brennprozess im Plasma, der sich fundamental in seinem Reaktivitätsverhalten von der Kettenreaktion in einem Kernkraftwerk unterscheidet. Die für den Fusionsprozess notwendige Temperatur (mehrere 100 Millionen Kelvin) kann nur aufrechterhalten werden, solange das Magnetfeld eine optimale Ausbildung im Vakuumgefäß aufweist und die Verunreinigungen des Plasmas beispielsweise durch Eintrag von Material aus der ersten Wand auf minimalem Niveau bleiben. Ein Einbruch von Teilchen ins Plasma, selbst aus einem kleinen Leck der Kühlsysteme, würde zu Bedingungen führen, die zu einem schnellen Erlöschen des Plasmas führten. Außerdem ist im Plasma nur Brennstoff vorhanden, um die Fusionsreaktion für wenige Minuten aufrecht zu erhalten (siehe 2.2.4.2). Wird zu viel Brennstoff zugeführt, so kommt es zu Plasmainstabilitäten und zu einem Erlöschen der Fusionsreaktion. Eine Erhöhung der Leistung der Fusionsreaktion ist nur möglich, in dem der Plasmadruck erhöht wird. Erfolgt dies unkontrolliert, so kommt es ebenfalls zu Instabilitäten und Wandkontakt des Plasmas, was wiederum zu einem Erlöschen der Fusionsreaktion führt. Leistungsexkursionen und anormale Betriebssituationen führen deshalb zu einer inhärenten Beendigung der Fusionsreaktion.

Das Neutron, das pro Fusionsreaktion produziert wird, verlässt das Reaktionsgebiet, da es nicht durch das Magnetfeld eingeschlossen wird und auch nicht an der Fortführung der Reaktion beteiligt ist. Entsprechend kann es nicht zu einer (positiven) Rückkopplung im Fusionsprozess kommen, im Gegensatz zu einer überkritischen Kettenre-

aktion in einem Kernreaktor. Die Fusionsreaktion ist daher ein selbstkontrollierter leicht unterbrechbarer Prozess, in dem keine Kettenreaktionen vorkommen und in dem es zu keinen Selbstverstärkungsprozessen kommen kann.

Darüber hinaus gibt es noch weitere fundamentale physikalische Unterschiede zwischen Fusion und Kernspaltung. Aufgrund der inneren Wärmeleitung des magnetisch eingeschlossenen Plasmas ist eine Mindestgröße für ein Fusionskraftwerk notwendig. Daraus folgt, dass die auf das Volumen bezogene Leistungsdichte in einem Fusionskraftwerk um mehrere Größenordnungen niedriger ist als in einem Kernkraftwerk. Deshalb kann durch die Fusionsreaktion selbst keine vollständige Zerstörung der umschließenden Komponenten verursacht werden.

Durch sekundäre Effekte, wie z. B. Plasmainstabilitäten („Disruptionen“), könnte die erste Barriere gefährdet werden. Es sind deshalb spezielle Vorsorgemaßnahmen in Form eines Plasmaschnellabschaltsystems vorgesehen, um Plasmainstabilitäten zu beherrschen und schwere Schäden an der ersten Wand zu verhindern. Das Plasmaschnellabschaltsystem ist somit keine Maßnahme, um ungewollte Leistungsexkursionen zu verhindern, sondern um die Integrität des Vakuumbehälters (erste Barriere) sicherzustellen. In wieweit ein Plasmaschnellabschaltsystem (überhaupt) notwendig ist, ist momentan nicht klar, da noch keine entsprechende Betriebserfahrung (weder für Tokamaks noch für Stellaratoren) vorliegt. Unter der Annahme eines vollständigen Versagens des Plasmaschnellabschaltsystems würde keine Leistungsexkursion auftreten, sondern es käme zu einem Zusammenbruch des Plasmas und als Folge möglicherweise zu Schäden an den Komponenten innerhalb des Vakuumbehälters. Dies könnte zu Schäden an den plasmazugewandten Komponenten führen.

Der Fusionsprozess kann entweder durch betriebliche Maßnahmen (z. B. das vollständige Aufbrauchen des gesamten verfügbaren Brennstoffs), durch ein Plasmaschnellabschaltsystem oder inhärent gestoppt werden. Die inhärente Abschaltung erfolgt durch Reaktionen des Plasmas mit den plasmazugewandten Komponenten der ersten Wand, die zu Verunreinigungen im Plasma führt.

Die wesentlichen Eigenschaften eines Fusionskraftwerks bezüglich des Schutzziels Kontrolle der Reaktivität sind:

- Die Fusionsreaktion beendet sich selbst unabhängig von der Art eines vorausgesehenen internen oder externen Ereignisses

- Eine Leistungsexkursion ist ausgeschlossen. Jede unkontrollierte Betriebsart wie z. B. ein Überspeisen mit Brennstoff, egal ob automatisch oder von Hand durchgeführt, führt zu einer Beendigung der Fusionsreaktion. Bei dieser Art von Störfall ist sicherzustellen, dass es nicht zu einer Fehlerausbreitung kommt oder dass diese beherrscht wird (z. B. Gefährdung der Integrität der ersten Barriere).
- Die Reaktivität der Fusionsreaktion wird ausschließlich über den magnetischen Einschluss kontrolliert und ist unabhängig von der Reaktion. Entsprechend gibt es keine positive Rückkopplung und somit keine Verstärkung der Reaktion. Alle physikalisch möglichen Prozesse, die die Fusionsreaktion beeinflussen, sind passiv und sicherheitsgerichtet, d. h. sie führen zu einem Stopp der Reaktion (z. B. Verunreinigung des Plasma, Lufteinbruch, Komponentenausfälle, Kühlmittleinbruch).
- Eine Rekritikalität durch eine Akkumulation von Brennstoff oder aktiviertem Material ist physikalisch ausgeschlossen.

Die sicherheitstechnischen Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks zur Reaktivitätskontrolle und Rekritikalität sind daher kaum, allenfalls sehr übergeordnet auf die Fusion übertragbar. Es wird natürlich auch die Anforderung einer Abschaltbarkeit des Reaktors bestehen. Aus obigen Gründen wird das Schutzziel der Kontrolle der Reaktivität aber bereits durch inhärente, physikalische Eigenschaften eines Fusionskraftwerks erfüllt. Insbesondere besteht keine Notwendigkeit für eine Reaktivitätskontrolle des Reaktionsprodukts (Helium). Im Nichtleistungsbetrieb oder im Bereich der Brennstoffhandhabung und -lagerung ist es physikalisch unmöglich, dass die Bedingungen für die Fusionsreaktion vorliegen. Entsprechend ist keine Reaktivitätskontrolle für diese Zustände notwendig.

5.3.2 Barrieren

In [SIA12] basiert das technische Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerks auf dem sicheren Einschluss der radioaktiven Materialien. Dies wird erreicht, indem die radioaktiven Materialien durch mehrere Barrieren und unterstützende Rückhaltefunktionen eingeschlossen werden. Die Barrieren und Rückhaltefunktionen werden durch Maßnahmen und Einrichtungen in aufeinander folgenden Sicherheitsebenen geschützt, vgl. 5.3.3. In einem Kernkraftwerk ist die Integrität der Barrieren nicht nur für den Einschluss des radioaktiven Materials notwendig, sondern auch für die Kühlbarkeit des Brennstoffs (siehe auch 5.3.7).

Die Barrieren in einem Kernkraftwerk bestehen aus dem Brennstabhüllrohr, der druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels und dem Sicherheitsbehälter¹¹.

Zusätzlich muss der Sicherheitsbehälter durch das Reaktorgebäude umschlossen werden. Das Reaktorgebäude hat die Sicherheitsfunktion, den Sicherheitsbehälter vor Belastungen durch innere und äußere Einwirkungen zu schützen. Dies schließt zivilisatorisch bedingte Einwirkung ein (siehe 5.3.5).¹²

Neben den statischen Barrieren werden in Kernkraftwerken Rückhaltefunktionen verwendet, die unter anderem aus Belüftungssystemen bestehen. Diese erzeugen Druckunterschiede und sammeln Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter. Außerdem muss ein Durchdringungsabschluss des Sicherheitsbehälters sichergestellt werden.¹³

Die Barrieren und Rückhaltefunktionen sind insgesamt so auszulegen und während der gesamten Betriebsdauer in einem solchen Zustand zu halten, dass bei allen Ereignissen oder Anlagenzuständen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen im Zusammenwirken mit den Maßnahmen und Einrichtungen der jeweiligen Sicherheitsebenen und den dabei auftretenden mechanischen, thermischen, chemischen und durch Strahlung hervorgerufenen Einwirkungen die jeweiligen sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien sowie die radiologischen Sicherheitsziele eingehalten werden.¹⁴

Wenn auf Grund geplanter betrieblicher Vorgänge Barrieren nicht wirksam sind, müssen zur Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele andere Maßnahmen und Einrichtungen verfügbar sein, die eine den jeweiligen Bedingungen entsprechende wirksame und zuverlässige Rückhaltefunktion sicherstellen.¹⁵

¹¹ [SIA12], 2.2 (1) and 3.6 (1)

¹² [SIA12], 3.6 (4)-(6)

¹³ [SIA12], 3.6 (3)

¹⁴ [SIA12], 2.2 (1)

¹⁵ [SIA12], 2.2 (2)

Für die Sicherheitsebenen 1 und 2 (siehe Tab. 5-2) müssen alle drei Barrieren intakt sein, während für die Sicherheitsebenen 3 und 4a mindestens der Sicherheitsbehälter intakt sein muss. Die Integrität der Brennstabhüllrohre und der druckführenden Umschließung des Kühlmittels kann aufgrund von Kühlmittelverluststörfällen auf der Sicherheitsebene 3 verletzt sein.¹⁶

In einem Kernkraftwerk folgt aus einem Brennstabschaden der Verlust der Hüllrohrbarriere und, abhängig von der Schwere des Schadens, möglicherweise das Schmelzen des Brennstoffs. Dies führt zu einer Mobilisierung des radioaktiven Inventars im Brennstoff. Im kerntechnischen Regelwerk ist deshalb die Sicherheitsebene 4c definiert, um die Folgen von schweren Brennelementschäden zu begrenzen¹⁷.

Mögliche radioaktive Freisetzungquellen eines Fusionskraftwerks sind Tritium (aus dem Vakuumbehälter, abhängig von Anlagendesign, aus dem Kühlsystem und im Tritiumkreislauf aus den Brutblankets oder dem Tritiumverarbeitungssystem) und aktivierte Materialien (Stahl und Wolframstaub im Vakuumbehälter und, abhängig vom Kühlmittel, aktivierte Korrosionsprodukte, siehe Tab. 3-3).

Da der Brennstoff aus Plasma besteht, gibt es keine „Brennelemente“, die als erste Barriere dienen könnten.

Stattdessen dient der Vakuumbehälter mit seinen Komponenten (Durchführungen, Kühlsystemen im Vakuumbehälter) als erste Barriere. Um die Integrität dieser Barriere unter bestimmten Unfallbedingungen sicherzustellen, sind passive Maßnahmen zum Druckabbau (Druckbegrenzungssystem, Expansionsvolumen, abhängig von Anlagendesign) vorgesehen.

Eine zweite einschließende Barriere stellt das Gebäude dar.

In einem Kernkraftwerk befindet sich nach einigen Betriebsjahren ein relevanter Anteil des Inventars im Bereich des Brennelementlagerbeckens. Weiterhin können im Bereich der Kühlmittelaufbereitung und Abwasserrückgewinnung im Hilfsanlagengebäude

¹⁶ [SIA12], 2.2 (3) – 2.2 (6)

¹⁷ [SIA12], 4.4

erhebliche radioaktive Inventare vorliegen. Auch das radioaktive Inventar eines Fusionskraftwerks ist nicht nur im Plasma konzentriert. Entsprechend müssen in stärkerem Maße unterschiedliche mögliche Quellen berücksichtigt werden (hauptsächlich der Vakuumbehälter und seine Einbauten, das Kühlsystem, das Detritierungssystem, die Systeme des Brennstoffkreislaufes und die heißen Zellen). Für all diese möglichen Quellen sind im gegenwärtigen Sicherheitskonzept der Fusion gestaffelte Barrieren vorgesehen. Bezüglich dieser anderen Inventare gibt es andere „erste“ Barrieren, wie z. B. die Rohre des Kühlsystems, die Systeme zur Tritiumverarbeitung oder die heißen Zellen. Eine zweite Barriere wird typischerweise ebenfalls durch die umschließenden Gebäude gebildet.

Um eine ausreichende Integrität des Einschlusses sicherzustellen, sind in einem Fusionskraftwerk weiterhin die folgenden Rückhaltefunktionen notwendig:

Als betriebliches System muss die Absaugung aus dem Torus die Gase filtern und detritieren, bevor sie in die Umwelt abgegeben werden können. Auch müssen wegen Leckagen aus dem Kühlkreislauf, dem Brennstoffkreislauf, der heißen Zellen und des Wartungsgebäude die Atmosphären in den verschiedenen Gebäuden betrieblich detritiert werden.

Unter Störfallbedingungen muss die Rückhaltefunktion durch ein Standby-Detritierungssystem erfüllt werden. Zusätzlich ist ein Durchdringungsabschluss des zweiten Rückhaltesystems vorgesehen, insbesondere muss das Heizungs-, Belüftungs- und Klimasystem (HVAC) abgeschaltet werden. So wird z. B. bei ITER der Gebäudeabschluss automatisch 30 s nach einem Druck- oder Radioaktivitätssignal ausgelöst. Analysen zeigen, dass selbst ein innerhalb einer Stunde manuell ausgelöster Gebäudeabschluss sicherstellen würde, dass die durch die Genehmigungsbehörde vorgegebenen radiologischen Schutzziele eingehalten werden.

Für ein Fusionskraftwerk sind radiologische Grenzwerte für vier verschiedene Anlagenzustände oder Ereigniskategorien definiert (siehe Tab. 4-2). Bezüglich der Auslegungstörfälle könnte es sogar unterschiedliche radiologischen Kriterien geben, wobei nach „unwahrscheinlichen“ und „sehr unwahrscheinlichen“ Ereignissen unterschieden wird, basierend auf der Häufigkeit der verschiedenen möglichen Szenarien. Basierend auf diesen Kriterien wird in [PPC05] ein ausreichender Einschluss des radioaktiven Inventars nachgewiesen.

Darüber hinaus sind technische Nachweisziele formuliert, wie z. B. die maximal zulässige Temperatur der inneren Strukturen des Vakuumbehälters, um die strukturelle Integrität dieser Barriere bzw. der Dichtigkeit des zweiten Sicherheitseinschlusses sicherzustellen.

Bei den bisherigen Untersuchungen sowohl zu Auslegungsstörfällen als auch zu auslegungsüberschreitenden Störfällen ausgehend von internen Ereignissen hat sich gezeigt, dass der zweite Einschluss (Reaktorgebäude) intakt bleibt.

Insgesamt folgt das Sicherheitskonzept der Fusion demjenigen der Kerntechnik und beruht auf mehreren gestaffelten Barrieren und Rückhaltesystemen. Grundsätzliches Ziel ist der Nachweis der Integrität mindestens einer Barriere, so dass damit auf den verschiedenen Sicherheitsebenen die radiologischen Grenzwerte eingehalten werden können. Da sich aber die Ausbreitungspfade und die Selbstbegrenzung der Fusionsreaktion von der Kerntechnik unterscheiden, sind die Sicherheitsstrategie und deren technische Umsetzung verschieden.

5.3.3 Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen und Unabhängigkeit der einzelnen Sicherheitsebenen (und Sicherheitsfunktionen)

Grundlegend für das heutige Sicherheitskonzept der Kerntechnik ist das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen (vgl. Tab. 5-2 und [SIA12], 2.1). Dabei sind die auslösenden Ereignisse bzw. die dadurch herbeigeführten Anlagenzustände den Sicherheitsebenen zugeordnet. So sind

- in der Sicherheitsebene 1 zu erwartende Betriebszustände, einschließlich von Prü fzuständen,
- in der Sicherheitsebene 2 Ereignisse, deren Eintreten während der Betriebsdauer der Anlage zu erwarten ist sowie
- in der Sicherheitsebene 3 ein abdeckendes Spektrum an Ereignissen, deren Eintreten während der Betriebsdauer der Anlage auf Grund der Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der vorhandenen Maßnahmen und Einrichtungen nicht zu erwarten, jedoch dennoch zu unterstellen ist,

für die Auslegung der Maßnahmen und Einrichtungen zu berücksichtigen.¹⁸ Auf der vierten Sicherheitsebene sind darüber hinaus sehr seltene Ereignisse, Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen sowie Unfälle mit schweren Brennelementschäden zu berücksichtigen.¹⁹

Gemäß [SIA12] sind auf den Sicherheitsebenen 2 und 3 Maßnahmen und Einrichtungen derart vorzusehen, dass beim Versagen von Maßnahmen oder Einrichtungen auf den Ebenen 1 oder 2 die Maßnahmen und Einrichtungen auf der nachfolgenden Sicherheitsebene unabhängig von den Maßnahmen und Einrichtungen anderer Sicherheitsebenen den sicherheitstechnisch geforderten Zustand der Anlage herstellen. Zusätzlich sind Maßnahmen und Einrichtungen, die auf allen oder mehreren dieser Sicherheitsebenen wirksam sein müssen, gemäß den Anforderungen auszulegen, die auf der Sicherheitsebene mit den jeweils höchsten Anforderungen gelten.²⁰

Für die Unabhängigkeit der einzelnen Sicherheitsebenen untereinander ist sicherzustellen, dass ein einzelnes technisches Versagen oder menschliches Fehlverhalten auf einer der Sicherheitsebenen 1 bis 3 die Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen der nächsten Ebenen nicht gefährdet.²¹

Bei einer Inanspruchnahme von Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 2 oder 3 beim Nachweis der Erfüllung von Anforderungen vorgelagerter Sicherheitsebenen ist nachzuweisen, dass andere technische Lösungen nicht sinnvoll erreichbar sind und dass nachteilige Auswirkungen auf die Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der in Anspruch genommenen Maßnahmen und Einrichtungen für die Ereignisbeherrschung nicht zu unterstellen sind.²² Die [SIA12] erlauben somit unter bestimmten Bedingungen, dass Maßnahmen und Einrichtungen, die für die Beherrschung von Störfällen (Sicherheitsebene 3) vorgesehen sind, auch für den Nachweis der Beherrschung von Störungen des Normalbetriebs (Sicherheitsebene 2) berücksichtigt werden. Dasselbe gilt für

¹⁸ [SIA12], 4.1 (1)

¹⁹ [SIA12], 2.1(1)

²⁰ [SIA12], 2.1 (6)

²¹ [SIA12], 2.1 (7)

²² [SIA12], 2.1 (8)

Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 2, die unter den aufgeführten Bedingungen für Nachweise auf der Sicherheitsebene 1 berücksichtigt werden dürfen.

Entsprechend werden in einem Kernkraftwerk bestimmte Sicherheitsfunktionen durch verschiedene Einrichtungen auf verschiedenen Sicherheitsebenen sichergestellt. Wichtige Beispiele sind die Kontrolle der Reaktivität, die sekundärseitige Wärmeabfuhr bei Druckwasserreaktoren²³ und die Hilfsfunktion der Stromversorgung:

- Die Kontrolle der Reaktivität ist auf den ersten beiden Sicherheitsebenen durch das betriebliche Volumenregelsystem und die Fahrbewegungen der Steuerstäbe realisiert. Auf der dritten Sicherheitsebene sind zwei unabhängige Abschaltssysteme vorhanden, das Schnellabschaltsystem durch die Steuerstäbe und das Zusatzboriersystem. Inhärente Eigenschaften des Kerns (negatives Reaktivitätsfeedback) sind auf allen Sicherheitsebenen relevant, werden aber besonders auf der Sicherheitsebene vier bei unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS) berücksichtigt, da im ATWS-Fall der Ausfall aller Abschaltssysteme unterstellt wird. Diese inhärenten Eigenschaften stellen sicher, dass Reaktivitätsexkursionen mit passiven Mitteln begrenzt werden.
- Die Druckbegrenzung und Wärmeabfuhr auf der Sekundärseite eines Druckwasserreaktors erfolgt auf der ersten und zweiten Sicherheitsebene durch die Turbine und die Frischdampfumleitstation zum Hauptkondensator. Auf der dritten Sicherheitsebene können Frischdampfabblassventile geöffnet werden und auf der vierten Sicherheitsebene können Sicherheitsventile im Rahmen von sekundärseitigem Bleed- und Feed²⁴ verwendet werden. Bezüglich der Bespeisung der Dampferzeuger existiert ein betriebliches System für die Sicherheitsebenen eins und zwei. In der dritten Sicherheitsebene wird ein Notspeisesystem verwendet und in der vierten Sicherheitsebene mobile (dieselgetriebene) Pumpen.
- Die Versorgung mit elektrischer Energie erfolgt in den Sicherheitsebenen eins und zwei über die Eigenbedarfsversorgung aus selbst produziertem Strom oder über das externe Stromnetz (mindestens zwei unabhängige Netzanschlüsse müssen vorhanden sein). Auf der dritten Sicherheitsebene erfolgt die Notstromversorgung

²³ Durch ein separates Notspeisesystem

²⁴ Bespeisung der Dampferzeuger nach sekundärseitiger Druckentlastung

über Notstromdiesel und unterbrechungsfrei über Batterien. Auf der vierten Sicherheitsebene sind technisch diversitäre Notstromdieselgeneratoren, mobile Dieselgeneratoren und ein dritter Netzanschluss für die langfristige Versorgung mit Strom verfügbar.

Das Sicherheitskonzept der Fusion basiert wie das der Kerntechnik auf dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen (siehe Kapitel 4.1 und Tab. 5-2). Die Zuordnung der einzelnen auslösenden Ereignisse zu verschiedenen Sicherheitsebenen ist Bestandteil des Sicherheitskonzepts der Fusion (siehe Kapitel 2). Die Einteilung der möglichen Ereignisse erfolgt dabei sowohl nach probabilistischen Kriterien, als auch nach den möglichen Konsequenzen der Ereignisabläufe.

Prinzipiell ist es möglich, die Systemfunktionen eines Fusionskraftwerks einzelnen Sicherheitsebenen zuzuordnen entsprechend der Sicherheitsebene, der das auslösende Ereignis zugeordnet ist (Auslegungsstörfall, auslegungsüberschreitender Störfall) und für dessen Beherrschung die Systemfunktion verwendet wird. Aber diese Zuordnung muss auf der Grundlage eines konkreten Anlagendesigns erfolgen. Ein solches liegt auf Basis der momentan verfügbaren Literatur und den Informationen aus Kapitel 4 noch nicht vor, so dass eine systematische Zuordnung von Maßnahmen und Einrichtungen eines Fusionskraftwerks zu einer Sicherheitsebene bislang nur exemplarisch erfolgen kann.

Während betriebliche Systeme auf den ersten beiden Sicherheitsebenen verwendet werden, werden spezielle Sicherheitssysteme für Auslegungsstörfälle verwendet. Für bestimmte auslegungsüberschreitende Störfälle werden sowohl aktive als auch passive Eigenschaften eines Fusionskraftwerks berücksichtigt (so wird z. B. das HVAC System in dem auslegungsüberschreitenden Störfall „Fire in the Tritium Plant with propagation to a glove box“ berücksichtigt [PSR10, Vol.II, Abschnitt 2.2]).

Eine Staffelung der Maßnahmen und Einrichtungen zur Abschaltung, Wärmeabfuhr und zur Stromversorgung ist auch Bestandteil im Sicherheitskonzept der Fusion:

- Betrieblich kann die Fusionsreaktion beendet werden, indem die Brennstoffzufuhr zum Plasma gestoppt wird, da der Brennstoff im Plasma nur für eine kurze Betriebszeit reicht. Auf der dritten Sicherheitsebene ist für ITER ein Plasmaschnellabschaltssystem implementiert. Ob dieses auch für ein Fusionskraftwerk allgemein

oder auch bei Kraftwerken nach dem Stellaratorprinzip notwendig sein wird, hängt vom konkreten Anlagendesign ab und steht zum jetzigen Zeitpunkt noch nicht fest.

Für auslegungsüberschreitende Störfälle ist ein passives Abschalten der Fusionsreaktion sichergestellt, da Reaktionen des Plasmas mit der ersten Wand zu einer Abschaltung durch Verunreinigungen im Plasma führen.

- Bezüglich der Wärmeabfuhr existieren noch keine detaillierten Beschreibungen in [PPC05], da dies von Details des Blanketdesigns abhängt. Trotzdem zeigt das Beispiel ITER, dass betriebliche Systeme zum Wärmetransport (PHTSs) vorgesehen sind, um die internen Strukturen im Vakuumbehälter zu kühlen („First Wall and Blanket PHTS“, „Divertor PHTS“, „Neutral Beam Injector PHTS“ und „Vacuum Vessel PHTS“). Bei Ausfall dieser Systeme ist ein Notkühlsystem als Sicherheitssystem vorgesehen. Schließlich soll die Kühlung des Vakuumbehälters und der entsprechenden Strukturen bei einem totalen Ausfall der aktiven Kühlsysteme auch über passiven Wärmetransport gewährleistet werden. Sofern die passive Kühlbarkeit für ein zukünftiges Fusionskraftwerk auf Basis des detaillierten Designs, insbesondere unter Berücksichtigung der Verfügbarkeit von geeigneten Materialien, nachgewiesen werden kann, könnten Anforderungen an aktive Systeme zur Kühlung im Vergleich zur Kerntechnik deutlich reduziert werden.
- Nach Informationen aus [PPC05] wird für die Abfuhr der Nachzerfallswärme kein aktives Kühlsystem benötigt, so dass die Verfügbarkeit der Notstromversorgung keine Voraussetzung für die Gewährleistung der Nachwärmeabfuhr mehr darstellen würde.

Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen liegt also auch dem gegenwärtigen Sicherheitskonzept der Fusion zugrunde. Bezüglich der Zuordnung von auslösenden Ereignissen und Anlagenzuständen folgt dabei das Sicherheitskonzept der Fusion der in der Kerntechnik angewendeten Methodik.

Auch für einen Teil der notwendigen Maßnahmen und Einrichtungen zur Aufrechterhaltung der Sicherheitsfunktionen eines Fusionskraftwerks kann, wie gerade diskutiert, die grundsätzliche Umsetzung des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsebenen bereits heute aufgezeigt werden. Eine detaillierte Diskussion des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsebenen, insbesondere mit Blick auf die Unabhängigkeit der Maßnahmen und Einrichtungen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen ist aber derzeit nicht möglich,

da dazu notwendige grundlegende Designinformationen noch nicht zur Verfügung stehen.

So ist beispielsweise ein Schnellentladungssystem für die Magnete notwendig, um ein Quenchen der supraleitenden Magnetspulen zu beherrschen. Sowohl ITER als auch andere Fusionsexperimente (Wendelstein 7-X, Tore-Supra, Large Helical Device) besitzen Schnellentladungssysteme für die Magnete, die für ein kontrolliertes Abschalten der Magnete entwickelt wurden (indem die in den Magneten gespeicherte Energie durch Widerstände in Wärme umgewandelt wird). Im Sinne der Sicherheit sollte ein Quenchen die Integrität sicherheitsrelevanter Komponenten nicht beeinflussen. Es wird gegenwärtig untersucht, ob und wie Quencheffekte und die damit verbundenen potenziellen Folgeschäden durch unabhängige Einrichtungen auf verschiedenen Sicherheitsebenen beherrscht werden können, vergleiche auch Kapitel 5.3.9.2.

5.3.4 Sicherheitsebene 4

Wie beispielsweise in [WEN09], Anhang 2, diskutiert wurde, enthielt der ursprüngliche Ansatz zu gestaffelten Sicherheitsebenen für Kernkraftwerke drei Sicherheitsebenen, die die Grundlage für das Design der Anlagen lieferte. Als Reaktion auf die Erkenntnisse, die in probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA), dem Unfall in Three Mile Island (USA, 1979), der zu einem schweren Kernschmelzunfall führte, und dem katastrophalen Unfall mit erheblicher Freisetzung in Tschernobyl (Ukrainische Republik) gewonnen wurden, wurde der ursprüngliche Ansatz angepasst und um zwei weitere Sicherheitsebenen ergänzt. Da diese Sicherheitsebenen nicht Bestandteil des ursprünglichen Anlagenkonzepts der bestehenden Kernkraftwerke waren, wurden diese Sicherheitsebenen und die entsprechenden Maßnahmen als auslegungsüberschreitend eingestuft. Für neue Kernkraftwerke werden diese Sicherheitsebenen und die entsprechenden Maßnahmen Bestandteil des Anlagendesigns sein. Dies betrifft besonders Maßnahmen und Einrichtungen, um Mehrfachausfälle und angenommene Kernschmelzunfälle zu beherrschen.²⁵

²⁵ [WEN09] p. 21ff.

Gemäß [SIA12] ist auch im gegenwärtigen kerntechnischen Regelwerk die Sicherheitsebene 4 integraler Bestandteil des Sicherheitskonzepts von Kernkraftwerken. Diese vierte Sicherheitsebene beinhaltet in Deutschland zwei klar abgegrenzte Gruppen von Ereignissen.

Auf der Sicherheitsebene 4a werden sehr seltene Ereignisse mit einem angenommenen Ausfall des Abschaltsystems behandelt. Während dieser Ereignisse darf es nicht zu einem Schaden an der druckführenden Umschließung des Kühlmittels und des Sicherheitsbehälters kommen. Mögliche Brennelementschäden dürfen nicht zu einem Überschreiten der radiologischen Sicherheitskriterien führen. Um solche Ereignisse zu verhindern existieren zwei unabhängige Abschaltssysteme in einem Kernkraftwerk. Darüber hinaus ist der Reaktorkern so ausgelegt, dass durch inhärente reaktorphysikalische Rückkopplungsmechanismen die Konsequenzen eines solchen Ereignisses so begrenzt werden, dass die sicherheitsrelevanten Nachweiseziele für ein solches Ereignis eingehalten werden.²⁶

Außerdem sind präventive und mitigative Notfallmaßnahmen vorzusehen, um Ereignisse mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen oder Unfälle mit schweren Kernschäden auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c zu behandeln. Diese Maßnahmen müssen sicherstellen, dass mindestens eine Barriere zum Einschluss des radioaktiven Inventars erhalten bleibt. Für die Planung von präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes ist die Möglichkeit des vollständigen Ausfalls jeweils einer der zur Beherrschung der Ereignisse auf der Sicherheitsebene 3 erforderlichen Sicherheitsfunktionen zu analysieren.²⁷

Auf der Sicherheitsebene 4 können neben den eigens auf dieser Ebene vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen auch jeweils geeignete Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 genutzt werden. Die eigens für den anlageninternen Notfallschutz vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen dürfen in den Nachweisführungen auf den anderen Sicherheitsebenen nicht herangezogen werden. Das Ziel dieser Sicherheitsebene ist es, frühe oder große Freisetzungen zu verhindern und sicher-

²⁶ [SIA12], 2.1(1), 2.2 (4), 3.2(4), 3.2(5)

²⁷ [SIA12], 2.1(1), 2.1 (3), 2.2 (5), 4.3(4).

zustellen, dass Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes nur in räumlich und zeitlich begrenztem Umfang erforderlich werden.²⁸

Die Sicherheitsebene 4c behandelt Anlagenzustände mit Schäden des Reaktorkerns oder des Brennstoffs im Brennelementlagerbecken. Während solcher Ereignisse treten Phänomene auf, die sich von denen bei Auslegungsstörfällen unterscheiden. Konkrete Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 beinhalten eine diversitäre Wärmesenke bei Verlust der primären Wärmesenke, Einrichtungen zum Druckabbau des Primärkühlkreises, Einrichtungen, um einen langfristigen Temperatur- oder Druckanstieg im Sicherheitsbehälter und damit ein Versagen des Sicherheitsbehälters zu verhindern (Venting), Einrichtungen, die eine Verbrennung von Gasen (H₂, CO) verhindern, die zu einem Sicherheitsbehälterversagen führen könnten (Inertisierung des Sicherheitsbehälters und/oder passive Wasserstoffrekombinatoren), sowie eine unabhängige Notsteuerstelle.²⁹

Um sicherzustellen, dass mindestens eine Barriere intakt bleibt, beinhaltet das momentane Sicherheitskonzept der Fusion fünf Sicherheitsebenen (siehe Kapitel 4.1). Die vierte Sicherheitsebene der Fusion (Beherrschbarkeit schwerwiegender, ernsthafter Anlagenzustände) und die fünfte Sicherheitsebene (Abschwächung möglicher radiologischer Konsequenzen im Sinne einer signifikanten Freisetzung radioaktiven Inventars) entsprechen in ihrer Zielsetzung den Sicherheitsebenen 4b und 4c in [SIA12]. Die Tatsache, dass schwierige Anlagenbedingungen oder entsprechende auslegungsüberschreitende Anlagenzustände bereits im Sicherheitskonzept der Fusion behandelt werden, ist in Übereinstimmung mit den internationalen Entwicklungen wie in [WEN09] beschrieben.

Während bestimmte Gruppen von Transienten mit einem angenommenen Ausfall des Abschaltsystems auf Sicherheitsebene 4a für Kernreaktoren hoch relevant sind, spielen diese für Fusionskraftwerke wahrscheinlich eine untergeordnete Rolle. Leistungsexkursionen mit einer entsprechenden Freisetzung an Fusionsenergie sind auf der einen Seite begrenzt durch den verfügbaren Brennstoff. Darüber hinaus wird der Fusi-

²⁸ [SIA12] 2.1(10), 2.1(11) and 2.5 (1).

²⁹ [SIA12] 3.3(5), 3.4 (5b), 3.6(7), 3.6 (8), 3.8(2).

onsprozess passiv durch Verunreinigungen im Plasma beendet, falls es zu Plasma/Wand-Wechselwirkungen kommt. Ereignisse mit einem Ausfall des Abschaltsystems werden im momentanen Sicherheitskonzept der Fusion behandelt (siehe die ausführliche Diskussion in 5.3.1). Aufgrund der Eigenschaften der Fusion haben daher die Anforderungen der Sicherheitsebene 4a des kerntechnischen Regelwerks für die Fusion voraussichtlich keine Bedeutung.

Unter der Annahme eines Totalausfalls der Kühlung ist ein Anstieg der Temperaturen innerhalb des Vakuumbehälters durch die Nachzerfallswärme der aktivierten Materialien möglich. Dies bedeutet, dass es designabhängig notwendig werden könnte, einen langfristigen Temperaturanstieg im zweiten Sicherheitseinschluss zu beherrschen (siehe Tab. 4-9). Dort wurde ein „Gemeinsamer Freisetzungsort“ als Sicherheitssystem identifiziert, der bei einem solchen auslegungsüberschreitenden Störfall eingesetzt würde (entsprechend einem Ventingsystem eines Kernkraftwerks).

Sollte das Primärkühlsystem in einem Fusionskraftwerk Wasser als Kühlmittel verwenden, so könnten im Falle von Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Vakuumbehälters Reaktionen des Wassers mit heißen Strukturen des Tokamaks (erste Wand, Blanket) auftreten. Dies könnte zur Produktion von Wasserstoff und in der Folge zu Wasserstoffdeflagrationen oder -detonationen führen, die die Integrität des Sicherheitseinschlusses gefährden. Entsprechend werden Maßnahmen zur Beherrschung dieser Phänomene, wie ein schnelles Inertisierungssystem für den Vakuumbehälter und/oder der Einsatz von Wasserstoffrekombinatoren, vorgesehen (siehe Tab. 4-9). Sollte das Primärkühlsystem z. B. auf Helium oder Flüssigmetall beruhen, so würde die Notwendigkeit einer Beherrschung von Wasserstoff im Vakuumbehälter und im Tokamakgebäude deutlich niedriger sein oder könnte ganz entfallen. Aufgrund des im Vakuumbehälter vorhandenen Staubs muss aber die Gefahr von Staubexplosionen nach einem Zusammenbruch des Vakuums und dem entsprechenden Eindringen von Sauerstoff berücksichtigt werden.

In der PPCS wurde gezeigt, dass es auch ohne aktive Kühlung der Strukturen im Vakuumbehälter zu keinem Schmelzen bzw. strukturellen Versagen der Komponenten im Vakuumbehälter oder des Vakuumbehälters kommt. Falls am konkreten Kraftwerksdesign bestätigt werden kann, dass zur Kühlung der Strukturen im Vakuumbehälter keine aktiven Kühlsysteme notwendig sind, sondern dies durch passiven Wärmetransport gewährleistet werden kann, so können die Anforderungen an ein Kühlsystem für ein

Fusionskraftwerk gegenüber einem Kernkraftwerk geringer sein (z. B. keine Notwendigkeit einer diversitären Wärmesenke, keine Anwendung des Einzelfehlerkonzepts).

Die Bedeutung eines „Hochdruckpfads“ für das Kühlsystem eines Fusionskraftwerks hängt von den Designdetails des Kühlsystems der Blankets und des Divertors ab und kann momentan nur sehr grundsätzlich behandelt werden. Falls es in einem Kernkraftwerk zu einem Versagen des Reaktordruckbehälters nach einer Kernschmelze kommt, und sich der Primärkreisdruck noch auf hohem Niveau befindet, so kann dies die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährden. Deshalb sind Systeme notwendig, um einen hohen Druck im Primärkreis während einer Kernschmelze zu verhindern³⁰, z. B. besondere Ventile, die durch anlageninterne Notfallmaßnahmen geöffnet werden. Zur Problematik eines Hochdruckversagens des Kühlsystems eines Fusionskraftwerks liegen in der ausgewerteten Literatur keine Aussagen vor. Bei einem Hochdruckversagen der Kühlmittleitungen würde die in diesen gespeicherte Energie (siehe Tab. 2-4) sehr schnell freigesetzt werden. Diese schnelle Freisetzung könnte die Integrität von Barrieren gefährden. Ob an Fusionskraftwerke vergleichbare Anforderungen zur Vermeidung eines Hochdruckversagens zu stellen sind, oder ob ein derartiges Szenario für ein Fusionskraftwerk nicht zu einer Gefährdung des Sicherheitseinschlusses führen kann, muss auf der Basis eines konkreten Anlagendesigns untersucht werden.

Hinsichtlich der Notwendigkeit einer Berücksichtigung spezieller Unfallabläufe, der dabei auftretenden Unfallphänomene sowie resultierender Notfallmaßnahmen kann somit das heutige Kerntechnische Regelwerk sinngemäß auf die Fusion übertragen werden. Fusionspezifische Abläufe und Phänomene werden im gegenwärtigen Sicherheitskonzept der Fusion adressiert. Die erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen für ein Fusionskraftwerk können aber erst auf Basis eines konkreten Anlagendesigns konkretisiert werden.

5.3.5 Einwirkungen von außen sowie aus Notstandsfällen

Ein integraler Bestandteil des Sicherheitskonzepts von Kernkraftwerken ist die Berücksichtigung von Einwirkungen von außen. Die [SIA12] fordern, dass alle Maßnahmen

³⁰ [SIA12], 3.4 (5b)

und Einrichtungen, die für ein Abfahren des Reaktors, die Nachwärmeabfuhr und den Einschluss der Radioaktivität erforderlich sind, ihre Aufgaben auch unter den Bedingungen einer Einwirkung von außen erfüllen.³¹

Insbesondere sollen alle Sicherheitssysteme, sowie Maßnahmen und Einrichtungen, die zur Beherrschung von sehr seltenen zivilisatorisch bedingten Notstandsfällen nötig sind, während solcher Einwirkungen von außen verfügbar sein.³² Bei Einwirkungen aus Notstandsfällen ist sicherzustellen, dass im Ereignisfall mindestens eine Redundante bei den zur Ereignisbeherrschung erforderlichen Einrichtungen für mindestens 10 Stunden ohne die Notwendigkeit einer externen Unterstützung erhalten bleibt.³³ Der Sicherheitsbehälter muss seine sicherheitstechnischen Aufgaben bei den Einwirkungen von innen und außen sowie bei Notstandsfällen erfüllen.³⁴

Die Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks mit Blick auf die Einwirkungen von außen sowie aus Notstandsfällen sind bezüglich des zu berücksichtigenden Ereignisspektrums auf die Fusion übertragbar. Externe Einwirkungen und Notstandsfälle werden noch nicht explizit im Sicherheitskonzept der Fusion behandelt. Andererseits wurde in früheren Studien der Schluss gezogen, dass nur bei bestimmten Einwirkungen von außen die Möglichkeit besteht, den Einschluss der Radioaktivität vollständig zu durchbrechen. Deshalb wurde vorgeschlagen, dass eine Auswahl dieser Einwirkungen, insbesondere der Absturz eines Flugzeugs und Erdbeben, in der Anlagenauslegung berücksichtigt werden (siehe 2.3.1.2).

Sofern die Maßnahmen und Einrichtungen für ein Abfahren des Reaktors und die Nachwärmeabfuhr bei einem Fusionskraftwerk auf inhärenten Eigenschaften der Anlage beruhen (Unterbrechung des Fusionsprozesses bei Störungen, vgl. Abschnitt 5.3.1, passive Abfuhr der Nachzerfallsleistung, vgl. Abschnitt 5.3.7) wird die Aufrechterhaltung dieser Funktionen auch bei Einwirkungen von außen oder Notstandsfällen einfacher zu realisieren sein als bei Kernkraftwerken.

³¹ [SIA12] 2.4 (1) and 2.4 (4).

³² [SIA12] 2.1 (5).

³³ [SIA12] 3.1 (9).

³⁴ [SIA12] 3.6(1)

Externe Einwirkungen werden den Standortauswahlprozess für ein zukünftiges Fusionskraftwerk beeinflussen. Abhängig vom Standort werden unterschiedliche externe Einwirkungen zu berücksichtigen sein. Gegebenenfalls werden ungünstige Standorte ausgeschlossen werden müssen.

Unabhängig vom Standort folgen aus Notstandsfällen wie dem Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs Anforderungen, insbesondere an das Reaktorgebäude (zweiter Sicherheitseinschluss). Da das Reaktorgebäude eine besondere Rolle für den Einschluss der Radioaktivität spielt, sind die Anforderungen an die zu berücksichtigenden Notstandsfälle auch auf Fusionskraftwerke übertragbar.

5.3.6 Betriebsbewährung

Basierend auf einer Auswertung der Betriebserfahrung deutscher und ausländischer Kernkraftwerke fordert das aktuelle kerntechnische Regelwerk die Anwendung bewährter Methoden und qualifizierter Materialien sowie validierter Berechnungsmethoden für die Sicherheitsnachweise.

Insbesondere fordert die [SIA12] als übergeordnete technische Anforderung, dass qualifizierte Werkstoffe, Fertigungs- und Prüfverfahren sowie betriebsbewährte oder ausreichend geprüfte Einrichtungen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a verwendet werden.³⁵

Alle sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen müssen so beschaffen und angeordnet sein, dass sie entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung und Aufgabe vor ihrer Inbetriebnahme und danach in regelmäßigen Zeitabständen in hinreichendem Umfang geprüft und gewartet werden können, um den spezifikationsgerechten Zustand feststellen und sich anbahnende Abweichungen von prüfbareren Qualitätsmerkmalen erkennen zu können. Andernfalls sind Maßnahmen und Einrichtungen derart vorzusehen, dass ein zu unterstellender Ausfall solcher Einrichtungen beherrscht wird.³⁶

³⁵ [SIA12], 3.1 (2)

³⁶ [SIA12], 3.1 (12)

Bei rechnerischen Sicherheitsnachweisen müssen für den jeweiligen Anwendungsbereich validierte Berechnungsverfahren verwendet werden.³⁷

Für Fusionskraftwerke gibt es bis jetzt nur wenig direkt anwendbare Betriebserfahrung. Seit den 1950er Jahren waren verschiedene Versuchsanlagen in Betrieb, um die Grundlagen der Fusionsphysik und –technologie zu testen und zu validieren. Bis heute existiert keine Versuchsanlage oder Prototyp, der unter den gleichen Randbedingungen wie ein Fusionskraftwerk arbeiten würde.

Einzelne Aspekte eines zukünftigen Fusionskraftwerks liegen außerhalb der momentanen Betriebserfahrung im Bereich der Kerntechnik, insbesondere

- Materialeigenschaften (aufgrund der hohen Neutronenfluenz und der Temperaturgradienten)
- Brennstoffkreislaufaspekte (Brennstoffkreisläufe und Brutblankets werden in ITER getestet)

Besondere Technologien, die für ein Fusionskraftwerk benötigt werden, sind

- die Erzeugung starker Magnetfelder (Betriebserfahrung mit Magnetfeldern werden in den aktuellen Fusionsexperimenten und in Anlagen mit supraleitenden Magneten wie Beschleunigern gewonnen; ITER wird zukünftigen Fusionskraftwerken in Sachen Magnetfeldenergien am nächsten kommen)
- die Beherrschung hoher Wärmeströme, insbesondere auf dem Divertor (Betriebserfahrung wird in den aktuellen Fusionsexperimenten und zukünftig insbesondere in Wendelstein 7-X sowie ITER bezüglich kontinuierlicher Wärmeabfuhr bei großen Wärmeströmen gewonnen)

Sinngemäß werden Anforderungen des Kerntechnischen Regelwerks an eine hohe Qualität der Einrichtungen und Maßnahmen auch auf ein Fusionskraftwerk Anwendung finden. Dabei können konkrete Anforderungen mit Blick auf die Anwendung von Betriebserfahrung nur teilweise auf ein zukünftiges Fusionskraftwerk übertragen werden.

³⁷ [SIA12], 5 (4)

5.3.7 Kühlung

In Kernkraftwerken muss die Nachwärme durch aktive Systeme abgeführt werden, um eine Kernschmelze zu verhindern. Entsprechend ist die ständige Kühlung des Reaktorkerns und des Brennelementlagerbeckens eine wichtige Sicherheitsfunktion. Das aktuelle kerntechnische Regelwerk spezifiziert Anforderungen an die Kühlbarkeit des Brennstoffs auf allen Sicherheitsebenen.³⁸

Wie im Kapitel 5.3.1 beschrieben gibt es keine Fusionsprodukte, deren Nachzerfallswärme abgeführt werden müsste. Aber die aktivierten Strukturen des Blankets, des Divertors und anderer Komponenten im Vakuumbehälter erzeugen (Nach)Zerfallswärme. Für ITER (500 MW_{th}) wurde abgeschätzt, dass nach Abschaltung des Fusionsprozesses die Nachzerfallswärme der aktivierten Komponenten wie folgt mit der Zeit abnimmt: nach 1 s ca. 13 MW, nach 1 h ca. 5,5 MW und nach einem Tag ca. 1,3 MW [BER10].

In [PPC05] wurde gezeigt, dass für das Modell B die Nachzerfallsleistung eine Stunde nach Abschaltung 0,6 % der nominalen thermischen Leistung (3180 MW) beträgt. Somit muss eine Stunde nach Abschaltung mit einer Nachzerfallsleistung von ungefähr 20 MW bis 40 MW gerechnet werden. Dies entspricht etwa der Nachzerfallsleistung in einem Kernkraftwerk (ca. 1 % der nominalen thermischen Leistung). Allerdings ist in einem Fusionskraftwerk die Nachzerfallsleistung pro Masse um mehrere Größenordnungen niedriger als in einem Kernkraftwerk (in der Mitte des Brutblankets in Abhängigkeit vom Material 10 W/kg oder weniger [COO97]; die spezifische Nachwärme von Brennelementen eines Kernkraftwerks liegt dagegen in der Größenordnung von 1 kW/kg [DIN90]). Durch detaillierte Analysen ist nachzuweisen, dass die lokal produzierte Nachzerfallswärme die Integrität der ersten Barriere nicht gefährdet.

In Abb. 5-1 ist das Ergebnis einer Unfallablaufanalyse unter der Annahme des Verlustes aller aktiven (Kühl-)Systeme dargestellt. Ein signifikanter Temperaturanstieg (zusammen mit entsprechenden Temperaturgradienten) ist für die Komponenten im Vakuumbehälter zu erwarten. Trotzdem zeigt diese Analyse (unter vereinfachten Annahmen), dass die maximal erreichten Temperaturen unter jenen liegen, die zu einem Schmelzen oder strukturellen Versagen der betroffenen Komponenten führen würden.

³⁸ [SIA12], 3.3

Falls dies auch für die konkreten Bedingungen eines zukünftigen Fusionskraftwerks gezeigt werden kann (unter Berücksichtigung der dann verfügbaren Materialien und der spezifischen Nachzerfallsleistung, d. h. der Nachzerfallsleistung pro Masse), würde daraus folgen, dass das Schutzziel Kühlung (der aktivierten Komponenten) ohne aktive Systeme eingehalten werden könnte.

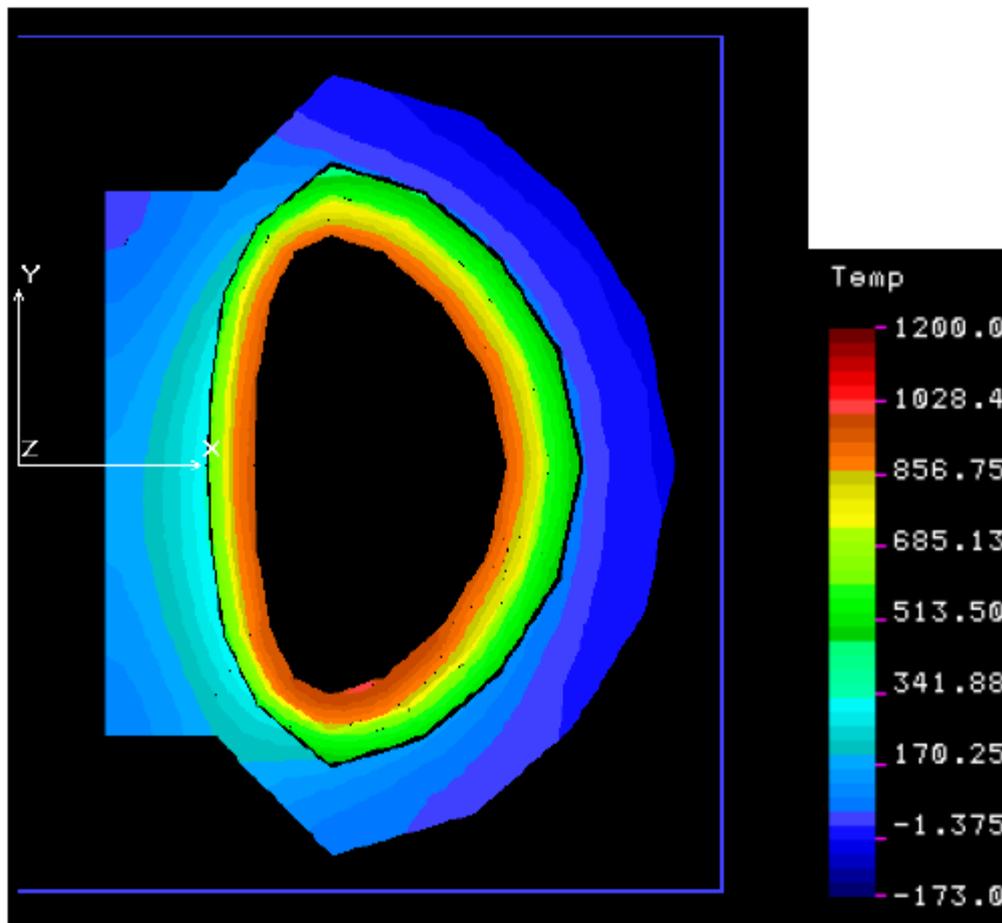


Abb. 5-1 Temperatur (in °C) im Profil in einem poloidalen Querschnitt des PPCS Model A, 10 Tage nach Beginn eines hypothetischen, abdeckenden Ereignisses mit einem Komplettverlust des Kühlmittels und einem Ausfall aller aktiven Systeme [PPC05].

Prinzipiell besteht die Notwendigkeit der Kühlung der aktivierten Komponenten eines Fusionskraftwerks, da die Nachzerfallsleistung ungefähr in der gleichen Größenordnung liegt wie bei einem Kernkraftwerk. Diese Anforderungen bestehen unabhängig davon, ob die Nachwärmeabfuhr aktiv oder passiv erfolgt. Daher sind Anforderungen an die Nachkühlung sinngemäß übertragbar. Bei erfolgreichem Nachweis einer passiven Wärmeabfuhr (z. B. durch Strahlung in das Tokamak-Gebäude, konvektiven Wärmetransport in der Gebäudeatmosphäre, Wärmeleitung durch die Gebäudewände, na-

türliche Zirkulation außerhalb des Gebäudes) würden sich entsprechend reduzierte Anforderungen an die konkreten aktiven Maßnahmen und Einrichtungen zur Einhaltung dieses Schutzziels ergeben.

5.3.8 Leck vor Bruch

Die [SIA12] fordern, dass für bestimmte Teile der Rohrleitungen in einem Kernkraftwerk ihre Basissicherheit durch das „Leck vor Bruch Konzept“ garantiert wird.³⁹ Dieses Konzept wurde in den letzten 25 Jahren auf Basis der Grundsätze zur Vorsorge gegen Schäden, den RSK Leitlinien (RSK-LL) [RSK79], und dem Konzept der Basissicherheit entwickelt [HOF07]. Die Sicherheitsrelevanz dieses Konzepts für Kernkraftwerke ergibt sich aus der Tatsache, dass im Falle eines sich schnell öffnenden Lecks in einem Leitungssystem dynamische Kräfte auftreten könnten, so dass die Integrität der Geometrie der Kerneinbauten nicht mehr sichergestellt wäre. Die Integrität der Kerngeometrie ist aber notwendig, um die Kühlbarkeit des Kernbrennstoffes nachzuweisen. Dieser Effekt ist wichtig, falls Wasser (oder andere Flüssigkeiten) unter hohem Druck als Kühlmedium eingesetzt werden.

In der verfügbaren Literatur wird lediglich in [DOE96] darauf hingewiesen. Für ein Fusionskraftwerk, besonders falls Wasser unter hohem Druck als Kühlmittel eingesetzt werden sollte, müsste entweder nachgewiesen werden, dass die Druckwellen durch ein sich schnell öffnendes großes Leck die Integrität der Barrieren und die Kühlbarkeit des Reaktors nicht gefährdet, oder das Leck vor Bruch Konzept müsste für ein Fusionskraftwerk entsprechend umgesetzt werden. Die Anforderungen des Leck vor Bruch Konzepts müssten bereits beim Design eines Kraftwerks, z. B. bei der Auswahl geeigneter Materialien und der Art, wie periodische Prüfungen durchgeführt werden können, berücksichtigt werden. Die sinngemäße Anwendbarkeit des Leck vor Bruch Konzepts auch auf Fusionskraftwerke kann auf Basis der vorliegenden Literatur daher nicht abschließend bewertet werden.

³⁹ [SIA12], 3.4 (3)

5.3.9 Fusionspezifika, die im bisherigen kerntechnischen Regelwerk nicht berücksichtigt sind

Aufgrund der fundamentalen physikalischen und technischen Unterschiede zwischen einem Kernkraftwerk und einem Fusionskraftwerk werden in einem Fusionskraftwerk andere Komponenten und physikalische Bedingungen vorliegen, die in einem Kernkraftwerk keine Entsprechung besitzen. Abhängig von ihrer Sicherheitsrelevanz können diesbezüglich entsprechende Anpassungen des kerntechnischen Regelwerks notwendig werden, falls dieses für die Bewertungen herangezogen werden soll.

5.3.9.1 Vakuum

Das Plasma aus Tritium und Deuterium wird in einem Gefäß bei sehr niedrigem Druck eingeschlossen. Der Vakuumbehälter besitzt ein Volumen von zweitausend- bis fünftausend Kubikmeter. Ein Verlust des Vakuums bedeutet auch einen Verlust der ersten Barriere. Eine unmittelbare, jedoch sicherheitsgerichtete Auswirkung wäre das Abschalten des Fusionsprozesses durch Verunreinigungen des Plasmas. Weitere mögliche Auswirkungen eines Verlusts des Vakuums wären beim Design eines Fusionskraftwerks zu berücksichtigen und müssten gegebenenfalls in ein angepasstes Regelwerk aufgenommen werden.

5.3.9.2 Magnete

Supraleitende Magnete werden verwendet, um die Magnetfelder zu erzeugen, die für die Kontrolle des Plasmas innerhalb des Vakuumbehälters notwendig sind. Die Magnete speichern eine signifikante Energie, die freigesetzt wird, wenn die Magnete bzw. ihre Spulen ihre Supraleitfähigkeit verlieren, d. h. falls es zum „Quenchen“ der Magnete kommt. Die Freisetzung dieser Energie muss kontrolliert erfolgen. Ansonsten könnte es zu einem Verdampfen des als Kühlmittel eingesetzten flüssigen Heliums kommen, was zu einem signifikanten Druckanstieg in den Kryostaten führen würde. Entsprechend sind Schnellentladungssysteme für die Magnete geplant. Außerdem wird eine Ausdehnung des Heliums berücksichtigt.

Die magnetischen Kräfte sind ebenfalls beim Design der Sicherheitssysteme in der Nähe der Magnete zu berücksichtigen.

Entsprechende Anforderungen an die Sicherheit der Magnetsysteme müssten in ein angepasstes Regelwerk aufgenommen werden.

5.3.9.3 Temperaturen

Obwohl das Plasma mehrere hundert Millionen Kelvin heiß ist, stellt es keine unmittelbare Gefährdung der umschließenden Komponenten durch thermische Einwirkungen dar, da das Plasma nur eine sehr geringe Energiedichte aufweist (nur wenige bar bzw. $0,1 \text{ MJ/m}^3$). Trotzdem sind die das Plasma umgebenden Strukturen einem Wärme- und Teilchenfluss aus dem Plasma ausgesetzt.

Unter betrieblichen Bedingungen beträgt der Wärmefluss an der ersten Wand im Mittel ungefähr $0,5 \text{ MW/m}^2$ und erreicht Spitzenwerte von $10 \sim 15 \text{ MW/m}^2$ (nur für die Spitzenbelastung des Divertors). Für Kernkraftwerke beträgt der typische Wert 1 MW/m^2 für den Wärmefluss durch das Brennstabhüllrohr.

Erste Analysen haben gezeigt, dass diese thermischen Bedingungen auf Grund der inhärenten Eigenschaften der Fusion keine Gefährdung der ersten Barriere zum Einschluss der Radioaktivität darstellen. Trotzdem müssten diese Bedingungen in einem angepassten Regelwerk berücksichtigt werden.

5.3.9.4 Hochenergetische Neutronenstrahlung

Beim Fusionsprozess werden hochenergetische Neutronen produziert (ca. 14 MeV). Diese Neutronen müssen innerhalb des Blankets und der dahinter liegenden Neutronenabschirmung gestoppt werden. Sie werden benötigt, um dort aus Lithium den Fusionsbrennstoff Tritium zu erbrüten. Sie sollten nicht mit dem Vakuumbehälter und den Magneten wechselwirken. Die Neutronen reagieren mit den Atomen in den Wandstrukturen. Die Anzahl der Dislokationen pro Atom (displacement per atom, dpa) ist ein Maß für den Materialschaden und abhängig davon, wie oft eine Wechselwirkung stattfindet. Das Brennstabhüllrohr in einem Kernkraftwerk erreicht Werte von ungefähr 20 bis 30 dpa. In schnellen Reaktoren werden Werte von bis zu 150 dpa erreicht. Für das Blanket in einem Fusionskraftwerk werden während dessen Aufenthaltszeit im Reaktor Werte von ca. 100 bis 150 dpa erwartet, abhängig von seiner Position.

In einem angepassten Regelwerk müssten diese signifikant größeren Belastungen der Strukturen und Komponenten durch die Neutronenstrahlung berücksichtigt werden (z. B. falls das Leck vor Bruch Konzept auch in Fusionskraftwerken angewendet werden sollte).

5.3.9.5 Flüssigmetallkühlung

Ein mögliches Kühlmittel, das im Rahmen der PPCS untersucht wurde, sind Flüssigmetalllegierungen (für die Zukunftsmodelle C und D). Die sicherheitstechnische Bedeutung dieses Kühlmittels wurde in der Kerntechnik in der Vergangenheit für so genannte Schnelle Reaktoren und aktuell für bestimmte Reaktortypen der Generation IV untersucht. Im aktuellen kerntechnischen Regelwerk finden sich dazu keine Anforderungen. In einem an die Fusion angepassten Regelwerk müssten spezifische Anforderungen mit Blick auf das verwendete Kühlmittel berücksichtigt werden.

6 AP5: Bewertung der Übertragbarkeit der Kernspalttechnikkonzepte (abdeckendes Ereignis, gestaffelte Sicherheitsebenen) auf die Fusionstechnik, mögliche Alternativkonzepte

Im AP5 wird gemäß der Ausschreibung des BfS [BFS11] die Übertragbarkeit des Konzepts eines abdeckenden Ereignisses und des Konzepts gestaffelter Sicherheitsebenen auf die Fusionstechnologie diskutiert. Das Arbeitspaket basiert auf den Ergebnissen der AP1 bis 4. Diese Ergebnisse haben gezeigt, dass das Sicherheitskonzept der Fusionstechnologie einem Sicherheitskonzept von gestaffelten Sicherheitsebenen („*defence in depth*“) folgt.

Wie in Kapitel 2 beschrieben, können auslösende Ereignisse gemäß diesem gestaffelten Sicherheitskonzept in unterschiedliche Sicherheitsebenen eingeteilt werden. In Kapitel 3 wurde beschrieben, zu welchen Anlagenzuständen diese Ereignisse führen können, und wie sich diese Anlagenzustände den einzelnen Sicherheitsebenen zuordnen lassen. Die gemäß aktuellem Forschungs- und Entwicklungsstand vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen gegen Stör- und Unfälle (entsprechend den Sicherheitsebenen 3 und 4 des kerntechnischen Regelwerks) wurden in Kapitel 4 beschrieben. In Kapitel 5 wurde gezeigt, dass das Konzept eines abdeckenden Ereignisses nicht ausreicht, um ohne ein begleitendes Sicherheitskonzept die Sicherheit eines Fusionskraftwerks nachzuweisen. Außerdem wurde die Übertragbarkeit des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsebenen überprüft, wie es in der Kerntechnik angewandt wird, vgl. [SIA12]. Dabei wurde festgestellt, dass sich das Sicherheitskonzept der Kerntechnik grundsätzlich auf die Konzepte für Fusionskraftwerke übertragen lässt. Es wurden verschiedene Aspekte diskutiert, bei denen sich aufgrund der physikalisch-technischen Unterschiede zwischen Fusionskraftwerken und Kernkraftwerken Abweichungen im Sicherheitskonzept ergeben. Demnach besteht keine Notwendigkeit, eine Alternative zu dem von der Fusion bisher verwendeten Sicherheitskonzept zu entwickeln.

6.1 Das Sicherheitskonzept der Fusion

Das Sicherheitskonzept der Fusion orientiert sich an heutigen Sicherheitskonzepten für Anlagen mit radioaktivem Inventar. Es baut dazu auf dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen („Defence in Depth“) auf (siehe Kapitel 4.1 und Tab. 4-2).

Die Zuordnung von Ereignisabläufen und der daraus resultierenden Anlagenzustände bzw. Konsequenzen ist ebenfalls Teil des Sicherheitskonzepts der Fusion und wurde in Kapitel 3 behandelt. Es existieren radiologische Kriterien, die die einzelnen Ereignisabläufe gemäß ihren radiologischen Konsequenzen unterschiedlichen Sicherheitsebenen zuordnen (siehe Tab. 4-2). Diese Zuordnung ist in der Literatur bereits für ausgewählte Ereignisabläufe durchgeführt worden und zeigte, dass die ausgewählten Ereignisabläufe die Kriterien der Sicherheitsebene der jeweils auslösenden Ereignisse erfüllten. Eine systematische Untersuchung vergleichbar einer Ereignisbaumanalyse einer Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) in der Kerntechnik liegt jedoch noch nicht vor. Da dafür die notwendige Tiefe eines Anlagendesigns noch nicht vorhanden ist, wäre diese gegenwärtig auch nur schwer zu realisieren.

Wie in Kapitel 5.3 beschrieben, folgt auch das kerntechnische Regelwerk dem Ansatz der gestaffelten Sicherheitsebenen. Die Sicherheitsebenen der Kerntechnik sind in Tab. 5-2 aufgeführt. Bei der Ausgestaltung der Sicherheitskonzepte ergeben sich jedoch spezifische Unterschiede zwischen Kernkraftwerken und Fusionskraftwerken aufgrund der physikalischen und technischen Eigenschaften der Fusion. Diese Unterschiede sind einerseits auf das in der Anlage vorhandene radioaktive Inventar (siehe Tab. 3-3 und Tab. 5-1) und andererseits auf Unterschiede in den für eine mögliche Freisetzung relevanten Pfaden (interne Energie, Sicherheitsfunktionen) zurückzuführen.

Das als Brennstoff in einem Fusionskraftwerk verwendete Tritium bildet einen wesentlichen Anteil des radioaktiven Inventars. Weiterhin werden durch die in der Fusionsreaktion entstehenden Neutronen Strukturen des Fusionskraftwerks aktiviert. Diese Aktivierungsprodukte stellen zusammen mit dem in der Anlage vorhanden Tritium das radioaktive Inventar eines Fusionskraftwerks dar. Die Unterschiede zwischen dem Inventar eines Kern- und eines Fusionskraftwerks wurden in Kapitel 5.2 beschrieben.

Für die Einhaltung der spezifischen radiologischen Kriterien auf den einzelnen Sicherheitsebenen sind in einem Fusionskraftwerk verschiedene Maßnahmen und Einrichtungen zur Gewährleistung von Sicherheitsfunktionen vorgesehen.

Die Sicherheitsfunktionen bei der Fusion werden durch inhärente physikalische Prinzipien sowie durch passive oder durch aktive Sicherheitseinrichtungen gewährleistet. Ein Schwerpunkt des Sicherheitskonzepts der Fusion liegt auf der Nutzung inhärenter Eigenschaften der Fusion oder passiver Sicherheitsmechanismen. Ziel des Sicherheitskonzepts der Fusion ist es, solche Ereignisse zu verhindern, bei denen anlagenexterne Katastrophenschutzmaßnahmen notwendig wären. Bisherige Analysen für anlagenintern ausgelöste Ereignisse zeigen die grundsätzliche Realisierbarkeit dieses Ziels.

6.2 Abdeckendes Ereignis und die Notwendigkeit für ein detaillierteres Sicherheitskonzept

In Kapitel 5.2 wurde überprüft, ob für die Fusion überhaupt ein der Kernspaltung vergleichbares Sicherheitskonzept erforderlich ist. Dazu wurde zunächst – vollständig unabhängig von konkreten Unfallszenarien oder einem tatsächlichen Anlagenkonzept – betrachtet, welche Konsequenzen bei einer postulierten Freisetzung großer Teile des radioaktiven Inventars eines Fusionskraftwerks möglich sind. Ein solches „Worst-Case“-Szenario (abdeckendes Ereignis) wurde mit einer entsprechenden postulierten Freisetzung großer Teile des radioaktiven Inventars eines Kernkraftwerks verglichen. Als Maßstab diente hierbei das radiologische Kriterium, bei dessen Überschreitung in der Umgebung der Anlage eine Evakuierung erforderlich wäre.

Es zeigt sich, dass bei einem Kernkraftwerk dieses radiologische Kriterium bei der hier postulierten Freisetzung relevanter Anteile des Inventars um mehrere Größenordnungen überschritten werden kann. Für ein Fusionskraftwerk sind die möglichen radiologischen Konsequenzen demgegenüber geringer. Sie liegen in der Größenordnung des Evakuierungsgrenzwertes. Ein quantitativer Vergleich der sich aus den Freisetzungen ergebenden äquivalenten Strahlendosis wurde in [GUL93] durchgeführt und zeigte, dass die Werte bei einem Kernkraftwerk um bis zu vier Größenordnungen höher liegen als für ein Fusionskraftwerk.

Da ein Unterschreiten des Evakuierungsgrenzwertes für die unterstellten Freisetzungen großer Teile des Inventars eines Fusionskraftwerks nicht nachzuweisen ist, reicht

die Betrachtung eines abdeckenden Ereignisses für sich alleine nicht aus. Daher ist auch für die Fusion ein Sicherheitskonzept notwendig, um den Einschluss des radioaktiven Inventars sicherzustellen.

6.3 Übertragbarkeit des heutigen kerntechnischen Regelwerks auf die Fusion

In Kapitel 5.3 wurde beim Vergleich des Sicherheitskonzepts der Fusion mit dem der Kerntechnik diskutiert, in wie weit die Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung (der Brennelemente)“ und „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ auf das Sicherheitskonzept der Fusion übertragen werden können:

Durch das Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“ sollen in einem Kernreaktor einerseits Leistungsexkursionen, die zu einer Zerstörung des Reaktors und einer damit verbundenen Freisetzung von Radioaktivität führen können, verhindert werden. Dazu umfasst dieses Schutzziel im kerntechnischen Regelwerk die Kontrolle der Reaktivität im Reaktorkern und bei der Handhabung sowie Lagerung von Brennelementen. Wie in den Kapiteln 2.2.4.1 und 5.3.1 diskutiert, handelt es sich beim Fusionsprozess nicht um eine Kettenreaktion. Deshalb sind auch keine Leistungsexkursionen durch positive Rückkopplungsmechanismen möglich. Außerdem ist eine Rekritikalität durch eine Akkumulation von Brennstoff oder aktiviertem Material physikalisch ausgeschlossen. Diesbezügliche Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks sind damit auf die Fusion nicht übertragbar. Darüber hinaus umfasst dieses Schutzziel Anforderung an die Abschaltbarkeit. Die Abschaltbarkeit eines Fusionskraftwerks wird dadurch erfüllt, dass der Fusionsprozess in allen Störfällen aufgrund der zugrunde liegenden physikalischen Prozesse selbständig zum Erliegen kommt. Das Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“ ist daher nur im übertragenen Sinn bezüglich des Aspekts der Abschaltung auf ein Fusionskraftwerk übertragbar. Aufgrund der inhärenten Eigenschaften der Fusion sind hier jedoch deutlich einfachere Maßnahmen zur Einhaltung dieses Schutzziels zu erwarten.

Ein Ergebnis der in Kapitel 3.4 beschriebenen Ereignissequenzen ist, dass auch in einem Fusionskraftwerk nach Unterbrechung der Fusionsreaktion Nachzerfallsleistung durch das Abklingen der entstandenen Aktivierungsprodukte anfällt. Auch das Schutzziel „Kühlbarkeit“ ist daher grundsätzlich auf die Fusion übertragbar. Die bisherigen Analysen zu Kraftwerkskonzepten der Fusion haben gezeigt, dass bei geeigneter Aus-

legung der Anlage alleine durch passive Wärmeabfuhr die Nachzerfallswärme der aktivierten Strukturen abgeführt werden kann, ohne dass es zu einem Versagen der für den Einschluss des radioaktiven Inventars notwendigen Barrieren kommt. Voraussetzung hierfür ist eine geeignete Auslegung der inneren Strukturen (erste Wand, Blanket, Divertor, ...) eines Fusionskraftwerks.

Wie in Kapitel 4 und 5.3.2 beschrieben, basiert der Nachweis des „Einschlusses der radioaktiven Stoffe“ in den momentanen Anlagenkonzepten neben den physischen Barrieren (Vakuumbehälter und Reaktorgebäude) auch auf Rückhaltefunktionen, die teilweise durch aktive Maßnahmen und Einrichtungen erfüllt werden, wie z. B. dem sogenannten Detritiumsystem. Dabei wird dem Nachweis dieses Schutzziels ein fusionspezifisches Ereignisspektrum zugrunde gelegt. Wesentliche Ereignisgruppen (Transienten, Kühlmittelverluststörfälle etc.) lassen sich dabei aus dem bisherigen kerntechnischen Regelwerk auch auf die Fusion übertragen. Andere Ereignisgruppen spielen für die Fusion keine Rolle (z. B. Reaktivitätsstörfälle). Neben solchen aus der Kerntechnik übertragbaren Ereignissen sind in einem Fusionskraftwerk auch fusionspezifische Ereignisse und Phänomene zu berücksichtigen (siehe Kapitel 5.3.9). So speichern z. B. die Magnetsysteme, die zum Einschluss des Plasmas notwendig sind, eine signifikante Energie. Diese Phänomene werden vom aktuellen Sicherheitskonzept der Fusion berücksichtigt und müssten in einem fusionspezifischen Regelwerk erfasst werden.

Im Sicherheitskonzept der Fusion werden mögliche auslösende Ereignisse entsprechend dem Konzept der Kerntechnik in verschiedene Sicherheitsebenen unterteilt, die vom Normalbetrieb bis zum auslegungsüberschreitenden Störfall reichen (siehe Kapitel 2.3). Die Zuordnung zu den einzelnen Sicherheitsebenen erfolgt dabei nach probabilistischen Kriterien und den möglichen radiologischen Konsequenzen (siehe Tab. 4-2).

Wie in Kapitel 5.3.3 beschrieben, fordert das kerntechnische Regelwerk die systematische Zuordnung von Maßnahmen und Einrichtungen zu den verschiedenen Sicherheitsebenen. Momentan liegen noch keine ausreichend detaillierten Pläne für die Maßnahmen und Einrichtungen eines Fusionskraftwerks vor, um die systematische Zuordnung zu den einzelnen Sicherheitsebenen vorzunehmen. Insbesondere konnte nicht ermittelt werden, ob Maßnahmen und Einrichtungen jeweils nur einer Sicherheitsebene zugeordnet sind, welche detaillierten Anforderungen für die Systeme verschiedener Sicherheitsebenen vorgesehen sind (wie z. B. Einzelfehlerfestigkeit, Diversität), wie die

einzelnen Maßnahmen und Einrichtungen gestaffelt sind und ob die Sicherheitsfunktionen auf verschiedenen Sicherheitsebenen voneinander unabhängig sind.

Wie in Kapitel 5.3.5 beschrieben, fokussieren die bisherigen Sicherheitsanalysen für Fusionskraftwerke auf Ereignisse, die anlagenintern ausgelöst werden können. Diese zeigen, dass bei heutigen Anlagenkonzepten anlageninterne Ereignisse nicht zu einem Überschreiten des Evakuierungslimits außerhalb des Anlagengeländes führen. Zusammen mit der zukünftigen Entwicklung konkreter Anlagenkonzepte müssen darüber hinaus jedoch auch Einwirkungen von außen, wie z. B. naturbedingte Ereignisse wie Erdbeben oder Hochwasser oder auch zivilisatorisch bedingte Ereignisse wie ein Flugzeugabsturz noch standortspezifisch bzw. abhängig vom Anlagenkonzept behandelt werden.

Das Sicherheitskonzept der Kerntechnik wird sich in Zukunft weiterentwickeln. So sollen z. B. der Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs, Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen sowie Unfälle mit Kernschäden bereits in der Auslegung berücksichtigt werden [WEN09]. Es ist grundsätzlich zu erwarten, dass die Anforderungen bezüglich möglicher Einwirkungen von außen oder zivilisatorisch bedingter Ereignisse für Fusionskraftwerke denen von neuen Kernkraftwerken vergleichbar sein werden.

Welche konkreten Anforderungen an die Maßnahmen und Einrichtungen eines Fusionskraftwerks auf den einzelnen Sicherheitsebenen gestellt werden, ist zum jetzigen Zeitpunkt noch nicht entschieden. Die Anforderungen an das Sicherheitskonzept hängen letztlich auch vom Gefährdungspotenzial einer Anlage ab. So wird z. B. in den spezifischen Sicherheitsanforderungen der IAEA für das Design von Kernkraftwerken [IAE12b] in Absatz 2.14 gefordert, dass „die Anzahl der notwendigen Barrieren von der Zusammensetzung des Quellterms bezüglich der Menge und der Isotopenzusammensetzung der Radionuklide, der Effektivität der einzelnen Barrieren, der möglichen inneren und äußeren Einwirkungen und möglichen Konsequenzen eines Versagens abhängt“. Aufgrund des niedrigeren Freisetzungspotentials eines Fusionskraftwerks ist es daher plausibel, dass sich zukünftige Anforderungen an die Maßnahmen und Einrichtungen eines Fusionskraftwerks im Vergleich zu einem Kernkraftwerk unterscheiden.

Insbesondere für die Frage, ob Katastrophenschutzmaßnahmen (entsprechend der Sicherheitsebene 5 des kerntechnischen Regelwerks) notwendig sein werden bzw. wie weit ihre Planung reichen muss, hängt vom konkreten Anlagenkonzept und dem dar-

aus resultierenden Gefährdungspotenzial ab. So wurde z. B. in der Stellungnahme der Entsorgungskommission zum „ESK-Stresstest für Anlagen und Einrichtungen der Ver- und Entsorgung in Deutschland“ [ESK13] ein Abschneidekriterium auf Grundlage der Strahlenschutzverordnung definiert. Mit diesem wurde dann festgelegt, ob die jeweilige Anlage einem Stresstest zu unterziehen war. Für Fusionskraftwerke liegen bislang keine Informationen über mögliche anlagenexterne Maßnahmen im Sinne der Sicherheitsebene 5 des aktuellen kerntechnischen Regelwerks vor. Zukünftig werden Faktoren wie das Inventar, mögliche Freisetzungssanteile und daraus resultierende mögliche Dosen in der Umgebung der Anlage bei der Festlegung von Anforderungen auf dieser Sicherheitsebene zu berücksichtigen sein.

Auf Basis der Auswertung der vorhandenen Literatur zur Sicherheit von Fusionskraftwerken bleibt festzuhalten, dass die Ausarbeitung detaillierterer Kraftwerkskonzepte auch die weitere Konkretisierung des Sicherheitskonzepts beinhalten sollte. Dabei bestünde u. a. Forschungsbedarf bezüglich des Freisetzungspotentials und den sich daraus ergebenden spezifischen Anforderungen an das Sicherheitskonzept. Auch die Auswirkungen externer Ereignisse bedürften einer eingehenden Untersuchung.

7 Literaturverzeichnis

- [AAR10] ITER, "Accident Analysis Report (AAR) Volume I - Event Identification and Selection", ITER_D_2DPVGT v 1.4, ITER, 2010
- [ARI08] ARIES-CS-Team, "ARIES-CS SPECIAL ISSUE", Fusion Science and Technology 54, 2008, 655-889
- [AUG03] Asdex_Upgrade_Team, "SPECIAL ISSUE ON ASDEX UPGRADE", Fusion Science and Technology 44, 2003,
- [BEI01] Beidler C D, Harmeyer E, Herrnegger F, Igitkhanov Y, Kendl A, Kisslinger J, Kolesnichenko Y I, Lutsenko V V, Nührenberg C, Sidorenko I et al, "The Helias reactor HSR4/18", Nuclear Fusion 41, 2001, 1759
- [BER10] Berry J et al., Inherently safe heat transfer of ITER's fusion power, ASME-ATI-UIT 2010 Conference on Thermal and Environmental Issues in Energy Systems, 16–19 May, 2010, Sorrento, Italy
- [BFS11] Bekanntmachung eines öffentlichen Teilnahmewettbewerbes nach § 12 Abs. 2 VOL/A und Aufforderung zur Abgabe eines Angebotes, Untersuchung der Sicherheit von Kernfusionskraftwerken hinsichtlich nuklearer Stör- und Unfälle, BfS AG-F 3 – 08302 / 3611R01353
- [BMU99] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Übersicht über Maßnahmen zur Verringerung der Strahlenexposition nach Ereignissen mit nicht unerheblichen radiologischen Auswirkungen. (Maßnahmenkatalog). Band 1 und 2, Oktober 1999
- [BUE76] Bünde R, Dänner W, Herold H and Raeder J, "Energie durch Kernfusion", IPP 4/147, Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, Garching, 1976
- [CAP05] Caporali R, Caruso G, Di Pace L, "Safety assessment of the Power Plant Conceptual Study Model AB", EFDA Task TW4-TRP-002, draft, June 2005.
- [CHE03] Chen Y, Fischer U, Pereslavitsev P and Wasastjerna F, "The EU Power Plant Conceptual Study - Neutronic Design Analyses For Near Term and

Advanced Reactor Models", FZKA 6763, Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe, 2003

- [CIA11] Ciattaglia S, Baker D et al., "Safety classification of ITER structures, systems and components", 26th SOFT, 2011.
- [COL90] Colombo U, Jaumotte A, Kennedy E, Lopez-Martinez C, Popp M, Reece C, Schopper H, Spitz E and Troyon F, "Evaluation of the community fusion programme 1984 - 1990", Science and Technology policy series, Research evaluation - Report No. 45, EUR 13104 EN, Commission of the European Communities, Bruxelles 1990
- [COO97] Cook I, Taylor N P, Forty C B A, Han W E, "SEAL Studies of Variant Blanket Concepts and Materials", Journal of Fusion Energy, Vol. 16, No. 3, pp. 253-259, 1997
- [COR12] Cortes P, Lepetit L et al., "Safety design principles for confinement and ventilation systems of the ITER research facility", 10th international conference of industrial ventilation "VENTILATION 2012".
- [DIN90] DIN-25463, Berechnung der Nachzerfallsleistung der Kernbrennstoffe von Leichtwasserreaktoren – Nichtrezyklierte Kernbrennstoffe, Deutsche Norm + Beiblatt, 1990
- [DOE96] DOE, "Supplementary Guidance and Design Experience for the Fusion Safety Standards DOE-STD-6002-96 and DOE-STD-6003-96", DOE Handbook, DOE-HDBK-6004-99, U.S. Department of Energy, Washington, D.C. 20585, 1996
- [ESK13] Stellungnahme der Entsorgungskommission, ESK-Stresstest für Anlagen und Einrichtungen der Ver- und Entsorgung in Deutschland - Teil 2: Lager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle, stationäre Einrichtungen zur Konditionierung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle, Endlager für radioaktive Abfälle, 11.07.2013
- [FER13] Fernandez Robles C, "Plant Control Design Handbook for Nuclear control system", Jan. 2013.

- [GIR98] Girard C, Porporat M, "Ex-vessel accidents on Seafp divertor cooling loop – a sensitivity study", 20th SOFT, 1998.
- [GOT12] Goto T, Miyazawa J, Tamura H, Tanaka T, Hamaguchi S, Yanagi N, Sagarra A and FFHR_Design_Group, "Design Window Analysis for the Helical DEMO Reactor FFHR-d1 ", Plasma Fusion Res. 7, 2012, 2405084
- [GRI98] Grieger G and Team W X, "The Wendelstein 7X Project", J. Plasma Fusion Res. SERIES 1, 1998, 53-56
- [GSP10] ITER, "General Safety Principles", ITER_D_33AMDD v1.0, 2010
- [GUL93] Gulden W, "Sicherheit und Umwelteinfluss zukünftiger Fusionsreaktoren", Energie – Technik – Umwelt, Hrsg. U. Brockmeier, Ruhr-Universität Bochum, 1993
- [GUL99] Gulden W, Kajlert E, "Safety and environmental assessment of fusion power – long term programme (SEAL)", Summary Report of the SEAL Project, EUR 19071, April 1999.
- [GUL12] Gulden W, "Review technical information available in EU from previous fusion reactor studies relevant for safety", Safety workshop, Garching, 5. December 2012.
- [HER12] Herb J et al.: "Untersuchung der Sicherheit von Kernfusionskraftwerken hinsichtlich nuklearer Stör- und Unfälle", FKZ 3611R01353, Anlage A Vorhabenbeschreibung, 2012.
- [HIR08] Hirsch M, Baldzuhn J, Beidler C, Brakel R, Burhenn R, Dinklage A, Ehmler H, Endler M, Erckmann V, Feng Y et al, "Major results from the stellarator-Wendelstein 7-AS", Plasma Phys. Contr. Fusion 50, 2008, 053001 (204pp)
- [HOF07] Hoffmann H et al., „Das Integritätskonzept für Rohrleitungen sowie Leck- und Bruchpostulate in deutschen Kernkraftwerken“, VGB Power-Tech, 7/2007, pp. 78 - 91
- [HOW09] How J, "PD-plant Description", ITER IDM UID 2X6K67, 2009.

- [IAE00] IAEA Safety Standard Series, Safety of Nuclear Power Plants: Design, No. NS-R-1, 2000.
- [IAE12a] IAEA, "Environmental Modelling for Radiation Safety (EMRAS) — A Summary Report of the Results of the EMRAS Programme (2003-2007)", IAEA-TECDOC-1678, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2012
- [IAE12b] IAEA, "Safety of Nuclear Power Plants: Design", Specific Safety Requirements SSR-2/1, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2012
- [IAE91] IAEA, "Safety related terms for advanced nuclear plants", International Atomic Energy Agency, Vienna, 1991
- [ITE07] Shimada M, Campbell D J, Mukhovatov V, Fujiwara M, Kirneva N, Lackner K, Nagami M, Pustovitov V D, Uckan N, Wesley J et al, "Chapter 1: Overview and summary", Nuclear Fusion 47, 2007, S1-S17
- [KAR04] Karditsas P J and PPCS Team, "PPCS General Design Requirements Document", EFDA TW4-TRP-003, July 2004.
- [KOM94] Komen E M J, Koning H, "Loss-of-coolant and loss-of-flow accidents in the SEAFP first wall/blanket cooling system", Fusion Technology 1994, vol.2, 1485-1488.
- [KOM10] Komori A, Yamada H, Imagawa S, Kaneko O, Kawahata K, Mutoh K, Ohyabu N, Takeiri Y, Ida K, Mito T et al, "Goal and Achievements of Large Helical Device Project", Fusion Science and Technology 58, 2010, 1-11
- [MAI05] Maisonnier D, Cook I, Pierre S, Lorenzo B, Edgar B, Karin B, Luigi D P, Robin F, Luciano G, Stephan H et al, "The European power plant conceptual study", Fusion Engineering and Design 75-79, 2005, 1173-1179
- [MAI06] Maisonnier D, Cook I, Pierre S, Lorenzo B, Luigi D P, Luciano G, Prachai N and Aldo P, "DEMO and fusion power plant conceptual studies in Europe", Fusion Engineering and Design 81, 2006, 1123-1130

- [MAI08] Maisonnier D, "European DEMO design and maintenance strategy", Fusion Engineering and Design 83, 2008, 858-864
- [NAT01] Natalizio A, Pinna T, Di Pace L, "Impact of plant incidents on worker radiation exposure for the SEAFP design", Fusion Engineering and Design 58–59 (2001) 1065–1069.
- [NEI12] Neilson G H, Federici G, Li J, Maisonnier D and Wolf R, "Summary of the International Workshop on Magnetic Fusion Energy (MFE) Roadmapping in the ITER Era; 7-10 September 2011, Princeton, NJ, USA", Nuclear Fusion 52, 2012, 047001
- [PAC02] Di Pace L, Pinna T, Porfiri M T, "Accident Description for Power Plant Conceptual Study", ENEA Report FUS-TN-SA-SE-R-47, Rev. 1, September 2002.
- [PAM05] Pampin R et al., "Neutron transport and material activation in a HCLL power plant (PPCS model AB)", 1st IAEA TM on First Generation of Fusion Power Plant Design and Technology Vienna, July 2005.
- [PIN04] Pinna T, Caporali R, "Identification of accident sequences for the power plant conceptual study Models C and D", EFDA Task TW1 TRP PPCS14, May 2004.
- [PPC05] Maisonnier D, Cook I, Sardain P, Andreani R, Pace L D, Forrest R, Giancarli L, Hermsmeyer S, Norajitra P, Taylor N et al, "A Conceptual Study of Commercial Fusion Power Plants", EFDA(05)-27/4.10 (EFDA-RP-RE-5.0), EFDA, 2005
- [POI10] Poitevin Y, Boccaccini L V, Zmitko M, et al., "Tritium breeder blankets design and technologies in Europe: Development status of ITER Test Blanket Modules, test & qualification strategy and roadmap towards DEMO", Fusion Engineering and Design 85 (2010) 2340–2347.
- [PSR10] ITER, "Preliminary Safety Report (Rapport Préliminaire de Sûreté, RPrS)", ITER_D_3ZR2NC v3.0, ITER, 2011

- [RIC08] Riccardi B, "ITER Divertor: Requirements, Design and EU R&D", Fusion for Energy-Barcelona, Cadarache, 11 June 2008
- [RPS10] Taylor N, Elbez-Uzan J, "Preliminary Safety Report (RPrS) - Version 2.0", IDM UID 3ZR2NC, March 2010.
- [RSK79] Reaktorsicherheitskommision, RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren Anhang 2: Rahmenspezifikation "Basissicherheit von ruckführenden Komponenten", Fassung September 1979
- [SAG06] Sagara A, Mitarai O, Imagawa S, Morisaki T, Tanaka T, Mizuguchi N, Dolan T, Miyazawa J, Takahata K, Chikaraishi H et al, "Conceptual design activities and key issues on LHD-type reactor FFHR", Fusion Engineering and Design 81, 2006, 2703-2712
- [SAG98] Sagara A, Motojima O, Imagawa S, Mitarai O, Noda T, Uda T, Watanabe K, Yamanishi H, Chikaraishi H, Kohyama A et al, "Design studies of helical-type fusion reactor FFHR", Fusion Engineering and Design 41, 1998, 349-355
- [SAR06] Sardain P, Maisonnier D, Di Pace L, Giancarli L, Puma A L, Norajitra P, Orden A, Arenaza E and Ward D, "The European power plant conceptual study: Helium-cooled lithium-lead reactor concept", Fusion Engineering and Design 81, 2006, 2673-2678
- [SCH12a] Schauer F, "Helias reactor HELIAS 5-B", 10th Coordinated Working Group Meeting (CWGM), Greifswald, Germany, 2012,
- [SCH12b] Schauer F, Egorov K and Bykov V, "HELIAS 5-B magnet system structure and maintenance concept", 27th Symposium on Fusion Technology (SOFT), Liège (Belgium), 2012,
- [SEA95] Raeder J, Cook I, Morgenstern F H, Salpietro E, Bünde R and Ebert E, "Safety and Environmental Assessment of Fusion Power (SEAFP)", EURFUBRU XII-217/95 (Report of the SEAFP Project), European Commission, Directorate General XII, Fusion Programme, Brussels, 1995

- [SEA99] Cook I, Marbach G, Gulden W, DiPace L, Rocco P, Girard C and Taylor N, "Safety and Environmental Assessment of Fusion Power – Report of the SEAL and SEAFP-2 Projects", EUR FU(99) FTSC-P 6/5.1, 1999
- [SEI01] Cook I, Marbach G, Di-Pace L, Girard C and Taylor N P, "Safety and Environmental Impact of Fusion (SEIF)", EUR (01) CCE-FU / FTC 8/5 (EFDA-SRE-1), EFDA, 2001
- [SHE94] Sheffield J, "The physics of magnetic fusion reactors", Reviews of Modern Physics 66, 1994, 1015-1103
- [SIA12] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Bekanntmachung der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“. 22. November 2012. BAnz AT 24.01.2013
- [SSK04] Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen. Berichte der Strahlenschutzkommission (SSK) des BMU, Heft 37, 2004.
- [TAY00] Taylor N P, Cook I, Forty C B A, Han W E and Taylor P, "SEAFP-2 bounding accident analyses", Fusion Engineering and Design 48, 2000, 419-433
- [TAY04] Taylor N, Pampin-Garcia R, "Activation of tungsten as plasma-facing armour in PPCS Plant Models A and B", Deliverable 5 of EFDA task TW3-TSS-LT1 (extension), September 2004.
- [TAY12a] Taylor N, 2012, "Safety issues for fusion nuclear facilities and lessons learned from ITER", 1st IAEA DEMO Programme Workshop, UCLA, 15-18 October 2012
- [TAY12b] Taylor N, Ciattaglia S, Cortes P, Iseli M, Rosanvallon S and Topilski L, "ITER safety and licensing update", Fusion Engineering and Design 87, 2012, 476-481
- [WEN09] Western European Nuclear Regulator's Association: Safety Objectives for New Power Reactors. Study by WENRA Reactor Harmonization Working Group. December 2009

- [WOL12] Wolf R C, Beidler C D, Bozhenkov S, Dinklage A, Drevlak M, Egorov K, Geiger J, Helander P, Maaßberg H, Schauer F et al, 2012, "Power Plant Studies Based on the HELIAS Stellarator Line", 1st IAEA DEMO Programme Work-shop, UCLA, 15-18 October 2012
- [ZOH12] Zohm H, "Assessment of DEMO Challenges in Technology and Physics ", 27th Symposium on Fusion Technology, Liège - Belgium, 2012, Paper I6.2, submitted to Fusion Engineering and Design (in press)
- [ZOH13] Zohm H, Angioni C, Fable E, Federici G, Gantenbein G, Hartmann T, Lackner K, Poli E, Porte L, Sauter O et al, "On the physics guidelines for a tokamak DEMO", Nuclear Fusion 53, 2013, 073019

Verteiler

Druckexemplare:

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU)

Referat RS I 3, Herr Dr. M. Fabian 2 x

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS)

Abteilung Z (Bibliothek), Herr Möller 1 x

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Bibliothek	(HOG)	1 x
Autoren	(HEJ)	2 x
Unterauftragnehmer	(IPP)	30 x
	(KIT)	4 x
	(ÖI)	2 x

Gesamt 42 x

PDF-Version:

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU)

Referat RS I 3, Herr Dr. M. Fabian

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS)

AG-F, Herr Dr. Udo Volland

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Geschäftsführer	(WFP, STJ)
Bereichsleiter	(MOE, PRG, SAN, STC, STU, UHL, VER)
Autoren	(HEJ)
Projektcontrolling	(VLA)
TECDO	(NIT)
Unterauftragnehmer	(IPP, KIT, ÖI)

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon +49 221 2068-0
Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum
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