



Thomas Schulenberg

Die vierte Generation der Kernreaktoren

Grundlagen, Typen und
Nutzen verständlich erklärt

SACHBUCH

 Springer

Die vierte Generation der Kernreaktoren

Thomas Schulenberg

Die vierte Generation der Kernreaktoren

Grundlagen, Typen und Nutzen
verständlich erklärt



Thomas Schulenberg
Institut für Thermische Energietechnik und
Sicherheit
Karlsruher Institut für Technologie
Eggenstein-Leopoldshafen
Baden-Württemberg, Deutschland

ISBN 978-3-662-61604-8 ISBN 978-3-662-61605-5 (eBook)
<https://doi.org/10.1007/978-3-662-61605-5>

Die Deutsche Nationalbibliothek verzeichnet diese Publikation in der Deutschen Nationalbibliografie; detaillierte bibliografische Daten sind im Internet über <http://dnb.d-nb.de> abrufbar.

© Springer-Verlag GmbH Deutschland, ein Teil von Springer Nature 2020

Das Werk einschließlich aller seiner Teile ist urheberrechtlich geschützt. Jede Verwertung, die nicht ausdrücklich vom Urheberrechtsgesetz zugelassen ist, bedarf der vorherigen Zustimmung des Verlags. Das gilt insbesondere für Vervielfältigungen, Bearbeitungen, Übersetzungen, Mikroverfilmungen und die Einspeicherung und Verarbeitung in elektronischen Systemen.

Die Wiedergabe von allgemein beschreibenden Bezeichnungen, Marken, Unternehmensnamen etc. in diesem Werk bedeutet nicht, dass diese frei durch jedermann benutzt werden dürfen. Die Berechtigung zur Benutzung unterliegt, auch ohne gesonderten Hinweis hierzu, den Regeln des Markenrechts. Die Rechte des jeweiligen Zeicheninhabers sind zu beachten.

Der Verlag, die Autoren und die Herausgeber gehen davon aus, dass die Angaben und Informationen in diesem Werk zum Zeitpunkt der Veröffentlichung vollständig und korrekt sind. Weder der Verlag, noch die Autoren oder die Herausgeber übernehmen, ausdrücklich oder implizit, Gewähr für den Inhalt des Werkes, etwaige Fehler oder Äußerungen. Der Verlag bleibt im Hinblick auf geografische Zuordnungen und Gebietsbezeichnungen in veröffentlichten Karten und Institutionsadressen neutral.

Lektorat: Lisa Edelhaeuser

Springer ist ein Imprint der eingetragenen Gesellschaft Springer-Verlag GmbH, DE und ist ein Teil von Springer Nature.

Die Anschrift der Gesellschaft ist: Heidelberger Platz 3, 14197 Berlin, Germany

Inhaltsverzeichnis

1 Einleitung	1
2 Grundlagen der Kerntechnik	7
3 Innovative wassergekühlte Reaktoren	41
4 Hochtemperaturreaktoren	61
5 Der Brennstoffkreislauf	81
6 Natriumgekühlte schnelle Reaktoren	103
7 Bleigekühlte schnelle Reaktoren	127
8 Gasgekühlte schnelle Reaktoren	149
9 Salzschmelzenreaktoren	163
10 Bedeutung für Wirtschaft und Gesellschaft	185
Glossar	191
Literatur	197

Abkürzungen

AEG	Allgemeine Elektricitäts-Gesellschaft
AMU	Atomic Mass Unit
ARE	Aircraft Reactor Experiment
AVR	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor
BREST	Быстрый Реактор ЕСТЬвенной безопасности (Schneller Reaktor mit inhärenter Sicherheit)
CANDU	CANada Deuterium Uranium
CEFR	China Experimental Fast Reactor
CRIEPI	Central Research Institute of Electric Power Industry
DIAMEX	DIAMide EXtraction
DOE	Department of Energy
EBR	Experimental Breeder Reactor
EPR	European Pressurized water Reactor
ESBWR	Economic Simplified Boiling Water Reactor
FBTR	Fast Breeder Test Reactor
GTHTR	Gas Turbine High-Temperature Reactor
GTMHR	Gas Turbine Modular Helium Reactor
HD	Hochdruck
HDR	Heißdampfreaktor
HPLWR	High Performance Light Water Reactor
HTR	High Temperature Reactor
HTR-PM	High-Temperature Pebble Bed Modular Reactor
HTTR	High-Temperature Test Reactor
IAEA	International Atomic Energy Agency
IPPE	Institute for Physics and Power Engineering
JSFR	Japanese Sodium-cooled Fast Reactor

VIII Abkürzungen

KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute
KNK	Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage Karlsruhe
KWU	KraftWerk Union
MD	Mitteldruck
MOSART	MOLten Salt Actinide Recycler and Transmuter
MOX	Mischoxid aus UO ₂ und PuO ₂
MSFR	Molten Salt Fast Reactor
MSRE	Molten Salt Reactor Experiment
MYRRHA	Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications
ND	Niederdruck
NEA	Nuclear Energy Agency
NITI	Научно-Исследовательский Технологический Институт им. А. П. Александрова (Nautchno-Issledovatelskij Technologitscheskiji Institut im. A. P. Aleksandrova, A. P. Aleksandrov Scientific Research Technological Institute)
PBMR	Pebble Bed Modular Reactor
PFBR	Prototype Fast Breeder Reactor
PUREX	Plutonium Uranium Extraction
RBMK	Реактор Большой Мощности Канальный (Reaktor Bolschoj Moschnosti Kanalnyj, Hochleistungs-Reaktor mit Kanälen)
SANEX	Selective ActiNide EXtraction
SCK-CEN	StudieCentrum voor Kernenergie – Centre d'Étude de l'énergie Nucléaire
SNR	Schneller Natriumgekühlter Reaktor
SVBR	Свинцово-Висмутовый Быстрый Реактор (Svintsovo- Vismutovyj Bystryj Reaktor, Lead-Bismuth Fast Reactor)
SWB	Speisewasserbehälter
SWR	SiedeWasserReaktor
TBP	Tributylphosphat
THTR	Thorium-HochTemperatur-Reaktor
TMSR	Thorium Molten Salt Reactor
TRISO	TRistructural-ISOtopic
UK	United Kingdom
UNSCEAR	United Nations Scientific Committee on the Effect of Atomic Radiation
USA	United States of America
VVER	Водо-Водяной Энергетический Реактор (Wodo-Wodjanoy Energetiskij Reaktor, Wasser-Wasser-Energie-Reaktor)

Formelzeichen

A	Aktivität [Bq = 1/s]
β	Anteil verzögter Neutronen im Verh. zu prompten Neutronen [-]
E_f	Energie pro Spaltung [eV, J]
Φ	Neutronenfluss [1/cm ² s]
F	Dosiskoeffizient [Sv/Bq]
k	Boltzmann-Konstante, $8,617 \cdot 10^{-5}$ eV/K
λ	Zerfallskonstante [1/s]
N	Nuklididichte [1/cm ³]
q	Leistungsdichte [W/cm ³]
R	Reaktionsrate [1/cm ³ s]
ρ	Reaktivität [-]
σ_a	Wirkungsquerschnitt für die Absorption [barn, cm ²]
σ_f	Wirkungsquerschnitt für die Kernspaltung [barn, cm ²]
T	absolute Temperatur [K]
$t_{1/2}$	Halbwertszeit [s]



1

Einleitung

Die Geschichte der Kernenergie in den USA und Europa begann während des Zweiten Weltkriegs, oder sagen wir besser kurz nach dessen Ende. Bereits gegen Ende der 1960er Jahre wurden in Deutschland und in den USA erste Kernkraftwerke mit einer Leistung von einigen Hundert Megawatt gebaut, die wir heute als die erste Generation von nuklearen Kraftwerken bezeichnen. Das waren sowohl Druckwasserreaktoren als auch Siedewasserreaktoren, von denen heute nur noch wenige im Ausland in Betrieb sind. Ihnen folgten Kernkraftwerke von etwa 1000 MW Leistung oder mehr, die standardisiert wurden, also in Serie gebaut werden konnten; in Deutschland z. B. die Konvoi-Anlagen der Kraftwerk Union (KWU), ein Druckwasserreaktortyp mit mehr als 1200 MW elektrischer Leistung. Wir bezeichnen diese Kernkraftwerke als die zweite Generation. Sie gingen gegen Ende der 1970er Jahre und in den 1980er Jahren in Betrieb, in den USA ebenso wie in Europa.

Die stürmische Entwicklung der Kernkraftwerke in den 1970er Jahren blieb nicht ohne Folgen für die Sicherheit. Als im Jahr 1979 der Kern des Druckwasserreaktors Three Mile Island in Harrisburg, USA, durch einen Mangel an Kühlwasser überhitzte und anfing zu schmelzen, begann man, durch Sicherheitsanalysen mögliche Unfälle zu simulieren und die Konsequenzen auf die Anlage systematisch zu analysieren. Damit konnte man bereits in der Bauphase geeignete Sicherheitsmaßnahmen vorsehen. Kernkraftwerke, die in den 1980er Jahren in Deutschland in Betrieb gingen, mussten bereits eine „probabilistische Sicherheitsanalyse“ vorweisen. Das ist eine Rechnung, bei der für jede sicherheitsrelevante Komponente des

Kraftwerks eine Versagenswahrscheinlichkeit ermittelt wird, um daraus die Eintrittswahrscheinlichkeit eines folgenschweren Unfalls zu bestimmen. Als Risiko bezeichnet man das mathematische Produkt aus der Eintrittswahrscheinlichkeit und dem Folgeschaden. War das Risiko zu hoch, musste das Sicherheitssystem verbessert werden. Für die älteren Kraftwerke, die 1980 schon in Betrieb waren, wurde diese Sicherheitsanalyse leider nicht nachgefordert. Auch nicht für die Siedewasserreaktoren des Kraftwerks Fukushima I, die 1971 in Betrieb gingen. Sie waren ja schon genehmigt.

Der Schaden in Harrisburg blieb ohne Folgen für die umliegende Bevölkerung. Der Reaktordruckbehälter blieb während des Unfalls intakt und schützte weiterhin die Umgebung vor radioaktiven Strahlen. Dass so ein Unfall auch ganz anders ausgehen kann, zeigte sich 1986 in Tschernobyl bei der Explosion eines Druckröhrenreaktors. Das ist zwar ein ganz anderer Reaktortyp als die Druckwasserreaktoren und Siedewasserreaktoren der westlichen Welt, und einen derartigen Unfall könnte man schon konstruktionsbedingt bei Druckwasserreaktoren ausschließen. Der Unfall schärfte jedoch das Bewusstsein, dass mehr getan werden muss, um die Bevölkerung zu schützen. Daraus entstand einerseits ein verbesserter Katastrophenschutz, denn niemand in der Umgebung des Tschernobyl-Reaktors hätte eine nennenswerte Strahlung abbekommen, wären alle gleich informiert worden und wären entsprechende Maßnahmen eingeleitet worden. Andererseits führte dieser Unfall zu einer weiteren Verbesserung von Druck- und Siedewasserreaktoren, die wir heute als die dritte Generation bezeichnen. Der Europäische Druckwasserreaktor „EPR“, der in den 1990er Jahren von Siemens in Deutschland und Framatome in Frankreich gemeinsam entwickelt wurde, wurde so konstruiert, dass selbst im Fall einer Explosion des Reaktors niemand in der umliegenden Bevölkerung evakuiert werden müsste. Das erreicht man mit viel Beton und einer durchdachten Kühlung. Zu jedem Zeitpunkt, also auch dann, wenn alles schiefgegangen sein sollte, muss bei diesem Reaktor die Möglichkeit bestehen, ihn wieder unter Kontrolle zu bringen. Solche EPR-Reaktoren finden wir heute in Finnland und in Frankreich, in China und demnächst im Vereinigten Königreich (UK).

Was ist dann die vierte Generation? Ich vergleiche die Reaktorgenerationen gern mit dem Automobilbau. Die zweite Generation ist in dieser Analogie ein Mittelklassefahrzeug. Eine ausgereifte Technik, kostengünstig hergestellt und viel verkauft. Die dritte Generation entspricht eher einer S-Klasse. Sie ist nicht nur schöner und komfortabler, sondern hat auch viele zusätzliche Sicherheitseinrichtungen zum Schutz der Insassen und der anderen Verkehrsteilnehmer. Wenn man sie anständig fährt, also nicht die

höhere Sicherheit durch höhere Geschwindigkeit kompensiert, sollte das S-Klasse-Fahrzeug weniger tödliche Unfälle verursachen. Die S-Klasse ist dadurch aber erheblich teurer, und da ich mir eine S-Klasse nicht leisten kann, bleibe ich lieber bei der Mittelklasse und nehme das höhere Risiko in Kauf.

Sagen Sie jetzt bitte nicht, das wäre nicht vergleichbar, das Risiko eines Kernkraftwerks wäre doch deutlich höher als das von Autos. Das Gegenteil ist der Fall: Jedes Jahr bringen wir weltweit mehr als eine Millionen Menschen mit Autos um. Allein in Deutschland rund zehn Personen pro Tag. Und wir sind stolz darauf, dass es nur noch so wenige sind. An den Folgen eines Reaktorunfalls ist in Deutschland meines Wissens noch niemand gestorben.

In dieser Analogie entspricht die vierte Generation von Kernkraftwerken den Rennwagen. So ein Formel-1-Rennwagen ist weder sicherer noch preiswerter als ein normales Auto. Er ist weder sparsamer im Verbrauch noch umweltfreundlicher oder leiser. Ganz im Gegenteil. Er taugt eigentlich zu gar nichts, denn er hat keine Straßenzulassung. Und Sie würden auch kaum damit in den Urlaub fahren. Er hat ja noch nicht einmal einen Kofferraum. Warum entwickelt und baut man dann so einen Rennwagen? Diese Frage ist schwer zu beantworten und die Antwort ist wohl kaum überzeugend, aber ich versuche es trotzdem einmal:

- Weil Rennwagen uns faszinieren. Ein Job in der Racing-Abteilung eines Automobilherstellers ist wohl der Traum eines jeden jungen Ingenieurs in dieser Branche, wo verrückte Ideen erlaubt sind und niemand sofort fragt „was kostet denn das ...?“. Sicher, um eine verrückte Idee in eine zuverlässige Komponente eines Rennautos zu verwandeln, wird ziemlich viel Vernunft nötig sein, und die Frage nach den Kosten wird ebenso zu beantworten sein. Der Job bleibt aber trotzdem visionär.
- Weil man als Ingenieur schon mal nach den Sternen greifen muss, um mehr zu erreichen. Ein Ingenieur sollte nie aufhören, bestehende Grenzen infrage zu stellen, selbst wenn die älteren Kollegen darüber lächeln, weil die geltenden Regeln und Normen das gar nicht erlauben.

In der Kerntechnik ist analog die vierte Generation ein Sammelbegriff für Konzepte, die zwar spannend sind, die der Markt aber heute noch gar nicht benötigt. Es ist auch nicht sicher, ob der Markt diese Konzepte jemals benötigen wird. Die vierte Generation gab es eigentlich schon seit Beginn der Entwicklung von Kernkraftwerken. Es gab nur noch nicht diese Bezeichnung dafür. Es ist damit also nicht ein bestimmter Zeitraum

gemeint, sondern eher eine Vision, die die Forschung antreibt. Sie wurde um die Jahrtausendwende revitalisiert durch eine Initiative des Department of Energy (DOE) der USA und hat seitdem viele junge Ingenieure begeistert.

Die Initiative „Generation IV“ war von Anfang an international ausgerichtet. Im Jahr 2001 schlossen sich zunächst Argentinien, Brasilien, Frankreich, Japan, Kanada, Südafrika, Südkorea, das Vereinigte Königreich und die USA zusammen zu einem „Generation IV International Forum“, mit dem gemeinsamen Ziel, die Forschung auf diesem Gebiet voranzutreiben. Gemeinsam erreicht man mehr und man kann sich die Kosten teilen. Die vielen internationalen Absprachen, die damit verbunden sind, machen die Zusammenarbeit jedoch nicht immer einfach. In den folgenden Jahren schlossen sich die Schweiz, die Euratom als Vertreterin der Europäischen Union, die Volksrepublik China und Russland dem internationalen Bündnis an. Die technischen Ziele waren bewusst sehr allgemein formuliert – etwas, das jedes Land bedenkenlos unterschreiben konnte. Wir sollten aber dennoch einen kurzen Blick darauf werfen:

Nachhaltigkeit Dieser Begriff wird viel verwendet und er ist leider schon ein wenig abgedroschen. Unter „Nachhaltigkeit“ versteht dieses Internationale Forum zum einen eine deutlich bessere Nutzung des Rohstoffs Uran. Der alte Brennstoff aus Kernreaktoren kann in der Tat wiederverwertet werden. Nicht nur einmal, sondern bei einigen Reaktorkonzepten nahezu unbegrenzt, wie wir später sehen werden. Das sichert die Brennstoffversorgung für Jahrtausende. Uran ist heute zwar sehr preisgünstig und reichlich verfügbar. Aber die heutigen Uranvorkommen reichen dennoch „nur“ für einige Jahrhunderte. Grund genug, um sich über ein Recycling Gedanken zu machen.

Zum anderen ist mit Nachhaltigkeit eine Minimierung der Abfälle gemeint. Leider ist nicht alles so wertvoll, was im alten Brennstoff vorhanden ist, und wir würden es nur ungern recyceln. Viele radioaktive Spaltprodukte zerfallen innerhalb von wenigen Hundert Jahren zu stabilen, also harmlosen Stoffen. Es bleiben aber einige sehr langlebige Radionuklide, die wir in bestimmten Reaktorkonzepten der vierten Generation spalten könnten, also in kurzlebige radioaktive Stoffe umwandeln könnten. Das würde das langfristige Entsorgungsproblem deutlich entschärfen.

Sicherheit und Zuverlässigkeit Nein, das ist nicht das Gleiche. Sicherheit und Zuverlässigkeit sind sogar eher konkurrierende Ziele. Ein Auto, das sich nicht starten lässt, wenn irgendein kleines Problem vorliegt, ist vermutlich

sehr sicher. Aber Sie würden es dennoch nicht kaufen, denn Sie könnten es nicht zuverlässig nutzen. Ein Auto ohne Airbag kann dagegen sehr zuverlässig fahren, aber im Fall eines Unfalls sind Sie darin nicht sicher. Für die vierte Generation bedeutet das, wir hätten gern Kernkraftwerke, die so zuverlässig sind wie die zweite Generation, aber mindestens so sicher wie die dritte Generation. Das ist nicht einfach. Ein Prototyp ist in der Regel erst einmal unzuverlässig, bis wir ihn langjährig erprobt haben und alle Konstruktionsfehler gefunden und behoben sind. Für einen zuverlässigen Prototyp verwenden wir daher möglichst nur Komponenten, die schon viele Jahre lang erprobt wurden. Das schränkt die Auswahl an innovativen Systemen allerdings erheblich ein.

Wirtschaftlichkeit Dieses Ziel interessiert mich vor allem als Stromkunde. Natürlich möchte ich die Kilowattstunde möglichst preisgünstig bekommen. Für Kernkraftwerke bedeutet das zunächst einmal möglichst niedrige Herstellkosten. Man erreicht das z. B. durch Minimierung der Anzahl an Komponenten. Was nicht mehr benötigt wird, wird weggelassen. Das kostet dann nichts und kann auch nicht kaputt gehen. Zum anderen gehen in die Stromkosten auch die Bauzeit, die Brennstoffkosten und die Entsorgungskosten ein. Ein anderer Ansatz ist, möglichst viel Leistung mit dem Kraftwerk zu erzeugen. Das senkt die Investitions- und Fixkosten pro Kilowatt. Bei der vierten Generation spielen darüber hinaus auch die Entwicklungskosten eine große Rolle. Wenn das Kraftwerk zu innovativ ist, benötigen wir viele Jahre Probefahrt, bis es zuverlässig läuft, und das kostet nicht nur Zeit, sondern auch viel Geld, da wir Kapital investiert haben, aber kaum Einnahmen haben.

Große, leistungsstarke Kraftwerke sind zwar – bezogen auf die Kilowattstunde – kostengünstiger als kleine, aber insbesondere Schwellenländer haben damit ein Problem. Wer leiht mir so viel Geld? Kann ich die erzeugten Kilowattstunden überhaupt verkaufen? Wer trägt das finanzielle Risiko, wenn sich der Bau verzögert? In diesen Fällen sind kleine Kraftwerke mitunter wirtschaftlicher.

Schutz vor Proliferation Unter Proliferation versteht man den Missbrauch von Kernbrennstoff zur Herstellung von Kernwaffen. Während des kalten Kriegs wurden einige Kernreaktoren so gebaut, dass man davon so ganz nebenher Waffenplutonium abzweigen konnte. Das Ziel ist hier genau das Gegenteil. Ähnlich wie man Alkohol als Spiritus vergällt, damit er nicht getrunken wird, kann man auch Kernreaktoren so konstruieren,

dass kein kernwaffenfähiges Plutonium entsteht, sondern eine Plutoniumzusammensetzung, mit der man wohl kaum eine Atombombe bauen würde. Proliferationsresistent (englisch: *proliferation resistant*) nennt man einen Kernbrennstoff, der nicht direkt sondern mit nur mit hohem Aufwand zur Herstellung von Kernwaffen verwendet werden kann. Einen absoluten Schutz vor Proliferation bietet so ein Brennstoff allerdings nicht. Daher kontrolliert die Internationale Atomenergie-Organisation IAEA auch die Bestände an Kernbrennstoffen, aus denen man nur indirekt Kernwaffen herstellen kann, sogar Natururanbestände, jedoch nicht Uranerz. Ein proliferationsresistenter Kernbrennstoff muss aber seltener kontrolliert werden, etwa jährlich oder vierteljährlich, als ein Kernbrennstoff, der direkt zur Herstellung von Kernwaffen geeignet wäre.

Als eine erste Aktion dieses Forums wurden die vielen bis dahin bekannten Reaktorkonzepte in sechs Kategorien eingeteilt, über die ich in diesem Buch berichten möchte. Ich halte diese Einteilung für den wichtigsten Schritt überhaupt, denn erst dadurch wurde eine internationale Zusammenarbeit möglich. Für jedes der sechs Konzepte gründete sich dann auch schon bald ein Lenkungsausschuss, der jeweils eine Roadmap [1] erarbeitete. Darin wird skizziert, was im Prinzip zu tun wäre, um eines Tages einen solchen Reaktor gemeinsam bauen zu können. Man muss dazu aber erwähnen, dass das Forum nie ein eigenes Budget hatte, um die notwendigen Forschungsarbeiten beauftragen zu können. Sämtliche Beiträge von internationalen Forschungsgruppen waren freiwillig. Die Gruppen brauchten dazu jeweils Fördermittel ihres eigenen Landes, aus der Industrie oder, in Europa, von der Euratom. Die Zuwendungsggeber ließen sich aber noch weniger koordinieren und das gemeinsame Forschungsmanagement erforderte viel Geduld und Überzeugungskraft. Es ist daher nicht verwunderlich, dass der Zeitplan der Roadmap kaum einzuhalten war. Die überarbeitete Version der Roadmap aus dem Jahr 2014 [2] sollte man ebenso wenig mit einem strikten Entwicklungsplan verwechseln. Sie gibt aber Neueinsteigern in diese Technologie einen ersten Hinweis darauf, wo man sich sinnvoll engagieren sollte.

Bevor wir tiefer in die Technologien der einzelnen Reaktorkonzepte einsteigen, sollte ich Ihnen einige Grundlagen der Kerntechnik erläutern. Wenn Sie das schon kennen, können Sie gern zu Kap. 3 weiterblättern.



2

Grundlagen der Kerntechnik

Wir beginnen zunächst mit einem Ausflug in die Kernphysik. Ein Atomkern besteht aus Protonen und Neutronen. Die Protonen sind elektrisch positiv geladen, mit der gleichen Ladung wie ein Elektron, nur halt mit positivem Vorzeichen. Die Neutronen sind elektrisch neutral. Protonen und Neutronen bezeichnet man zusammen als Kernbausteine oder Nukleonen. Sie werden durch die Kernkräfte zusammengehalten, die sehr viel stärker sind als die elektrostatischen Kräfte, jedoch eine sehr viel kürzere Reichweite haben. Deshalb sitzen die Nukleonen dicht zusammengedrängt im Kern und fliegen nicht auseinander, obwohl die Protonen sich gegenseitig elektrisch abstoßen. Die Anzahl der Elektronen in der Hülle um den Atomkern ist gleich der Anzahl der Protonen im Kern, es sei denn, das Atom ist ionisiert. Ein nicht ionisiertes Atom ist somit elektrisch neutral. Die Elektronen sind für die chemischen Reaktionen verantwortlich, und damit ist es auch die Zahl der Protonen. Ein chemisches Element hat daher immer die gleiche Anzahl von Protonen; man nennt diese Zahl auch die Ordnungszahl im Periodensystem. Atome desselben Elements können aber eine unterschiedliche Anzahl an Neutronen haben. Die Chemie merkt davon nichts, und wir müssen schon ein Massenspektrometer nehmen, um einen Unterschied festzustellen. Das Atomgewicht ist dann ungefähr die Anzahl an Nukleonen mal dem mittleren Gewicht eines Protons oder Neutrons; wir bezeichnen diese Zahl daher auch als die Massenzahl und das mittlere Gewicht eines Nukleons als die atomare Masseneinheit (*AMU*).

Die Vielzahl unterschiedlicher Atome, unter Berücksichtigung der Anzahl an Neutronen, bezeichnet man als Nuklide. Es gibt viel mehr Nuklide als

chemische Elemente, deren Periodensystem mühelos auf ein DIN A4-Blatt passt. Für eine Nuklidkarte braucht man dagegen schon eher ein Poster. Alle Nuklide eines Elements, also solche mit gleicher Anzahl an Protonen, aber unterschiedlicher Neutronenzahl, bezeichnet man als Isotope des Elements. Viele Elemente, die wir in der Natur finden, haben mehrere stabile Isotope. Eisen mit der Ordnungszahl 26 gibt es z. B. in vier verschiedenen stabilen Versionen, und zwar den Massenzahlen 54, 56, 57 und 58. Um das Nuklid genau zu bezeichnen, schreiben wir die Ordnungszahl unten links neben das chemische Zeichen und die Massenzahl oben links. Also z. B. $^{54}_{26}\text{Fe}$ oder $^{56}_{26}\text{Fe}$. Die rechte Seite lassen wir weiterhin den Chemikern. Verkürzt kann man auch Fe-54 oder Fe-56 schreiben, denn die Ordnungszahl ist für alle Isotope eines Elements gleich und damit schon durch das Elementsymbol festgelegt.

Nuklide und radioaktiver Zerfall

Wenn Sie dieses Buch verstehen wollen, brauchen Sie eine Nuklidkarte, in der Sie immer wieder mal nachschlagen können, wie die Nuklide sich physikalisch verhalten. In meinem Büro hängt noch so ein Poster an der Wand, allerdings mehr als Erinnerungsstück, denn moderne Nuklidkarten gibt es eher als interaktive Software oder online. Die Vielzahl an Informationen, die wir über ein Nuklid berichten können, passt inzwischen auch nicht mehr auf ein Poster.

Eine recht professionelle Nuklidkarte (und etwas Billigeres möchte ich Ihnen auch gar nicht anbieten) ist der *Isotope Browser* der Internationalen Atomenergie-Organisation IAEA. Ich möchte Ihnen gern die Kernphysik anhand dieser Nuklidkarte erklären. Laden Sie daher bitte dieses Programm auf Ihr Smartphone herunter, z. B. aus dem Google Play Store. Die App ist kostenlos und enthält keine Werbung. Sie können zwischen verschiedenen Sprachen wählen, aber nicht Deutsch, denn von Deutschen ist bekannt, dass sie gut Englisch verstehen. Ich helfe Ihnen aber gern, die Fachbegriffe zu übersetzen.

In einer Nuklidkarte sind alle Nuklide verzeichnet, die jemals beobachtet wurde. Auf der x -Achse ist die Anzahl der Neutronen im Nuklid angegeben und auf der y -Achse die Protonenzahl. Einen kleinen Ausschnitt aus der Nuklidkarte finden Sie zur Anschaufung in Abb. 2.1. Die Isotope eines Elements bilden jeweils eine Zeile der Nuklidkarte. Bei stabilen Nukliden ist die Häufigkeit (*Abundance*) angegeben, also zu wie viel % dieses Isotop in der Natur vorkommt. Bei instabilen Nukliden steht dort stattdessen die

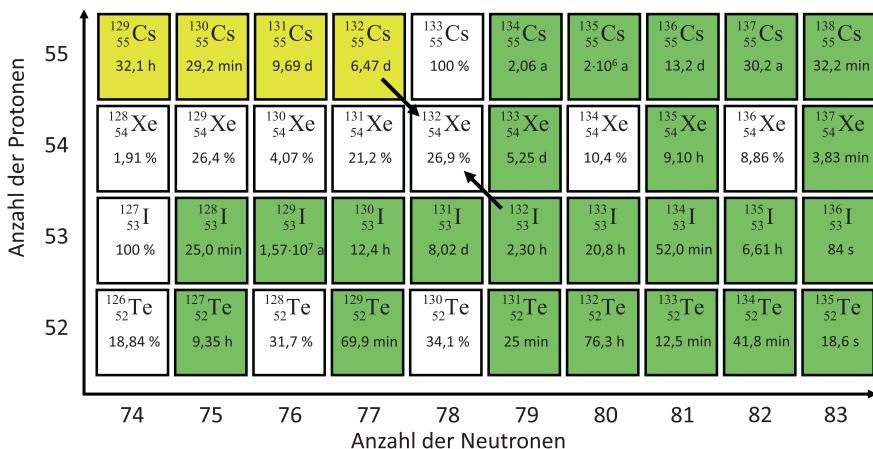


Abb. 2.1 Ausschnitt aus der Nuklidkarte; weiß: stabil, gelb: β^+ -Strahler, grün: β^- -Strahler

Halbwertszeit (*Half-life*), also die Zeit, die vergeht, bis jeweils die Hälfte der noch vorhandenen Exemplare des Nuklids zerfallen ist.

Nachdem Sie die App installiert haben, können Sie zunächst mal auf *Chart* tippen. Dann erscheint die Nuklidkarte als ein buntes Band, das sich von links unten nach rechts oben erstreckt. Bei leichteren Nukliden ist die Zahl der Neutronen ungefähr so groß wie die der Protonen, denn die Kernkräfte binden beide Arten von Nukleonen gleich gut. Mit zunehmender Massenzahl sehen wir jedoch einen zunehmenden Neutronenüberschuss, denn die Kernkräfte haben nur eine kurze Reichweite. Jetzt machen sich zunehmend die schwächeren abstoßenden elektrostatischen Kräfte zwischen den positiven Ladungen bemerkbar, sodass ein Neutron leichter an den Kern gebunden werden kann als ein Proton. Das bunte Band biegt daher etwas nach rechts ab.

Wenn Sie jetzt in die *Chart* hineinzoomen, erkennen Sie die stabilen Nuklide in Weiß und die instabilen, also radioaktiven, farbig. Stellen Sie sich ein Neutron vor als eine Kombination aus einem Proton und einem Elektron; das ist dann elektrisch neutral. Hat ein Nuklid zu viele Neutronen, wirft einfach ein Neutron ein negativ geladenes Elektron raus und wird zum Proton. Wir sprechen dann von einem β^- -Zerfall. Der *Isotope Browser* kennzeichnet solche Nuklide in grün. In der Nuklidkarte wandern wir dann nach oben links, etwa von $^{132}_{53}\text{I}$ zu $^{132}_{54}\text{Xe}$.

Wenn Sie auf ein Nuklid tippen, bekommen Sie alle weiteren Informationen über das Nuklid, also z. B. wie häufig es auf welche Weise zerfällt und welche Strahlung dabei emittiert wird. Ähnlich wie die

Elektronen der Hülle sitzen die Nukleonen auf festen Plätzen mit ganz bestimmten Energieniveaus, den Quantenzuständen. Wird ein Neutron zu einem Proton, muss der Kern sich erstmal wieder zurechtrütteln. Bei diesen Änderungen seines Quantenzustands wird jeweils ein γ -Quant emittiert, ein sogenanntes Photon, so wie die Elektronenhülle ein viel energieärmeres Lichtquant emittiert, wenn die Elektronen auf andere Quantenzustände runterfallen. Der β^- -Zerfall ist daher oft begleitet von γ -Strahlung. Die β^- -Teilchen, also Elektronen, fliegen in der Regel nur einige mm weit, bevor sie von einem benachbarten Atom aufgenommen werden. Die γ -Strahlen können sich dagegen auch einige m weit ausbreiten. Wir benötigen daher schwere Metalle, z. B. Bleiplatten, um uns vor γ -Strahlung zu schützen.

Hat ein Nuklid viel zu viele Neutronen, wirft es auch mitunter gleich das ganze Neutron raus. Im *Isotope Browser* sind solche Zerfälle mit $\beta^- n$ bezeichnet, z. B. beim Iod ^{137}I oder Tellur ^{136}Te . Dann werden gleichzeitig ein Elektron und ein Neutron emittiert. Diese Nuklide haben nur eine kurze Halbwertszeit von wenigen Sekunden, aber ihre Neutronen haben eine große Bedeutung für die Regelung eines Reaktors, wie wir später sehen werden.

Das entstandene Tochternuklid ist oft auch selbst wieder instabil. Es zerfällt so lange weiter, bis ein stabiles Nuklid entstanden ist. Der *Isotope Browser* zeigt uns diese Zerfallskette (*decay chain*) in der Nuklidkarte, wenn wir darauf tippen. Ebenso können wir auch die Eltern (*parents*) erfahren, aus denen dieses Nuklid entstanden sein kann.

Die Zerfallsenergie wird in keV oder MeV angegeben. Ein Elektronenvolt (eV) ist die Energie, die ein Elektron hat, nachdem es von einer Spannungsdifferenz von 1 Volt beschleunigt wurde. Da wir die Elementarladung und damit die Ladung eines Elektrons kennen, nämlich $1,602 \cdot 10^{-19} \text{ C}$, können wir diese Energieeinheit umrechnen in Joule: $1 \text{ eV} = 1,602 \cdot 10^{-19} \text{ J}$. Das ist sehr wenig Energie, aber wir sprechen ja auch nur von einem einzigen Elektron.

Hat ein Nuklid zu viele Protonen, hat es zwei Möglichkeiten: Entweder, es schnappt sich ein Elektron aus der Hülle und ein Proton wird dadurch zum Neutron; das kennzeichnet der *Isotope Browser* als *Electron Capture* (ec). Oder das Proton wirft ein positives Anti-Elektron, also ein Positron mit einer positiven Elementarladung raus und wird dadurch zum Neutron; das kennzeichnet der *Isotope Browser* als β^+ -Zerfall. Beides wird gelb gekennzeichnet. Wir gelangen auf der Nuklidkarte dann nach unten rechts, wie etwa vom ^{132}Cs zum ^{132}Xe . Das Positron kommt nicht weit. Trifft es auf ein Elektron, bleiben nur noch zwei γ -Quanten übrig. Anhand dieser beiden

γ -Quanten, im Unterschied zu den Röntgenquanten der Elektronen beim Elektroneneinfang, kann der Physiker dann auch klar zwischen beiden Zerfallsarten unterscheiden.

Oberhalb von Blei, also oberhalb einer Ordnungszahl von 82, sind alle Nuklide instabil. Selbst das Bismut-Isotop $^{209}_{83}\text{Bi}$, das wir lange Zeit als stabil bezeichnet hatten, ist bei genauer Betrachtung instabil. Allerdings mit einer Halbwertszeit von $2 \cdot 10^{19}$ Jahren, und das ist praktisch so gut wie stabil. Eine häufige Zerfallsart dieser schweren Nuklide ist der α -Zerfall. Im *Isotope Browser* sind diese Nuklide rosa gekennzeichnet. Dabei wirft der Kern gleich einen ganzen Helium-4-Kern raus, also eine besonders stabile Einheit aus zwei Neutronen und zwei Protonen. In der Nuklidkarte wandern wir dann um zwei Stellen nach links und um zwei Stellen nach unten. Die α -Teilchen haben nur eine Reichweite von wenigen μm . Sie schnappen sich in der Regel umgehend zwei Elektronen von benachbarten Atomen und werden damit zu Helium-Atomen. Das Material rings um den α -Strahler bildet auf die Dauer dann Heliumblasen, die wir im Elektronenmikroskop beobachten können.

Bei den schweren Nukliden gibt es zwei Besonderheiten: das Uran und das Thorium. Alle Uran-Isotope sind instabil, aber die Isotope $^{235}_{92}\text{U}$ und $^{238}_{92}\text{U}$ zerfallen so langsam, dass wir sie trotzdem in der Natur finden. Deshalb sind in der Nuklidkarte sowohl eine Häufigkeit als auch eine Halbwertszeit angegeben. Wenn man annimmt, dass diese zwei Isotope bei der Entstehung unseres Sonnensystems gleichermaßen vorhanden waren, kann man aus dem Verhältnis der Häufigkeit dieser Isotope auf das Alter unseres Sonnensystems zurückschließen: von den schneller zerfallenden Isotopen ist heute weniger übrig geblieben. Das dabei entstehende Thorium-Isotop $^{232}_{90}\text{Th}$ ist mit einer Halbwertszeit von $1,4 \cdot 10^{10}$ Jahren auch noch ziemlich stabil und daher relativ häufig zu finden.

Wenn wir mit dem Geigerzähler durch den Schwarzwald laufen, finden wir manchmal Pechblende, ein uranhaltiges Gestein, und darin Spuren von $^{234}_{92}\text{U}$, Radium ($^{226}_{88}\text{Ra}$) und mitunter Radon ($^{222}_{86}\text{Rn}$). Das sind Nuklide entlang der Zerfallskette von $^{238}_{92}\text{U}$. Wenn Sie im *Isotope Browser* auf die Zerfallskette von $^{238}_{92}\text{U}$ tippen, können Sie verfolgen, wie daraus im Lauf von Millionen von Jahren letztendlich das stabile Blei-Isotop $^{206}_{82}\text{Pb}$ wird. Radium und Radon werden folglich ständig nachgebildet, zerfallen also scheinbar nicht.

Manchmal gibt es in der Nuklidkarte auch zwei Isotope mit gleicher Massenzahl und gleicher Ordnungszahl, z. B. die Bismut-Isotope $^{210}_{83}\text{Bi}$ und $^{210m}_{83}\text{Bi}$. Das kleine „m“ hinter der Massenzahl kennzeichnet dabei einen metastabilen Zustand. Die Nukleonen beider Isotope sitzen dann auf

verschiedenen Quantenzuständen und die Isotope zerfallen entsprechend recht unterschiedlich.

Der *Isotope Browser* gibt uns auch die Bindungsenergie pro Nukleon eines Nuklids an (*Binding energy/A*). Bei Uran ist diese Bindungsenergie geringer als bei den leichteren Nukliden und die stabilen Nuklide haben die höchste Bindungsenergie pro Nukleon. Aus der Differenz können wir im Prinzip berechnen, wie viel Energie frei wird, wenn wir Uran spalten, vorausgesetzt wir kennen die Spaltprodukte. Das hängt aber ganz davon ab, wie ein Neutron den Uran-Kern zufällig trifft. Im Mittel bekommen wir pro Spaltung 193 MeV plus die Energie von einigen Neutrinos, die aber schnell entkommen. Ihre Energie ist technisch nicht nutzbar. Umgerechnet in Energieeinheiten, die für uns anschaulicher sind, erzeugt 1 g $^{235}_{92}\text{U}$ eine Energie von ca. 24 MWh, also 1 Megawatt-Tag (MWd), wenn wir es spalten. Das ist so viel wie 2600 Liter Benzin, wenn wir es im Motor verbrennen.

Die durchschnittliche Ausbeute eines bestimmten Spaltprodukts, das typischerweise bei der Kernspaltung entsteht, im Verhältnis zu allen erzeugten Spaltprodukten gibt uns der *Isotope Browser* als *Fission Yield (FY)* für jedes Nuklid an. Eine hohe Spaltausbeute von mehr als 5 % finden wir z. B. bei Nukliden mit einer Massenzahl von ca. 140, also im Bereich von Iod oder Caesium, oder mit einer Massenzahl von ca. 90, also in der Umgebung von Strontium oder Yttrium. Es werden also meist zwei verschiedene große Bruchstücke erzeugt, ein kleineres und ein größeres Bruchstück. Zwei gleich große Bruchstücke mit einer Massenzahl von jeweils ca. 118 sind dagegen eher selten. Weil das Uran vor der Spaltung einen erheblichen Neutronenüberschuss hatte, sind die Spaltprodukte immer Nuklide mit einem hohen Neutronenüberschuss. Für diese kleineren Nuklide ist dieser Überschuss aber reichlich instabil, und so zerfallen die Spaltprodukte auch schnell durch β^- -Zerfälle und unter Emission von Neutronen zu stabileren Nukliden. Erst wenn ein nahezu stabiles Nuklid erreicht wurde, geht der Zerfall langsamer voran, bis schließlich ein stabiles Nuklid entsteht.

Bei jedem Zerfallsprozess wird Energie freigesetzt. Wenn wir die Elektronenvolt, die uns die Nuklidkarte angibt, mit dem Faktor $1,602 \cdot 10^{-19}$ in Joule umrechnen und mit der Anzahl der Zerfälle pro Sekunde multiplizieren, bekommen wir eine Heizleistung. Im Vergleich zur Heizleistung der Kernspaltung ist das zwar nur ca. 1 % bis 2 %, aber diese Heizung kann man nicht abschalten. Wenn z. B. ein Reaktor im Betrieb eine Wärmeleistung von 3000 MW hatte, dann haben die Spaltprodukte folglich nach dem Abschalten noch eine Leistung von 30 bis 60 MW. Das reicht, um den ganzen Reaktorkern zusammenschmelzen zu lassen, wenn wir ihn

nicht kühlen. Was schneller zerfällt, produziert mehr Wärme, ist aber auch schneller weg. Die Nachwärme der Spaltprodukte klingt daher mit der Zeit ab. Nach einem Jahr beträgt sie im Druckwasserreaktor nur noch etwa 0,2 %.

Nachdem wir nun eine Zeit lang in der Nuklidkarte geblättert haben, können wir folgende Schlussfolgerungen ziehen:

- Spaltprodukte sind radioaktiv; meist β^- - und γ -Strahler, kurzzeitig auch Neutronenstrahler. Wir müssen sie abschirmen, um uns vor ihnen zu schützen. Das Uran ist vergleichsweise harmlos, weil es extrem langsam zerfällt, also kaum strahlt. Ein frisches Brennelement mit angereichertem Uran können Sie bedenkenlos anfassen, wenn Sie mal Gelegenheit dazu haben. Das erleichtert auch die Herstellung von Brennelementen.
- Die radioaktiven Spaltprodukte produzieren Wärme, die man nicht abschalten kann. Jeder Reaktor braucht daher ein Notkühlungssystem, falls der Strom ausfällt. Die verschiedenen Reaktorkonzepte der vierten Generation haben dafür recht individuelle Lösungen. Wenn wir von der Sicherheit eines Reaktors reden, meinen wir meist, wie vertrauenswürdig diese Notkühlung ist. Es gibt aber auch noch ganz andere Sicherheitsanforderungen, wie wir bereits im nächsten Kapitel sehen werden.

Kernreaktionen von Neutronen

Neutronen können Uran spalten. Sie spielen also eine wichtige Rolle bei der Auslegung eines Reaktors. Lassen Sie uns aber erst einen Blick darauf werfen, was Neutronen sonst noch so alles in einem Reaktor anstellen.

Die Kernreaktionen der Neutronen kann man einfach messen. Dazu brauchen wir zunächst einen Neutronenstrahler. Zu Zeiten Otto Hahns nahm man dazu eine Mischung aus Radiumsulfat und Berylliumsulfat. Das stabile $^{9}_{4}\text{Be}$ absorbiert dann die α -Teilchen des $^{226}_{88}\text{Ra}$ und bildet gewöhnlichen Kohlenstoff $^{12}_{6}\text{C}$, wobei ein Neutron emittiert wird. Effektiver bekommen wir heute Neutronenstrahlen, wenn wir mit einer Nuklidprobe zu einem Forschungsreaktor gehen und uns dort einen Laborplatz an einem der Strahlrohre reservieren lassen, die aus dem Forschungsreaktor raus in die Laborhalle laufen.

Der Reaktor kann uns Neutronen mit einem breiten Energiespektrum liefern. Sie werden durch Kernspaltung erzeugt und haben zunächst eine Energie von ca. 1 bis 5 MeV. Man nennt sie die prompten Neutronen der Kernspaltung. Wenn sie durch ein Wasserbad laufen, werden sie durch Stöße

mit Wasserstoffatomen nach und nach heruntergebremst. Man nennt das „Moderation“ und das Wasser entsprechend einen Moderator. Bei einer Energie von ca. 25 meV, das ist fast 100 Mio. Mal weniger, fliegen sie nur noch herum wie Gasatome. Allein die Temperatur hält sie dann noch in Bewegung, und ihre mittlere Energie können wir nach der kinetischen Gastheorie einfach berechnen als $(3/2) \cdot kT$, wobei k die Boltzmann-Konstante ist und T die absolute Temperatur (in Kelvin). Derart langsam Neutronen, deren Energie nur noch von der Temperatur abhängt, nennt man thermische Neutronen. Um die Neutronenenergie auf nahe null abzubremsen, müssten wir sie folglich in einem Bad aus flüssigem Helium mit nahezu 0 Kelvin moderieren.

Der Versuch am Strahlrohr ist ähnlich einem optischen Versuch, bei dem wir ein Glasplättchen in einen Lichtstrahl halten und mit einem Prisma anschließend das Spektrum aufspalten. Wir finden dann zwischen den bunten Farben des Spektrums einige schwarze Linien. Das sind die Absorptionslinien der Elektronen unseres Glasplättchens. Wenn die Energie des einfallenden Photons gerade ausreicht, ein Elektron auf einen höheren Quantenzustand anzuheben, wird das Photon absorbiert und hinterlässt ein lokales Minimum im Lichtspektrum. Anhand der Lage der schwarzen Linien im Spektrum können wir erkennen, aus welchen chemischen Elementen unser Glas besteht.

Der Neutronendetektor, der am Strahlrohr hinter der Nuklidprobe steht, misst einen ähnlichen Effekt. Als Beispiel sehen wir in Abb. 2.2 das Spektrum der Neutronenabsorption einer Probe aus $^{238}_{92}\text{U}$. Auf der x -Achse ist die Neutronenenergie logarithmisch aufgetragen, sonst könnten wir in diesem riesigen Energiespektrum nichts erkennen. Auf der y -Achse ist der Wirkungsquerschnitt der Neutronenabsorption aufgetragen, ebenfalls logarithmisch. Wenn wir diesen Wirkungsquerschnitt σ_a mit dem Neutronenfluss Φ multiplizieren, also mit der Anzahl der Neutronen, die in einem Zeitabschnitt durch eine Fläche gehen, sowie mit der Anzahl der Urkerne $N_{\text{U-}238}$ in einem Probenvolumen, erhalten wir die Anzahl von Reaktionen R , in diesem Fall also die Absorptionen pro Sekunde in dieser Probe:

$$R = \sigma_a \Phi N_{\text{U-}238}.$$

Der Wirkungsquerschnitt ist üblicherweise in der Einheit Barn angegeben; das sind 10^{-24} cm^2 . Der Wirkungsquerschnitt einer jeden Reaktion ist eine charakteristische Stoffgröße des jeweiligen Nuklids, die in Datenbanken nachgeschlagen werden kann. Er ist unabhängig vom Versuchsaufbau. Sie finden diese Daten z. B. in der Nuklidkarte der KAERI [3].

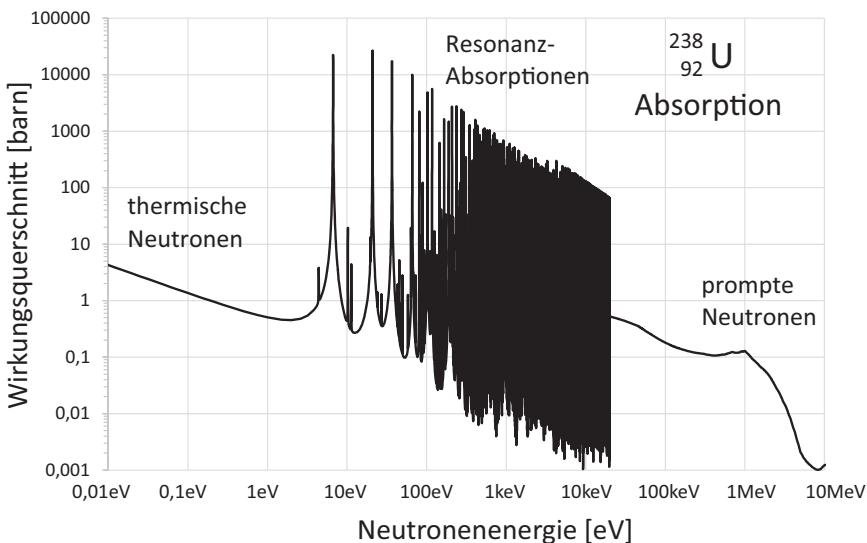


Abb. 2.2 Spektrum des Wirkungsquerschnitts σ_a der Neutronenabsorption in ^{238}U

Die vielen Maxima im Energiebereich von 5 eV bis 20 keV sind die schwarzen Linien im Neutronenspektrum. Wir bezeichnen sie als Resonanzabsorptionen des Urans. Nur wenn die Energie des Neutrons gerade ausreicht, das Neutron im Kern auf ein bestimmtes Energieniveau zu heben, wird es absorbiert. Danach rütteln sich die Nukleonen im Kern wieder zurecht, bis eine stabile Anordnung erreicht wurde, verbunden mit entsprechenden γ -Emissionen. Die Datenbank nennt den Vorgang deshalb eine (n, γ) -Reaktion.

Nachdem das Uran-Isotop ^{238}U ein Neutron absorbiert hat, ist es zum ^{239}U geworden. Das neue, schwerere Nuklid ist aber recht instabil, und es zerfällt mit einer Halbwertszeit von 23,5 min durch einen β^- -Zerfall in das Neptunium-Isotop ^{239}Np . Auch dieses Nuklid ist noch recht instabil. Mit einer Halbwertszeit von 2,4 Tagen zerfällt es zu ^{239}Pu (Plutonium), das mit einer Halbwertszeit von 24.000 Jahren schon eher als stabil bezeichnet werden kann.

Das leichtere Nuklid ^{235}U absorbiert Neutronen sogar noch besser. Einen großen Unterschied zwischen den beiden Isotopen ^{235}U und ^{238}U sehen wir aber in der Reaktion „Spaltung“ (engl. fission, Abb. 2.3). Der Wirkungsquerschnitt der Kernspaltung von ^{238}U ist geradezu vernachlässigbar. Bei der Kernspaltung entstehen zwei Spaltprodukte sowie zwei bis drei prompte Neutronen mit einer Energie von mehr als 1 MeV. Uran-235 wird von

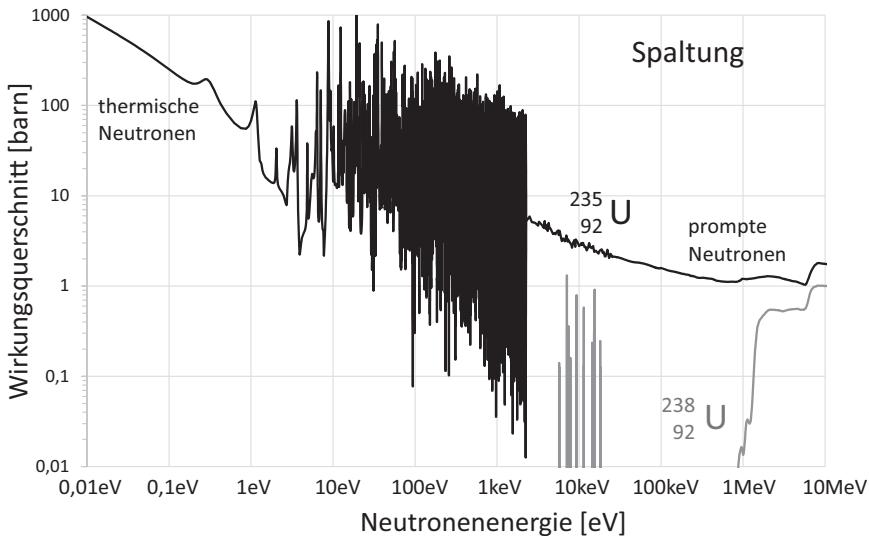


Abb. 2.3 Wirkungsquerschnitte der Kernspaltung σ_f von $^{235}_{92}\text{U}$ (schwarz) und $^{238}_{92}\text{U}$ (grau)

thermischen Neutronen etwa 500-mal besser gespalten als von prompten Neutronen, wie wir in Abb. 2.3 leicht ablesen können. Um die Neutronen möglichst effektiv für die Kernspaltung zu nutzen, moderieren wir die prompten Neutronen der Kernspaltung daher, bis sie thermische Neutronen geworden sind. Man nennt einen Reaktor, der dieses Prinzip nutzt, einen thermischen Reaktor. Seine mittlere Leistungsdichte q , also die Wärmeleistung pro Volumenelement, können wir vereinfacht aus dem thermischen Neutronenfluss Φ , der mittleren Dichte der $^{235}_{92}\text{U}$ -Atome, $N_{\text{U-}235}$, und dem Wirkungsquerschnitt σ_f der Kernspaltung thermischer Neutronen berechnen als

$$q = \sigma_f \Phi N_{\text{U-}235} E_f.$$

Dabei ist E_f die Energie pro Spaltung, also die 193 MeV, die wir im letzten Kapitel schon angesprochen hatten. Die Leistungsdichte ist dem Neutronenfluss mithin direkt proportional.

Die Kettenreaktion der Neutronen in einem thermischen Reaktor ist schematisch in Abb. 2.4 dargestellt. Sie läuft folgendermaßen ab: Wenn ein thermisches Neutron einen Uran-235-Kern trifft, entstehen zwei Spaltprodukte und zwei bis drei prompte Neutronen. Ein Teil dieser prompten Neutronen entkommt; wir bezeichnen das als die Neutronenleckage. Die übrigen Neutronen werden im Moderator abgebremst, bis sie thermisch

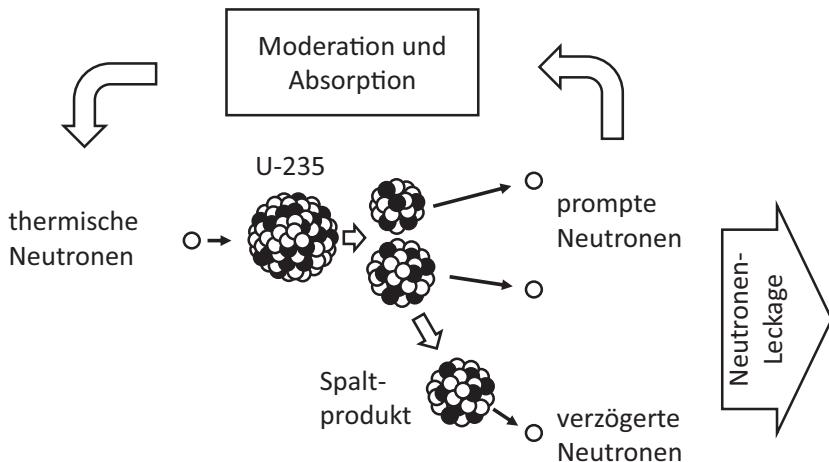


Abb. 2.4 Schema der Kettenreaktion der Kernspaltung

sind, und spalten dann erneut. Wenn wir die Neutronenleckage oder die Absorption ändern, können wir also beeinflussen, ob die Zahl der Neutronen dabei immer weiter zunimmt, abnimmt oder im Mittel konstant bleibt. In der Physik drücken wir das aus durch den effektiven Multiplikationsfaktor k_{eff} . Der Zyklus dauert allerdings nur etwa $10 \mu\text{s}$ bis $100 \mu\text{s}$, ist also viel zu schnell, um den Neutronenfluss damit vernünftig regeln zu können.

Einige der Spaltprodukte emittieren bei ihrem Zerfall ebenfalls Neutronen. Mit einer Energie von einigen 100 keV sind diese Neutronen fast so schnell wie die prompten Neutronen. Bis zur Emission dieser Neutronen vergehen aber einige Sekunden, je nach Halbwertszeit dieser Spaltprodukte. Wir nennen sie daher verzögerte Neutronen. Im Verhältnis zu den prompten Neutronen sind sie mit einem Anteil weniger als 1 % viel seltener, aber für die Regelung der Neutronendichte sind sie äußerst wertvoll. Wir nennen diesen Anteil β . Wir regeln den Reaktor dann so, dass nur mithilfe der verzögerten Neutronen die Anzahl der Neutronen immer weiter zunimmt. Die verzögerten Neutronen können genauso entkommen oder absorbiert werden wie die prompten Neutronen, und wenn wir die Neutronenleckage oder die Absorption ändern, ändern wir folglich den Neutronenfluss ganz gemächlich.

Wenn wir die Neutronenabsorption so einstellen, dass der Neutronenfluss zeitlich konstant bleibt, sagt man, der Reaktor sei kritisch. Dann ist der Multiplikationsfaktor gerade gleich 1. Wenn der Neutronenfluss nur

mithilfe der verzögerten Neutronen zunehmen kann, bezeichnet man ihn als verzögert überkritisch, und wenn schon allein die prompten Neutronen den Neutronenfluss zunehmen lassen, bezeichnet man den Reaktor als prompt überkritisch. Das lassen wir natürlich besser bleiben. Das ginge zu schnell. Der Multiplikationsfaktor sollte daher nicht viel größer als eins werden.

In der Literatur zur Reaktorphysik finden Sie häufig den Begriff „Reaktivität“, meist als ρ bezeichnet. Gemeint ist damit die relative Abweichung des Multiplikationsfaktors k_{eff} von der Zahl 1:

$$\rho = \frac{k_{\text{eff}} - 1}{k_{\text{eff}}}.$$

Ist $\rho = 0$, ist der Reaktor kritisch. Falls $\rho > 0$, ist der Reaktor überkritisch, und für $\rho > 1$ ist der Reaktor prompt überkritisch. Damit haben wir jetzt auch ein Maß dafür, wann der Reaktor prompt überkritisch ist.

In Stuttgart steht ein kleiner Unterrichtsreaktor vom Typ SUR 100, der genau nach diesem Prinzip funktioniert. Ich habe ihn schon oft mit einigen Studenten gefahren und bin immer wieder begeistert, wie einfach es ist, eine selbsterhaltende Kettenreaktion der Kernspaltung zu erzeugen, verglichen mit einer selbsterhaltenden Kernfusion, für die man diesen gigantischen Tokamak-Reaktor benötigt, der schon seit längerer Zeit in Cadarache in Südfrankreich gebaut wird. Das Prinzip dieses Unterrichtsreaktors habe ich in Abb. 2.5 skizziert: Zwei Polyethylen-Klötze, in denen sich fein verteilt angereichertes Uran befindet, müssen zunächst zusammengefahren werden, um die Neutronenleckage zu vermindern. Eine kleine Neutronenquelle aus einem α -Strahler und Beryllium wird unter die Klötze gefahren, um die Kettenreaktion zu beginnen. Neben den Klötzen befinden sich Cadmium-Platten als Neutronenabsorber, die man so weit herausfahren kann, bis der Reaktor verzögert überkritisch wird. Die Neutronendichte nimmt nun langsam zu und wir messen einen zunehmenden Neutronenfluss in einem Neutronendetektor, der neben dem Reaktorkern steht. Die Moderation übernehmen hier die Wasserstoffatome im Polyethylen und die Kohlenstoffatome im Graphitreflektor. Die Leistung des Unterrichtsreaktors beträgt weniger als 100 mW, sodass wir weder eine Kühlung benötigen noch eine Notkühlung. Man nennt so etwas auch einen „Nullleistungsreaktor“, aber die Leistung kann streng genommen natürlich nicht „null“ sein. Wenn der Neutronenfluss im Detektor und damit die Leistung zu hoch wird, fällt der untere Klotz mit einem lauten „Plock“ herunter und die Studenten können wieder von vorn anfangen, den Reaktor anzufahren. Das war dann eine Reaktorschnellabschaltung.

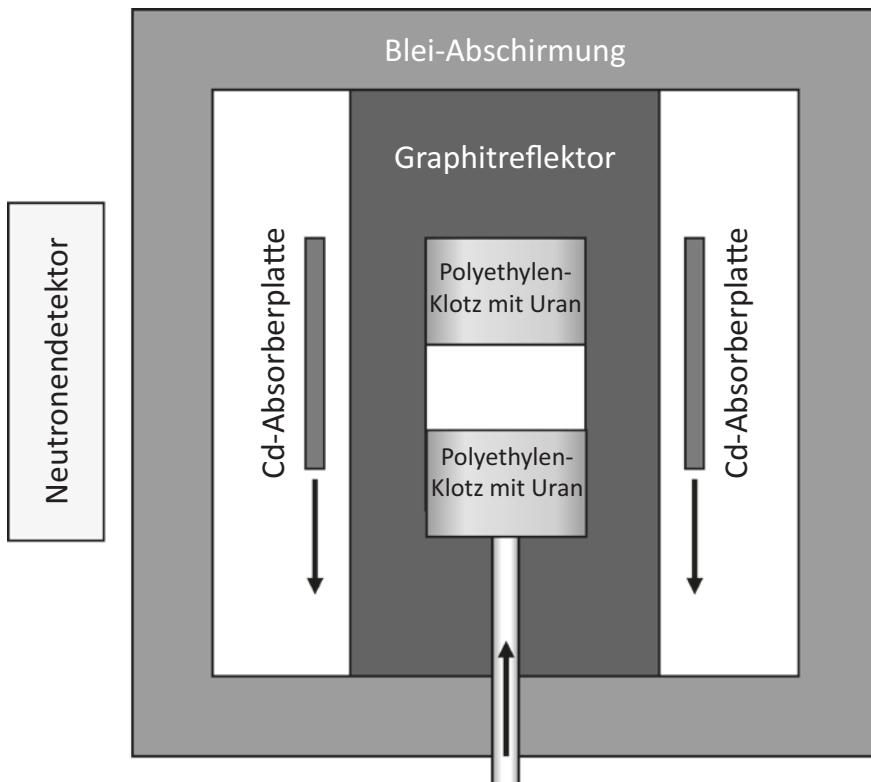


Abb. 2.5 Skizze des Unterrichtsreaktors SUR 100

Es ist gar nicht so einfach, diesen Unterrichtsreaktor genau kritisch zu fahren. Je nach Stellung der Cadmiumplatten nimmt der Neutronenfluss entweder langsam zu oder ab, und man schafft es kaum, den Neutronenfluss über eine längere Zeit konstant zu halten. Das ist ganz anders in einem Leistungsreaktor. Sobald die Temperatur mit zunehmender Leistung steigt oder die Dichte des Moderators aus anderen Gründen abnimmt, gibt es physikalische Effekte, die den Neutronenfluss von selbst regeln.

Der erste, wichtige Effekt entsteht durch die Absorption der Neutronen im Uran. Die Resonanzabsorption, also die Absorption in den vielen Peaks im Absorptionsspektrum in Abb. 2.2, nimmt zu, wenn das Uran wärmer wird. Die Absorptionswahrscheinlichkeit ist generell am höchsten, wenn das Neutron genau die Energie mitbringt, die notwendig ist, um ein bestimmtes Energieniveau zu besetzen. Wenn das Atom warm ist, schwingt es im Kristallgitter. Bewegt es sich dann auf das Neutron zu, ist die Relativgeschwindigkeit zwischen Neutron und Atom höher, als wenn sich das

Atom wegbewegt. Dann ist auch die kinetische Energie des Neutrons höher. Die Chance, dass das auftreffende Neutron genau die richtige Energie mitbringt, wird also umso höher, je wärmer das Atom ist und umso mehr es schwingt. Die Resonanzpeaks werden dann breiter. Dieser Effekt ist vergleichbar mit einer bewegten Schallquelle. Wenn Sie nur Schall mit einer ganz bestimmten Frequenz aufnehmen können, ist die Wahrscheinlichkeit, dass die Schallquelle gerade die richtige Frequenz hat, umso größer, je schneller sich die Schallquelle hin- und herbewegt. Kommt die Schallquelle auf Sie zu, ist die Frequenz höher, anderenfalls niedriger. In Analogie zur Akustik nennt man diesen Effekt daher auch den Doppler-Effekt. Im Reaktor bedeutet dieser Effekt, dass die Neutronenabsorption zunimmt, wenn das Uran wärmer wird. Wenn also der Neutronenfluss zunimmt und folglich die Leistung der häufiger werdenden Kernspaltungen steigt, regelt dieser Effekt den Neutronenfluss ganz von allein wieder zurück.

Der zweite Effekt entsteht durch die Temperatur des Moderators. In der Regel nimmt die Dichte des Moderators ab, wenn er wärmer wird. Dann werden die Stöße zwischen den Neutronen und den leichten Atomen des Moderators seltener. Die Moderation wird dadurch schlechter. Es werden also weniger thermische Neutronen erzeugt und die Neutronenleckage nimmt zu. Wir nennen diesen Effekt den Dichte-Effekt. Auch dieser Effekt regelt den Neutronenfluss von allein wieder zurück, wenn die Leistung des Reaktors steigt, weil der Moderator dadurch wärmer wird.

Der dritte Effekt ist der Voideffekt. Mit *Void* bezeichnet man im Englischen einen Leerraum. Gemeint ist hier z. B. das Volumen der Dampfblasen eines wassergekühlten Reaktors. Wenn das Kühlwasser siedet, das bei diesem Reaktortyp gleichzeitig der Moderator ist, fehlt ein Teil des Moderators, denn in den Dampfblasen befinden sich vergleichsweise wenige Wassermoleküle. Die Moderation wird dadurch schlechter, es werden weniger thermische Neutronen erzeugt und die Neutronenleckage nimmt wiederum zu. Der Voideffekt regelt daher den Neutronenfluss ähnlich wie der Dichte-Effekt. Er nimmt den Neutronenfluss zurück, wenn die Leistung des Reaktors steigt, sofern das Kühlmittel siedet.

Stellen Sie sich vor, wir betreiben einen wassergekühlten Reaktor mit einer konstanten Leistung. Jetzt nehmen wir einen Neutronenabsorber ein Stückchen weit heraus. Die Kettenreaktion der Kernspaltung wird dadurch zunehmen. Der Reaktor ist nun verzögert überkritisch. Durch den zunehmenden Neutronenfluss gibt es nun mehr Kernspaltungen, dadurch nimmt die Leistung zu und die Temperatur steigt im Uran sowie im Wasser. Der Doppler-Effekt, der Dichte-Effekt und ggf. der Voideffekt, wenn das Wasser siedet, regeln jedoch den Neutronenfluss so weit wieder zurück,

bis ein neuer Zustand mit konstanter Leistung entsteht. Diesmal mit einer etwas höheren Leistung, mit wärmerem Wasser und mit wärmerem Uran. Der stationäre Betrieb ist also ein stabiler Zustand, und der Reaktor findet ganz von allein in diesen Zustand. Anders als bei einem Nullleistungsreaktor müssen wir das gar nicht regeln. Die Frage ist berechtigt, warum wir denn den stationären Betrieb dann als „kritisch“ bezeichnen. Das kann man wohl nur noch historisch verstehen.

Je mehr wir den Neutronenabsorber rausnehmen, desto höher ist die Reaktorleistung und desto heißer ist der Reaktor. Wir können also mit den Neutronenabsorbern die Leistung einstellen. Wir nennen die Absorberstäbe daher auch Steuerstäbe.

Diese drei Effekte sind nicht nur praktisch für den Betrieb des Reaktors. Sie sind auch enorm wichtig für seine Sicherheit. Als Reaktorfahrer lernt man, dass man einen Reaktor niemals prompt überkritisch fahren darf, und die Steuerstababtriebe lassen das auch gar nicht zu. Wenn das aus irgend-einem dummen Fehler dennoch mal passiert, helfen diese drei Effekte eine Katastrophe zu vermeiden. Einen Reaktor, bei dem einer dieser drei Effekte positiv ist, sodass der Neutronenfluss steigt, wenn die Leistung steigt, sollte man aus Sicherheitsgründen besser nicht zulassen.

Der Reaktorunfall in Tschernobyl kann hier als schlechtes Beispiel dienen. Um Ihnen diesen Unfallablauf genauer zu erklären, muss ich zunächst noch über einen vierten Effekt berichten: den Xenon-Effekt.

Das Xenon-Isotop $^{135}_{54}\text{Xe}$ entsteht durch β^- -Zerfall des Iod-Isotops $^{135}_{53}\text{I}$, ein recht häufiges Spaltprodukt mit einer Halbwertszeit von 6,6 h. Sie finden diese beiden Nuklide rechts in dem Ausschnitt aus der Nuklidkarte in Abb. 2.1. Xe-135 ist ein extrem guter Neutronenabsorber. Mit einem Wirkungsquerschnitt von 2.650.000 barn absorbiert es thermische Neutronen rund eine Million Mal besser als U-238. Schon geringe Mengen dieses Nuklids können daher die Neutronenbilanz mächtig verändern. Sobald es ein Neutron absorbiert hat, wird daraus das Isotop $^{136}_{54}\text{Xe}$, das kaum noch Neutronen absorbiert. Andererseits kann $^{135}_{54}\text{Xe}$ auch zerfallen. Mit einer Halbwertszeit von 9,1 Stunden wird daraus das Caesium-Isotop $^{135}_{55}\text{Cs}$. Wenn wir den Reaktor betreiben, stellt sich nach einigen Stunden ein Gleichgewicht ein aus der Produktion von Xe-135 durch Zerfall von I-135, aus dem Verbrauch durch Neutronenabsorption und aus dem Zerfall von Xe-135. Wenn wir den Reaktor jedoch abstellen, fällt einer dieser drei Prozesse weg: die Neutronenabsorption, denn es sind keine Neutronen mehr da, die absorbiert werden könnten. Folglich steigt dann die Konzentration von Xe-135 an, da das I-135 weiterhin zerfällt und Xe-135 bildet, das Xe-135 selbst aber relativ langsam zerfällt. Etwa zehn Stunden nach dem

Abschalten hat Xe-135 seine maximale Konzentration erreicht. Es dauert etwa $1\frac{1}{2}$ Tage, bis die Xe-135-Konzentration wieder auf das Niveau vor dem Abschalten gefallen ist. In dieser Zeit sollte man den Reaktor nicht wieder anfahren. Die Reaktorfahrer sagen dann „wir stecken in der Xenonfalle“. Wer dennoch den Reaktor anfahren möchte, müsste dazu alle Absorberstäbe rausfahren, um überkritisch zu werden, denn das Xe-135 schluckt uns die meisten Neutronen weg. Dann passiert aber etwas Verblüffendes: sobald der Neutronenfluss wieder ansteigt, wird Xe-135 auch wieder verbraucht. Die Xe-135 Konzentration fällt dadurch, es werden weniger Neutronen absorbiert und der Neutronenfluss steigt weiter. Das ist also ein Effekt, der sich selbst beschleunigt, mitunter schneller, als man die Absorberstäbe wieder einfahren kann.

Der Reaktor von Typ RBMK, der am 26. April 1986 in Tschernobyl explodierte, ist ein Druckröhrenreaktor [4], skizziert in Abb. 2.6. Vertikale Druckröhren, in denen sich die Uran-Brennelemente befinden, stehen in

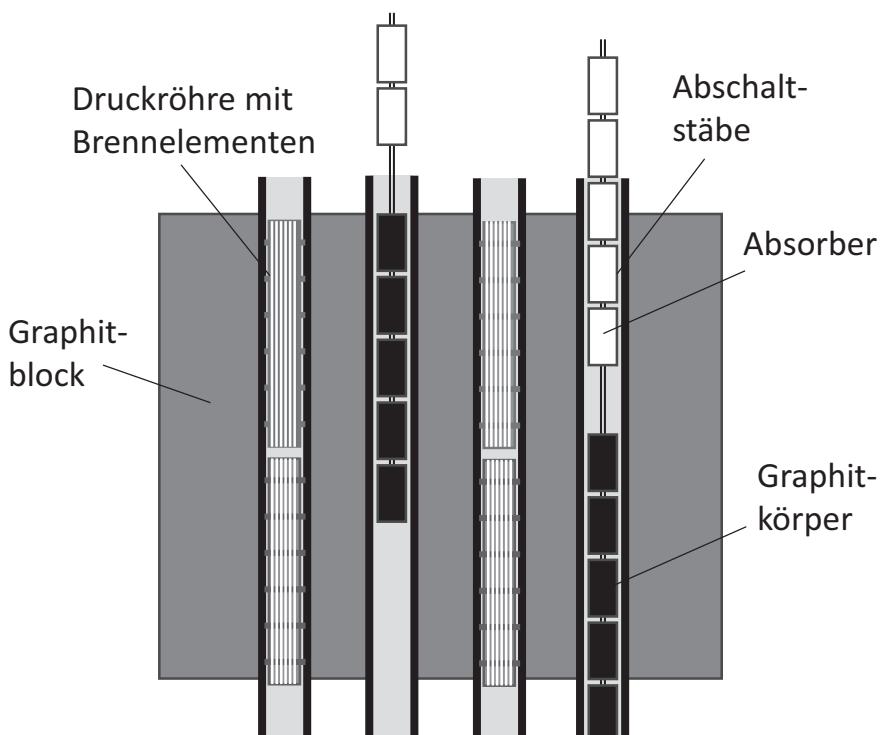


Abb. 2.6 Prinzipskizze eines RMBK-Reaktors

einem großen Graphitblock, der als Moderator dient. In den Druckröhren verdampft Wasser, wodurch die Brennelemente gekühlt werden. Dampf und Wasser aus den Druckröhren werden zunächst in Dampfabscheidern getrennt und der Dampf wird dann einer Turbine zugeführt, die einen Generator antreibt. Die Funktionen Kühlung und Moderation sind in diesem Reaktor also getrennt: Graphit zur Moderation und siedendes Wasser zur Kühlung. Bei geringer Leistung, wenn das Wasser also gerade erst anfängt zu sieden, absorbiert das Wasser einen Teil der thermischen Neutronen, die im Graphit abgebremst wurden. Die Moderation durch dieses Wasser ist dagegen gering und der Graphitblock verhindert eine Zunahme der Neutronenleckage, wenn Dampfblasen entstehen. Diese Absorption wird schwächer, je mehr Dampf sich in den Druckröhren befindet. Dadurch hat der Reaktor bei geringer Leistung einen positiven Voideffekt: Je mehr Dampf erzeugt wird, desto höher wird der thermische Neutronenfluss im Uran. Das geht aber gerade in die falsche Richtung, also anders als z. B. beim Druckwasserreaktor, der einen negativen Voideffekt hat.

An diesem Unglückstag fuhren die Reaktorfahrer den Reaktor nach einigen Stunden mit voller Leistung erst auf halbe Leistung, und dann schließlich auf ca. 22 % der Leistung zurück, nur zum Test. Dadurch bildete sich viel Xe-135. Die Neutronenabsorption stieg dadurch und die Leistung verringerte sich von selbst weiter bis auf 1 %. Sinnvollerweise hätte der Reaktor nun abgeschaltet werden sollen. Er wurde jedoch wieder hochgefahren, dazu mussten alle Steuerstäbe gezogen werden. Durch den erneuten Neutronenfluss fiel die Xe-135-Konzentration wieder, was den Neutronenfluss noch weiter zunehmen ließ. Hinzu kam nun der positive Voideffekt, der den Neutronenfluss mit zunehmender Leistung ebenfalls erhöhte. Der Reaktor wurde dadurch prompt überkritisch, noch bevor die Abschaltstäbe eingefahren werden konnten. Graphitkörper an der Spitze dieser Abschaltstäbe verbesserten sogar erst noch die Moderation und steigerten weiter die Leistung, bevor die Absorber wirksam wurden. Die Druckröhren explodierten daraufhin bei etwa dem Hundertfachen der Nennleistung des Reaktors. Der Graphitblock entzündete sich und das Feuer trieb die freigesetzten Spaltprodukte in große Höhe. Die weiteren Folgen sind bekannt. Das UNSCEAR-Komitee [5] ist zwanzig Jahre lang sorgfältig allen Personenschäden nachgegangen und berichtet in einem dicken Bericht darüber. In Summe sind zwar weniger Personen ums Leben gekommen als bei einem Flugzeugabsturz, also weit weniger als man damals befürchtet hatte, aber der Schaden war dennoch gewaltig. Viele Menschen verloren daraufhin das Vertrauen in die Kerntechnik.

Der Xenon-Effekt war den Reaktorfahrern sicher bekannt. Dass sie ihn ignorierten, war also ein dummer Betriebsfehler. Sie hätten den Reaktor an diesem Tag nicht wieder anfahren dürfen. Der positive Voideffekt ist aber eher ein Konstruktionsfehler dieses Reaktors, den wir bei Reaktoren der vierten Generation nicht zulassen dürfen. Das Reaktorkonzept muss auch prompt überkritische Zustände zulassen können, ohne dass es zur Katastrophe kommt.

Herstellung von Kernbrennstoff

Unter Kernbrennstoff verstehen wir bei herkömmlichen Reaktoren angereichertes Uran. Ich denke, ich muss jetzt nicht extra erwähnen, dass Uran im Reaktor natürlich nicht „brennt“, sondern gespalten wird. Chemisch betrachtet liegt das Uran im Brennelement als Urandioxid, UO_2 , vor. Das ist ein keramischer Werkstoff mit einer Schmelztemperatur von ca. 2800 °C. Man kann es also schon sehr hoch erhitzen, um die Wärme an das umgebende Kühlwasser abzugeben.

Uran finden wir in fast jedem Land auf dieser Welt. Im Meerwasser gelöst befinden sich sogar nahezu unbegrenzte Uranvorkommen. Nur ist meistens die Konzentration so gering, dass es teuer wird, dieses Uran zu gewinnen. Das „Red Book“ der NEA und IAEA [6], das regelmäßig über die Vorkommen, Gewinnung und Nachfrage von Uran berichtet, unterscheidet daher die Uranvorkommen nach Kostengruppen. Im Jahr 2015 betrugen die weltweit erschlossenen und gesicherten Uranressourcen bis 130 USD/kg_{Uran} ca. 3,5 Mio. t. Nehmen wir noch die darüber hinaus bekannten Uranressourcen hinzu, so reichen diese Ressourcen, um den heutigen Uranverbrauch für mehr als 135 Jahre sicherzustellen. Es macht also wenig Sinn, damit zu spekulieren.

Uranerze hatte man früher in Bergwerken gefördert, manchmal auch im Tagebau. Das Erz wurde fein gemahlen und das Uran dann mit Schwefelsäure oder Salpetersäure herausgelöst. Inzwischen wird das Uran jedoch eher direkt vor Ort herausgelöst. Dazu werden Carbonate oder Säuren in Bohrlöcher gepumpt, die das Uran dort direkt aus dem Gestein auslaugen. Es wird dann mit Ionentauscher-Harzen abgeschieden. Nach dem Fällen mit Ammoniak entsteht ein braunes oder schwarzes Pulver, das unter der Bezeichnung *Yellow Cake* verkauft wird, da es ursprünglich meist gelb aussah. Es enthält Uranoxid, vorwiegend als U_3O_8 . Anfang 2019 lag der Preis für Yellow Cake bei etwa 80 USD/kg.

Das gut spaltbare U-235 ist darin nur zu 0,72 % vorhanden. Es gibt zwar einige Reaktoren, sogenannte Druckröhrenreaktoren, die mit dieser niedrigen Konzentration betrieben werden können, aber es ist heute wirtschaftlicher, das Uran-235 auf eine höhere Konzentration anzureichern. Chemisch sind U-235 und U-238 identisch, und so kann man beide Isotope nur dadurch voneinander trennen, dass man die einzelnen Atome aufgrund ihrer Masse unterscheidet. Dazu bräuchte man Uran als Gas, aber Uran verdampft erst bei extrem hohen Temperaturen. Stattdessen wird Uranhexafluorid, UF_6 , erzeugt. UF_6 verdampft bei Normaldruck bei 56,4 °C, ist also schon bei vernünftigen Temperaturen gasförmig. Bei tieferen Temperaturen ist UF_6 fest, kann also leicht gelagert werden. Jedes UF_6 -Gasmolekül enthält genau ein Uranatom. Fluor kommt nur mit einem einzigen stabilen Isotop in der Natur vor, sodass wir nicht Gefahr laufen, bei der Trennung der Gasmoleküle nur Fluor mit schwereren Fluor-Isotopen anzureichern.

Das weitaus häufigste Verfahren zur Anreicherung ist heute die Gaszentrifuge. Abb. 2.7 zeigt eine einfache Skizze dieses Verfahrens. In hohen, senkrechten Zylindern wird das UF_6 -Gas in der Mitte zugeführt. Die Zylinder rotieren so schnell wie möglich, ohne dass sie auseinanderbrechen, und die Moleküle mit dem schwereren Isotop U-238 scheiden sich durch die Flieh- kraft vorwiegend an der Zylinderwand ab, wo es abgesaugt wird, während die mit dem leichteren Isotop U-235 eher in der Mitte des Zylinders am Boden zu finden sind. Der Trennfaktor einer einzelnen Stufe liegt bei etwa 1,4. Das bedeutet, das Gas, das in der Mitte abgesaugt wird, enthält 40 % mehr U-235 als das Gas, das außen abgesaugt wird. Um z. B. eine Anreicherung mit U-235 von 3,5 % zu erhalten, sind etwa zehn dieser Trennstufen hintereinander zu schalten. Man nennt so etwas eine Anreicherungskaskade. Der angereicherte Massenstrom wird zur weiteren Anreicherung an die nächste stromabliegende Stufe weitergegeben, während der abgereicherte Massenstrom in die stromaufliegende Stufe zurückgeführt und dort mitverarbeitet wird. So bekommen wir am Eingang der Kaskade an der Zylinderwand ein abgereichertes Uran mit einer U-235-Konzentration von etwa 0,2 % und am Ausgang der Kaskade, in der Zylindermitte, ein angereichertes Uran mit 3,5 % U-235. Der Massenstrom, der durch jede Zentrifuge geht, ist recht gering; deswegen müssen viele dieser Zentrifugen parallel geschaltet werden.

Eine einfache Massenbilanz ergibt dann, dass wir zur Herstellung von 1 kg Uran mit einer Anreicherung von 3,5 % eine Eingangsmasse von 6,3 kg Natururan benötigen und dabei 5,3 kg abgereichertes Uran mit einer Restkonzentration an U-235 von 0,2 % erzeugen. Es entsteht bei der

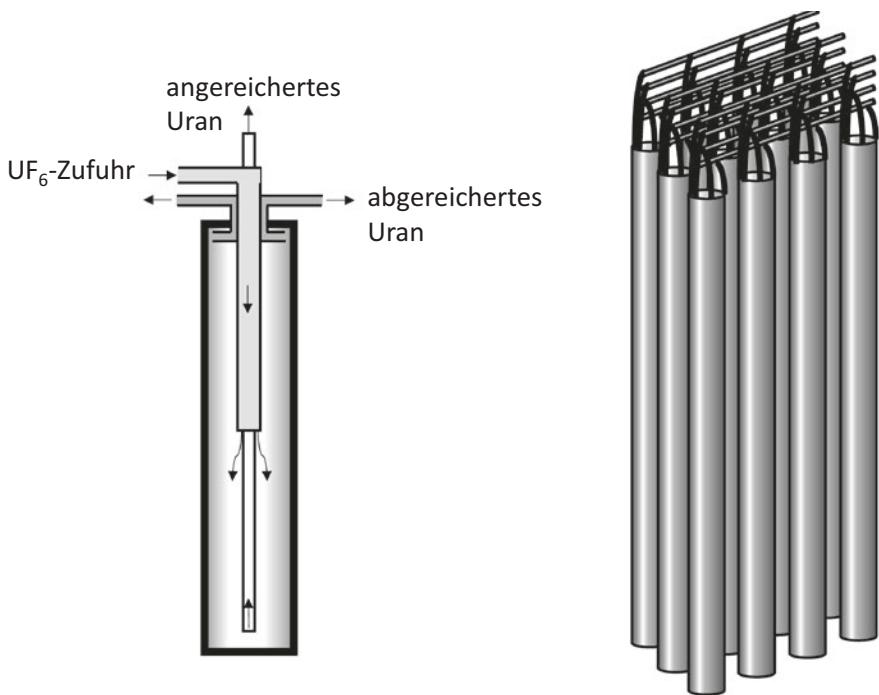


Abb. 2.7 Schema der Urananreicherung mit Gaszentrifugen; links: Prinzip einer einzelnen Gaszentrifuge; rechts: Ausschnitt aus einer Anreicherungskaskade mit Gaszentrifugen

Anreicherung also eine ganze Menge an abgereichertem Uran, das wir ebenfalls energetisch verwenden könnten. Aber darauf kommen wir später noch zu sprechen.

Im nächsten Schritt muss dann das UF_6 noch in Urandioxid UO_2 umgewandelt werden. Dazu wird das UF_6 in Wasser gelöst, wobei Flusssäure entsteht, und mit Ammoniak neutralisiert. Das dabei entstandene UO_3 wird dann mit Wasserstoff zu UO_2 reduziert. Reines UO_2 ist ein schwarzes Pulver, das in Pellets gepresst wird, die dann bei $1700\text{ }^\circ\text{C}$ gesintert werden, um kompakter und fester zu werden. Schließlich werden die Pellets noch exakt auf den geforderten Durchmesser geschliffen, damit sie genau in die Hüllrohre des Brennelements passen.

Der fertige UO_2 -Brennstoff kostet heute ca. 1 € pro MWh Wärme, die daraus erzeugt werden kann. Das ist zehnmal billiger als Kohle und 25-mal billiger als Erdgas. Die Anreicherung macht dabei nur etwa 1/3 des Aufwands aus. Hinzu kommen noch die Herstellkosten für das Brennelement,

für die Entsorgung und einige Fixkosten, die unabhängig sind von der Anreicherung, in Summe in gleicher Größenordnung. Daher ist verständlich, dass man versucht, etwas mehr U-235 in das Brennelement zu bekommen. Heutige Anreicherungsanlagen für konventionellen Kernbrennstoff sind ausgelegt für eine Anreicherung auf bis zu 5 % und die neuen Kernkraftwerke können diesen Brennstoff auch nutzen.

Konventionelle wassergekühlte Reaktoren

Eigentlich wollte ich in diesem Buch nicht viel über konventionelle Reaktoren erzählen. Ein paar grundlegende Dinge sollte ich vielleicht dennoch berichten, sonst wird hinterher nicht klar, was bei der vierten Generation denn anders ist.

Druckwasserreaktor

Der mit Abstand am häufigsten gebaute Reaktortyp ist der Druckwasserreaktor. Mit ihm wird Wasser bei ca. 155 bar um gerade einmal 30 °C erwärmt, von ca. 290 °C auf ca. 320 °C. Bei diesem Druck würde das Wasser erst bei 345 °C sieden. Am Austritt aus dem Reaktorkern ist es dafür also immer noch zu kalt. Abb. 2.8 zeigt einen solchen Reaktor im Schnittbild. Der Reaktordruckbehälter ist etwa 12 bis 13 m hoch und hat einen Durchmesser von etwa 5 m. Die Brennelemente stehen auf einer dicken Kerntrageplatte in der unteren Hälfte des Reaktors. Sie bildet den Boden des Kernbehälters, der in den Druckbehälter eingehängt wird. Die Kerntrageplatte ist reichlich wasserdurchlässig. Das etwas kältere Wasser, das durch die Eintrittsflansche, in unserem Bild links, in den Druckbehälter gelangt, strömt zunächst um den Kernbehälter herum, dann durch die Kerntrageplatte, und von dort aufwärts durch die Brennelemente des Kerns. Oberhalb des Kerns wird das aufgewärmte Wasser dann gesammelt und über die Austrittsflansche an einen Dampferzeuger abgegeben. Etwa jedes dritte Brennelement hat im Innern einige Steuerstäbe, mit denen wir die Neutronenabsorption regeln können. Sie sind mit Antriebsstangen verbunden, die oben aus dem Reaktordeckel herauslaufen. Ein magnetischer Steuerstabantrieb über dem Druckbehälter kann diese Steuerstäbe schrittweise rein- oder rausfahren. Schaltet man den Strom ab, fallen die Steuerstäbe durch ihr Eigengewicht einfach runter und der Reaktor schaltet sich ab.

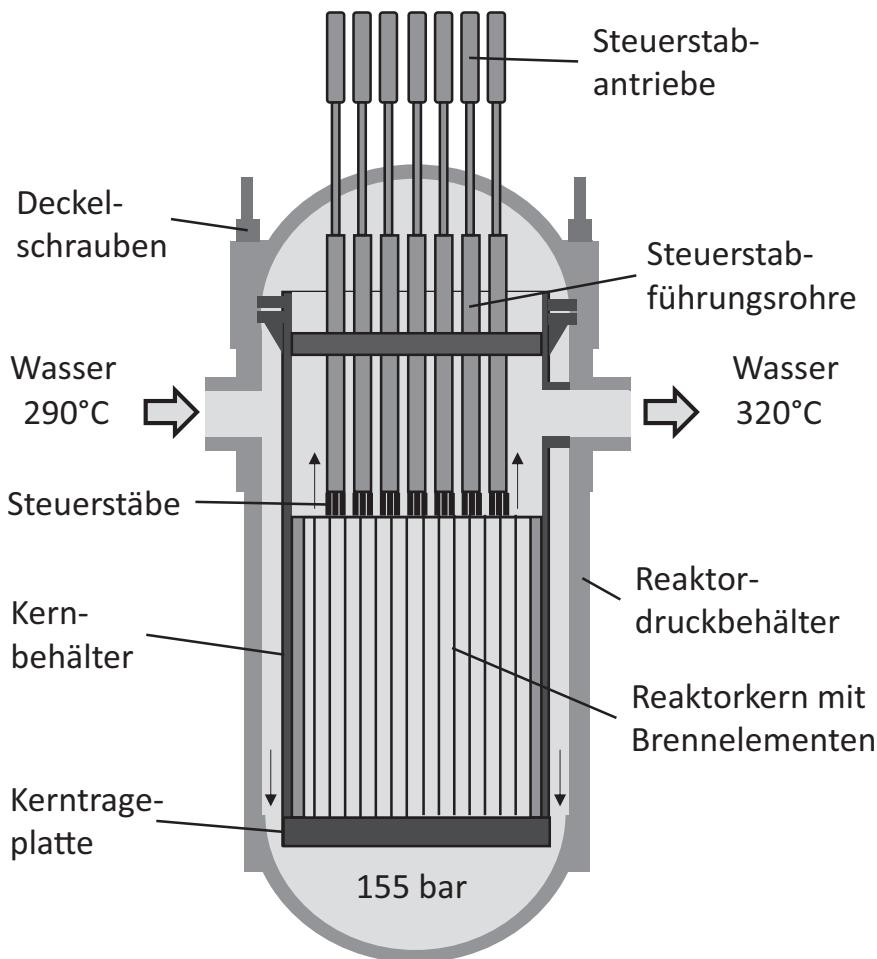


Abb. 2.8 Prinzipskizze eines Druckwasserreaktors

Ein Brennelement des Europäischen Druckwasserreaktors „EPR“ besteht aus jeweils 265 Brennstäben mit einem Durchmesser von 9,5 mm, quadratisch angeordnet im Abstand von 12,5 mm und mit 24 Steuerstäben in jedem dritten Brennelement. Das Hüllrohr besteht aus Zircaloy, einer Legierung vorwiegend aus Zirconium mit kleinen Anteilen anderer Metalle. Zircaloy sieht ähnlich aus wie Edelstahl und ist auch ähnlich korrosionsbeständig. Im Unterschied zu Edelstahl absorbiert Zirconium jedoch kaum Neutronen, ist also für die Neutronen regelrecht transparent. Die Höhe der Brennstoffsäule aus den UO_2 -Pellets in einem Brennstab beträgt 4,2 m. Der Brennstab kann damit bis zu 40 kW Wärme pro Meter erzeugen. Zum

Vergleich: ein kräftiger Tauchsieder hat nur etwa 2 bis 3 kW Leistung. Bei dieser Leistung ist das Pellet in seinem Inneren weißglühend, wie eine Glühlampe, und das Wasser siedet an der Hüllrohroberfläche, auch wenn es in einigen mm Entfernung vom Hüllrohr noch unterkühlt ist. Die mittlere Leistungsdichte q erreicht bei einem Druckwasserreaktor bis zu 100 W/cm^3 oder 100 MW/m^3 , in größeren Einheiten ausgedrückt.

Das aufgewärmte Hochdruckwasser wird in Dampferzeugern wieder auf 290°C abgekühlt. Das sind große Behälter mit Rohrbündeln, die neben dem Reaktor stehen, und durch die das heiße Wasser strömt. Abb. 2.9 zeigt anschaulich, dass diese Dampferzeuger sogar noch deutlich größer sind als der Reaktor. Auf der Außenseite der Rohre innerhalb der Dampferzeuger befindet sich Wasser mit einem geringeren Druck von etwa 70 bar, das schon bei 286°C siedet. Dadurch erzeugen wir den Dampf, den wir zum Antrieb der Dampfturbinen brauchen. Er muss vorher noch von Tropfen befreit werden; der Dampferzeuger hat dazu in der oberen Hälfte viele Tropfenabscheider und einen Dampftrockner. Um das heiße Hochdruckwasser

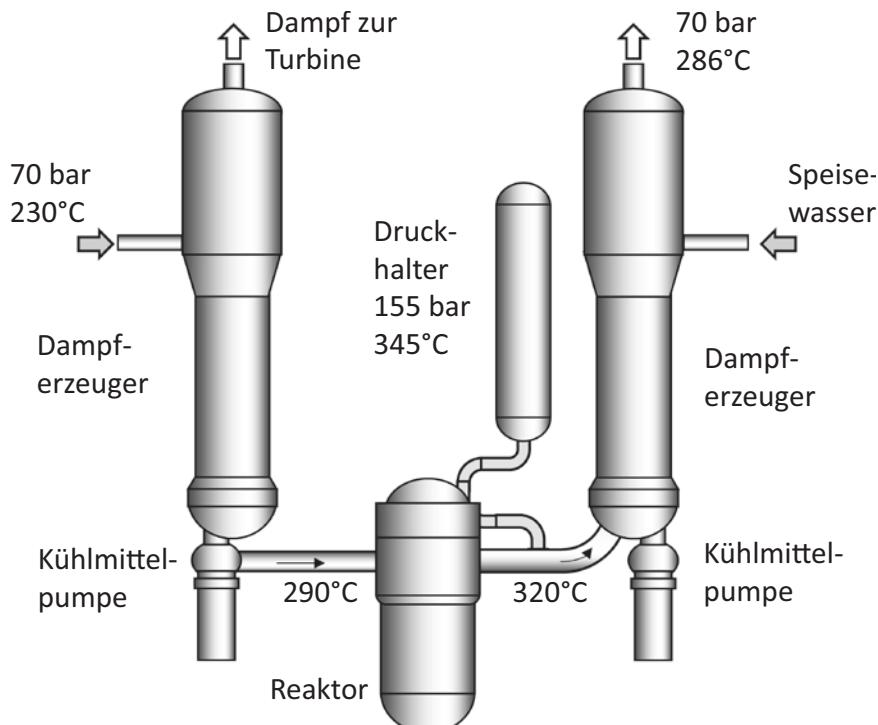


Abb. 2.9 Hochdrucksystem (Primärsystem) eines Druckwasserreaktors

wieder zurück in den Reaktordruckbehälter zu fördern, gibt es große Kühlmittelpumpen in der Rücklaufleitung.

Schließlich benötigt dieses geschlossene Hochdrucksystem noch einen Druckhalter. Das ist ein Ausgleichsgefäß, wie ich es auch zuhause für meine Heizung habe, nur viel größer und regelbar. Der Druckhalter ist halb mit Wasser und halb mit Dampf gefüllt. Dieses Wasser muss also zwangsläufig bis auf 345 °C aufgeheizt werden, sonst gibt es keinen Dampf. Macht man dieses Wasser noch etwas heißer, steigt folglich der Dampfdruck und damit auch der Druck im Reaktordruckbehälter. Lässt man es abkühlen oder sprüht vielleicht sogar kälteres Wasser ein, sinkt der Druck.

Einmal im Jahr wird der Druckbehälter geöffnet, um neue Brennelemente einzufüllen. Dazu lässt man den Reaktor zunächst einmal abkühlen. Dann muss im Kraftwerk der Raum oberhalb des Reaktors komplett mit Wasser geflutet werden, denn die alten Brennelemente heizen noch mit ihrer Nachwärme, müssen also ständig gekühlt werden, und ihre γ -Strahlung wäre für die Leute auf der Belademaschine gefährlich. Das Wasser schirmt die Strahlung dagegen schon recht gut ab. Dann werden zunächst die Steuerstäbe von ihren Antriebsstangen getrennt. Das macht eine kleine Klinke in der Antriebsstange. Dann werden die Deckelschrauben geöffnet, der Deckel wird mit einem Kran abgehoben und schließlich werden die Steuerstabführungsrohre als ganzes Paket herausgenommen. Alles unter Wasser. Dann wird ein Drittel der Brennelemente Schritt für Schritt durch neue ersetzt. Die übrigen kommen auf eine neue Position im Kern. Die verbrauchten Brennelemente werden unter Wasser ins benachbarte Brennelement-Lagerbecken transportiert, wo sie noch ein paar Jahre abkühlen müssen.

Die frischen Brennelemente haben zunächst mehr U-235, als für die Selbsterhaltung der Kettenreaktion benötigt würde. Das verbraucht sich ja im Lauf des Jahrs. Also müssen wir am Anfang mehr Neutronenabsorber in den Reaktor einbringen, denn wir brauchen dann einen kleineren Neutronenfluss, um die gleiche Leistung zu erzeugen. Wir müssen also die überschüssigen Neutronen wegfangen. Deshalb enthält das Kühlwasser Borsäure. Bor, genauer gesagt ^{10}B , ist ein guter Neutronenabsorber. Wenn im Lauf des Jahres immer mehr U-235 gespalten wurde, wir also einen höheren Neutronenfluss für die Kernspaltung brauchen, wird die Borsäure einfach immer mehr durch sauberes Wasser ersetzt. Die Steuerstäbe nehmen wir dann nur zur Feinjustierung der Reaktorleistung und zum Abschalten. Dem geschlossenen Hochdrucksystem wird also ständig etwas Wasser entnommen, das gereinigt wird und mit der richtigen Borkonzentration versehen wieder zurückgefördert wird.

Sollte einmal bei Betrieb der Strom ausfallen, fallen die Steuerstäbe in den Reaktor und er schaltet sich ab. Es muss aber weiterhin die Nachwärme abgeführt werden. Deshalb sind die Dampferzeuger etwas höher angeordnet als der Reaktor. Das heiße Wasser steigt dann von allein auf zu den Dampferzeugern und läuft von allein wieder zurück, nachdem es sich abgekühlt hat. Man nennt das einen Naturumlauf. Dazu braucht man keinen Notstrom. Auf der Niederdruckseite siedet dann weiterhin das Wasser auf der Außenseite der Rohre, und alles, was nun zu tun ist, ist dort Wasser nachzufüllen. Dazu gibt es ein Notspeisewassersystem, das auch mit Notstrom betrieben werden kann.

Das Sicherheitssystem eines Reaktors ist im Übrigen so ausgelegt, dass keine radioaktiven Strahlen und keine radioaktiven Stoffe nach außen gelangen können. Zur Abschirmung von γ -Strahlung benötigt man z. B. Bleiplatten. Eine dicke Betonwand oder eine dicke Schicht Wasser hilft aber auch. Zur Abschirmung von Neutronen helfen leichte Atomkerne, am besten Wasserstoff, damit die Neutronen möglichst viel Energie verlieren, wenn sie mit diesen Atomkernen zusammenstoßen. Wasserstoff finden wir in hoher Dichte im Wasser, aber auch im Beton, der ja mit Wasser angerührt wird. Deshalb ist der Reaktor zunächst mit viel Beton umgeben. Die β -Strahlen kommen nur wenige mm weit, die α -Strahlen sogar noch viel weniger.

Radioaktive Stoffe sind von allem die Spaltprodukte, die bei der Kernspaltung des Urans entstehen. Sie werden eingeschlossen wie Gefangene in einem Hochsicherheitsgefängnis: Der Brennstoff ist von drei Barrieren umgeben, die jeweils hermetisch abgeschlossen sein müssen, damit es immer noch eine weitere Barriere gibt, wenn die erste oder die zweite Barriere versagen sollte. Die erste Barriere ist das Hüllrohr des Brennstoffs. Es wird zugeschweißt, nachdem es mit Brennstoffpellets gefüllt wurde. Einige Spaltprodukte sind jedoch gasförmig, und so steigt der Druck im Hüllrohr während des Betriebs ständig weiter an. Damit das Hüllrohr nicht platzt, gibt es einen Leerraum oberhalb der Pellets, das sogenannte Spaltgasplenum, das die Gase aufnehmen kann. Dann steigt der Druck langsamer an. Es ist aber nicht erlaubt, ein kleines Loch in das Hüllrohr zu bohren, um diese Gase einfach ins umgebende Kühlwasser abzulassen. Das würde die erste Barriere verletzen.

Die zweite Barriere ist das Primärsystem. So nennt man auch das Hochdrucksystem, wie in Abb. 2.9 gezeigt. Es muss wiederum hermetisch dicht sein. Wenn alles zugeschweißt wird, ist das eigentlich kein Problem. Es gibt im Prinzip aber zwei Stellen, an denen bewegliche Teile das Primärsystem durchdringen müssen: die Steuerstababtriebe auf dem Reaktordeckel, Abb. 2.8, und

die Antriebswellen der Kühlmittelpumpen. Die Steuerstäbe, die oben aus den Antrieben rauslaufen, sind deshalb noch mit einem gasdichten Schutzrohr ummantelt und die Antriebswellen der Kühlmittelpumpen haben entweder ein aufwendiges Dichtsystem oder der Antriebsmotor läuft gar selbst im Kühlwasser, ist also innerhalb der Barriere.

Das gesamte Primärsystem steht in einem geschlossenen Betonbunker, der Containment genannt wird. Er ist auf der Innenseite ausgekleidet mit gasdicht zusammengeschweißten Blechen, denn Beton allein ist noch nicht hinreichend gasdicht. Das ist die dritte Barriere. Nur die Dampfleitungen von den Dampferzeugern zur Turbine und die Speisewasserleitungen zu den Dampferzeugern laufen dort rein und raus. Sie haben je eine dicke Armatur innerhalb des Containments und eine Armatur außerhalb. Beide schließen auch von selbst, ohne Strom, wenn die Dampfleitung oder die Speisewasserleitung beschädigt wurde. So wird sichergestellt, dass auch bei Unfällen das Containment hermetisch geschlossen bleibt. Ein Leck in diesen Leitungen würde andererseits bedeuten, dass dem Reaktor Kühlwasser verloren geht. Das verlorene Wasser sammelt sich dann in einem Becken unten im Containment. Von dort muss es mit Notkühlpumpen wieder zurück in den Reaktor gepumpt werden, die auch mit Notstrom angetrieben werden können.

Das Besondere an der dritten Generation von Druckwasserreaktoren ist, dass dieses Containment auch dann noch intakt bleiben muss, wenn der Reaktor bei irgendeinem schweren Unfall völlig zerstört wurde. Selbst im schlimmsten Fall, den man sich vorstellen kann, soll keine Situation entstehen, die es erforderlich macht, dass die Bevölkerung in der Umgebung evakuiert werden muss.

Den Wasser-Dampf-Kreislauf, der aus dem erzeugten Dampf schließlich Strom erzeugt, nennt man das Sekundärsystem. Die wichtigsten Teile dieses Sekundärsystems habe ich schematisch in Abb. 2.10 skizziert. Die Dampftemperatur am Austritt aus dem Dampferzeuger entspricht der Siedetemperatur bei diesem Druck. Der Dampf ist also nicht überhitzt. Dafür gäbe es keine genügend heiße Wärmequelle in unserem Kraftwerk. Man nennt das auch Sattdampf. Mehr als 96 % dieses Dampfs gehen zu einer Hochdruckturbine (HD-Turbine). Ein Schnellschlussventil am Eintritt kann bei Bedarf die Dampfzufuhr in weniger als einer Sekunde abschalten. Das ist z. B. notwendig, wenn der Generator plötzlich vom Stromnetz getrennt werden musste. Der Dampf wird dann stattdessen über das Bypass-Ventil in den Kondensator abgeblasen. Das zweite Ventil dahinter ist ein Regelventil. Es öffnet und schließt nur langsam und regelt dadurch den Druck im Dampferzeuger. Ein kleiner Teil des erzeugten Dampfs wird

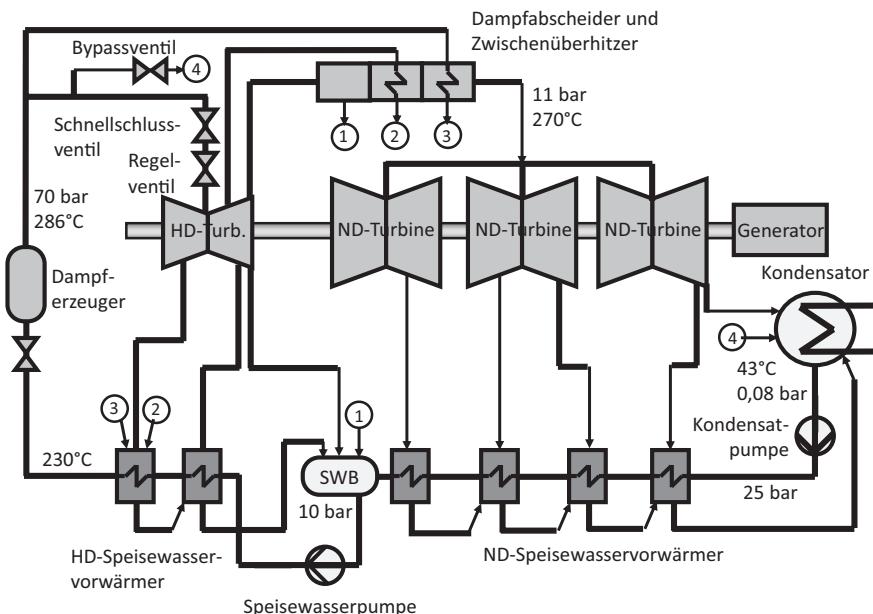


Abb. 2.10 Schema des Sekundärsystems eines Druckwasserreaktors

vorher abgezweigt oder mitten aus der Hochdruckturbine abgezweigt und einem Zwischenüberhitzer zugeführt. Damit kann der Dampf, der aus der Hochdruckturbine kommt, getrocknet und überhitzt werden, damit sich nicht zu viele Tropfen in der Niederdruckturbine bilden. Sie würden sonst die Turbinenschaufeln beschädigen.

Die großen Niederdruckturbinen (ND-Turbinen) drehen gemeinsam mit der Hochdruckturbine den Generator. Bei den üblichen Leistungen von mehr als 1300 MW dreht sich diese Turbinenwelle mit halber Netzfreqenz, in Europa also mit 25 Hz (1500 Umdrehungen pro Minute). Der Generator hat in seinem Rotor dafür zwei Polpaare; er erzeugt dann trotz halber Drehzahl wieder Drehstrom mit 50 Hz. Wenn der Dampf schließlich aus der Niederdruckturbine herauskommt, hat er einen Druck von weniger als 100 mbar, je nach Temperatur des Kühlwassers in den Rohren des Kondensators. Der Dampf kondensiert auf diesen Kondensatorrohren und das Kondensat sammelt sich unten, in der Bodentasse des Kondensators. Wir könnten es im Prinzip von dort wieder dem Dampferzeuger zuführen. Man erreicht aber einen höheren Wirkungsgrad dieses Wasser-Dampf-Kreislaufs, wenn man der Hochdruck- und Niederdruckturbine etwas Dampf entnimmt und diesen in Speisewasservorwärmern kondensiert. Zuvor müssen wir jedoch das Kondensat wieder auf Druck

bringen, sonst würde es gleich wieder sieden, wenn es erwärmt wird. Das besorgen die Kondensatpumpen am tiefsten Punkt des Kraftwerks. Von nun an nennt man das Kondensat Speisewasser.

In vier Aufheizstufen wird das Speisewasser zunächst mit Niederdruckdampf auf etwa 150 °C vorgewärmt. Es kommt dann in einen großen Speisewasserbehälter (SWB), in dem es mit Dampf aus der Hochdruckturbine „gekocht“ wird, um die gelösten Gase zu entfernen. Sie würden sonst die Speisewasserleitungen korrodieren. Im Speisewasserbehälter befinden sich folglich Wasser und Dampf, meist bei etwa 10 bar. Das entspricht einer Siedetemperatur von 180 °C. Der Speisewasserbehälter steht im Turbinenhaus auf einer der oberen Etagen. Die Speisewasserpumpen, die unten im Keller stehen, entnehmen daraus Wasser und bringen es auf einen Druck, der hoch genug ist, um den Dampferzeuger füllen zu können. Es folgen noch zwei weitere Hochdruck-Speisewasservorwärmer, die mit Dampf aus der Hochdruckturbine und mit dem Kondensat des Zwischenüberhitzers geheizt werden. Vor dem Eintritt in den Dampferzeuger braucht die Speisewasserleitung noch ein Ventil, das den Füllstand im Dampferzeuger regelt.

Siedewasserreaktor

Der zweithäufigste Reaktortyp ist der Siedewasserreaktor. Statt zunächst heißes Wasser zu erzeugen, verdampft der Siedewasserreaktor das Wasser für die Dampfturbine direkt durch Kernspaltung im Reaktorkern. Abb. 2.11 zeigt, dass der Siedewasserreaktor so etwas ist wie die Kombination eines Reaktors mit einem Dampferzeuger. Der Druckbehälter ist rund doppelt so hoch wie der eines Druckwasserreaktors. Im Reaktorkern verdampft Wasser bei etwa 70 bar, also bei 286 °C. Kühlmittelpumpen, die in diesem Fall direkt in den Druckbehälter integriert wurden, fördern Wasser von unten in den Reaktorkern. Oberhalb des Kerns tritt Dampf aus, aber auch noch eine Menge Tropfen, denn man möchte die Brennelemente nicht trocken fahren. Dampf und Tropfen werden dann zunächst in dem Dom oberhalb des Kerns gesammelt und von dort in die Dampfabscheider geleitet. Der Dampf bekommt dort einen hohen Drall und schleudert die Tropfen an die Rohrwand. Sie werden dort abgeschält und laufen zurück in die Wasservorlage, während der Dampf nach oben strömt. Am Austritt aus den Dampfabscheidern gibt es noch einen Dampftrockner. Das sind zickzackförmige Bleche, und in jeder Kurve des Zickzacks werden noch weitere Tropfen rausgeschleudert. Das verdampfte Wasser wird durch Speisewasser ersetzt,

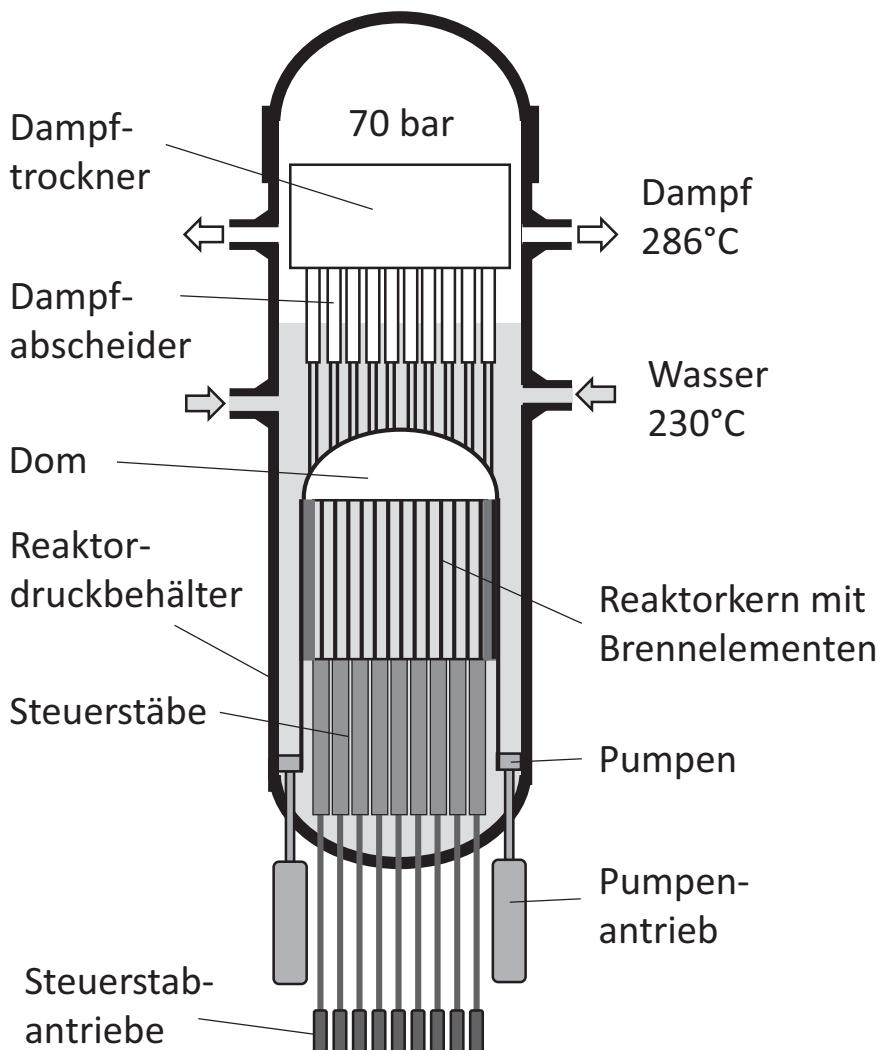


Abb. 2.11 Prinzipskizze eines Siedewasserreaktors

und die Wasserzufuhr hält den Füllstand im Reaktor auf einem konstanten Niveau.

Das Brennelement eines Siedewasserreaktors ist kleiner als das eines Druckwasserreaktors. Es hat meist nur 72 Brennstäbe sowie einen innenliegenden Wasserkasten oder wasser durchströmte Rohre. Es wird umgeben von einem Brennelementkasten, ebenfalls aus Zircaloy, der einen Wasserspalt zwischen den Brennelementen erzeugt. Dadurch wird erreicht, dass überall

genügend Moderator vorhanden ist, auch bei höherem Dampfanteil in der oberen Hälfte des Reaktorkerns. Der Dampf allein könnte die Neutronen nicht mehr genügend abbremsen. Ein Brennstab eines Siedewasserreaktors kann eine ähnlich hohe Leistung erreichen wie der in einem Druckwasserreaktor. Lediglich im oberen Teil des Reaktorkerns müssen wir darauf achten, dass der Brennstab nicht trockensiedet. Er würde sonst überhitzen. Die zusätzlichen Wasserspalte und Wasserkästen brauchen jedoch Platz. Die mittlere Leistungsdichte dieses Kerns ist deshalb nur noch halb so groß wie die eines Druckwasserreaktors, etwa 50 MW/m^3 .

Beim Siedewasserreaktor werden die Steuerstäbe von unten eingefahren. Oberhalb des Reaktorkerns wäre zwischen den Dampfabscheidern zu wenig Platz. Damit die Steuerstäbe stromlos nach oben „fallen“ können, haben sie einen hydraulischen Notantrieb, der bei Betrieb ständig unter Druck gehalten wird. Schaltet man den Strom ab, schließt diese Hydraulik die Steuerstäbe nach oben. Dort klinken sie sich ein, und sie können erst wieder ausgefahren werden, wenn der Strom wieder da ist.

Auch bei diesem Reaktor befindet sich zunächst, nach dem Beladen, zu viel U-235 im Kern. Man kann dem Kühlwasser aber keine Borsäure zugeben, um mehr Neutronen zu absorbieren. Borsäure verdampft erst bei einer höheren Temperatur als Wasser, und wenn wir bei Betrieb das Wasser sieden, würde sich die Borsäure aufkonzentrieren. Die Leistungsverteilung des Reaktors ließe sich dann wohl kaum vernünftig regeln. Je mehr Borsäure, desto weniger Leistung. Man kann Borsäure daher höchstens zur Notabschaltung nehmen. Stattdessen hat der Siedewasserreaktor einige Brennstäbe mit Gadoliniumoxid, Gd_2O_3 . Gadolinium gibt es in der Natur in sieben verschiedenen Isotopen. Zwei davon, nämlich ^{155}Gd und ^{157}Gd , sind starke Neutronenabsorber. Sobald sie ein Neutron absorbiert haben, entsteht aus ihnen das nächtschwere Isotop, das dann kaum noch Neutronen absorbiert. Während des Betriebs wird der Gadoliniumabsorber daher immer schwächer, bleibt chemisch aber weiterhin Gadolinium. Auf diese Weise kann der Neutronenfluss in dem Maß zunehmen, wie U-235 verbraucht wird. Man nennt solch einen Neutronenabsorber, der sich beim Abbrand des U-235 selbst verbraucht, einen abbrennbaren Neutronenabsorber.

Ebenso wie beim Druckwasserreaktor sind auch bei diesem Reaktor keine Kühlmittelpumpen erforderlich, um im Notfall die Nachwärme abführen zu können. Der Dampf im Kern und in den Dampfabscheidern darüber ist viel leichter als das Wasser im Ringraum um den Reaktorkern und diese hydrostatische Druckdifferenz reicht, um genügend Strömung durch den Kern zu erzeugen. Eine Notspeisewasserpumpe, die auch mit Notstrom

betrieben werden kann, ist aber erforderlich, um verdampftes Wasser nachzufüllen.

Der Wasser-Dampf-Kreislauf eines Siedewasserreaktors ist eigentlich der gleiche wie der eines Druckwasserreaktors, also gleiche Komponenten, gleicher Druck und gleiche Temperaturen. Ich könnte Abb. 2.10 genauso als Schema des Siedewasserreaktors bezeichnen, wenn ich einfach den „Dampferzeuger“ in „Reaktor“ umbenenne. Einen Unterschied merken wir aber, wenn wir das Turbinenhaus betreten. Beim Siedewasserreaktor müssen wir dann die gleiche Schutzkleidung tragen, wie wenn wir das Reaktorgebäude betreten, also einen Overall und ein Dosimeter in der Tasche. Der Dampf, der hier den Turbinen zugeführt wird, stammt direkt aus dem Reaktor. Dort haben einige Sauerstoffatome der Wassermoleküle ein Neutron absorbiert und dabei ein Proton abgegeben. Aus ^{16}O entstand so der radioaktive Stickstoff ^{16}N . Mit einer Halbwertszeit von 7,1 s zerfällt er zwar schnell wieder zu ^{16}O , aber dabei gibt er hochenergetische γ -Strahlen mit mehr als 6 MeV ab, die wir messen können, wenn wir neben der Turbine stehen. Für das Kraftwerkspersonal ist das kein großes Problem, denn während das Kraftwerk läuft, wird ohnehin niemand im Turbinenhaus benötigt. Und wenn wir das Kraftwerk abstellen, um etwas zu inspizieren oder zu reparieren, hat sich das Problem schon nach wenigen Minuten von selbst erledigt, denn das N-16 ist bereits wieder zerfallen.

Wir erkennen jedoch unschwer, dass beim Siedewasserreaktor im Normalbetrieb das Barrierenkonzept verletzt wird. Die erste Barriere, das Hüllrohr, hat die gleiche Funktion wie beim Druckwasserreaktor. Es ist hermetisch dicht. Die zweite Barriere, das Primärsystem, durchdringt jedoch das Containment um den Reaktor, denn der Dampf, der im Reaktor erzeugt wurde, geht direkt in die Turbine, also in das Sekundärsystem. Also müssen der Reaktor und das Sekundärsystem die zweite Barriere bilden. Im Fall einer Leckage im Turbinenhaus werden die Dampfleitungen und die Speisewasserleitungen, die das Containment durchdringen, deshalb geschlossen. Das geht sogar passiv, also ohne Stromantrieb. Erst dann bildet das Containment wieder die dritte Barriere, wie beim Druckwasserreaktor.

So ein Siedewasserreaktor ist zweifellos größer und teurer als ein Druckwasserreaktor. Dafür entfallen aber alle anderen Komponenten des Primärsystems in Abb. 2.9. Rechnet man alle diese Komponenten zusammen, ist ein Kraftwerk mit einem Siedewasserreaktor preiswerter. Ebenso wie Druckwasserreaktoren wurden Siedewasserreaktoren bereits seit den 1960er Jahren gebaut, vor allem in den USA, Europa und Japan. China hat derzeit ein großes Ausbauprogramm für Kernkraftwerke. Alle zwei Monate geht dort ein neuer Reaktor in Betrieb. Dies sind aber alles Druckwasserreaktoren.

Man könnte noch sehr viel mehr über konventionelle wassergekühlte Reaktoren berichten, aber ich denke, das reicht so weit, um die Reaktorkonzepte der vierten Generation beurteilen zu können. Wenn Sie gern die eine oder andere Frage zu diesen thermischen Reaktoren nachschlagen möchten, kann ich Ihnen das Buch „Reaktortechnik“ von Ziegler und Allelein [7] empfehlen.

Glossar

abgereichertes Uran	Uran mit einer Konzentration an U-235 von weniger als 0,72 % (N_-)
angereichertes Uran	Uran mit einer Konzentration an U-235 von mehr als 0,72 % (N_+)
Anreicherungskaskade	Hintereinanderschaltung mehrerer Trennstufen zur Erhöhung der Anreicherung
Bindungsenergie	Energie, die theoretisch freigesetzt wird, wenn ein Atomkern aus freien Nukleonen zusammengesetzt wird
Boltzmann-Konstante	$k = 8,617 \cdot 10^{-5} \text{ eV/K}$
Containment	ein geschlossener Raum, der bei Versagen des Primärsystems einen Austritt radioaktiver Stoffe verhindert, z. B. ein Spannbetonbehälter mit einer inneren Stahlwand
Dampfabscheider	vertikale Rohre mit einem Drallerzeuger am Eintritt, die Tropfen durch Fliehkraft abscheiden
Dampftrockner	zickzackförmige Bleche, die durch Fliehkraft weitere Tropfen aus dem Dampf abscheiden
Dichteeffekt	Einfluss der Moderator temperatur auf die Moderation der Neutronen
Doppler-Effekt	Einfluss der Brennstofftemperatur auf die Neutronenabsorption
Druckhalter	ein Behälter, der teils mit Wasser und teils mit Dampf gefüllt ist, beides bei Siedetemperatur, um den Druck über die Temperatur zu regeln
Elektron	Elementarteilchen der Atomhülle
eV	Elektronenvolt; $1 \text{ eV} = 1,6019 \cdot 10^{-19} \text{ J}$, Energieeinheit
Halbwertszeit	Zeit, die vergeht, bis die Hälfte eines instabilen Nuklids zerfallen ist
Isotope	Nuklide mit gleicher Anzahl an Protonen
Massenzahl	Anzahl der Nukleonen im Atomkern

Moderation	Abbremsen von Neutronen durch elastische Stöße mit leichten Atomkernen
Moderator	Material, das Neutronen durch elastische Stöße abbremst (z. B. Wasser oder Graphit)
Multiplikationsfaktor	relative Änderung der Anzahl der Neutronen in einem Reaktor pro Spaltung
Neutron	elektrisch neutraler Kernbaustein
Neutronenfluss	Neutronen, die pro Flächeneinheit (cm^2) und Sekunde auf eine Probe fallen
Nukleon	Kernbaustein (Proton oder Neutron)
Nuklid	Bezeichnung für ein Atom unter Berücksichtigung der Neutronenzahl
Ordnungszahl	Anzahl der Protonen im Atomkern
Photon	elektromagnetisches Strahlungsquant, das entsteht, wenn ein Elektron oder ein Nukleon in einen anderen Quantenzustand übergeht
Proliferation	Missbrauch von Kernbrennstoff zur Herstellung von Kernwaffen
proliferations-resistant	die Eigenschaft einen Brennstoffs oder eines Prozesses, nicht direkt sondern nur mit hohem Aufwand zur Herstellung von Kernwaffen verwendet werden zu können
prompte Neutronen	schnelle Neutronen, die bei der Kernspaltung entstehen (ca. 1 MeV bis 10 MeV)
Proton	positiv geladener Kernbaustein
Quantenzustand	Energiezustand eines Nukleons oder Elektrons in der Quantentheorie
Reaktivität	relative Abweichung des Multiplikationsfaktors von der Zahl 1
Resonanzabsorption	Absorption eines Neutrons in einem Atomkern, wobei die Neutronenenergie gerade ausreicht, das Neutron auf einen bestimmten Quantenzustand zu heben
Sattdampf	Dampf bei Siedetemperatur
Spaltausbeute	Wahrscheinlichkeit, dass ein Nuklid durch Kernspaltung erzeugt wird
Spaltgasplenum	ein leerer Raum im geschlossenen Hüllrohr, der gasförmige Spaltprodukte aufnehmen kann
Speisewasser	Wasser, das dem Verdampfer zugeführt wird
thermische Neutronen	Neutronen, die wie Gasatome nur noch durch die Temperatur in Bewegung gehalten werden (ca. 25 meV bei Raumtemperatur)

thermischer Reaktor	Kernreaktor, bei dem die prompten Neutronen bis zu thermischen Neutronen abgebremst werden, um besser zu spalten
Trennfaktor	Verhältnis von angereicherter zu abgereicherter U-235-Konzentration einer Trennstufe $[N_+(1 - N_-)]/[N_-(1 - N_+)]$
überhitzter	<i>Dampf</i> Dampf mit einer Temperatur, die höher ist als die Siedetemperatur
verzögerte Neutronen	Neutronen, die von Spaltprodukten emittiert werden (ca. 200 bis 600 keV)
Voideffekt	Einfluss der Dampfblasen des Kühlmittels auf die Neutronenleckage
Wirkungsquerschnitt	Wahrscheinlichkeit, dass Neutronen eine bestimmte Kernreaktion verursachen, skaliert mit dem Neutronenfluss und der Dichte der bestrahlten Atomkerne
Xenon-Effekt	Einfluss der Konzentration von Xe-135 auf die Neutronenabsorption
Zerfallskette	Reihe von instabilen Nukliden, die durch sukzessive Zerfälle auseinander entstehen, bis ein stabiles Nuklid erreicht wird
Zwischenüberhitzung	Überhitzung des Mitteldruckdampfs, also nach Austritt des Dampfs aus der Hochdruckturbine und vor Eintritt in die Mitteldruck- oder Niederdruckturbine



3

Innovative wassergekühlte Reaktoren

Ein konventioneller wassergekühlter Reaktor, egal ob ein Druckwasserreaktor oder ein Siedewasserreaktor, hat einen recht bescheidenen Wirkungsgrad von etwa 35 %. Wenn wir sehr kaltes Kühlwasser für den Kondensator bekommen können, z. B. das Ostseewasser in Finnland, ist der Wirkungsgrad etwas höher, ca. 36 %, aber das ist verglichen mit einem modernen Kohlekraftwerk immer noch sehr wenig. Der Wasser-Dampf-Prozess eines konventionellen wassergekühlten Reaktors ist eigentlich immer noch der gleiche wie in den 1960er Jahren. In der Zwischenzeit haben sich Kohlekraftwerke dagegen erheblich weiterentwickelt. Als immer bessere Kesselstähle verfügbar wurden, konnten immer höhere Dampftemperaturen realisiert werden. Das Wasser wird dort erst in der Rohrwand des Kessels verdampft und anschließend schrittweise auf mehr als 600 °C überhitzt. Mit zunehmender Dampftemperatur durfte auch der Dampfdruck immer mehr ansteigen, und die Turbine erzeugte dadurch mehr Leistung. Zum einen senkt das die spezifischen Kosten eines Kohlekraftwerks, also den Quotienten aus Herstellkosten und Leistung des Kraftwerks. Zum anderen nimmt der Wärmebedarf der Kohlefeuerung nicht so stark zu, wie die Turbinenleistung zunimmt. Dadurch steigt der Wirkungsgrad des Kraftwerks. Ein modernes Steinkohlekraftwerk hat heute einen Wirkungsgrad von ca. 46 %. Wie wäre es, wenn wir diese Technik auf ein Kernkraftwerk anwenden?

Schauen wir uns dazu mal das Kohlekraftwerk etwas genauer an. Ein Siedewasserreaktor entspricht vom Prinzip her einem Trommelkessel. Speisewasser, das nahezu auf die Verdampfungstemperatur vorgewärmt wurde,

wird in den Kesselrohren rings um die Flammen zunächst nur teilweise verdampft und die Wasser-Dampf-Mischung steigt auf in einen Dampfabscheider. Beim Kohlekessel nennt man den die „Trommel“. Das flüssige Wasser aus der Trommel geht über eine Pumpe wieder zurück in den Verdampfer und der abgeschiedene Dampf geht in einen Überhitzer. Einen Dampfabscheider hat der Siedewasserreaktor zwar ebenso, aber einen solchen Überhitzer gibt es bereits nicht mehr. Der überhitzte Dampf des Kohlekessels wird der Hochdruckturbine zugeführt. Je höher die Dampftemperatur am Turbineneintritt, desto höher muss der Dampfdruck sein, denn nur dann produziert die Dampfturbine damit mehr Leistung. Ansonsten käme nur heißerer Dampf wieder hinten aus der Niederdruckturbine heraus.

Überkritisches Wasser

Je höher der Druck, desto heißer ist das Wasser, wenn es verdampft, und desto kleiner ist seine Oberflächenspannung. Bei 374 °C wird die Oberflächenspannung schließlich null. Der Siededruck bei dieser Temperatur beträgt 220 bar. In der Thermodynamik nennen wir diesen Punkt den kritischen Punkt, und den entsprechenden Druck den kritischen Druck. Wenn wir Wasser vor dem Verdampfen auf einen höheren Druck bringen als 220 bar, können wir Dampf erzeugen, ohne dass es Blasen oder Tropfen gibt, denn es gibt dann keine Oberflächenspannung mehr. Die Dichte des Wassers nimmt dann beim Erwärmen einfach immer weiter ab, und oberhalb von etwa 380 °C nennen wir es Dampf.

Abb. 3.1 zeigt, wie sich auch die übrigen Stoffdaten des überkritischen Wassers bei einem Druck von 250 bar beim Erwärmen ändern. Viskosität und Wärmeleitfähigkeit nehmen bei Erwärmen ebenso kontinuierlich ab wie die Dichte. Bei einer Temperatur von 384 °C erfolgt diese Änderung sehr schnell. Gleichzeitig hat die spezifische Wärmekapazität dort ein ausgeprägtes Maximum. Das bedeutet: in diesem Bereich ändert sich die Temperatur des Wassers beim Erwärmen nur wenig, die Stoffdaten aber sehr stark. Man kann diesen Effekt auch als Pseudo-Sieden bezeichnen. Links von diesem Maximum ist das überkritische Wasser eher vergleichbar mit einer Flüssigkeit und rechts davon eher mit Dampf.

Wenn man einen Kohlekessel mit überkritischem Wasser betreibt, gibt es keine Trommel mehr, denn überkritischen Dampf kann man nicht von überkritischem Wasser abscheiden, weil es keine Tropfen mehr gibt. Stattdessen wird das Wasser komplett verdampft und überhitzt, ohne dass etwas davon wieder zurück in den Verdampfer geführt wird.

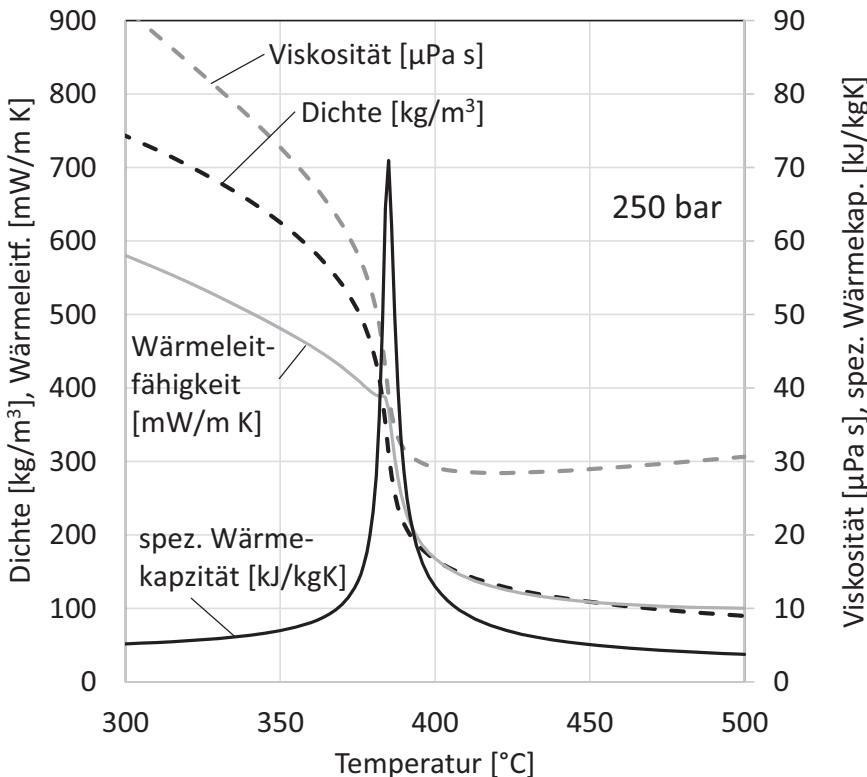


Abb. 3.1 Änderung der Stoffdaten von überkritischem Wasser mit der Temperatur bei einem Druck von 250 bar

Seit Mitte der 1990er Jahren nutzen Kohlekraftwerke so einen überkritischen Dampfprozess. Er hat nicht nur Vorteile für den Wirkungsgrad, sondern auch für die Stromkosten. Einen Teil der Einnahmen muss ein Kraftwerksbetreiber dafür verwenden, seine Investitionskosten zu bezahlen. Je höher Druck und Temperatur des Dampfs, desto höher die Turbinenleistung und desto mehr Strom kann täglich verkauft werden. Bei höherem Druck braucht man zwar dickere Rohrwände, aber diese Kosten sind vergleichsweise gering.

Bei einem wassergekühlten Reaktor hat der überkritische Dampf darüber hinaus noch einen weiteren Vorteil: die Dampfabscheider und der Dampftrockner im Dampferzeuger des Druckwasserreaktors oder im Reaktordruckbehälter des Siedewasserreaktors können ebenso entfallen. Ohne Tropfen gibt es da nichts mehr abzuscheiden. Das macht den Siedewasserreaktor so kompakt wie einen Druckwasserreaktor, aber am Austritt kommt nicht nur

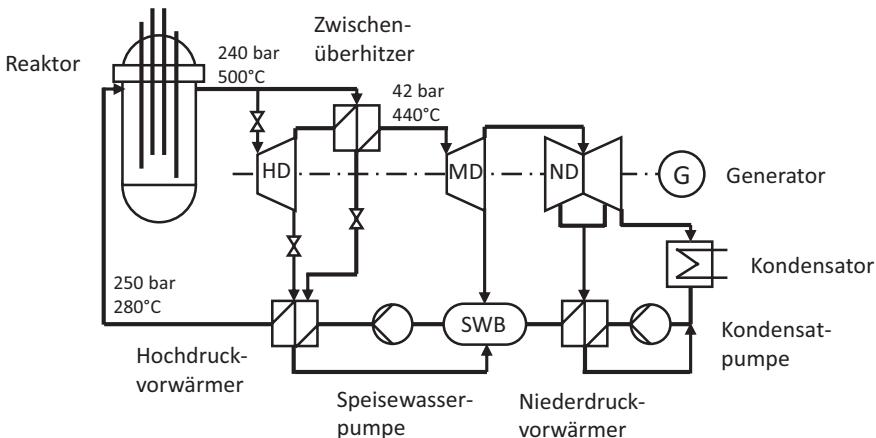


Abb. 3.2 Schema eines überkritischen Dampfprozesses für einen innovativen, wassergekühlten Reaktor. SWB: Speisewasserbehälter; HD, MD, ND: Hochdruck-, Mitteldruck-, Niederdruckturbinen

heißes Wasser heraus, sondern bereits überhitzter Dampf, den man direkt der Hochdruckturbine zuführen kann wie bei einem Siedewasserreaktor.

Ich habe so einen überkritischen Dampfprozess eines innovativen wassergekühlten Reaktors mal stark vereinfacht in Abb. 3.2 skizziert. Der weitaus größte Teil des überkritischen Dampfs mit 500 °C wird direkt einer Hochdruckturbine (HD) zugeführt. Ein Regelventil am Eintritt in diese Turbine hält den Dampfdruck auf 240 bar. Ein kleiner Teil des Dampfs wird vorher abgezweigt. Er wird benötigt, um den Mitteldruckdampf, der aus der Hochdruckturbine austritt, nochmal auf etwa 440 °C zu überhitzen, bevor er der Mitteldruckturbine (MD) zugeführt wird. Ohne weitere Zwischenüberhitzung gelangt der Niederdruckdampf, der aus der Mitteldruckturbine herauskommt, dann in die Niederdruckturbine (ND). Die Kondensation und die Speisewasservorwärmung sind wie bei einem konventionellen wassergekühlten Reaktor, nur dass die Speisewasserpumpen diesmal mehr als 250 bar Druck erzeugen müssen und der Dampf, den wir von den Turbinen abzapfen, eine Speisewassertemperatur von 280 °C erzeugen muss. Von den insgesamt sieben Stufen der Speisewasservorwärmung sind hier nur zwei gezeigt. Die Speisewassertemperatur wird durch Ventile in den Dampfleitungen der Turbinenabzapfungen geregelt.

Wir erkennen in Abb. 3.2 noch einen weiteren Kostenvorteil: Die Kühlmittelpumpen, die beim Siedewasserreaktor von unten in den Druckbehälter montiert werden mussten, entfallen ebenso, denn wo keine Tropfen abgeschieden werden können, gibt es auch kein Wasser, das umgewälzt

werden muss. Ein solcher überkritischer wassergekühlter Reaktor hätte einen Wirkungsgrad von mehr als 43 %. Er macht also ca. 20 % mehr Strom aus dem gleichen Brennstoff. Das ist zwar noch weniger, als ein Kohlekraftwerk mit überkritischem Dampfprozess erreicht, denn der Dampf ist am Turbineneintritt noch 100 °C kälter, aber das ist bereits eine deutliche Verbesserung gegenüber heutigen Druckwasserreaktoren.

Reaktorkonzepte mit überkritischem Wasser

Anfang 2000 hatte eine Gruppe junger, angehender Ingenieure in Europa ein derartiges Reaktorkonzept ausgearbeitet. Es wurde unter der Bezeichnung „High Performance Light Water Reactor“ (HPLWR) veröffentlicht [8]. Ähnliche Konzepte entstanden in dieser Zeit auch in Japan unter der Bezeichnung „Super Light Water Reactor“ [9], auch dort vorwiegend von Studenten und Doktoranden unter Anleitung einiger erfahrener Ingenieure. Der Hintergrund der Förderprogramme durch die Industrie und durch die Euratom war vor allem, dass eine ganze Generation von Kerntechnikern in den Ruhestand ging und durch neue Fachleute ersetzt werden musste. Man kann die Kraftwerkstechnik aber nicht lernen, indem man nur Bücher liest und Vorlesungen hört. Und so hatten wir uns vorgenommen, mal gemeinsam ein neues Kernkraftwerk zu konstruieren und durchzurechnen. Die Studenten waren begeistert, auch von der internationalen Zusammenarbeit, und konstruierten weit mehr Details, als wir je geplant hatten. Die meisten von ihnen fanden anschließend auch schnell einen gutbezahlten Job in der kerntechnischen Industrie.

Lassen Sie uns an dieser Stelle das Konzept aber mal eher technisch betrachten. Die Komponenten des Wasser-Dampf-Kreislaufs in Abb. 13 sind vorwiegend die gleichen, die auch in einem modernen Kohlekraftwerk verwendet werden. Die elektrische Leistung des HPLWR wurde deshalb mit 1000 MW angesetzt, also so viel wie bei den Kohlekraftwerken, die in dieser Zeit gebaut wurden. Die Turbinen laufen dort mit einer Drehzahl von 50 Hz. Sie wurden über Jahrzehnte kostenoptimiert und das HPLWR-Konzept bekam dadurch bereits einen wesentlichen Kostenvorteil. Neu war nur der Zwischenüberhitzer, denn so einen Wärmetauscher gibt es in einem Kohlekraftwerk nicht. Die Zwischenüberhitzung macht man dort mit dem Rauchgas des Kessels. Der Zwischenüberhitzer ist nun aber keine besonders anspruchsvolle Komponente, über die ich Besonderes berichten müsste.

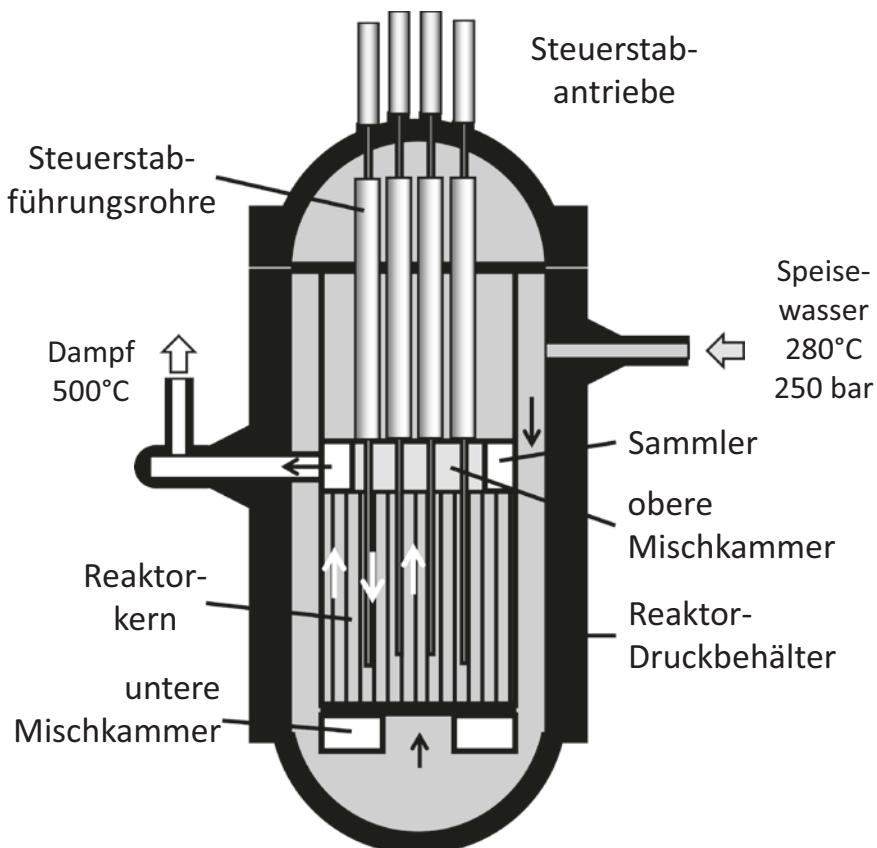


Abb. 3.3 Skizze des High Performance Light Water Reactors

Interessant ist dagegen der Reaktor selbst. Auf den ersten Blick sieht er aus wie ein Druckwasserreaktor, wie in Abb. 3.3 skizziert. Der Reaktordruckbehälter ist ca. 14 m hoch, hat aber erheblich dickere Wände als ein Druckwasserreaktor. Er muss schließlich 250 bar aushalten. Die Steuerstäbe werden ebenfalls von oben eingefahren und die Steuerstab'antriebe sind die gleichen wie in einem Druckwasserreaktor. Das Speisewasser mit 280 °C umspült die gesamte Innenseite des Druckbehälters, sodass man ihn aus dem gleichen Stahl bauen kann wie einen Druckwasserreaktor.

Der Reaktorkern ist aber deutlich anders. Die Brennelemente, skizziert in Abb. 3.4, ähneln denen eines Siedewasserreaktors. Sie haben jeweils 40 Brennstäbe mit UO_2 -Pellets mit bis zu 7 % Anreicherung an U-235. Sie stecken in Hüllrohren mit 8 mm Durchmesser. Die Brennstäbe in den Ecken des Brennelements haben einige Pellets aus Gadoliniumoxid, um bei

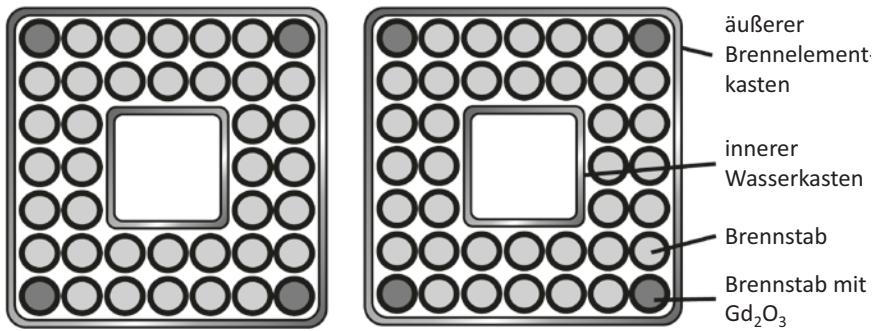


Abb. 3.4 Brennelemente eines High Performance Light Water Reactors

frischen Brennelementen zunächst einige Neutronen zu absorbieren. Das Brennelement steckt in einem Brennelementkasten und erzeugt dadurch einen Wasserpalt von 9 mm Breite zwischen zwei Kästen. Ein weiterer, kleiner Wasserkasten steckt im Innern des Brennlements. Dieses Wasser, das zuvor noch kaum aufgeheizt wurde und folglich noch eine hohe Dichte hat, dient als Moderator, um die Neutronen abzubremsen, denn bei der hohen Austrittstemperatur von 500 °C hätte der erzeugte Dampf zu wenig Dichte, um effektiv moderieren zu können.

Sowohl die Hüllrohre als auch die Wasserkästen sind aus Edelstahl, also nicht aus Zircaloy. Einige Korrosionsversuche mit Zircaloy hatten schnell gezeigt, dass Zircaloy für überkritisches Wasser ungeeignet ist, obwohl es für die Neutronen zweifellos der bessere Werkstoff wäre. Edelstahl absorbiert leider deutlich mehr Neutronen. Deshalb musste die Anreicherung mit 7 % größer gewählt werden als für einen Druckwasserreaktor. Als Abstandshalter zwischen den Brennstäben dient ein Draht, der spiralförmig um jedes Hüllrohr gewickelt und oben und unten befestigt wird. Die Drallströmung, die dadurch erzeugt wird, sorgt für eine gute Durchmischung des Kühlwassers, das durch das Brennelement strömt. Das vermeidet heiße Stellen im Brennelement, denn der heißeste Brennstab im Reaktorkern begrenzt die mittlere Austrittstemperatur des erzeugten Dampfs. Ziel der Auslegung war, dieses heißeste Hüllrohr kälter als 630 °C zu halten. Das wäre für die heute verfügbaren Edelstähle kein Problem. Die Auslegung hatte aber gezeigt, dass das bei 500 °C mittlerer Austrittstemperatur gar nicht so einfach zu erreichen ist.

Da die Kühlmittelströmung im Brennelementkasten eingeschlossen ist, kann sich der erzeugte Dampf nicht mit dem eines Nachbarbrennlements vermischen. Es haben aber nicht alle Brennelemente exakt die gleiche Leistung. Einige stehen am Rand des Reaktorkerns, wo mehr Neutronen

durch Leckage entkommen. Dort ist der Neutronenfluss niedriger. Bei anderen Brennelementen wurde ein Steuerstab mehr oder weniger tief in den inneren Wasserkästen eingetaucht, um die Leistung zu regeln. Auch dort ist der Neutronenfluss entsprechend niedriger. Und schließlich gibt es frische und etwas ältere Brennelemente im Reaktorkern. Sie haben eine unterschiedliche Konzentration an U-235, erzeugen also selbst bei gleichem Neutronenfluss eine unterschiedliche Leistung.

Leider ist es physikalisch nicht so, dass ein Brennelement mit höherer Leistung auch einen höheren Massenstrom an Kühlwasser bekommt, sondern ganz im Gegenteil. Je heißer der erzeugte Dampf, desto geringer seine Dichte und folglich desto höher seine Geschwindigkeit. Die höhere Dampfgeschwindigkeit erzeugt aber einen höheren Druckverlust, und das Kühlwasser geht dann lieber durch die kälteren Brennelemente, die das gar nicht nötig hätten. Es ist daher bei diesem Reaktorkonzept ganz wichtig, dass das Kühlwasser bzw. der Dampf der einzelnen Brennelemente zwischen-durch immer wieder ordentlich durchgemischt wird.

Das ist der Grund für die ungewöhnliche Strömungsführung des Kühlwassers durch den Reaktorkern, die in Abb. 3.3 mit weißen Pfeilen skizziert ist. Das Speisewasser, das mit 280 °C in den Reaktor eintritt, durchströmt zunächst den gesamten Druckbehälter, die Spalte zwischen den Brenn-elementkästen und die inneren Wasserkästen. Es dient als Moderator für die Neutronen. Wenn es von unten zur Kühlung in den Reaktorkern eintritt, ist es schon fast 320 °C warm, hat dabei aber immer noch eine hohe Dichte von mehr als 700 kg/m³. Die Öffnungen in der Kertrageplatte erlauben nur, dass dieses Kühlwasser in ein Drittel der Brennelemente eintritt, die im Innern des Reaktorkerns stehen. Wenn dieses Wasser oben austritt, ist es schon rund 400 °C heiß, und mit einer Dichte von 167 kg/m³ schon eher dampfförmig. Wir könnten also die erste Aufheizstufe als „Verdampfer“ bezeichnen, aber bei überkritischem Wasser ist der Übergang von Wasser zu Dampf ja kontinuierlich. Jetzt wird der Dampf in der oberen Mischkammer erstmal ordentlich gemischt. Er geht dann abwärts durch die Brennelemente, die um den Verdampfer herum angeordnet sind und erwärmt sich dabei weiter auf rund 470 °C. Das ist der erste Überhitzer. Jetzt wird der Dampf in einer ringförmigen, unteren Mischkammer nochmal kräftig durchgemischt, und die letzte Aufheizung auf 500 °C erfolgt nur noch ganz vorsichtig, das heißt mit wenig Leistung in den Brennelementen, die am Rand des Reaktorkerns stehen, denn wir wollen ja nichts überhitzen. Der ringförmige Sammler um die obere Mischkammer leitet schließlich den erzeugten Dampf über die Austrittsflansche hinaus in die Dampfleitungen zur Turbine.

Die mittlere Leistungsdichte dieses zweifellos innovativen Reaktorkernkonzepts beträgt ca. 50 MW/m^3 , ist also vergleichbar mit einem Siedewasserreaktor. Der Reaktor muss einmal pro Jahr geöffnet werden, um ein Drittel der Brennelemente auszutauschen und um die anderen Brennlemente umzusetzen, wie bei einem konventionellen Druckwasserreaktor.

Der erzeugte Dampf geht vom Reaktor direkt zur Hochdruckturbine, ähnlich wie bei einem Siedewasserreaktor. Deshalb war es naheliegend, auch das Containment und das Notkühlungssystem ähnlich wie bei den neuesten Siedewasserreaktoren zu konstruieren. Das Prinzip desContainments eines HPLWR ist in Abb. 3.5 erläutert. Es besteht in einer Konstruktion aus Spannbeton mit einem Innendurchmesser von 20 m und einer inneren Höhe von 23,5 m. Das ist äußerst kompakt, verglichen mit einem Containment eines Druck- oder Siedewasserreaktors. Die Speisewasserleitungen führen von außen durch zwei Rückschlagklappen in das Containment. Im Notfall kann Borsäure in diese Leitung eingespeist werden, um den Reaktor abzuschalten, falls die Steuerstäbe klemmen sollten. Im normalen Betrieb wird aber keine Borsäure zugegeben. Der erzeugte überhitzte Dampf geht über zwei Armaturen je Leitung aus dem Containment hinaus, die beide auch von selbst schließen, wenn draußen ein Leck entstehen sollte, wie

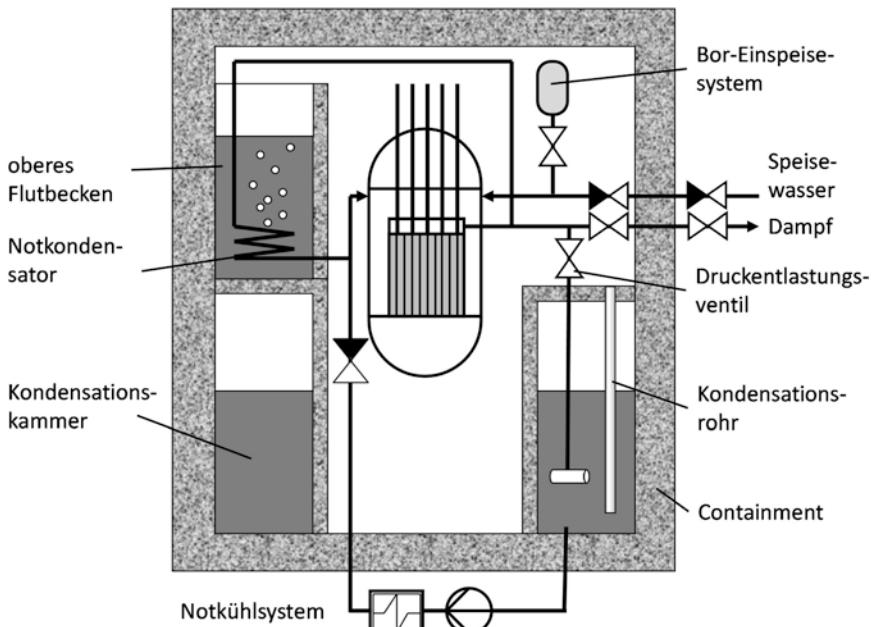


Abb. 3.5 Skizze des Containments und des Notkühlkonzepts eines HPLWR

beim Siedewasserreaktor. Wenn diese Armaturen schließen, fallen zunächst die Steuerstäbe in den Reaktor. Jetzt muss der Dampf, der durch die Nachwärme erzeugt wird, jedoch irgendwo anders hin. Er wird dann über Druckentlastungsventile in die ringförmige Kondensationskammer im Containment abgeblasen. Von dort kann eine Notkühlpumpe das Wasser wieder in den Reaktor zurückfordern. Der Wasser-Dampf-Kreislauf ist dann innerhalb desContainments über das Notkühlungssystem wieder geschlossen.

Sollten diese Pumpen aus irgendeinem Grund versagen, kann die Nachwärme auch über einen Notkondensator abgeführt werden, der in einem oberen Flutbecken desContainments installiert ist. Dazu muss zunächst der Druck im Reaktor über das Druckentlastungsventil abgebaut werden. Bei unterkritischem Druck entsteht dann Dampf und dieser Dampf strömt von der Dampfleitung in den Notkondensator, kondensiert dort und fließt wieder in den Reaktor zurück.

Für den Fall, dass eine Dampfleitung innerhalb desContainments bersten sollte, schließen die Armaturen der Speisewasserleitungen und der Dampfleitungen ebenfalls sofort und begrenzen den Schaden auf das Innere desContainments. Der Reaktor schaltet sich ab und der Druck im Reaktor geht ganz von allein herunter, weil der Reaktor jetzt ein Leck hat. Dafür steigt jedoch der Druck im Containment, das sich schnell mit Dampf füllt. Für diesen Fall sind die Kondensationsrohre vorgesehen. Das sind Rohre, die vom Containment in die geschlossene Kondensationskammer führen. Sie sind einfach an beiden Enden offen, und der erhöhte Druck im Containment bläst nun Dampf in die Kondensationskammer, wo er in dem kalten Wasser der Kondensationskammer kondensiert. Dadurch bleibt der Druckanstieg im Containment begrenzt und nur deshalb darf man das Containment so kompakt bauen. Das Notkühlungssystem fördert das verlorene Wasser aus der Kondensationskammer wieder in den Reaktor zurück.

Das Containmentkonzept mit seinen Sicherheitssystemen ist im Prinzip das gleiche wie das der Siedewasserreaktoren der dritten Generation. Wir finden so etwas beim amerikanischen ESBWR [10] und beim europäischen SWR-1000 [11], beides fortschrittliche Siedewasserreaktoren, für die schon sehr viel entwickelt und getestet wurde, die aber bisher noch nie gebaut wurden. Das Containmentkonzept des ESBWR wurde z. B. in der PANDA-Anlage des Paul-Scherrer-Instituts in der Schweiz getestet und das Containmentkonzept des SWR-1000 in der INKA-Anlage in Karlstein am Main in Deutschland. So ganz neu ist das also gar nicht. In Kombination mit einem HPLWR sieht das aber etwas anders aus, denn dessen Reaktorkern hat einen deutlich höheren Druckverlust als ein Siedewasserreaktor.

Man müsste also das Containmentkonzept sicher noch einmal neu durchrechnen und testen, bevor man so etwas baut.

Es war das Ziel dieses innovativen Reaktorkonzepts, die Wirtschaftlichkeit der konventionellen Druck- und Siedewasserreaktoren zu verbessern. Ich denke, das kann man auch klar erkennen, da alle Komponenten kleiner und kompakter wurden und einige große Komponenten sogar ganz wegfallen konnten. Gleichzeitig hat sich der Wirkungsgrad erhöht. Ich kann aber nicht behaupten, dass dieses Konzept sicherer wäre als ein Siedewasserreaktor neuester Bauart. Das Sicherheitskonzept wurde schließlich „nur“ von Siedewasserreaktoren der dritten Generation abgeleitet. Von den vier Kriterien, die ich einleitend zur Beurteilung von Konzepten der vierten Generation genannt hatte, könnte man also nur dem dritten Kriterium eine klare Verbesserung bescheinigen.

Ein Reaktor mit überkritischem Druck ist bisher noch nie gebaut worden. Es wäre auch noch sehr viel zu tun, bis aus so einem Konzept ein funktionsstüchtiges Kraftwerk wird. Man muss zuvor nicht nur alle Bauteile detailliert berechnen, sondern auch alle relevanten Komponenten testen, um sicherzustellen, dass sie funktionieren. Man sollte den Aufwand nicht unterschätzen, denn sicherheitstechnisch relevant ist fast alles sowohl im Reaktor als auch innerhalb des Containments.

Der Heißdampfreaktor

Es gab Zeiten, da waren wir in Deutschland mutiger und bauten einen innovativen Reaktor, auch wenn nur wenige Komponenten vorher getestet wurden. Aus dieser Zeit stammt ein Reaktorkonzept mit überhitztem Dampf, das zwar mit deutlich niedrigerem Druck arbeitete, aber ebenso bereits überhitzten Dampf mit 500 °C erzeugen sollte. Ein Prototyp dieses „Heißdampfreaktors“ (HDR), wie er damals genannt wurde, ist in der Zeit von 1965 bis 1969 tatsächlich gebaut worden. Er stand in Großwelzheim, heute Karlstein am Main, und er war seiner Zeit weit voraus. Leider hat er nie richtig funktioniert, aber lassen Sie mich zunächst das Konzept erklären.

Der HDR war im Prinzip ein Siedewasserreaktor mit Überhitzer, wie in Abb. 3.6 skizziert. Es gibt leider nur wenige Unterlagen über dieses Konzept, aber die Zeitschrift „Atomwirtschaft – Atomtechnik“ berichtete im November 1969 etwas darüber [12]. Der Prototyp hatte eine Wärmeleistung von 100 MW, wovon 75 MW auf den Verdampfer und 25 MW auf den Überhitzer entfielen. Der Druck des Speisewassers am Reaktoreintritt war

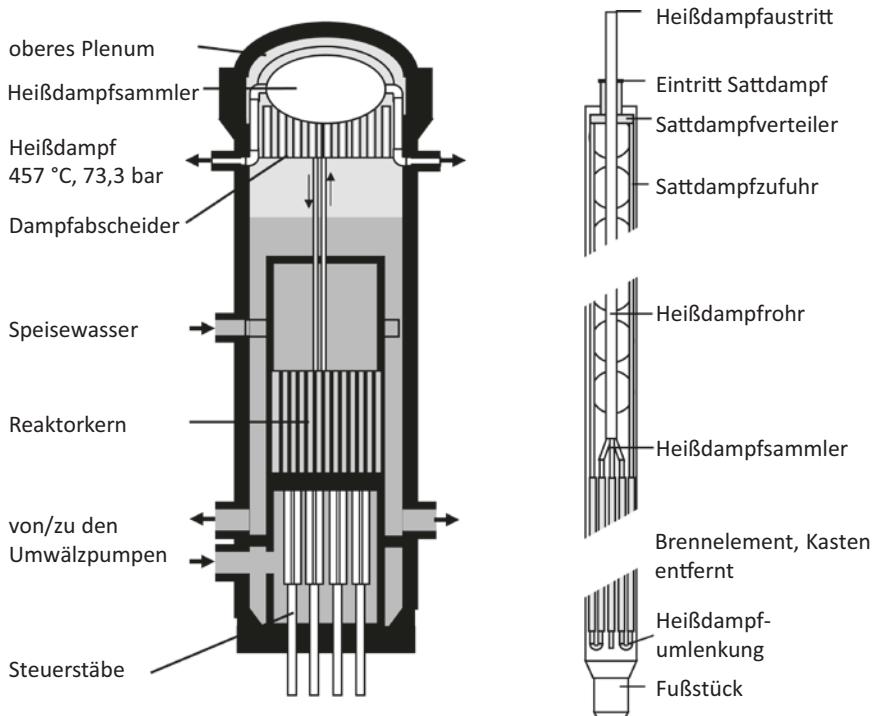


Abb. 3.6 Konstruktionsprinzip des Heißdampfreaktors (HDR) und eines seiner Brennelemente

90 bar. Der HDR sollte bei einem Druck von 73,3 bar überhitzten Dampf mit 457 °C erzeugen, also zunächst noch weniger als das Ziel von 500 °C.

Der Reaktorkern in der unteren Hälfte des Reaktors bestand aus 52 Brennelementen mit jeweils 24 Brennstäben. 21 kreuzförmige Steuerstäbe wurden von unten in den Reaktorkern eingefahren, wie auch heute noch bei Siedewasserreaktoren. Die Umwälzpumpen, die das zu verdampfende Wasser durch den Reaktorkern pumpten, standen neben dem Reaktor. Sie waren also noch nicht, wie heute, in den Reaktor integriert, aber das war damals auch bei anderen Siedewasserreaktoren Stand der Technik. Das Speisewasser wurde auf halber Höhe des Reaktors zugeführt. Es hielt den Füllstand des Reaktors bei etwa $\frac{3}{4}$ der Reaktorhöhe. Im oberen Teil des Druckbehälters befanden sich die Dampfabscheider, die per Fliehkraft die Tropfen des erzeugten Dampfs abtrennten und wieder in die Wasservorlage zurückförderten.

Anders als bei Siedewasserreaktoren wurde der erzeugte Sattdampf aber nochmal durch den Reaktorkern geschickt, um ihn zu überhitzen. Dazu verliefen Sattdampfrohre von den Dampfabscheidern wieder zurück zu den Brennelementen, und Heißdampfrohre brachten schließlich den überhitzten Dampf in einen Heißdampfsammler im oberen Plenum des Reaktors.

Das Brennelement würde auch heute noch als hoch innovativ bezeichnet werden. Abb. 3.6, rechts, zeigt einen Längsschnitt und Abb. 3.7 einen Querschnitt durch dieses Brennelement. Es bestand jeweils aus 24 Brennstäben mit einem Außendurchmesser von 26,5 mm und einem Gadoliniumstab in der Mitte als zusätzlichem Neutronenabsorber für frische Brennelemente. Die Brennstäbe standen in einem Brennelementkasten aus Zircaloy. Anders als bei heutigen Brennstäben gab es jedoch jeweils ein zweites Hüllrohr aus Inconel 625 im Innern des Brennstabs. Das ist eine hochtemperaturbeständige Nickelbasis-Legierung, die auch heute noch für Hochtemperatur-Wärmetauscher verwendet wird. Das äußere Hüllrohr war aus Edelstahl. Das angereicherte Uran wurde als Pulver gemeinsam mit einigen ringförmigen UO_2 -Tabletten in den Ringraum zwischen beide Hüllrohre gefüllt und dort verdichtet.

Das Wasser, das die beiden Umwälzpumpen dem Reaktorkern zuführten, verdampfte zunächst außerhalb der Brennstäbe und Wasser und Dampf

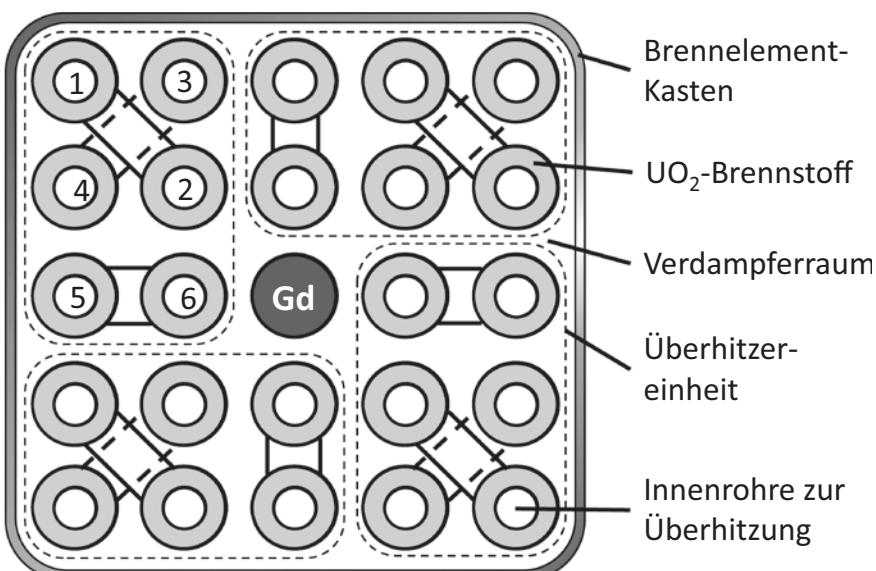


Abb. 3.7 Schnitt durch ein Brennelement des HDR

stiegen innerhalb des Brennelementkastens auf. Sechs dieser Brennstäbe wurden jeweils zu einer Überhitzereinheit zusammengeschlossen, in Abb. 3.7 gestrichelt markiert. Nach der Dampfabscheidung wurde der Sattdampf dann zunächst den Innenrohren 1 und 3 zugeführt. Nach einer Heißdampfumlenkung im Brennelementfußstück stieg dieser Dampf dann durch die Innenrohre der Brennstäbe 2 und 4 wieder auf. Die beiden Heißdampfleitungen wurden danach vereinigt und der Dampf bekam eine zweite Überhitzung abwärts durch Brennstab 5 und wieder aufwärts durch den Brennstab 6. Ein Heißdampfsammler am Kopf des Brennelements vereinigte dann die Heißdampfleitungen der vier Überhitzereinheiten und führte den Heißdampf danach gemeinsam durch Heißdampfrohre zum großen Heizdampfsammler im oberen Plenum.

Auch hier wurde der Dampf also bereits mehrfach durch den Reaktorkern geschickt, allerdings ohne eine Mischkammer dazwischen. Das war vielleicht der entscheidende Fehler, denn der Reaktor hat den ersten Probebetrieb im Herbst 1970 nicht lange überlebt. Bereits im Frühjahr 1971 wurde er endgültig abgeschaltet. Das Konzept des Heißdampfreaktors wurde seitdem nicht mehr weiter verfolgt. Die damalige Kraftwerksabteilung der AEG, die diesen Reaktor baute, fusionierte im Jahr 1969 mit der entsprechenden Sparte von Siemens zur Kraftwerk Union (KWU) und baute fortan nur noch Siedewasserreaktoren ohne Überhitzer. Der HDR diente bis in die 1980er Jahre noch als Teststand und wurde in den 1990er Jahren dann endgültig abgerissen.

Die Gründe für das frühzeitige Versagen dieses Reaktors wurden leider nicht veröffentlicht. Wer berichtet schon gern öffentlich über seine Fehler? Dabei wäre das für die kommenden Generationen an Wissenschaftlern und Ingenieuren durchaus hilfreich gewesen, damit sie aus diesen Fehlern lernen könnten. Aus Diskussionen mit einigen älteren Ingenieuren, die sich noch an diesen Reaktor zurückinnern konnten, habe ich erfahren, dass einige der Heißdampfrohre kollabierte. Das klingt zumindest plausibel. Ein einzelnes Brennelement wurde zuvor durchaus erfolgreich getestet, wobei es elektrisch geheizt wurde, um die Wärme aus der Kernspaltung zu simulieren. Es ist denkbar, dass unterschätzt wurde, wie sehr sich die Leistung der einzelnen Brennelemente im Reaktorkern unterscheiden kann. Sollte der Dampf in einigen Brennelementen dabei heißer geworden sein als geplant, hätten diese Brennelemente weniger Wasser bekommen, weil deren Druckverlust anstieg, wodurch der Dampf noch heißer wurde. Werden die Heißdampfrohre aber zu heiß, können sie den Außendruck des Speisewassers nicht mehr aushalten und beulen ein. Dann bekommt

der Heißdampf an dieser Engstelle einen noch größeren Druckverlust und das Brennelement bekommt folglich noch weniger Wasser, bis das Heißdampfrohr schließlich völlig überhitzt und kollabiert. Eine ordentliche Vermischung des überhitzten Dampfs sämtlicher Brennelemente vor jedem Überhitzungsschritt hätte die Folgen sicherlich begrenzen können, aber das hätte zu einem ganz anderen Reaktorkonzept geführt.

Druckröhrenreaktoren

Es gibt noch ein weiteres Konzept eines Reaktors mit überkritischem Wasser, das in den vergangenen Jahren in Kanada ausgearbeitet wurde. Das Prinzip ist ein Druckröhrenreaktor, bei dem überkritisches Wasser bei ca. 250 bar im Innern von einzelnen Druckröhren auf mehr als 500 °C überhitzt wird. Die Druckröhren sind umgeben von schwerem Wasser bei Atmosphärendruck.

Schweres Wasser unterscheidet sich von gewöhnlichem, leichtem Wasser dadurch, dass die Wasserstoffatome einen Deuteriumkern haben, also jeweils ein Proton und ein Neutron. Deuterium, ^2_1H , finden wir überall in der Natur. Es ist nicht radioaktiv und kommt mit einer Häufigkeit von 0,0115 % aller Wasserstoffatome vor, wie uns die Nuklidkarte verrät. Da Deuterium doppelt so schwer ist wie leichtes Wasser, brauchen wir zwar mehr Stöße, um die Neutronen zu moderieren, aber dafür beträgt der Wirkungsquerschnitt für die Absorption thermischer Neutronen nur 0,5 mbarn, gegenüber 332,6 mbarn eines leichten Wasserstoffkerns. Die Neutronenabsorption eines Reaktors, der mit schwerem Wasser moderiert wird, ist dadurch erheblich geringer als bei einer Moderation mit leichtem Wasser.

Diese Überlegungen führten in den 1960er Jahren zum Konzept des CANDU-Reaktors, der sogar mit Natururan betrieben werden kann, weil er einen höheren thermischen Neutronenfluss ermöglicht, und der insbesondere in Kanada recht häufig gebaut wurde. Im ursprünglichen CANDU-Reaktor wird Kühlwasser mit ca. 100 bar in den Druckröhren aufgeheizt. Die Druckröhren verlaufen dort horizontal und werden laufend während des Betriebs mit frischem Brennstoff versorgt, denn das bisschen U-235 im Natururan verbraucht sich schnell. In den Anfangsjahren der Kerntechnik hatte dieser Reaktortyp den Vorteil, dass man keine großen Schmiedepressen brauchte, um den Reaktordruckbehälter herzustellen, und keine Anreichungsanlage für das Uran; beides Schlüsseltechnologien, die

nicht jedes Land hatte. Inzwischen ist dieser Reaktor aber spezifisch teurer als ein Druckwasserreaktor.

Es lag nahe, dieses Reaktorprinzip auch auf Wasser mit überkritischem Druck anzuwenden, um es wirtschaftlicher zu machen. Die horizontalen Druckröhren wurden durch vertikale Druckröhren ersetzt und das Natururan durch angereichertes Uran, sodass die laufende Beladung mit frischem Brennstoff entfallen konnte. Das Prinzip einer Druckröhre eines solchen CANDU-Reaktors mit überkritischem Druck ist in Abb. 3.8 skizziert.

Die dicke Druckröhre trennt das überkritische, leichte Wasser im Innern vom schweren Moderatorwasser außen. Um das Moderatorwasser nicht unnötig aufzuheizen, ist eine thermische Isolierung im Innern der Druckröhre erforderlich, die gleichzeitig die Druckröhre kalt hält, wodurch sie mehr Festigkeit bekommt. Die Speisewasserzufuhr zu den Brennstäben erfolgt im Innern der Druckröhre; die Strömung ist dort abwärts gerichtet. Die Druckröhre ist an der Unterseite geschlossen; das

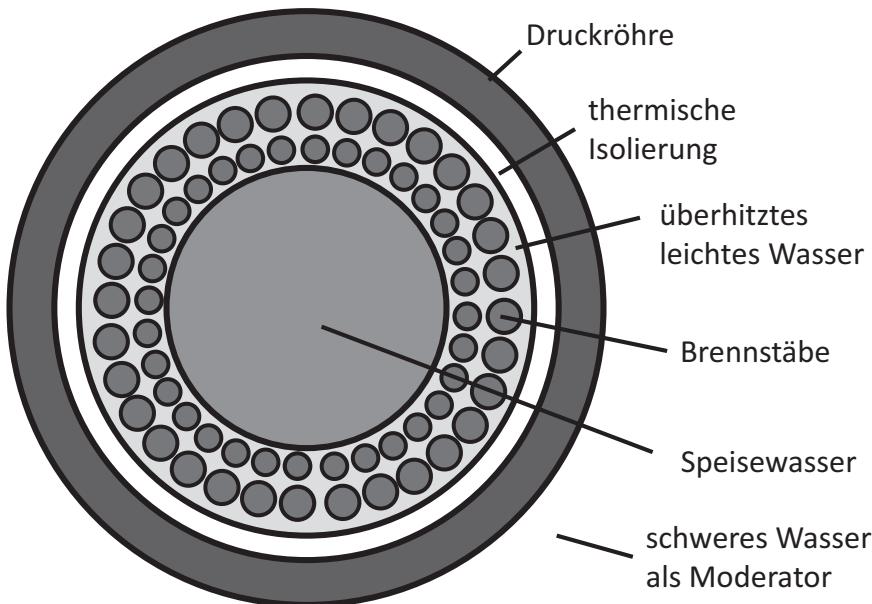


Abb. 3.8 Schnitt durch eine Druckröhre eines CANDU-Reaktors mit überkritischem Druck

Speisewasser wird so in das umgebende, ringförmige Brennelement geleitet, in dem es aufwärts strömt und erwärmt wird. Weitere Einzelheiten des Reaktorkonzepts werden von Yetisir et al. [13] beschrieben.

Weitere Entwicklungen

Dieses Druckröhrenkonzept hatte die Ingenieure in China jedoch nicht überzeugt, sodass dort heute nur an einem Reaktor mit einem Druckbehälter für überkritisches Wasser gearbeitet wird, ähnlich dem, der in Abb. 3.3 skizziert ist. Der Hauptgrund für diese Entwicklungsarbeiten ist wiederum die Ausbildung junger Ingenieure anhand spannender und anspruchsvoller Themen der Reaktortechnik. In China geht derzeit alle zwei Monate ein neues Kernkraftwerk in Betrieb, und der Bedarf an jungen, engagierten Kerntechnikern ist demzufolge riesig. Das allein ist schon Grund genug, sich an Hochschulen mit diesen Themen auseinanderzusetzen. Ob dort jemals ein solcher Reaktor gebaut wird, lässt sich heute noch nicht abschätzen. Ich halte das aber eher für unwahrscheinlich. Das Risiko, für einige Milliarden ein Kraftwerk zu bauen, das hinterher nicht läuft, ist für einen Kraftwerkshersteller im Allgemeinen zu hoch. Es könnte ihn schnell finanziell ruinieren. Deshalb wurden in der Vergangenheit auch Kohlekraftwerke nicht sprunghaft von 300 °C auf 600 °C Dampftemperatur verbessert, sondern die Entwicklung verlief kontinuierlich über viele Jahre. Mit jedem neuen Kraftwerk, das gebaut wurde, wurde das Konzept ein wenig verbessert, die Temperaturen und Drücke jeweils etwas angehoben, Komponenten vereinfacht oder modernisiert und die Kraftwerksleistung erhöht. Für Kernkraftwerke mit ihren noch deutlich höheren Investitionskosten und Qualitätsanforderungen gilt das erst recht.

Fazit

Wassergekühlte Reaktoren mit überkritischen Dampfparametern sind ein Versuch, die in den vergangenen 30 Jahren bei der Entwicklung von Kohlekraftwerken gewonnenen Erkenntnisse auf Kernkraftwerke zu übertragen.

Wirtschaftlichkeit

Die Folge wären eine recht kompakte Bauweise: einige große Komponenten wie Dampferzeuger, Dampfabscheider und Kühlmittelpumpen könnten

komplett entfallen und die spezifischen Investitionskosten könnten dadurch um ca. 20 % gesenkt werden. Vielleicht sogar mehr. Als Folge der hohen Dampftemperatur steigt der Wirkungsgrad des Kraftwerks um ca. 20 %. Die bisherigen Entwürfe erscheinen daher wirtschaftlicher als die wassergekühlten Reaktoren der dritten Generation. Zeichnet man mal das Containment des AP 1000, eines Druckwasserreaktors der dritten Generation, und das Containment des HPLWR im gleichen Größenmaßstab nebeneinander, so wie ich das in Abb. 3.9 versucht habe, so wird schon anschaulich, warum die innovativen wassergekühlten Reaktoren preiswerter sein sollten. Der Weg dorthin ist aber noch weit, auch wenn die Komponenten des Sekundärsystems weitgehend von Kohlekraftwerken übernommen werden könnten. Die bisherigen Entwürfe sind daher eher als Vision oder Anregungen zu verstehen und nicht als Zeichnungen zum Bau eines Kraftwerks.

Sicherheit

Die Sicherheitssysteme dieser Reaktorkonzepte sehen nicht viel anders aus als die eines Siedewasserreaktors der dritten Generation. Ich finde daher keinen Grund, warum so ein innovativer wassergekühlter Reaktor noch sicherer sein soll. Im Gegenteil: man müsste erst einmal zeigen, dass diese Sicherheitssysteme bei einem Reaktor mit überkritischem Wasser genauso gut funktionieren.

Zuverlässigkeit

Die hohe Zuverlässigkeit bestehender Kernkraftwerke kann bei einem neuen Reaktor dieser Art sicherlich noch nicht erwartet werden. Ich denke, das gilt für alle Kraftwerke, die erstmals gebaut werden. Deshalb verbessert man ein Kraftwerk lieber schrittweise als in einem großen Sprung. Rein konstruktionsbedingt könnte ich keinen Grund nennen, warum die innovativen wassergekühlten Reaktoren zuverlässiger sein sollten als konventionelle.

Nachhaltigkeit

Die innovativen wassergekühlten Reaktoren sind zunächst ebenso wenig nachhaltig wie konventionelle wassergekühlte Reaktoren. Sie verbrauchen Uran und erzeugen abgebrannte Brennelemente, deren mögliche weitere Verwendung wir in späteren Kapiteln noch genauer betrachten müssen.

Schutz vor Proliferation

Ein Druck- oder Siedewasserreaktor erzeugt keinen Brennstoff, aus dem man direkt Kernwaffen herstellen könnte. Das Uran in den frischen Brennelementen wäre erst ab einer Anreicherung von 20 % kernwaffenfähig. So viel Anreicherung wird bei weitem nicht benötigt. Das Risiko einer Proliferation von Kernbrennstoff ist also sehr gering. Bei innovativen wassergekühlten Reaktoren sieht das nicht anders aus.

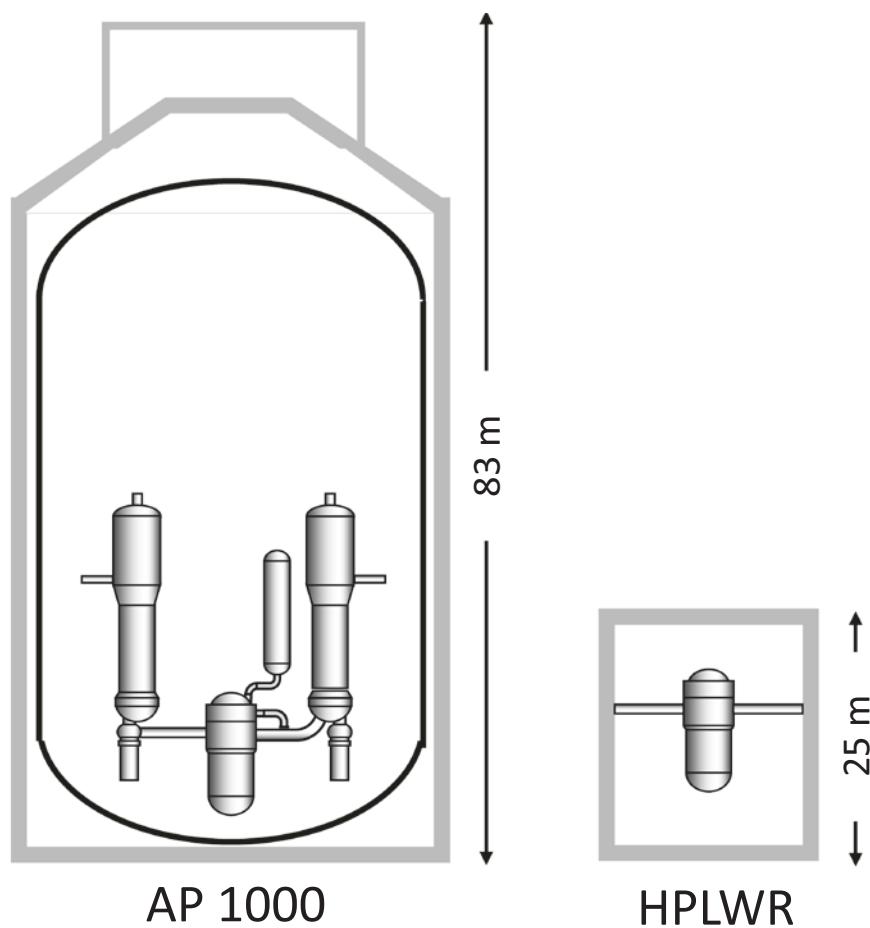


Abb. 3.9 Containment eines Druckwasserreaktors der dritten Generation und eines innovativen wassergekühlten Reaktors im Größenvergleich

Glossar

Kondensationskammer

Ein Raum im Containment, der teilweise mit kaltem Wasser gefüllt ist. Wenn im Containment Dampf entsteht, kann dieser dort kondensieren, sodass der Druckanstieg im Containment begrenzt bleibt.

Pseudo-Sieden

Der kontinuierliche Übergang von flüssigem Wasser in Dampf ohne Blasen oder Tropfen; entsteht nur bei überkritischem Wasser

Spezifische Wärmekapazität	Verhältnis zwischen der zugeführten Wärme und der damit bewirkten Temperaturerhöhung
Überhitzter Dampf	Dampf mit einer Temperatur, die höher ist als die Siedetemperatur
Überkritisches Wasser	Wasser oder Dampf mit einem Druck, der größer ist als der kritische Druck (220,64 bar)
Viskosität	die Zähigkeit einer Flüssigkeit; je höher die Viskosität, desto dickflüssiger ist die Flüssigkeit
Wärmeleitfähigkeit	Verhältnis zwischen Wärmestrom und Temperaturgradient eines Stoffs



4

Hochtemperaturreaktoren

Ein Druckwasserreaktor erzeugt Sattdampf in seinen Dampferzeugern mit weniger als 300 °C. Die Hüllrohre des Brennelements sind aus Zircaloy, das zwar erst bei ca. 1850 °C schmilzt, aber schon bei weit niedrigeren Temperaturen, bereits oberhalb von 450 °C, in Wasser korrodiert. Reaktoren, die überkritischen Dampf erzeugen, haben deshalb Hüllrohre aus Edelstahl, der erst oberhalb 650 °C korrodiert; sie ermöglichen Dampftemperaturen von etwa 500 °C. Wenn wir mit der Temperatur noch wesentlich höher hinaus wollen, hilft nur noch Keramik.

Keramische Brennelemente

Der Brennstoff UO_2 ist bereits selbst eine Keramik. Er hat eine Schmelztemperatur von etwa 2800 °C und darf auch bis nahezu zu dieser Temperatur erhitzt werden. Ein Hüllrohr aus Siliciumcarbid (SiC) würde zwar bis zu 1600 °C ertragen. Es ist jedoch sehr spröde und der Brennstab könnte schon beim Einbau leicht zerbrechen. Deshalb wurde schon Ende der 1950er Jahre eine ganz andere Art von Brennelement entwickelt, skizziert in Abb. 4.1. Man formt aus dem Brennstoff UO_2 kleine Kugelchen von ca. 0,5 mm Durchmesser. Diese werden mit Graphit und SiC beschichtet, sodass sie gasdicht umschlossen sind. Dieser Schichtverbund bildet dann die geforderte erste Barriere gegen den Austritt radioaktiver Stoffe. Die innerste Schicht ist ein poröser Graphit, der in seinen Poren die gasförmigen Spaltprodukte aufnehmen kann. Er bildet das Spaltgasplenum.

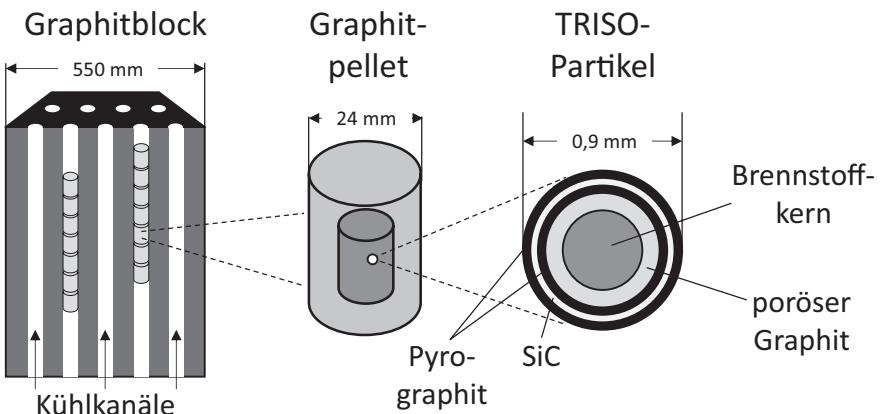


Abb. 4.1 Skizze des keramischen Brennstoffs für einen Hochtemperaturreaktor mit Graphitblöcken

Darüber befinden sich drei dichte Schichten, die erste aus Pyrographit, einem Graphit mit hoher Wärmeleitfähigkeit, darauf eine Schicht aus SiC mit hoher mechanischer Festigkeit und zum Abschluss nochmal eine dichte Schicht aus Pyrographit. Das fertige Partikel hat einen Durchmesser von ca. 0,9 mm und wird TRISO-Partikel genannt (von englisch *TRistructural-ISOtropic*). Es kann bis zu Oberflächentemperaturen von etwa 1600 °C eingesetzt werden, bevor es versagt. Tausende dieser kleinen Kugelchen werden dann in einen Graphitkörper eingebettet, der entweder zylindrisch und etwa daumendick ist oder kugelrund mit 6 cm Durchmesser, so groß wie etwa eine Billardkugel. In dieser Form kann man den Brennstoff leichter handhaben als die kleinen TRISO-Partikel.

Bei Einsatztemperaturen von 800 °C oder mehr ist Wasser weder als Kühlmittel noch als Moderator geeignet. Als Kühlmedium bietet sich CO₂ an oder besser gleich Helium, das chemisch inert ist, sodass man keinerlei Oxidation oder Korrosion befürchten muss. Als Moderator hat Helium jedoch zu wenig Dichte. Hier bietet sich wiederum eher Graphit an. Das Kohlenstoffatom hat zwar eine zwölfmal größere Masse als ein Wasserstoffatom und wir bräuchten ca. sechsmal so viele Stöße, um ein Neutron auf thermische Energie abzubremsen. Zur Absorption thermischer Neutronen hat Kohlenstoff, ¹²C, jedoch nur einen Wirkungsquerschnitt von 3,5 mbarn, gegenüber 333 mbarn beim Wasserstoffatom, wie uns ein Blick in die Nuklidkarte verrät. Bei der Moderation entstehen dadurch nur wenige Neutronenverluste. Kohlenstoff ist daher, trotz seines hohen Atomgewichts, ein recht guter Moderator.

Historie

Von diesen heliumgekühlten und graphitmoderierten Reaktoren gibt es nun zwei Entwicklungslinien. Die amerikanische Entwicklungslinie beruht auf den zylindrischen Brennstoffstückchen, die in sechseckige Graphitblöcke eingefüllt werden, skizziert links in Abb. 4.1. Der älteste Reaktor dieser Bauart war Peach Bottom, ein 40-MW-Prototyp, der 1967 in Betrieb ging, gefolgt von Fort St. Vrain, der 1976 in Betrieb ging und bereits 330 MW elektrische Leistung produzierte[14]. Das Helium hatte dort am Kernaustritt eine mittlere Temperatur von 775 °C. In Dampferzeugern unterhalb des Reaktorkerns wurde damit überhitzter Dampf von ca. 540 °C erzeugt, der einen Dampfturbinenstrang aus Hochdruck-, Mitteldruck- und Niederdrukturbine antrieb. Der Reaktor hatte interessanterweise einen Druckbehälter aus Spannbeton, was sich in den folgenden Jahrzehnten dann aber doch nicht so sehr bewährt hatte.

Ein kleinerer Reaktor, ebenfalls mit Graphitblöcken, aber mit höheren Kernaustrittstemperaturen von 950 °C, ging ab 1998 in Japan in Betrieb: der HTTR. Er erzeugte 30 MW Wärmeleistung, aber keinen Strom, und ist daher ein reiner Versuchsreaktor[15]. Der Reaktorkern hat einen Durchmesser von 2,3 m und eine Höhe von 2,9 m. Er besteht aus Graphitblöcken mit Brennstoffpellets, in Abb. 4.2 weiß gezeichnet, mit einer U-235-Anreicherung von 3 bis 10 % (im Mittel 6 %). Die Brennstoffpellets

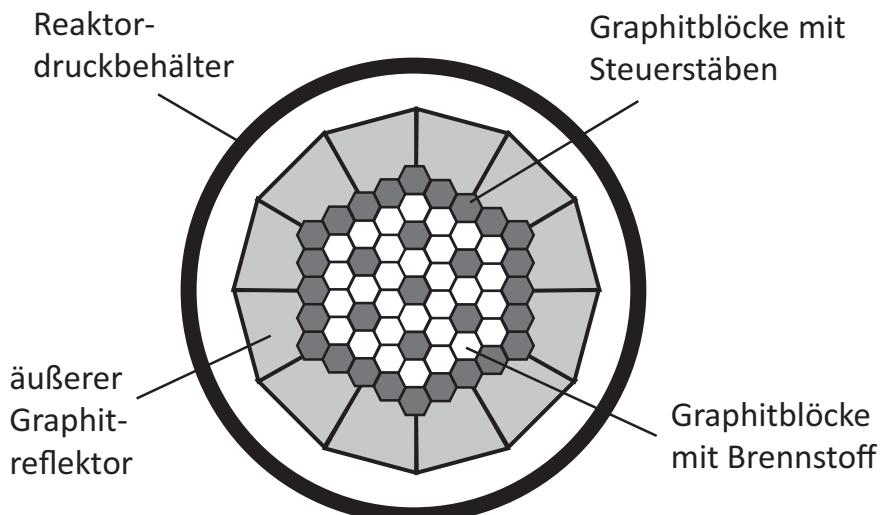


Abb. 4.2 Schnitt durch den Versuchsreaktor HTTR in Japan

stecken in Hüllrohren aus Graphit, sodass jeweils eine ganze Brennstoffsäule be- oder entladen werden kann. Die anderen sechseckigen Graphitblöcke (dunkelgrau) haben teilweise Bohrungen für die Steuerstäbe. Der Kern hat eine mittlere Leistungsdichte von $2,5 \text{ MW/m}^3$. Der Reaktorkern ist umgeben von einem Graphitreflektor und steht in einem Druckbehälter, der den Gasdruck des Heliums von 40 bar aufnimmt.

Die Graphitblöcke werden zu Beginn mit einem Überschuss an Brennstoff bestückt, da sich der Brennstoff auch hier bei Betrieb verbraucht. Dieser Reaktortyp braucht daher abbrennbare Neutronenabsorber wie ein Siedewasserreaktor, z. B. Gadolinium, um den Neutronenüberschuss zu Anfang zu kompensieren. Steuerstäbe aus Borcarbid, B_4C , laufen von oben in Bohrungen in einigen Graphitblöcken, um die Leistung zu regeln. Ferner haben alle Graphitblöcke noch eine Menge Kühlbohrungen, durch die das Helium strömt und sich erhitzt.

Der Brennstoffwechsel ist bei so einem Reaktor aufwendiger als bei wassergekühlten Reaktoren, wo die abgebrannten Brennelemente einfach unter Wasser ins benachbarte Brennelementlager transportiert werden. Anders als bei dem heliumgekühlten Reaktor sind sie dabei ständig gut abgeschirmt und gekühlt. Ein geradezu geniales Konzept für das Brennelementhandling hatte dagegen der Kugelhaufenreaktor, der etwa zeitgleich zur amerikanischen Entwicklung in Deutschland entstand. Dieser Reaktortyp verwendet Graphikugeln von 6 cm Durchmesser, in die Tausende von TRISO-Partikeln eingebettet sind. Diese Kugeln werden mit einer Rohrpost an den Reaktordeckel gefördert und dort laufend nachgefüllt. Sie kullern dann auf eine Position im Kugelhaufen, die man nur ungefähr vorhersagen kann. An der Unterseite des Reaktors werden die Kugeln über einen Trichter wieder abgezogen. Ein Strahlendetektor kann dann leicht bestimmen, wie viele Spaltprodukte sich gebildet haben, und damit, wie viel Uran bereits gespalten wurde. Ist noch genügend spaltbares Uran vorhanden, werden die Kugeln einfach wieder an den Reaktordeckel zurückgefördert. Erst nachdem sie viele Male durch den Reaktor gewandert sind, müssen sie als abgebrannt aussortiert werden. Alles das läuft vollautomatisch.

Der Kugelhaufenreaktor kann auf diese Weise auch ständig mit gerade so viel Brennstoff bestückt werden, wie er braucht, um kritisch zu sein. Er benötigt also keinen Brennstoffüberschuss und damit auch keine Neutronenabsorber zur Kompensation. Das macht ihn sehr sicher. Wenn man bei diesem Reaktor die Heliumkühlung einfach ausschaltet, erhitzten sich die Kugeln und der Doppler-Effekt des Brennstoffs lässt die Neutronenabsorption so weit zunehmen, dass der Reaktor wieder unerkritisch wird, sich also von selbst abschaltet. Jetzt muss nur noch sichergestellt werden,

dass er dabei lokal nicht heißer wird als 1600 °C, damit die TRISO-Partikel keinen Schaden nehmen. Bei Reaktoren von wenigen Hundert MW Wärmeleistung geht das durchaus. Die Kugeln führen die Nachwärme dann durch Wärmeleitung an die Außenseite des Reaktors ab und die Kerntemperatur des Reaktors stabilisiert sich tatsächlich bei weniger als 1600 °C.

Ein Nachteil des Kugelhaufenreaktors ist, dass man nicht genau vorhersagen kann, wie der Brennstoff im Kern verteilt ist. Die Kugeln verteilen sich weitgehend zufällig und damit auch die lokale Leistungsdichte. Die mittlere Leistungsdichte in so einem Reaktorkern ist andererseits jedoch extrem niedrig. Beim AVR, dem ersten Kugelhaufenreaktor, der 1967 in Jülich in Betrieb ging, betrug sie nur 2,6 MW/m³. Zum Vergleich: ein Druckwasserreaktor hat eine mittlere Leistungsdichte von 100 MW/m³, also fast das Vierzigfache. Bei solch einem Kugelhaufenreaktor kommt es also gar nicht so genau darauf an, wo sich exakt welche Kugel befindet. Wenn man genügend Sicherheitsabstand einhält, wird er auch bei einer zufällig ungünstigen Anordnung lokal nicht zu heiß. Der Versuchsreaktor AVR hatte eine Wärmeleistung von gerade einmal 46 MW und erzeugte überhitzten Dampf in einem Dampferzeuger oberhalb des Reaktorkerns, um daraus 13 MW Strom zu generieren. Der AVR erreicht nach einigen Optimierungen bereits eine mittlere Kernaustrittstemperatur von 950 °C. Die maximale Temperaturspitze im Kern konnte jedoch bei Betrieb nicht gemessen werden, was heute noch zu Diskussionen führt, ob dieser Betrieb nicht vielleicht doch etwas zu heiß war.

Die Weiterentwicklung des AVR war der Kugelhaufenreaktor THTR-300, der in Hamm-Uentrop gebaut wurde, und der 1986 in Betrieb ging[16]. Er sollte 300 MW elektrische Leistung erzeugen. Inspiriert durch den Reaktor Fort St. Vrain in den USA hatte auch der THTR-300 einen Reaktordruckbehälter aus Spannbeton. Der Reaktorkern hatte einen recht großen Durchmesser von 5,6 m. Somit wurde es notwendig, dass einige Steuerstäbe in den Kugelhaufen einfuhren, um die Leistung zu regeln. Die Steuerstäbe hatten an der Spitze eine Delle, mit der der Steuerstab eine Kugel einfangen und diese durch den Kugelhaufen treiben konnte. Das funktionierte leider nicht immer so wie geplant und die Steuerstäbe haben hin und wieder auch mal eine Kugel zerdrückt. Innerhalb des Spannbetonbehälters standen Dampferzeuger neben dem Reaktorkern, die einen Dampfturbinenstrang wie in Fort St. Vrain antrieben.

Im Jahr 1986 explodierte der Reaktor in Tschernobyl, wie berichtet. Das war zwar ein ganz anderer Reaktortyp mit wassergekühlten Druckröhren, aber ebenfalls mit Graphit moderiert. Die Landesregierung in NRW verlor daraufhin schnell das Vertrauen in innovative Reaktoren, und die Kraftwerksbetreiber hatten sich ohnehin längst auf Druck- und

Siedewasserreaktoren eingestellt, die zu dem damaligen Zeitpunkt bereits sehr ausgereift waren. So wurde der THTR-300 im Jahr 1990, schon nach wenigen Jahren Versuchsbetrieb, endgültig aufgegeben.

Neuere Konzepte

Der Kugelhaufenreaktor wurde anschließend in Südafrika und in China weiterentwickelt. In China wurde zunächst ein kleiner Reaktor mit 10 MW Wärmeleistung und 750 °C Kernaustrittstemperatur gebaut, der HTR-10. Er steht an der Universität Tsinghua und ging im Jahr 2000 in Betrieb[17]. Ziel war es, diese neue Technologie in China erst kennenzulernen, wozu auch die Herstellung der TRISO-Partikel gehörte, bevor ein großer Reaktor gebaut werden sollte. Ein Kraftwerk mit zwei großen Reaktoren vom Typ HTR-PM von jeweils 250 MW Wärmeleistung ist derzeit in der Provinz Shandong in China in Bau. Es soll nach Fertigstellung 210 MW Strom erzeugen[18].

Das Prinzip dieses HTR-PM ist ein modularer Kugelhaufenreaktor mit einem Dampferzeuger, wie in Abb. 4.3 skizziert. Ein Modul besteht aus zwei Druckbehältern für einen Heliumdruck von 70 bar, von denen der eine den Reaktorkern mit seiner Kugelschüttung beinhaltet und der andere einen Dampferzeuger und ein Gebläse. Das Gebläse drückt Helium mit 250 °C von oben durch die Kugelschüttung, wo es sich auf dem Weg nach unten auf 750 °C aufheizt. Die 420.000 Brennstoffkugeln haben einen Durchmesser von 60 mm und sind mit TRISO-Partikeln gefüllt, in denen sich der Brennstoff UO₂ mit 8,6 % Anreicherung befindet. Nach den schlechten Erfahrungen mit dem THTR-300 laufen die Steuerstäbe nicht in die Kugelschüttung, sondern außen in den Reflektor. Ein zweites, unabhängiges Abschaltsystem sind kleine Absorberkugeln, die im Notfall in vertikale Bohrungen im Reflektor fallen können.

Die Kugelschüttung des HTR-PM in China hat einen Durchmesser von 3 m und eine Höhe von 11 m. Das entspricht einer Leistungsdichte von 3,3 MW/m³ im Kern, also nur wenig mehr als beim AVR. Bei diesem Durchmesser und dieser geringen Leistungsdichte kann der Reaktor seine Nachwärme durch Wärmeleitung innerhalb der Kugelschüttung durch den umgebenden Graphitreflektor an die Behälterwand abgeben. Schaltet man das Gebläse aus, erhitzten sich die Kugeln auf weniger als 1600 °C und der Reaktor schaltet sich durch den Doppler-Effekt von selbst ab. Die

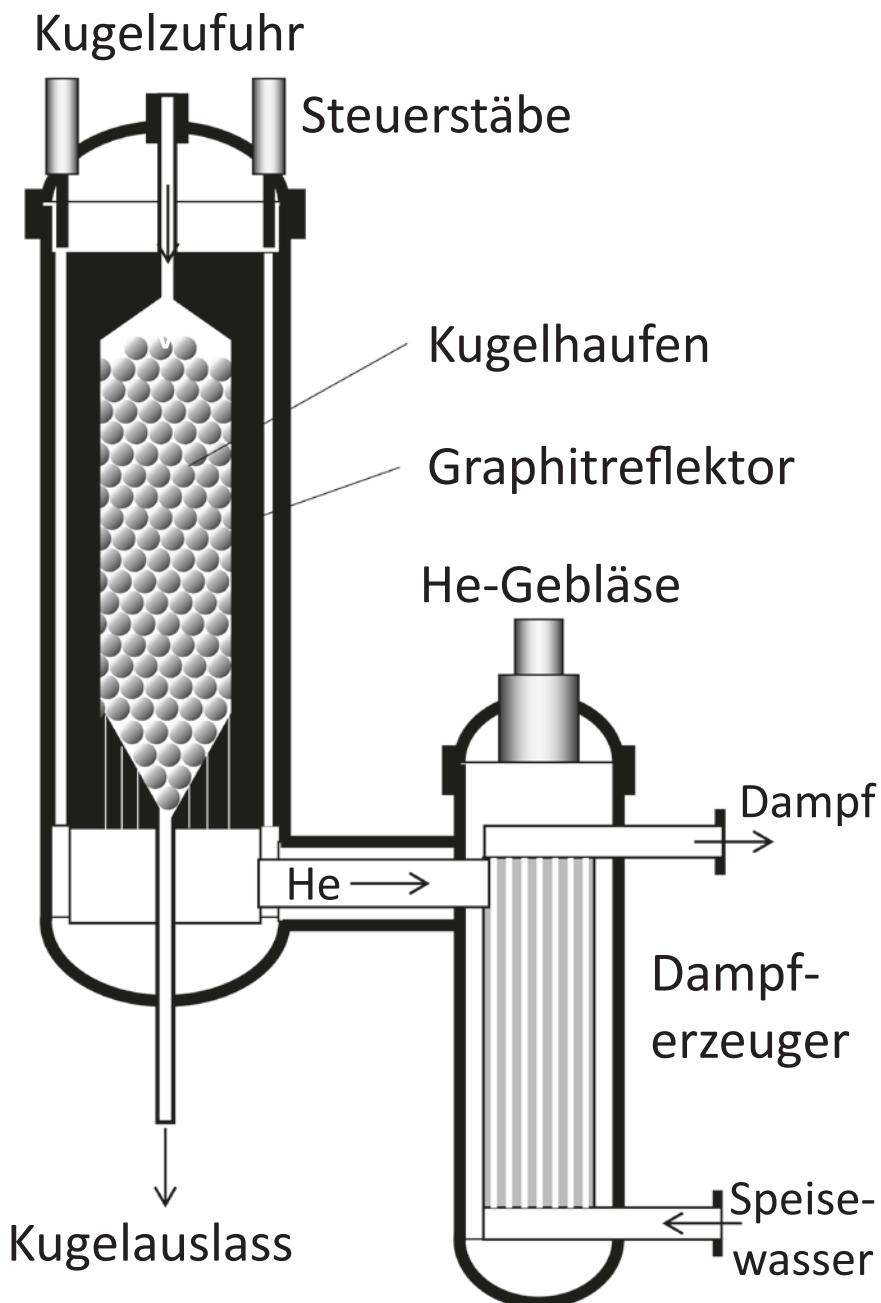


Abb. 4.3 Prinzip eines modularen Kugelhaufenreaktors mit Dampferzeuger

TRISO-Partikel überstehen das ohne Schaden. Der Reaktor benötigt daher keine Notkühlung, sondern nur eine Kühlung von außen.

Das heiße Helium wird koaxial im Innern der Heliumzufuhr zum Dampferzeuger geleitet. Er erzeugt überhitzten Dampf mit 567 °C bei 132,5 bar. Die Heliumtemperatur von 750 °C am Kernaustritt ist für diesen Dampferzeuger gut ausreichend. Es ist also gar nicht notwendig, dass der Reaktor heißer betrieben wird. Der Dampferzeuger ist bewusst tiefer angeordnet als der Reaktor, also anders als beim AVR. Sollte der Dampferzeuger einmal undicht werden, kann im Stillstand kein Wasser in den Reaktorkern tropfen.

Wie bei allen Kugelhaufenreaktoren werden ständig Brennstoffkugeln von oben in den Reaktor nachgefüllt und unten wieder abgezogen. Sie durchlaufen den Reaktor mehrfach, bevor sie in ein Zwischenlager aussortiert werden, das mit Luft gekühlt wird.

Die Idee eines solchen modularen Reaktors ist, für ein großes Kraftwerk einfach mehrere dieser Module zu kombinieren. Solange die Wärmeleistung von 250 MW in jedem dieser Module nicht überschritten wird, bleibt die Nachwärmeabfuhr über die Behälterwand möglich und ein Reaktornotkühlsystem wird unnötig. Auf diese Weise sollte ein großes Kraftwerk trotz der geringen Leistungsdichte des Kerns nicht viel teurer sein als ein Druckwasserreaktor.

Ein solcher Hochtemperaturreaktor mit Dampferzeuger wird zwar als ein Reaktor der vierten Generation anerkannt; er ist schließlich auch der einzige Hochtemperaturreaktor, der derzeit gebaut wird. Dieses Prinzip macht aber keinen Nutzen von den weit höheren Kernaustritttemperaturen von 950 °C, die bereits beim AVR und beim HTTR in Japan gefahren wurden. Das Ziel des Internationalen Forums war daher eher ein „Very High Temperature Reactor“, also Technologien, die diese höheren Temperaturen auch nutzen und sogar erforderlich machen. Dabei wird das erhitzte Helium direkt auf eine Gasturbine gegeben, die einerseits einen Verdichter antreibt und andererseits einen Generator.

Das Prinzip ist in Abb. 4.4 erläutert. Die dort angegebenen Temperaturen stammen aus einer Studie des japanischen GTHTR300[19]. Das heiße Helium mit 950 °C wird auf eine Gasturbine gegeben, wo es von 62,3 bar auf 33,2 bar entspannt wird und sich dabei auf 688 °C abkühlt. Die verbleibende Restwärme wird genutzt, um das Helium vor Eintritt in den Reaktor vorzuwärmten. Die Wärmerückgewinnung wird auch als Rekuperation bezeichnet. Beim Austritt aus dem Rekuperator hat das Helium nur noch 163 °C. Es wird dann mit einem Kühler auf 28 °C abgekühlt, bevor es in den Verdichter eintritt. Der Verdichter erhöht den Gasdruck dann von 32,1 bar wieder auf 64,2 bar und fördert das Helium

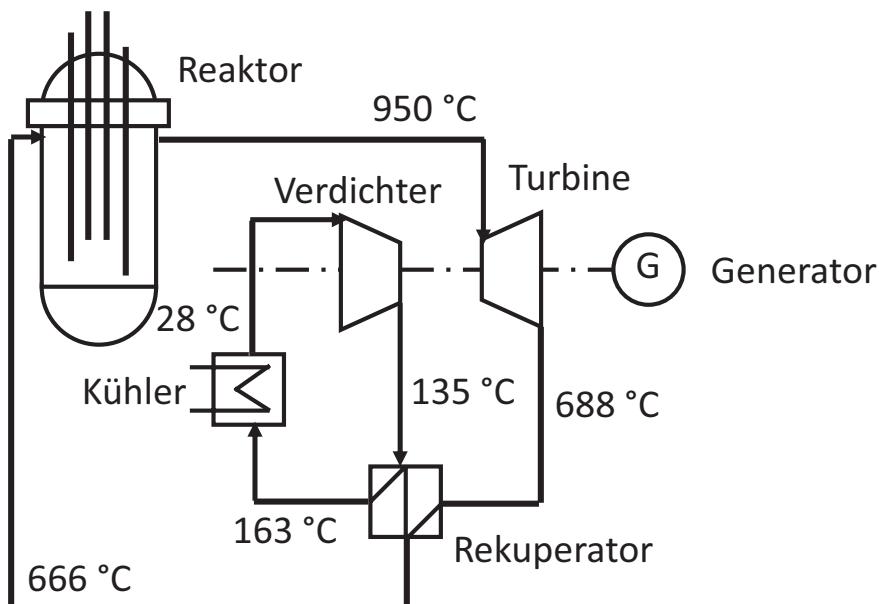


Abb. 4.4 Schema des Hochtemperaturreaktors GTHTR300 mit Gasturbine und Rekuperator

durch den Rekuperator mit 666 °C wieder zurück in den Reaktor. Ein solches Kraftwerk könnte einen Wirkungsgrad von mehr als 50 % erzielen. Verglichen mit den 42 % des HTR-PM mit Dampferzeuger also eine deutliche Verbesserung.

Nach Ende der Forschung zum Kugelhaufenreaktor in Deutschland war es die Firma Eskom in Südafrika, die sich dieses Prinzip vornahm. Der PBMR mit Kugelhaufenreaktor und Gasturbine sollte eine elektrische Leistung von 165 MW erzeugen[20]. Das Konzept war schon sehr weit entwickelt und es gab auch schon einen Standort für den Prototyp. Das Internationale Forum rechnete schon bald mit dem Bau der ersten Anlage. Die Enttäuschung war daher groß, als Eskom im Jahr 2010 die Entwicklung aufgab, weil der Bau nicht mehr finanzierbar war. Vom konstruktiven Entwurf bis zum Bau der ersten Anlage ist es halt doch ein weiter Weg, der gern unterschätzt wird.

Es gibt weitere interessante Studien zu Hochtemperaturreaktoren mit Graphitblöcken, die eine Gasturbine antreiben, nach dem Schema in Abb. 4.4 oder sogar mit einer Zwischenkühlung des Heliums nach den ersten Verdichterstufen. Ich möchte hier insbesondere den konstruktiven Entwurf des GT-MHR von General Atomics in den USA erwähnen[21].

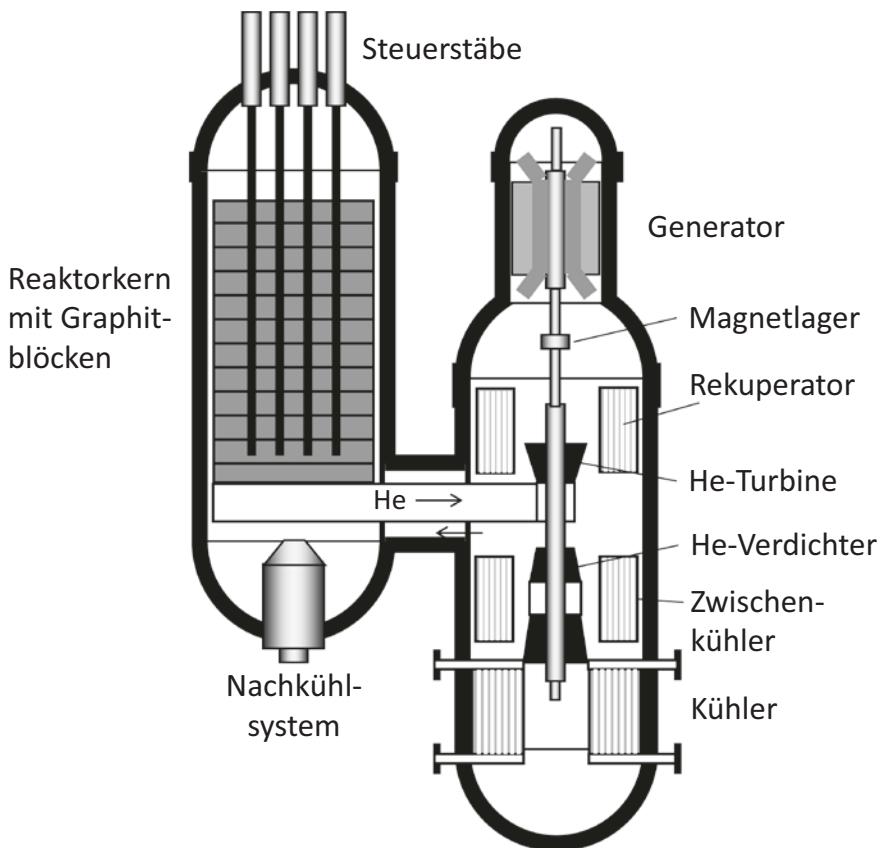


Abb. 4.5 Schema eines Hochtemperaturreaktors mit integrierter Gasturbine

Dieser Entwurf integriert die Gasturbine mit Verdichter, den Generator und sämtliche Wärmetauscher in einen zweiten Druckbehälter, der neben dem Reaktordruckbehälter steht. Die Anordnung ist in Abb. 4.5 skizziert. Der Reaktor sollte eine Wärmeleistung von etwa 600 MW erzeugen und der Generator sollte etwa 300 MW Strom an das Netz abgeben. Der Reaktordruckbehälter hat eine Höhe von 23,7 m und einen Durchmesser von 8,2 m. Zum Vergleich: ein Druckwasserreaktor mit 1300 MW elektrischer Leistung ist nur etwa halb so hoch. Das gesamte restliche Kraftwerk in dem Behälter daneben ist andererseits recht kompakt. Bei dieser Leistungsgröße benötigt der Reaktor ein aktives Nachkühlssystem, das unterhalb des Kerns installiert wird. Das integrierte Design aller Komponenten in den zweiten Druckbehälter erspart das Dichtsystem der Antriebswelle zwischen Turbine und Generator; das System wird durch die Druckbehälter hermetisch

abgeschlossen. Ölgeschmierte Lager sind in diesem Fall nicht mehr ratsam; der Entwurf sieht daher Magnetlager vor sowie ein Rollenlager für den Fall, dass das Magnetlager ausfallen sollte. Die Kühler sehen in der Skizze kompakt aus, aber es wird noch eine Herausforderung sein, sie auch tatsächlich so kompakt zu bauen. Ein einfacher Rohrbündelwärmetauscher wäre viel zu groß. Dieses Kraftwerk wurde nie gebaut und es gibt auch keine Pläne es zu bauen, aber als Vision ist der Entwurf schon recht spektakulär.

Der Weg bis dahin ist in jedem Fall noch weit. Lassen sie uns gedanklich mal ein paar Störfälle durchspielen, um den Entwicklungsaufwand besser verstehen zu können. Die direkte Kopplung einer Turbine mit einem Reaktorkern ist ja nicht neu. Beim Siedewasserreaktor wird schließlich auch der Dampf aus dem Reaktor direkt auf eine Turbine gegeben.

Nehmen wir einmal an, wir haben beim GT-MHR einen Kurzschluss im Stromnetz, etwa weil ein Strommast im Sturm umgefallen ist oder weil ein Bagger ein Kabel beschädigt hat. Passiert das in der Nähe des Kraftwerks, muss der Generatorschalter in 50 ms öffnen, sonst brennt der Generator durch. Beim Siedewasserreaktor schließt dann das Turbinenventil in weniger als einer Sekunde und das Bypass-Ventil der Turbine bläst den Dampf in den Kondensator. So wird vermieden, dass die Turbine auf Überdrehzahl beschleunigt und auseinanderbricht. Der Turbinenläufer des GT-MHR hat aber gar kein Turbinenventil. Er ist eher gebaut wie eine Gasturbine oder wie ein Flugzeugtriebwerk. Wenn man so eine Gasturbine zur Stromerzeugung nutzt, schließt stattdessen im Fall eines Kurzschlusses das Brennstoffventil in weniger als einer Sekunde und die Turbinendrehzahl fällt ab. Das geht beim GT-MHR nicht. Der Reaktorkern hat viel zu viel Wärme gespeichert, als dass man ihn in weniger als einer Sekunde abschalten könnte. Folglich darf der Generator bei Kurzschluss nicht abgeschaltet werden, sondern man muss einen Notverbraucher vorsehen, etwa riesige Heizstäbe im Kühlturm, die die Leistung des Generators dann schnell übernehmen. Der Generator kann dann den Turbinenläufer herunterbremsen.

Oder nehmen wir einmal an, es bricht eine Verdichterschaufel oder eine Turbinenschaufel ab. Bei Gasturbinen ist das leider gar nicht so selten. Da man die Turbine eines GT-MHR nicht so schnell abstellen kann, erzeugt das dann schnell einen hohen Folgeschaden, vielleicht sogar einen Totalschaden des Turbinenläufers. Die Dampfturbine eines Siedewasserreaktors kann man dann schnell von dem Reaktor trennen. Sie steht im Nebengebäude, und die Dampfleitungen dorthin haben schnellschließende Ventile, und zwar dort, wo sie durch das Containment gehen. So bleibt der Reaktor geschützt, abgeschirmt und gekühlt und man kann in Ruhe die kaputte Turbine ersetzen. Der GT-MHR hat solche Containment-Armaturen jedoch gar nicht.

Ich möchte jetzt nicht den Teufel an die Wand malen oder Ihnen gar Angst machen vor dieser Technologie. Solche Probleme sind sicherlich konstruktiv lösbar. Ein zuverlässiges Kraftwerk bekommt man aber nicht allein durch Konstruktion und Berechnung. Das erfordert viel Erprobung, zunächst mit einer Wärmequelle, die harmloser ist als ein Reaktorkern. Das kostet viele Jahre Entwicklungszeit und viele Milliarden Euro. Auch ein Triebwerk für ein Flugzeug muss jahrelang getestet werden, bevor es eingesetzt werden darf, selbst wenn der Hersteller schon Jahrzehnte Erfahrung mit ähnlichen Triebwerken hatte.

Der Dampferzeuger des HTR-PM ist im Vergleich zu einem Turbinenläufer eine geradezu primitive Technologie. Solche Dampferzeuger sind schon sehr häufig gebaut worden. Wenn die Dampfturbine dieses Kraftwerks ein Problem haben sollte, betrifft das nicht den Dampferzeuger. Der könnte zur Not seinen Dampf in den Kondensator oder gar in die Luft blasen. Der Dampf ist ja nicht radioaktiv.

Ein Kompromiss zwischen diesen beiden Technologien ist der Hochtemperaturreaktor ANTARES[22], der von Framatome in Frankreich entwickelt wurde. Es gibt zwar heute keine Pläne mehr, ihn zu bauen, aber ich möchte Ihnen dennoch das Konzept kurz vorstellen.

Ein Hochtemperaturreaktor mit Graphitblöcken mit einer Wärmeleistung von 600 MW erhitzt Helium mit einem Druck von 55 bar auf 850 °C. Ähnlich wie beim HTR-PM wird dieses Helium in einem Wärmetauscher daneben auf 355 °C abgekühlt, diesmal jedoch nicht, indem es Dampf erzeugt, sondern es erwärmt ein Gasgemisch aus 80 % Stickstoff und 20 % Helium bei ähnlichem Druck von 300 °C auf 800 °C. Der Reaktor und sein Wärmetauscher sind in einem Containment, das im Notfall mit schnellschließenden Armaturen isoliert werden kann. Das Schema ist in Abb. 4.6 dargestellt.

Das heiße Gasgemisch treibt eine Gasturbine an und die verbleibende Wärme am Turbinenaustritt wird genutzt, um Dampf zu erzeugen. Eine solche Kombination einer Gasturbine mit einem Abhitzedampferzeuger ist bei erdgasgefeuerten Kraftwerken heute üblich. Der Wasser-Dampf-Kreislauf ist hier nur stark vereinfacht angedeutet. Er benötigt einen Kondensator, Kondensatpumpen und Speisewasserpumpen und hat üblicherweise mehrere Dampfturbinen und eine Zwischenüberhitzung, die hier nicht eingezeichnet sind. Das Gasgemisch wird nach dem Austritt aus dem Dampferzeuger wieder verdichtet. Dadurch erwärmt es sich auf etwa 300 °C, bevor es zum Wärmetauscher im Containment zurückgeführt.

Der Generator erzeugt bei diesem Entwurf eine Nettoleistung von etwa 300 MW. Das Kraftwerk hat somit einen Wirkungsgrad von ca. 50 %.

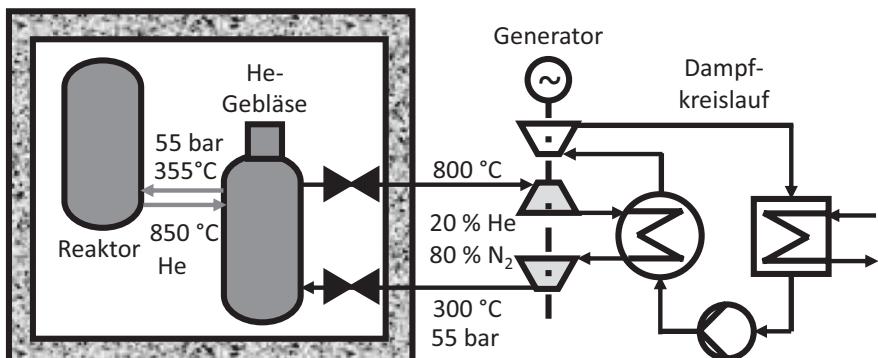


Abb. 4.6 Schema des Hochtemperaturreaktors ANTARES mit Gasturbine und nachgeschaltetem Wasser-Dampf-Kreislauf

Ein solches Konzept trennt den Turbinenteil vom nuklearen Primärsystem ähnlich wie bei einem Druckwasserreaktor. Der Wasser-Dampf-Kreislauf ist eine konventionelle Technik, die heute schon verfügbar ist. Die Stickstoff-Helium-Gasturbine müsste dagegen noch entwickelt und erprobt werden.

Inhärente Sicherheit

Worin liegt nun der Vorteil eines Hochtemperaturreaktors? Die Entwickler des Kugelhaufenreaktors haben ihn gern als „inhärent sicher“ bezeichnet. Damit war gemeint: der Reaktor benötigt kein Notkühlungssystem, um die Nachwärme abzuführen. Wenn man die Heliumkühlung abschaltet, wird die Kettenreaktion physikalisch von selbst beendet. Der Reaktor wird dann zwar sehr heiß, aber die Kugeln überleben das, und die Nachwärme wird durch Wärmeleitung an die Außenseite des Druckbehälters abgeführt. Eine Kernschmelze ist also physikalisch ausgeschlossen. Der Druckbehälter muss dann natürlich von außen gekühlt werden, sonst funktioniert das nicht. Einige Entwickler hätten den Reaktor deshalb gern ins Freie gestellt, ohne ein Containment, damit die Umgebungsluft den Reaktor ohne ein Gebläse kalt halten kann. Alternativ könnte das Gebäude, in dem der Reaktor steht, gut durchlüftet sein.

Inzwischen hat man in Jülich begonnen, den alten Versuchsreaktor AVR abzubauen. Da die Strahlung der Kugeln sich schon weit genug reduziert hatte, konnte man sie näher untersuchen. Dabei ergaben sich leider einige Überraschungen, die dieses Konzept wieder in Frage stellen[23]. Die Kugeln

hatten an der Oberfläche eine hohe Konzentration von radioaktivem Strontium, $^{90}_{38}\text{Sr}$, und Caesium, $^{137}_{55}\text{Cs}$ und $^{134}_{55}\text{Cs}$. Das sind metallische Spaltprodukte mit längerer Halbwertszeit, die man noch einige Jahre nach dem Abschalten detektieren kann. Offensichtlich waren diese Spaltprodukte beim Reaktorbetrieb durch die keramischen Schichten der TRISO-Partikel herausdiffundiert, während Helium und Iod sicher eingeschlossen blieben. Generell nimmt die Diffusion mit der Temperatur exponentiell zu. Die Strontium- und Caesium-Diffusion muss also passiert sein, als der Reaktor mit einer Kernaustrittstemperatur mit 950°C betrieben wurde. Kurzzeitig waren es versehentlich sogar 990°C . Die Kugeln hatten diesen Betrieb mechanisch gut überstanden und man war stolz darauf, dass der Reaktor so hohe Austrittstemperaturen erlaubt. Wie heiß es an der heißesten Stelle des Kugelhaufens war, konnte nicht gemessen werden. Da die Kugeln ständig ihre Position ändern, kann man kein Thermoelement und auch keinen Neutronendetektor dazwischen unterbringen. Der Anteil an spaltbarem Uran ist aber in jeder Kugel etwas anders, je nachdem, wie oft sie schon durch den Kern gelaufen ist, und so kann es durchaus passieren, dass sich zufällig Stellen mit höherer Leistung bilden. Ferner können die Zwischenräume der Kugeln, durch die Helium strömt, je nach Anordnung der Kugeln unterschiedlich sein, sodass man auch die Kühlung der Kugeln lokal nicht genau berechnen kann. Das ist ein genereller Nachteil des Kugelhaufenreaktors gegenüber dem Hochtemperaturreaktor mit Graphitblöcken.

Während die Kugeln langsam nach unten wandern, reiben sie aneinander und es entsteht etwas Graphitstaub. Das radioaktive Strontium und Caesium ist daher auch in diesen Staubpartikeln enthalten und wird mit der Heliumströmung abtransportiert. Hätte der Reaktor ein Leck gehabt, wären diese Staubpartikel ins Freie gelangt. Daraus folgt, dass der Kugelhaufenreaktor ein gasdichtes Containment benötigt hätte, also eine dritte Barriere. Die erste Barriere, das TRISO-Partikel, war offensichtlich nicht so zuverlässig dicht, wie man bisher gedacht hatte. Ein gasdichtes Containment muss aber den Druck aushalten, der entsteht, wenn Helium entweicht. Bei Normalbetrieb muss es ferner auf Unterdruck gehalten werden, damit eher Luft von außen eindringt als Gas von innen entweicht, es braucht ein Filtersystem, mit dem das abgesaugte Gas gereinigt werden kann, und es braucht eine Kühlung, damit der Reaktor das Containment nicht aufheizt. Alles das geht nicht allein physikalisch, sondern erfordert letztlich ein aktives oder passives Sicherheitssystem. Das ist machbar, aber das macht das bisher einfache System recht teuer. Es erscheint mir sinnvoller, die TRISO-Partikel weiter zu entwickeln, damit sie die Spaltprodukte künftig besser einschließen.

Ein gasdichtes Containment kann andererseits aber auch mit einem Schutzgas gefüllt werden. Damit könnte man darüber hinaus auch noch zwei weitere Probleme beseitigen, die zwar unwahrscheinlich sind, aber die man bei sorgfältiger Auslegung des Kraftwerks dennoch berücksichtigen sollte:

- Wenn die Dampferzeugerrohre undicht werden sollten, gelangt Dampf in den Reaktor. An der heißen Kugeloberfläche reagiert er mit dem Graphit zu Kohlenmonoxid, CO, und Wasserstoff, H₂, und der Druck steigt an. Das Überdruckventil muss deshalb Gas abblasen, aber in einem Schutzgas kann es keinen weiteren Schaden anrichten.
- Für den sicher sehr unwahrscheinlichen Fall, dass der Reaktor ein großes Leck bekommt, könnte Luft in den Reaktor eindringen und den Graphit entzünden. Wenn der Reaktor in einem Containment mit Schutzgas steht, kann man auch diesen Fall einfach ausschließen.

Ein Hochtemperaturreaktor mit Graphitblöcken ist im Gegensatz zum Kugelhaufenreaktor genau berechenbar. Man kann definitiv sagen, wo sich welcher Brennstoff befindet und wie groß die Kühlkanäle sind. Ferner bewegen sich die Blöcke nicht und es entsteht kein Graphitstaub. Für hohe Temperaturen von 950 °C wäre dieser Reaktortyp also deutlich besser geeignet. Ein Containment würde man nach den heutigen Erkenntnissen aber vermutlich dennoch darüber bauen.

Weitere Entwicklungen

Wozu braucht man eigentlich so hohe Temperaturen? Bei 950 °C erreicht ein Hochtemperaturreaktor mit Gasturbine einen Kraftwerkswirkungsgrad von mehr als 50 %, während der HTR-PM in China mit 750 °C Kernaustrittstemperatur lediglich 42 % schafft. Bei höherem Wirkungsgrad verbraucht der Reaktor weniger Uran pro kWh erzeugtem Strom. Solange Uran preiswert ist, ergibt sich daraus jedoch kaum ein finanzieller Vorteil. Demgegenüber steht das höhere Abfallvolumen. Wenn der HTR-PM eine Leistungsdichte hat, die dreißigmal kleiner ist als die eines Druckwasserreaktors, erzeugt er rund zehnmal so viel Abfall, den wir anschließend in Castor-Behälter verpacken und ins Zwischenlager stellen müssen. Nicht dreißigmal so viel, denn der HTR-PM hat rund doppelt so viel spaltbares U-235 im Brennstoff wie der Druckwasserreaktor und er hat einen höheren Wirkungsgrad, der beim Druckwasserreaktor gerade einmal 35 % beträgt.

Die Kugeln erzeugen also deutlich mehr Kilowattstunden Strom. Dennoch: die hohen Temperaturen kann man mit dem besseren Wirkungsgrad allein kaum rechtfertigen.

Beim Hochtemperaturreaktor sollten wir allerdings nicht nur an die Stromerzeugung denken. Die hohen Kernaustrittstemperaturen ermöglichen auch chemische Prozesse, die bei den niedrigen Temperaturen eines Druckwasserreaktors kaum möglich sind. Als Anwendung wird oft die Herstellung von Wasserstoff mit dem Schwefelsäure-Iod-Prozess genannt, Abb. 4.7. Aus Iod, Schwefeldioxid und Wasser entsteht Iodwasserstoff, HI, und Schwefelsäure, H_2SO_4 , in einer exothermen Reaktion, also ohne Energiezufuhr. Das ist die bekannte Bunsen-Reaktion. Iodwasserstoff und Iod einerseits und Schwefelsäure andererseits sind nicht mischbar und lassen sich leicht trennen. Bei ca. $400\text{ }^{\circ}\text{C}$ spaltet sich der Iodwasserstoff wieder auf in Iod und Wasserstoff und bei ca. $850\text{ }^{\circ}\text{C}$ spaltet sich die Schwefelsäure auf in Schwefeldioxid, Sauerstoff und Wasserdampf. Mit nuklearer Prozesswärme erhält man also wieder die Ausgangsstoffe der Bunsen-Reaktion, während Wasserstoff und Sauerstoff als Endprodukte abgezogen werden können.

Wasserstoff könnte künftig für den Verkehr als CO_2 -freier Brennstoff eine strategische Bedeutung erlangen. Oder man könnte mit Wasserstoff und Sauerstoff aus Eisenerz Stahl herstellen, ohne Kohle zu oxidieren, also ohne CO_2 zu produzieren. Alternativ könnte man jedoch auch Wasserstoff durch Elektrolyse aus Strom herstellen. Dann ist es egal, woher der Strom kommt, von einem Kernkraftwerk, einem Druckwasserreaktor oder einem Hochtemperaturreaktor, oder auch aus erneuerbaren Energien. Letztlich ist das nur eine Frage der Kosten.

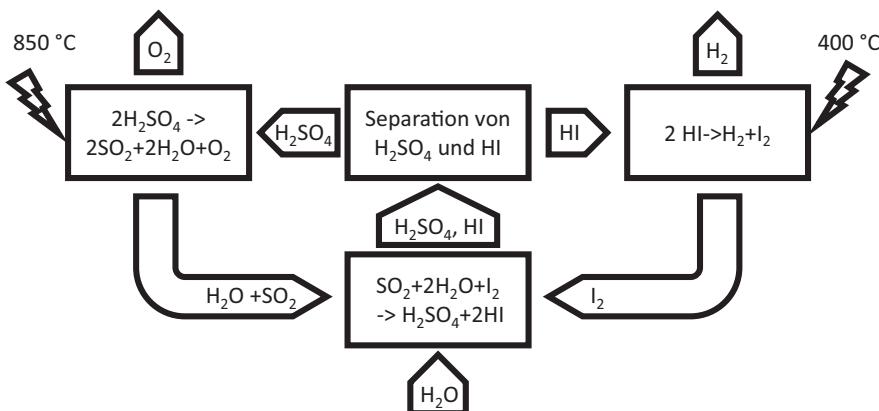


Abb. 4.7 Vereinfachte Darstellung des Schwefelsäure-Iod-Prozesses

Wie wirtschaftlich ist nun so ein Hochtemperaturreaktor? Die Hersteller des HTR-PM in China haben ausgerechnet, dass sechs dieser Module zu einem Kraftwerk kombiniert, das dann folglich mehr als 600 MW elektrische Leistung erzeugt, nur etwa 10 % bis 20 % teurer sein sollten als ein Druckwasserreaktor mit dieser Leistung. Die neuen Reaktoren, die heute in China für mehr als 1200 MW hergestellt werden, sind aber noch etwas preiswerter. Dieser Hochtemperaturreaktor wird also sicherlich nicht billiger als ein Druckwasserreaktor.

Für den Hochtemperaturreaktor GTHTR300 mit Gasturbine und 950 °C Kernaustrittstemperatur kommt eine japanische Studie zu einem deutlich besseren Ergebnis[24]: Die Kapitalkosten eines Kraftwerks aus vier Modulen GTHTR300 mit je 274 MW elektrischer Leistung sollten ca. 25 % billiger sein als die eines Druckwasserreaktors mit 1180 MW, also ungefähr der gleichen Gesamtleistung. Die Brennstoffkosten sollten vergleichbar sein. Nicht eingerechnet wurden jedoch die Kosten für die Entwicklung und Erprobung dieser neuen Technologie. Unter dem Strich ist das dann ebenfalls keine überzeugende Kostensparnis, und so findet sich bis heute kein Investor für dieses Projekt.

Der Reaktor Fort St. Vrain und der THTR-300 hatten eine weitere Besonderheit: der Brennstoff war eine Mischung aus Thorium und hochangereichertem Uran. Das ist nun weder wirtschaftlich noch proliferationsresistent, denn hochangereichertes Uran ist direkt kernwaffentauglich, wenn man es chemisch von Thorium trennt. Das Thorium selbst ist dagegen kein Spaltstoff und trägt daher nur indirekt zur Herstellung von Kernwaffen bei. Der Brennstoff war lediglich ein erster Versuch in Richtung einer nachhaltigen Brennstoffversorgung. Ich werde im nächsten Kapitel noch genauer darauf eingehen. Die Reaktoren, die im Generation IV International Forum betrachtet werden, verwenden dagegen nur einen konventionellen Brennstoff aus leicht angereichertem UO₂. Es kann etwas höher angereichert werden als im Druckwasserreaktor, weil die TRISO-Partikel einen höheren Abbrand zulassen als Zircaloy-Brennstäbe. Das Proliferationsrisiko bleibt dann gering, vergleichbar mit einem Druckwasserreaktor.

Fazit

Thermische Hochtemperaturreaktoren werden mit Helium gekühlt und mit Graphit moderiert. Es gibt zwei Entwicklungslinien: eine mit Graphitblöcken und eine zweite mit Graphitkugeln. Im Vergleich zu Druckwasserreaktoren hat der Reaktorkern in beiden Konzepten nur eine geringe Leistungsdichte. Das ist zunächst ein deutlicher Kostennachteil. Das Kühlmittel Helium kann

andererseits wesentlich heißer werden als Wasser, woraus sich ein deutlich höherer Wirkungsgrad ergibt als bei Druckwasserreaktoren. Ein Kostenvorteil des Hochtemperaturreaktors könnte sich ergeben, wenn das Containment und die Notkühlsysteme entfallen könnten.

Sicherheit

Der Hochtemperaturreaktor hat in der Regel keine Notkühlung und das Konzept dieses Reaktors setzt darauf, dass er auch keine Notkühlung braucht. Fällt die Kühlung aus, etwa weil das Gebläse ausfällt oder weil der Reaktor ein Leck hat, kann die Temperatur aus physikalischen Gründen nur maximal auf 1600 °C ansteigen und die TRISO-Partikel, die erste Barriere des Schutzsystems, bleiben gasdicht. Das hat diesem Reaktortyp das Prädikat „inhärent sicher“ verschafft. Die neuen Erkenntnisse aus Jülich stellen die inhärente Sicherheit leider wieder in Frage: Schon bei deutlich niedrigeren Temperaturen, etwa bei 1250 °C, diffundieren metallische Spaltprodukte durch die geschlossene Hülle der TRISO-Partikel.

Bei den niedrigen Kernaustrittstemperaturen des HTR-PM, der zurzeit in China gebaut wird, scheint das einfache Sicherheitskonzept noch zu funktionieren. Das war aber nicht das Ziel des Very High Temperature Reactors der vierten Generation. Bei Reaktorkonzepten mit 950 °C Kernaustrittstemperatur muss vielmehr das ganze Sicherheitskonzept nochmal neu durchdacht werden. Bei Reaktorkernen mit Graphitblöcken ist die maximale Temperatur im Kern weit genauer vorhersagbar als in einem Kugelhaufenreaktor, in dem die Brennstoffverteilung und die Kühlkanäle sich eher zufällig einstellen. Vermutlich wird man daher mit einem Reaktor mit Graphitblöcken höhere Kernaustrittstemperaturen erreichen können als mit einem Kugelhaufenreaktor.

Wirtschaftlichkeit

Erst der Hochtemperaturreaktor mit Gasturbine und mit hohen Kernaustrittstemperaturen hat das Potenzial, wirtschaftlicher zu werden als ein Druckwasserreaktor. Das ist aber noch ein sehr ehrgeiziges Ziel. Ein solcher Reaktor wurde noch nie gebaut. Wird mit dem heißen Helium dagegen nur Dampf erzeugt, muss ein ähnlich teurer Wasser-Dampf-Kreislauf wie bei einem Druckwasserreaktor gebaut werden und es ist kein Kostenvorteil gegenüber dem Druckwasserreaktor mehr zu erwarten.

Nachhaltigkeit

Die neuen Konzepte des Hochtemperaturreaktors verwenden als Brennstoff Uran, UO_2 , mit einer Anreicherung bis zu 9 %. Es ist derzeit nicht vorgesehen, den Brennstoff nach Verwendung zu recyceln. Der höhere Wirkungsgrad des Hochtemperaturreaktors spart zwar im Vergleich zum Druckwasserreaktor etwas Uran ein, aber das weit größere Abfallvolumen erhöht dafür die Entsorgungskosten. Das ist nicht nachhaltig. Auf die Option, mit Thorium einen geschlossenen Brennstoffkreislauf für diesen Reaktortyp aufzubauen, möchte ich im folgenden Kapitel noch genauer eingehen.

Schutz vor Proliferation

Solange der Hochtemperaturreaktor nur leicht angereichertes Uran verwendet, ist die Gefahr einer Proliferation von Kernbrennstoff ebenso niedrig wie im Druckwasserreaktor.

Glossar

abbrennbarer Neutronenabsorber	ein Absorbermaterial (z. B. Gadolinium), das durch Neutronenabsorption seine Absorptionseigenschaft verliert
Diffusion	Stofftransport von Atomen oder Molekülen durch Konzentrationsausgleich
Kugelhaufenreaktor	ein Reaktor mit einem Kern aus einer Schüttung von Graphitkugeln
Pyrographit	eine spezielle Kristallstruktur des Graphits mit stark anisotropen Stoffeigenschaften
TRISO-Partikel	ein Brennstoffteilchen das mit drei Lagen aus Pyrographit und SiC umhüllt ist



5

Der Brennstoffkreislauf

Die Reaktorkonzepte der vierten Generation, die wir bisher betrachtet hatten, haben ein thermisches Neutronenspektrum. Sie sind heißer am Kernaustritt als Reaktoren der dritten Generation, wodurch man einen höheren Wirkungsgrad erreicht und hoffentlich geringere spezifische Kosten des Kraftwerks. Die weiteren Reaktorkonzepte der vierten Generation, die ich Ihnen vorstellen möchte, haben dagegen ein schnelles Neutronenspektrum. Um den Sinn dieser Konzepte zu verstehen, müssen wir uns allerdings zunächst mit dem Brennstoffkreislauf beschäftigen.

Was passiert mit den Brennelementen, nachdem sie verbraucht sind? Direkt nach dem Entladen aus dem Reaktorkern haben sie zwar noch eine so hohe Nachzerfallswärme, dass sie zumindest für ein paar Jahre gekühlt werden müssen. Aber kann man sie dann anschließend recyceln? Wir recyceln doch auch Papier, Glas, Bierdosen, Plastikflaschen und vieles mehr. Warum nicht auch Uran? Das geht tatsächlich, und die grundlegenden Technologien dazu sind schon mehr als 50 Jahre alt. Lassen Sie uns aber erst einmal einen Blick darauf werfen, aus was Brennelemente bestehen. Dann lässt sich leichter diskutieren, welche Optionen wir für ein Recycling haben. Dazu brauchen wir wieder die Nuklidkarte.

Nehmen wir einmal an, wir verwenden Uran mit 5 % Anreicherung in einem Druckwasserreaktor. Das ist das Maximum, das heute für neue Druckwasserreaktoren verwendet wird. Dann hat das frische Brennelement 50 g U-235 und 950 g U-238 pro kg Uran. Die Neutronen im Reaktorkern spalten das U-235 und wir bekommen Spaltprodukte: meist ein größeres mit einer Massenzahl von ca. 125 bis 155 und ein kleineres mit einer Massenzahl von ca. 80 bis 110. Die Nuklidkarte, z. B. der *Isotope*

Browser, gibt die Wahrscheinlichkeit an, dass ein Nuklid durch Spaltung mit thermischen Neutronen entsteht. Sie wird bezeichnet als *cumulative thermal neutron fission yield*, abgekürzt auch als *Cumulative thermal n FY*. Das Spaltprodukt zerfällt entlang einer Zerfallsreihe (*decay chain*), die wir uns ebenfalls in der Nuklidkarte anschauen können, zu einem stabilen Isotop. Dieser Zerfall gibt viel Energie frei, die wir als Nachwärme bezeichnen. Eine halbe Minute nach dem Abschalten des Reaktors sind das noch 3 % der Leistung des Reaktors, nach fünf Minuten noch 2 % und nach drei Stunden nur noch 1 %. Die meisten Spaltprodukte zerfallen also recht schnell. Nach 30 Jahren Kühlung im Brennelementbecken und im Zwischenlager sind es anderseits immer noch 0,1 % der ursprünglichen Reaktorleistung.

Das schwerere Isotop U-238 wird nicht gespalten, aber es absorbiert gern ein thermisches Neutron (englisch: *thermal neutron capture*). Dann wird daraus Uran-239. Schauen wir uns also mal den oberen Teil der Nuklidkarte an, um zu verstehen, was dann daraus wird. Ich habe einen kleinen Ausschnitt daraus, stark vereinfacht, in Abb. 5.1 dargestellt. Analog zum

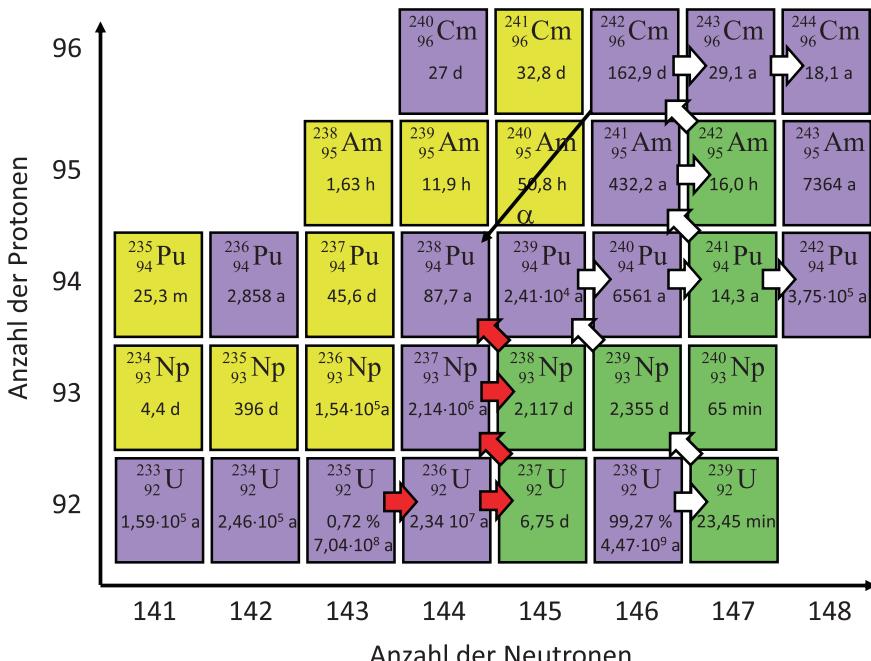


Abb. 5.1 Uran und Transurane in der Nuklidkarte. Weiße Pfeile: Aufbau von Transuranen aus U-238 durch Neutronenabsorption und β^- -Zerfall; rote Pfeile: Entstehung von Pu-238 aus U-235; schwarzer Pfeil: Entstehung von Pu-238 durch α -Zerfall von Cm-248

Isotope Browser habe ich β^- -Zerfälle grün gekennzeichnet, β^+ -Zerfälle gelb und α -Zerfälle rosa. Bei der Absorption eines Neutrons rücken wir in der Nuklidkarte um eine Position nach rechts.

Entstehung von Plutonium im Reaktor

Das U-239, korrekt bezeichnet als $^{239}_{92}\text{U}$, zerfällt schon sehr bald, nämlich mit einer Halbwertszeit von 23,45 min zu Neptunium, $^{239}_{93}\text{Np}$, das seinerseits mit einer Halbwertszeit von 2,356 Tagen zu dem Plutonium-Isotop $^{239}_{94}\text{Pu}$ zerfällt. Bei diesen β^- -Zerfällen rücken wir also in der Nuklidkarte nach oben links. Da dies alles sehr schnell geht, können sich keine großen Mengen an $^{239}_{92}\text{U}$ und $^{239}_{93}\text{Np}$ aufbauen. Es bleibt diesen Nukliden auch kaum Zeit, wiederum ein Neutron zu absorbieren. Das Plutonium-Isotop $^{239}_{94}\text{Pu}$ hat dagegen eine recht lange Halbwertszeit von 24 110 Jahren, bevor es mit einem α -Zerfall zu dem Uran-Isotop $^{235}_{92}\text{U}$ wird. Es entsteht also während des Reaktorbetriebs immer mehr Pu-239. Das ist gut, denn Pu-239 ist ebenfalls ein guter Spaltstoff. Der Wirkungsquerschnitt für die Spaltung durch ein thermisches Neutron beträgt sogar 752 barn. Zum Vergleich: U-235 hat nur einen Wirkungsquerschnitt von 566 barn. Durch Neutronenabsorption entsteht also aus dem schwer spaltbaren U-238 ein leicht spaltbares Nuklid. Am Ende des Abbrands, wenn das meiste U-235 bereits gespalten ist, trägt das Pu-239 tatsächlich ebenso viel zur Reaktorleistung bei wie das U-235.

Den Abbrand geben wir üblicherweise als Wärmeenergie an, die aus 1 kg Uran erzeugt wurde. Da man durch Spaltung von 1 g U-235 eine Wärmeenergie von rund 1 Megawattdurchgang (MWd) erhält, können wir also durch Spaltung von 1 kg Uran, das zu 5 % angereichert wurde, eine Wärmeenergie von 50 MWd erreichen. Der maximal mögliche Abbrand wäre also 50 MWd/kg_{Uran}. Tatsächlich bekommen wir einen etwas höheren Abbrand, weil gegen Ende der Betriebszeit das Pu-239 noch einen Beitrag liefert. Andererseits kann das U-235 nicht vollständig gespalten werden und eine kleine Restmenge, weniger als 0,5 %, verbleibt am Ende im Brennstoff.

Das Pu-239 lebt sehr lange und kann daher ebenfalls ein Neutron absorbieren. Dann entsteht daraus $^{240}_{94}\text{Pu}$. Ähnlich wie U-238 können wir auch dieses Nuklid nicht mit thermischen Neutronen spalten. Auch Pu-240 hat eine ziemlich lange Halbwertszeit von 6561 Jahren. Es baut sich daher mit dem Abbrand auch ein Inventar an Pu-240 auf. Durch Neutronenabsorption in Pu-240 entsteht dagegen wieder ein gut spaltbares Isotop, das Pu-241. Es hat einen Wirkungsquerschnitt von 1010 barn bei Spaltung

mit thermischen Neutronen, ist also noch besser spaltbar als Pu-239. Der Aufbau all dieser Pu-Isotope mit dem Abbrand ist in Abb. 5.1 mit weißen Pfeilen und als Summe in Abb. 5.2 dargestellt. Der Anteil des Isotops Pu-239 erreicht bei einem Abbrand von ca. 40 MWd/kg_{Uran} ein Maximum von gut 5 g/kg_{Uran}. Dann wird ebenso viel Pu-239 aus U-238 erzeugt, wie durch Kernspaltung und Neutronenabsorption wieder vernichtet wird. Der Anteil an Pu-240 nimmt dagegen immer weiter zu. Es wird ja auch nicht gespalten.

Das Isotop Pu-241 hat eine vergleichsweise kurze Halbwertszeit von 14,3 Jahren. Es ist ein β^- -Strahler und zerfällt zu Americium, ²⁴¹Am, das nur schwer spaltbar ist. Allgemein kann man sagen, dass wir nur diejenigen schweren Kerne mit thermischen Neutronen spalten können, die eine ungerade Anzahl an Neutronen haben. ⁹⁵Am hat jedoch $241 - 95 = 146$ Neutronen, also eine gerade Anzahl.

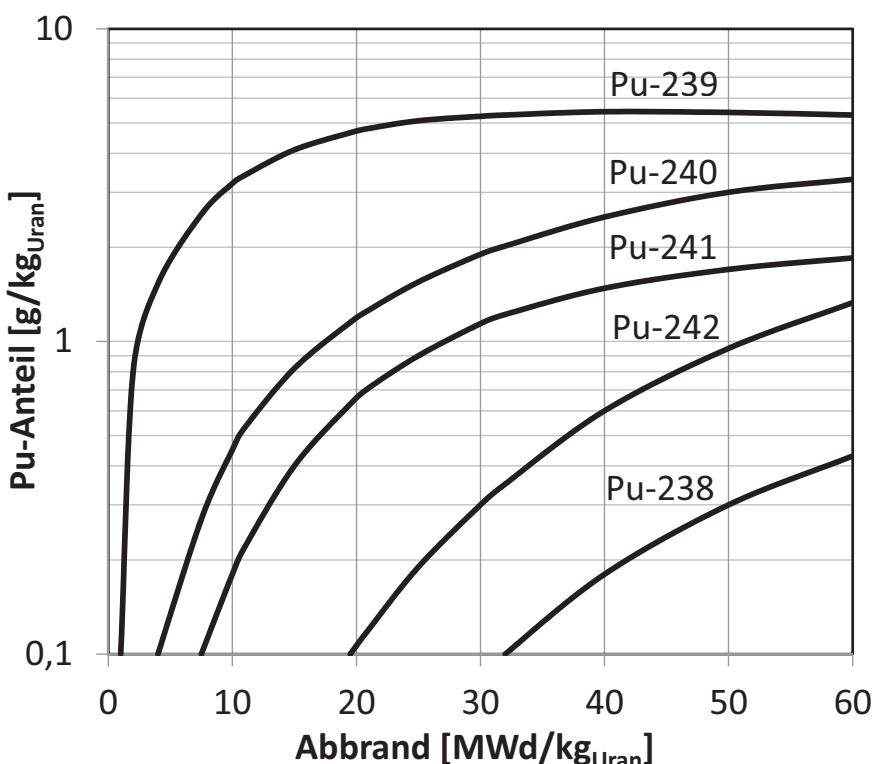


Abb. 5.2 Aufbau von Plutonium-Isotopen im Brennstoff beim Abbrand von Uran mit 5 % Anreicherung

Das Isotop Pu-241 kann aber auch ein Neutron absorbieren. Trotz seines β^- -Zerfalls lebt es lange genug dafür. Dann entsteht Pu-242. Es hat eine gerade Anzahl an Neutronen und ist folglich nicht mit thermischen Neutronen spaltbar. In Abb. 5.2 nimmt der Anteil an Pu-242 daher auch immer weiter zu.

Das leichtere Isotop Pu-238 entsteht ganz anders. Zum einen bekommen wir es per Neutronenabsorption aus U-235. Wenn $^{235}_{92}\text{U}$ ein Neutron absorbiert, entsteht daraus $^{236}_{92}\text{U}$, das mit einer Halbwertszeit von 23,4 Mio. Jahren so gut wie stabil ist, und daraus durch weitere Neutronenabsorption $^{237}_{92}\text{U}$. Dieses Isotop hat nur eine kurze Halbwertszeit von 6,75 Tagen, in der es über einen β^- -Zerfall zu $^{237}_{93}\text{Np}$ wird. Mit einer Halbwertszeit von 2,144 Mio. Jahren ist dieses Neptunium-Isotop ebenfalls ziemlich stabil. Es kann dadurch aber auch wiederum ein Neutron absorbieren und das daraus entstandene $^{238}_{93}\text{Np}$ zerfällt dann rasch zu $^{238}_{94}\text{Pu}$. Dieser Prozess ist in Abb. 5.1 mit roten Pfeilen gekennzeichnet. Ein zweiter Bildungsprozess von $^{238}_{94}\text{Pu}$ läuft über Neutronenabsorption in $^{241}_{95}\text{Am}$ und β^- -Zerfall des entstandenen $^{242}_{95}\text{Am}$ zum Curium-Isotop $^{242}_{96}\text{Cm}$, das dann durch einen α -Zerfall zu $^{238}_{94}\text{Pu}$ wird.

Im Lauf des Abbrands entstehen also fünf verschiedene Plutonium-Isotope, je nach Anfangsanreicherung und Abbrand. Ferner bekommen wir Americium- und Curium-Isotope, die hochradioaktiv sind, sowie einige Neptunium-Isotope. Was wird daraus, wenn wir die Brennelemente dann einfach nur in einen geeigneten Behälter verpacken und aufbewahren?

Brennstoffzusammensetzung bei direkter Endlagerung

Zehn Jahre nach dem Abschalten hat ein Brennstoff aus einem typischen deutschen Druckwasserreaktor, der bei einem Abbrand von 33 MWd/kg_{Uran} entladen wurde, in einem kg Brennstoff das in Tab. 5.1 zusammengestellte Inventar.

Um beurteilen zu können, wie gefährlich dieses Inventar für uns Menschen ist, muss man es in seine Radiotoxizität umrechnen. Dividiert man das Inventar durch das jeweilige Atomgewicht und multipliziert mit der Avogadro-Konstanten, bekommt man aus diesen Mengenangaben zunächst die Anzahl N von Atomen in einem kg Uran. Dann rechnet man über das Zerfallsgesetz die Aktivität A aus, also wie viel Zerfälle der jeweilige Stoff pro Sekunde erfährt:

$$A = \lambda N$$

Tab. 5.1 Brennstoffzusammensetzung pro kg Brennstoff eines Druckwasserreaktors nach dem Entladen

	Uran	955,4 g
Transurane	Neptunium	0,5 g
	Plutonium	8,5 g
	Americium	0,6 g
	Curium	0,02 g
langlebige Spaltprodukte	Iod I-129	0,2 g
	Technetium Tc-99	0,8 g
	Zirconium Zr-93	0,7 g
	Caesium Cs-135	0,3 g
Kurzlebigere Spaltprodukte	Caesium Cs-137	1,0 g
	Strontrium Sr-90	0,7 g
Stabile Nuklide	Lanthanoide	10,1 g
	Sonstige Elemente	21,8 g

Die Zerfallskonstante λ berechnet sich aus der Halbwertszeit $t_{1/2}$ als

$$\lambda = \frac{\ln 2}{t_{1/2}}$$

Der Zähler ist der natürliche Logarithmus der Zahl 2, also ungefähr 0,693. Die Aktivität wird in Becquerel (Bq) angegeben, das sind Zerfälle pro Sekunde. Schließlich multiplizieren wir A noch mit dem Dosiskoeffizienten F um daraus die Radiotoxizität zu berechnen. Der Dosiskoeffizient ist für jedes Nuklid unterschiedlich [25]. Er ist ferner abhängig davon, wie wir das Nuklid aufgenommen haben und welches Körperorgan geschädigt wurde. Er wird in Sievert pro Becquerel (Sv/Bq) angegeben.

Ein typisches Unfallszenario zur Beurteilung eines Endlagers könnte den Fall betrachten, dass Spuren der dort gelagerten Nuklide ins Trinkwasser gelangen. Unterstellt man folglich die Aufnahme dieser Radionuklide durch Ingestion, so erhält man die Radiotoxizität des entladenen Brennstoffs als Funktion der Zeit nach dem Entladen, wie in Abb. 5.3 dargestellt. Die doppellogarithmische Darstellung verzerrt die Kurven leider erheblich, aber anders kann ich diese großen Zeiträume und die großen Unterschiede in der Radiotoxizität kaum darstellen. Da uns die Einheit $\text{Sv}/\text{kg}_{\text{Uran}}$ wenig sagt und wir noch gar nicht wissen, von welchen Mengen wir reden, habe ich die Radiotoxizität von natürlichem Uran in diesem Diagramm ergänzt. Gelöstes Uran finden wir z. B. in Mineralwasser und im Meerwasser, allerdings nur in Konzentrationen von einigen $\mu\text{g}/\text{Liter}$. Diese Konzentrationen finden wir folglich auch in vielen Pflanzen, im Fleisch und im Fisch. Für uns ist das ungefährlich.

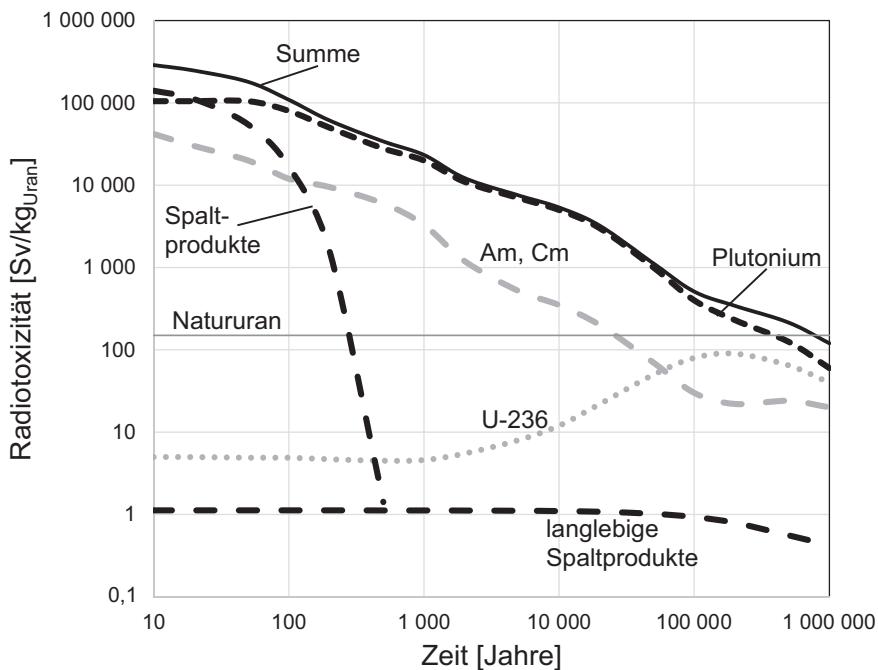


Abb. 5.3 Radiotoxizität des Brennstoffs eines Druckwasserreaktors im Endlager

Am Anfang, zehn Jahre nach Abschalten des Reaktors, bilden die Spaltprodukte noch den Hauptanteil der Radiotoxizität. Nach einigen Jahrhunderten haben die kurzlebigen Spaltprodukte jedoch ausgestrahlt und es bleiben nur noch die langlebigen übrig. Deren große Halbwertszeiten bedeuten jedoch eine sehr kleine Zerfallskonstante, und die langlebigen Spaltprodukte erzeugen daher kaum eine Aktivität. Die Summe aller dieser langlebigen Spaltprodukte ist etwa hundertmal kleiner als die Radiotoxizität von natürlichem Uran. Wir können diesen Beitrag daher mit gutem Gewissen vernachlässigen.

Die Radiotoxizität des alten Brennstoffs im Endlager stammt dann ausschließlich von Transuranen, vorwiegend aus den Isotopen des Plutoniums. Americium ist im Wesentlichen das Am-241. Es entsteht aus dem β^- -Zerfall des Pu-241. Es baut sich während der Endlagerung also erst richtig auf und zerfällt anschließend wieder mit einer Halbwertszeit von 432 Jahren zu Np-237. Dieses Neptunium hat aber eine Halbwertszeit von mehr als zwei Millionen Jahren, und folglich nur eine sehr kleine Zerfallskonstante. Es erzeugt kaum Aktivität und ist deshalb in Abb. 5.3 auch nicht zu finden. Curium ist nach zehn Jahren im Wesentlichen nur noch das

Cm-244. Es hat eine Halbwertszeit von 18 Jahren und ist somit nach zwei Jahrhunderten zu mehr als 99,9 % zu Pu-240 geworden.

Die Radiotoxizität aller Transurane stammt, langfristig betrachtet, auch aus den Nukliden entlang der Zerfallsketten, die Sie sich im *Isotope Browser* anzeigen lassen können. Am Ende, nach Millionen von Jahren, wird alles zu Blei. Die Aktivität der Nuklide aus den Zerfallsketten wurde in Abb. 5.3 stillschweigend den Transuranen hinzugefügt, damit das Bild nicht noch komplizierter wird.

U-236 entsteht beim Betrieb des Reaktors aus der Neutronenabsorption in U-235. Es ist aber auch das Zerfallsprodukt von Pu-240. Deshalb sehen wir in Abb. 5.3 nach einigen Jahrtausenden einen Anstieg des U-236. Mit seiner langen Halbwertszeit erzeugt U-236 jedoch kaum Radiotoxizität und damit kein gravierendes Endlagerproblem.

Aus dieser Betrachtung können wir jetzt immerhin schon zwei gute Gründe ableiten, Plutonium zu recyceln und nicht in ein Endlager zu stecken:

- a) Wir strecken die Brennstoffreserven des Urans, indem wir indirekt U-238 spalten, von dem viel mehr vorhanden ist als von U-235.
- b) Wir würden dieses Endlager von gefährlichen Stoffen entlasten, die nur extrem langsam zerfallen.

Das Recycling von Plutonium wird auch als Wiederaufarbeitung bezeichnet. Ich möchte Ihnen nun kurz erläutern, wie das funktioniert.

Separation von Uran und Transuranen

Ein ausgereiftes technisches Verfahren zur Abtrennung von Plutonium und Uran aus dem Brennstoff ist der PUREX-Prozess [26]. Eine große PUREX-Anlage steht z. B. in La Hague in der Normandie. Dort werden die Brennelemente zunächst in kleine Stücke gehackt und in heißer Salpetersäure aufgelöst. Die Zircaloy-Stückchen der Hüllrohre und der Abstandshalter der Brennelemente bleiben dabei erhalten und werden als schwachaktiver Abfall entsorgt. Die Separation von Uran und Plutonium aus der Salpetersäure erfolgt mit Tributylphosphat (TBP), das mit Uran und Plutonium einen chemischen Komplex bilden kann und diese Stoffe damit chemisch bindet. Das TBP wird mit Kerosin verdünnt und bildet damit eine wasserunlösliche organische Phase. Die Nitrate sind in der wässrigen Phase gelöst und liegen dort als U^{4+} - und Pu^{4+} -Ionen vor.

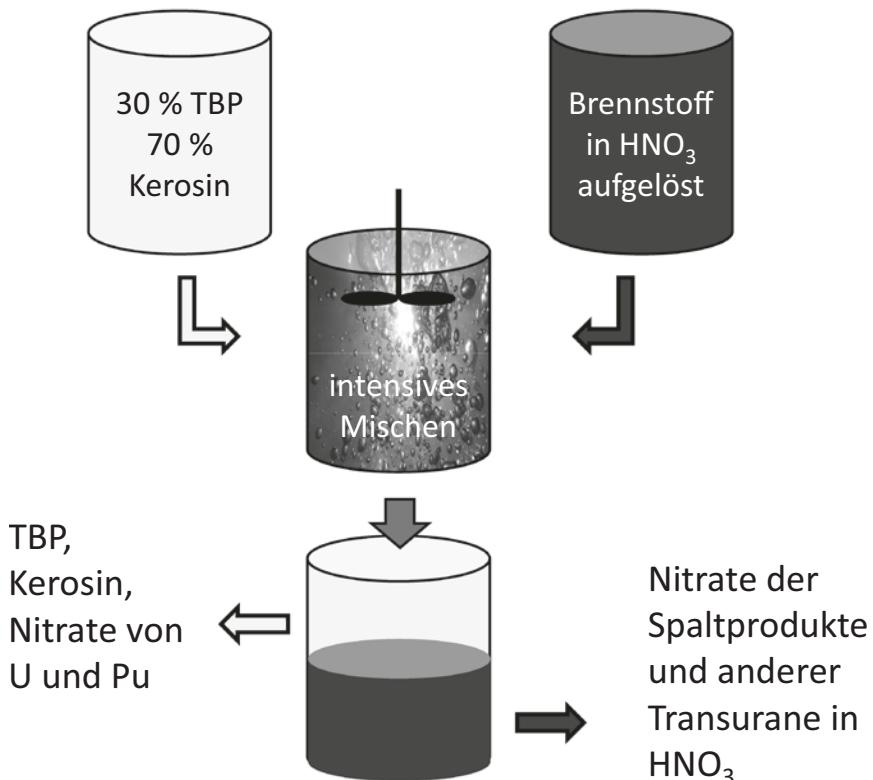


Abb. 5.4 Prinzip der Abtrennung von Uran und Plutonium in Mischabsetzern

Zur Abtrennung von U und Pu gibt man nun das TBP-Kerosin-Gemisch einerseits und die Salpetersäure mit dem aufgelösten Brennstoff andererseits in einen Mischabsetzer (engl. *mixer-settler*), wie in Abb. 5.4 skizziert. Beide Phasen werden darin zunächst verrührt, sodass viele Bläschen und damit eine große Wasser-Luft-Grenzfläche entstehen, über die das U und Pu extrahiert wird. Anschließend lässt man das Gemisch ruhen und die leichtere organische Phase setzt sich oben ab. Wiederholt man den Vorgang mehrfach, kann das U und Pu mit der organischen Phase abgezogen werden, und die Spaltprodukte, zusammen mit Np, Am und Cm verbleiben in der wässrigen Phase.

In einem weiteren Schritt kann analog Pu von U getrennt werden. U und Pu können nur vom TBP gebunden werden, wenn sie vierwertige Ionen sind. Zur Trennung von U und Pu muss daher das Plutonium-Ion chemisch zu dreiwertigem Plutonium reduziert werden. Es kann dann vom TBP nicht mehr aufgenommen werden und verbleibt in der wässrigen Phase. Im letzten

Schritt wird das Uran aus der organischen Phase wieder rückextrahiert und verlässt den Prozess ebenfalls in einer Salpetersäurelösung. U und Pu können dann in separaten Produktströmen zunächst denitriert und eingedampft werden, bevor sie zu UO_2 und PuO_2 oxidiert werden.

Der ganze Prozess läuft ferngesteuert als kontinuierlicher Prozess hinter einer dicken Betonabschirmung ab. Man muss dabei darauf achten, dass es nirgendwo zu einer kritischen Anordnung der Spaltstoffe kommt, die ja in der wässrigen Lösung gut moderiert sind. Sonst setzt eine Kettenreaktion der Kernspaltung ein. Das ist in der Vergangenheit durchaus schon passiert. Die Behälter dürfen also nicht zu groß sein. Ferner muss ständig gemessen werden, in welcher Konzentration die Spaltstoffe in der jeweiligen Lösung vorliegen. Diese „Spaltstofffluss-Kontrolle“ ist auch notwendig um nachzuweisen, dass kein Spaltstoff entwendet wurde. Die vielen Analysen erzeugen allerdings leider auch einige radioaktiven Abfall. Hier hat der PUREX-Prozess noch einiges Verbesserungspotenzial und es gibt derzeit mehrere Forschungsprojekte, wie man diese Abfallmengen noch erheblich reduzieren kann. Der technische Ansatz dazu ist die Mikrofluidik, mit deren Hilfe man bereits an einem einzigen Tropfen eine chemische Analyse durchführen kann.

Im Prinzip könnte man mit dem PUREX-Prozess auch Neptunium abtrennen, aber dafür bestand bisher kein Bedarf. Es gibt eigentlich kein Endlagerproblem mit Neptunium, weil die Neptunium-Isotope entweder schnell zerfallen oder aber eine sehr geringe Aktivität haben. Da die Transurane Americium und Curium jedoch sehr viel länger im Endlager strahlen würden als die Spaltprodukte, wurden in den vergangenen Jahren weitere Abtrennverfahren entwickelt, um diese beiden Elemente ebenfalls zu separieren [27]. Ich habe den Prozess stark vereinfacht in Abb. 5.5 skizziert. Der DIAMEX-Prozess trennt dabei zunächst die Spaltprodukte von Am und Cm (sie gehören chemisch zur Gruppe der minoren Actinoiden). Leider werden dabei auch die Elemente aus der Gruppe der Lanthanoide (Ln) abgetrennt, die sich chemisch sehr ähnlich verhalten. Deshalb ist ein weiterer Abtrennprozess notwendig, der SANEX-Prozess, der schließlich Am und Cm von den Lanthanoiden trennt. Die Extraktionsmittel sind wiederum komplexe organische Verbindungen, ähnlich wie das TBP. Die Anlagen dazu existieren bisher aber erst im Labormaßstab.

Inzwischen wurden bereits erste Brennstoffpellets mit Americium hergestellt und im Reaktor getestet. Curium hat dagegen eine sehr hohe Aktivität und spaltet sich auch gelegentlich spontan von selbst. Es ist fraglich, ob man so einen Brennstoff wirklich recyceln möchte oder ob man nicht besser abwartet, bis das Curium von selbst zerfallen ist.

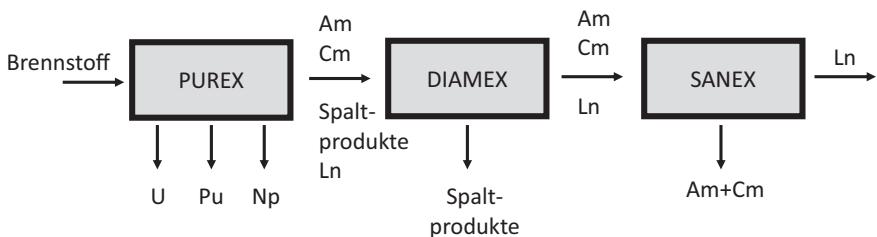


Abb. 5.5 Partitionierung der Transurane aus dem abgebrannten Brennstoff

Alle Abfälle, die nicht als Brennstoff recycelt werden, werden verglast. Dazu wird der flüssige Abfallstrom zunächst aufkonzentriert und dann in Oxide umgewandelt. Gibt man diese Oxide mit Glas zusammen in einen Schmelzofen, verbinden sich die Oxide mit dem Glas und können als massiver Glasblock abgegossen werden. Man füllt dieses Glas einfach in Edelstahlbehälter und lässt es erstarren. Diese „Glaskokille“ ist auslaugsicher, selbst wenn das Glas Risse bilden sollte, kann in einen dickwandigen Endlagerbehälter eingeschweißt werden und ins Endlager gebracht werden. Idealerweise kommen nur Spaltprodukte ins Endlager. Dann hat sich die Aktivität des Abfalls nach einigen Hundert Jahren von selbst erledigt. Es sollte doch wohl möglich sein, einen Endlagerbehälter für diese Glaskokillen so zu konstruieren, dass er 500 Jahre lang dicht bleibt, egal in welchem Endlager er steht.

Recycling in thermischen Reaktoren

Bis in die 1990er Jahre war es ein übliches Entsorgungskonzept für deutsche Druck- und Siedewasserreaktoren, die alten Brennelemente zur Wiederaufarbeitung nach La Hague zu bringen. Dort wurden Uran und Plutonium separiert und die übrigen Abfälle, also Spaltprodukte und die minore Actinoide Np, Am und Cm, wurden verglast. Die Glaskokillen wurden nach Deutschland zurückgebracht, wo sie heute in Zwischenlagern auf eine Endlagerung warten. Aus dem abgetrennten Plutonium und aus abgereichertem Uran wurden neue Brennelemente hergestellt, sogenannte MOX-Brennelemente, die in einigen deutschen Kernkraftwerken wieder eingesetzt wurden. Das Recycling von Plutonium in thermischen Reaktoren hat in Deutschland folglich schon eine vierzigjährige Geschichte.

MOX-Brennelemente können nicht ganz so einfach hergestellt werden wie Brennelemente aus angereichertem Uran. Sie strahlen von Anfang

an und produzieren Wärme. Die fünf Plutoniumisotope sind α - oder β -Strahler, zum Teil begleitet von schwachen γ -Strahlen, die schon von dünnen Wänden leicht abgeschirmt werden können. Wir finden die Zerfallsenergien eines jeden Nuklids im *Isotope Browser* geordnet als *Decay Radiations*. Bei allen Plutoniumisotopen sind zwar auch γ -Zerfälle angegeben, aber nur mit einer geringen Intensität von weit weniger als 1 %. Sie sind also sehr selten. Gefährlich sind aber kleine plutoniumhaltige Staubpartikel, insbesondere wenn sie in unsere Lunge geraten. Die Brennelemente müssen deshalb in Handschuhkästen montiert werden, heute weitgehend automatisiert. Eine solche Produktionsanlage steht z. B. im französischen Marcoule.

Die Wärme, die diese MOX-Brennelemente produzieren, stammt im Wesentlichen vom Pu-238. Die kinetische Energie der emittierten α -Teilchen gibt der *Isotope Browser* an als $Q\alpha = 5593,27 \text{ keV}$. Rechnet man diese Energie in Joule um und multipliziert diese Zahl mit der Aktivität von 1 g Pu-238, so bekommt man eine spezifische Leistung von 0,568 W/g.

Die fertigen MOX-Brennelemente werden dann zum Kernkraftwerk transportiert und dort zusammen mit den abgebrannten Brennelementen in den dafür vorgesehenen Lagerbecken gelagert, bis sie zum Einsatz kommen. Auch wenn diese MOX-Brennelemente den gleichen Anteil an spaltbarem Material enthalten wie die ursprünglichen Uran-Brennelemente, muss der Reaktorkern neu auf diesen Brennstoff ausgelegt werden, denn die Plutonium-Isotope haben andere Wirkungsquerschnitte für Spaltung und Absorption und produzieren bei der Spaltung etwas mehr Neutronen als U-235. Es ist durchaus ein beachtlicher Erfolg für die Entwicklung von Recyclingkonzepten für Plutonium, dass alles das bis heute problemlos geklappt hat.

Um einen möglichst hohen Anteil an thermisch spaltbarem Plutonium zu erhalten, werden die abgebrannten Brennelemente möglichst bald verarbeitet. Bereits nach ca. fünf Jahren Abkühlung im Brennelementbecken wurden sie nach La Hague abtransportiert, sonst wäre zu viel des spaltbaren Pu-241 zerfallen. Auf diese Weise gab es auch keinen Bedarf an trockenen Zwischenlagern für den alten Brennstoff.

Der recycelte MOX-Brennstoff kann aber keinesfalls ganz den frischen Uran-Brennstoff ersetzen. Betrachten wir einmal einen neuen Reaktor mit Brennelementen mit 5 % Anreicherung an U-235. Sie enthalten folglich 50 g U-235 pro kg Uran. Wie wir in Abb. 5.2 leicht ablesen können, produziert der Reaktor daraus lediglich 5,4 g Pu-239 und 1,7 g Pu-241, wovon bis zum Wiedereinsatz im Reaktor vielleicht nur noch 1 g übrig geblieben ist. Es können also nur ca. 12 bis 13 % U-235 eingespart werden.

Den größeren Anteil an Brennelementen im Reaktorkern bilden nach wie vor konventionelle Uran-Brennelemente.

Ohne Plutonium enthält der verglaste Abfall nur noch 10 % der Radiotoxizität direkt entsorger Brennelemente, sobald die Spaltprodukte zerfallen sind, wie wir in Abb. 5.3 ablesen können. Das sieht erstmal gut aus und würde eine deutliche Entlastung des Endlagers bedeuten. Der thermische Reaktor kann jedoch nur Pu-239 und Pu-241 spalten, und die Anteile an Pu-238, Pu-240 und Pu-242 steigen beim Wiedereinsatz immer weiter an. Man kann die MOX-Brennelemente vielleicht noch ein zweites Mal recyceln, aber irgendwann bleiben wir dann auf einer Menge an geradzahligen Plutonium-Isotopen sitzen, die dann letztlich doch ins Endlager müssen, wenn wir dafür keine andere Verwendung finden. Zieht man eine Gesamtbilanz, wird nur etwa die Hälfte der Radiotoxizität der direkten Entsorgung langfristig vermieden. Ein Recycling in thermischen Reaktoren ist also noch kein wirklich nachhaltiges Konzept.

Nachhaltige Konzepte

Die Ziele des Generation-IV-Programms gehen deutlich darüber hinaus. Idealerweise sollte in der vierten Generation kein neuer Brennstoff mehr benötigt werden und nichts als Spaltprodukte ins Endlager kommen. Das geht mit schnellen Reaktoren, also mit Reaktoren, die mit einem schnellen Neutronenspektrum spalten, aber nicht mit solchen mit thermischem Spektrum. Ich möchte das nachfolgend kurz erläutern.

Betrachten wir noch einmal die Neutronenbilanz der Kernspaltung. Um die Kettenreaktion der Kernspaltung stationär aufrecht zu erhalten, benötigen wir mindestens ein Neutron pro Spaltung, das von den prompten Neutronen nach Verlusten durch Leckage und Absorption übrig geblieben ist und für die nächste Spaltung zur Verfügung steht (siehe Abb. 2.4). Wenn wir jetzt darüber hinaus fordern, dass für jeden gespaltenen Kern ein neuer spaltbarer Kern entsteht, benötigen wir zwei Neutronen pro Spaltung, nämlich eines für die nächste Spaltung, wie bisher, und ein weiteres, um es in U-238 zu absorbieren. Nach Zerfall des daraus entstehenden U-239 und dann des Np-239 wird daraus schließlich ein spaltbares Pu-239-Nuklid. Auch ein solcher Reaktor hat sicherlich eine gewisse Neutronenleckage über die Außenseiten des Reaktorkerns und eine gewisse Neutronenabsorption an anderer Stelle, also nicht im U-238 und nicht im Spaltstoff. Je nach Konstruktion des Reaktors benötigen wir also nach der Kernspaltung 2,5 bis 3 prompte Neutronen pro Neutron, das von dem spaltbaren Nuklid zur

Kernspaltung aufgenommen wurde. Man nennt dieses Verhältnis auch den Regenerationsfaktor bei der Kernspaltung dieses Nuklids.

Der Regenerationsfaktor ist abhängig von dem verwendeten spaltbaren Nuklid und von der kinetischen Energie des Neutrons, das dieses Nuklid spaltet. Abb. 5.6 zeigt diesen Regenerationsfaktor für drei typische Spaltstoffe, nämlich U-235, Pu-239 und U-233. Die prompten Neutronen haben eine Energie von 1 bis 10 MeV. Auch wenn wir keinen Moderator verwenden, werden sie dennoch etwas abgebremst durch Stöße mit schweren Atomkernen. Ein Reaktor ohne Moderator hat daher ein breites Maximum im Neutronenspektrum, das zwischen 50 keV und 5 MeV liegt. Man nennt das ein schnelles Neutronenspektrum. Wenn wir die Neutronen dagegen auf thermische Energie abbremsen, hat das thermische Neutronenspektrum ein Maximum zwischen 0,01 eV und 0,2 eV. Wir sehen in Abb. 5.6, dass wir einen Regenerationsfaktor größer als 2,5 nur mit Pu-239 als Spaltstoff erreichen und nur mit einem schnellen Neutronenspektrum. Oberhalb von 2 MeV hätten zwar auch U-233 und U-235 einen hohen Regenerationsfaktor, aber das schnelle Neutronenspektrum nimmt dann schon wieder

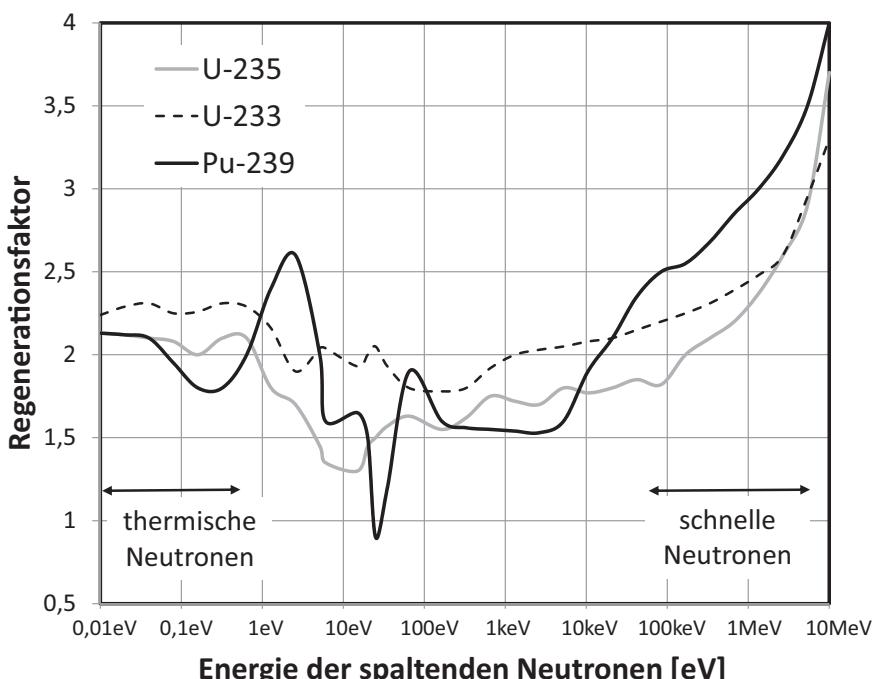


Abb. 5.6 Regenerationsfaktor der Kernspaltung einiger typischer spaltbarer Nuklide

merklich ab. Da andererseits aus der Absorption in U-238 genau dieses Pu-239 gebildet wird, entsteht daraus ein nachhaltiges Konzept. Man braucht dazu ein Anfangsinventar an Pu-239, das ständig nachgebildet wird. Im Endeffekt verbraucht man dann nur das reichlich vorhandene U-238. Es liegt vorwiegend als abgereichertes Uran aus der Urananreicherung vor, aber auch als Uran aus alten Brennelementen, zusammen etwa hundertmal mehr, als bisher an Uran gespalten wurde. Das reicht für Jahrtausende, mal naiv angenommen, dass wir in dieser Zeit jährlich ähnlich viel Strom produzieren wie in den letzten 50 Jahren. Wenn man die Neutronenverluste sorgfältig minimiert, kann sogar mehr Pu-239 gebildet werden als gespalten wird. Man nennt das dann einen Schnellen Brüter.

Die andere Seite der Nachhaltigkeit betrifft den Abfall. Das Problem des thermischen Reaktors war, dass er nur wenige Transurane spalten kann. Das sieht bei einem schnellen Neutronenspektrum deutlich besser aus. Abb. 5.7 zeigt im Vergleich die Spaltungen für jedes absorbierte thermische oder schnelle Neutron. Auch im schnellen Spektrum sind die Spaltstoffe Pu-239 und Pu-241 besser spaltbar. Bei den anderen Transuranen spaltet nur jedes zweite oder gar jedes fünfte schnelle Neutron, aber man bekommt diese Nuklide damit immer noch zuverlässig vernichtet. Bei einem thermischen Spektrum wäre deren Spaltung dagegen vernachlässigbar. Ein schneller

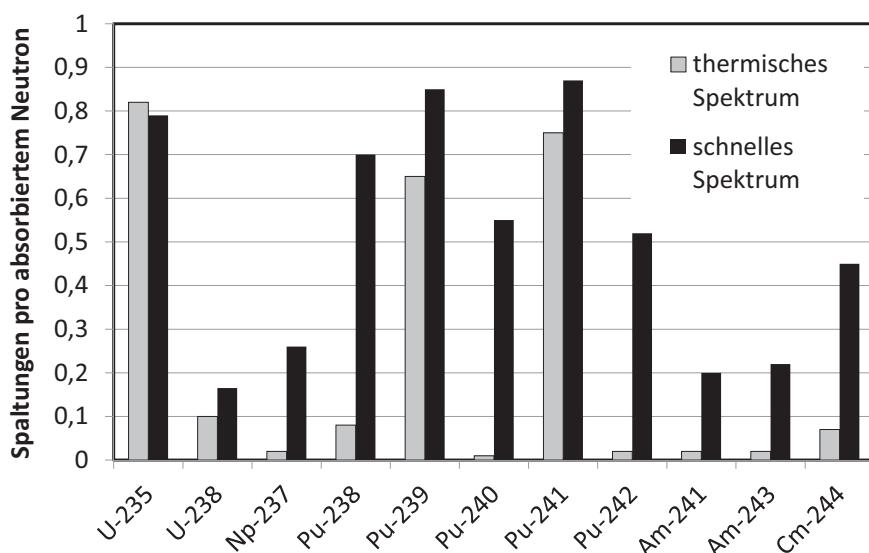


Abb. 5.7 Wahrscheinlichkeit für die Spaltung einiger Transurane in einem schnellen und in einem thermischen Reaktor

Reaktor ist also eine regelrechte Müllverbrennungsanlage für Transurane. Man kann damit den Abfall beliebig oft recyceln.

Im Prinzip kann man auch Americium-Brennstäbe herstellen. Einige Reaktorkonzepte der vierten Generation sehen das durchaus vor. Das Am-241 ist aber ein kräftiger γ -Strahler. Man kann so einen Brennstab daher nur in einer Heißen Zelle herstellen. Eine Heiße Zelle ist ein abgeschirmter Raum, in den man nur durch eine dicke Bleiglasscheibe schauen kann. Rechts und links davon sind sogenannte Manipulatoren vorgesehen. Das sind Gestänge mit Umlenkrollen und Seilen und einem Zangengriff, mit dem eine Zange im Innern der Heißen Zelle bedient werden kann. Das ist gar nicht so einfach. Als ich das mal probieren durfte, kam ich mir vor wie ein kleines Kind, das einen Turm aus Bauklötzchen bauen möchte. Mit etwas Übung kann man schon etwas kompliziertere Handgriffe ausführen, aber verglichen mit einem Handschuhkasten ist der Aufwand schon erheblich.

Mit Curium-Brennstoff würde der Aufwand noch größer, weil Curium spontan spalten kann und damit auch noch eine Neutronenstrahlung erzeugt. Während die Reaktorphysiker schon damit begonnen hatten, Reaktorkonzepte mit Curium auszulegen, haben mir die Kollegen von den Heißen Zellen ausrichten lassen, dass sie so einen Brennstoff nicht in ihren Heißen Zellen zulassen können, weil das Risiko einer Kettenreaktion besteht. Es erscheint mir seitdem einfacher abzuwarten, bis das Cm-244 zerfallen ist.

Schutz vor Proliferation

Eigentlich bräuchten wir eine solche Vielfalt an Transuranen gar nicht für dieses nachhaltige Konzept. Es würde ja ausreichen, wenn wir die Brennelemente mit U-238 schon nach einem geringen Abbrand von etwa 3 MWd pro kg Uran entnehmen und in die Wiederaufarbeitung geben. Dann hätten wir fast reines Pu-239, das dann zur Spaltung verwendet werden kann, wie Abb. 5.2 zeigt. Das würde viel Abfall ersparen. Wären alle Menschen friedlich und anständig, würde das auch funktionieren. Leider sind die Menschen aber nicht alle friedlich und anständig. Sie haben in der Vergangenheit das Pu-239 häufig zum Bau von Kernwaffen verwendet. Es ist deshalb das erklärte Ziel des Generation IV International Forums, keine Reaktoren zu entwickeln, die direkt waffenfähiges Plutonium herstellen.

Technisch gesehen ist es das Pu-238, das eine Verwendung zur Waffenproduktion erschwert oder gar unmöglich macht. Dieses Isotop entwickelt Wärme, was die Handhabung des Plutoniums, seinen Transport und seine Lagerung erheblich erschwert. Wir sprechen dann von einem physikalischen Selbstschutz. Das ist vergleichbar mit Alkohol, der mit anderen Chemikalien zu Spiritus vergällt wird, damit er nicht getrunken wird. Es ist dann zwar nicht völlig unmöglich, daraus wieder reinen Alkohol zu bekommen, aber ist derart umständlich, dass niemand diesen Aufwand betreibt. Bei den Plutonium-Isotopen ist eine Anreicherung wie bei U-235 kaum möglich, denn die leicht spaltbaren Isotope unterscheiden sich nur um eine einzige Massenzahl von den schwer spaltbaren, und niemand würde sich seine Anreicherungsanlage mit den strahlenden Plutonium-Isotopen kontaminieren. Er könnte sie anschließend weder warten noch reparieren.

Im Unterschied zu den schnellen Brütern früherer Jahre sollten die schnellen Reaktorkonzepte der vierten Generation daher möglichst keine Brutelemente mehr haben, also keine Brennelemente aus reinem U-238. Dann kommt dann kein Betreiber oder, besser gesagt, keine Regierung auf die dumme Idee, aus dem erzeugten Plutonium Kernwaffen herzustellen. Das U-238 liegt im Brennelement dann nur im Gemisch mit allen fünf Plutoniumisotopen vor und das neu erzeugte Pu-239 hat von vornherein einen physikalischen Selbstschutz.

Thorium-Brennstoff

Abb. 5.6 deutet auch auf ein weiteres nachhaltiges Konzept hin, das sogar mit thermischen Reaktoren möglich ist. Den Spaltstoff U-233 gibt es zwar nicht in der Natur, aber wir können ihn erzeugen, indem wir Thorium Th-232 mit Neutronen bestrahlen. Thorium ist ein recht häufiges chemisches Element. Es gibt davon ca. drei- bis viermal mehr als Uran. Das einzige Thorium-Isotop, das wir in der Natur finden, ist $^{232}_{90}\text{Th}$. Es lässt sich leider nicht mit thermischen Neutronen spalten. In einem Kernreaktor absorbiert es aber Neutronen. Dann wird daraus $^{233}_{90}\text{Th}$, das mit einer kurzen Halbwertszeit von 22,3 min zu Protactinium $^{233}_{91}\text{Pa}$ zerfällt. Durch weiteren β^- -Zerfall, mit einer Halbwertszeit von 27 Tagen, wird daraus $^{233}_{92}\text{U}$. Wir sehen diesen Prozess auch in dem in Abb. 5.8 gezeigten Ausschnitt aus der Nuklidkarte. Das U-233 ist nahezu stabil. Es hat eine Halbwertszeit von 159 200 Jahren und man kann es mit thermischen Neutronen leicht spalten.

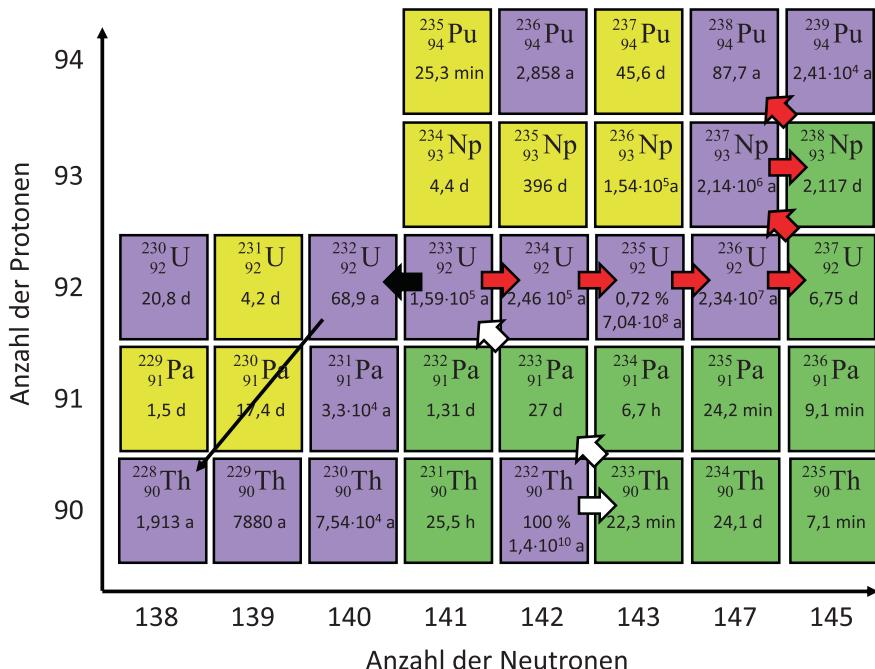


Abb. 5.8 Uran und Thorium in der Nuklidkarte. Weiße Pfeile: Erzeugung des spaltbaren U-233 aus natürlichem Thorium; rote Pfeile: Aufbau schwererer Nuklide durch Neutroneneinfang und Zerfall; schwarze Pfeile: Entstehung von U-232 und dessen Zerfall

Schaut man auf den Regenerationsfaktor von U-233, so liest man in Abb. 5.6 für thermische Neutronen einen Wert von 2,2 bis 2,3 ab. Das ist jetzt nicht so viel mehr als 2, aber wenn wir sehr sparsam mit den Neutronen des Reaktors umgehen, könnte gerade so viel U-233 nachgebildet werden, wie gespalten wird. Ein idealer Reaktor für dieses Konzept wäre der Hochtemperaturreaktor aus Kap. 4. Der Moderator Graphit hat nur eine geringe Neutronenabsorption. Weiteres Strukturmaterial, das Neutronen absorbieren könnte, also z. B. Stahl, gibt es in diesem Reaktor nicht. Dank der geringen Leistungsdichte ist der Reaktorkern sehr groß. Er hat somit eine kleine Oberfläche im Vergleich zu seinem Volumen und folglich auch eine kleine Neutronenleckage. Der umgebende Graphitreflektor gibt viel von den verlorenen Neutronen wieder zurück, ohne sie zu absorbieren. Deshalb hatten der Reaktor Fort St. Vrain in USA und der Reaktor THTR-300 einen Thorium-Brennstoff. Das Thorium konnte aber nicht mit U-233 gemischt werden, denn das gab es nicht zu kaufen. So verwendete man stattdessen hochangereichertes U-235. Proliferationsresistent

war das natürlich nicht, denn das hochangereichert U-235 ist waffentauglich. Wirtschaftlich war das ebenso wenig, denn man hätte preiswerter niedrigangereichertes Uran in einem Druckwasserreaktor gespalten. So war das halt nur ein physikalisches Experiment.

Studien und Experimente zu Thorium-Brennstoff wurden viele Jahre lang in Indien durchgeführt. Indien hat große Thorium-Vorkommen; größere Uran-Vorkommen waren dort dagegen zum damaligen Zeitpunkt nicht bekannt. Thorium-Brennstoff taucht auch immer wieder in anderen Reaktorkonzepten der vierten Generation auf. Die Vorteile und Probleme, die damit verbunden sind, möchte ich hier kurz zusammenfassen, damit Sie die neuen Thorium-Konzepte besser beurteilen können.

Neben dem Vorteil, dass Thorium reichlich vorhanden ist, hat der daraus erzeugte Brennstoff noch einen weiteren Vorteil: Es bauen sich bei Bestrahlung so gut wie keine Transurane auf. Wenn U-233 ein Neutron absorbiert, wird daraus U-234, daraus U-235 und daraus U-236. Das sind alles α -Strahler mit einer sehr langen Halbwertszeit, also geringer Aktivität. Sie erzeugen kein Nuklid mit höherer Ordnungszahl, sondern zerfallen zu Nukliden mit kleinerer Ordnungszahl, die aber durchaus radioaktiv sind. Erst U-237 ist ein β^- -Strahler, der zu Np-237 zerfällt, woraus nach weiterer Neutronenabsorption dann Pu-238 wird. Die Spaltprodukte des U-233 sind zwar ganz ähnlich wie die des U-235, aber ein Problem mit Americium und Curium imendlager gibt es bei Thorium-Brennstoff nicht.

Es gibt jedoch ein Problem mit U-232. Dieses Uran-Isotop entsteht aus U-233, wenn das ein hochenergetisches Neutron einfängt. Bei einer Neutronenenergie von mehr als etwa 5,5 MeV schlägt das Neutron gleich zwei Neutronen aus dem Atomkern. So viel Energie haben nur wenige prompte Neutronen und die Konzentration an U-232 ist folglich sehr gering. Das U-232 hat eine Halbwertszeit von 68,9 Jahren; das ist leider kurz genug für eine hohe Aktivität und gleichzeitig zu lang, um es schnell loswerden zu können. Es zerfällt entlang einer langen, aber recht schnellen Zerfallsfolge zu dem stabilen Blei-Isotop ^{208}Pb . Im *Isotope Browser* sehen wir, dass aus ^{232}U zunächst ^{228}Th wird, das mit einer Halbwertszeit von 1,9 Jahren weiter zu ^{224}Ra zerfällt. Dann geht alles ganz schnell; die weiteren Nuklide entlang der Zerfallsfolge haben nur noch Halbwertszeiten von Sekunden bis Minuten. Das letzte Nuklid vor dem stabilen Blei ist das Thallium-Isotop ^{208}Tl . Wenn es zerfällt, gibt es γ -Strahlen mit einer Energie von 2,6 MeV ab. Es ist damit einer der härtesten γ -Strahler in der Nuklidkarte. Das erzeugte U-233 strahlt folglich unvermeidbar und zwar recht hochenergetisch.

Das hat folgende Konsequenzen: Einerseits reicht ein Handschuhkasten nicht mehr aus, um ein Brennelement mit U-233 herzustellen, so wie beim MOX-Brennstoff mit Plutonium. Die harte γ -Strahlung erfordert, dass das Brennelement in heißen Zellen montiert wird, hinter Betonwänden, dicken Bleiglasscheiben und mit einer Fernhandhabung. Das macht es leider viel teurer als ein MOX-Brennelement. Andererseits bedeutet diese γ -Strahlung jedoch einen physikalischen Selbstschutz vor Proliferation. Mit einem so üblen Spaltstoff kann niemand Kernwaffen herstellen.

Als man in Indien dieses Problem erkannt hatte, ließ das Interesse an Thorium-Brennstoffen rasch nach. Inzwischen sind dort auch größere Uranvorkommen bekannt, sodass man nicht mehr auf Thorium angewiesen ist. Für künftige Reaktoren kann der Thorium-Brennstoff dennoch eine interessante Alternative sein, wenn sich der Brennstoff besonders einfach herstellen lassen sollte. Wir kommen beim Salzschnelzenreaktor nochmal darauf zurück.

Fazit

Ein nachhaltiger Brennstoffkreislauf gelingt nur mit schnellen Reaktoren, also mit Reaktoren mit einem schnellen Neutronenspektrum. Nur diese Reaktoren können mehr Brennstoff nacherzeugen, als sie verbrauchen, und nur diese Reaktoren können das anfallende Plutonium nahezu vollständig spalten. Die Abtrennung von Plutonium aus alten Brennelementen und die Wiederverwertung in neuen Brennelementen sind schon seit 50 Jahren großtechnisch erprobt.

Ein vollständiges Recycling von Plutonium reduziert die Radiotoxizität des Abfalls im Endlager auf etwa ein Zehntel. Man könnte sie noch erheblich weiter reduzieren, wenn auch Americium und Curium recycelt werden. Deren Abtrennung und Wiederverwertung ist möglich, wurde bisher aber nur im Labormaßstab getestet. Bis zur großtechnischen Umsetzung dieser Prozesse wäre noch einiges zu tun.

Ein nachhaltiger Brennstoffkreislauf mit thermischen Reaktoren wäre prinzipiell möglich, wenn Thorium statt Uran als Ausgangsbrennstoff verwendet wird. Dann wird U-233 statt Plutonium erzeugt und es baut sich kein Americium und Curium auf. Dieser Prozess scheiterte jedoch in der Vergangenheit an der hohen γ -Strahlung der Zerfallsprodukte des erzeugten Urans.

Glossar

Abbrand	Wärmeenergie, die pro kg Uran (oder allgemein Schwermetall) durch Spaltung gewonnen wurde
Aktivität	Zerfälle eines Nuklids pro Sekunde (auch: Radioaktivität)
Dosiskoeffizient	Umrechnungsfaktor von Aktivität in Radiotoxizität eines Nuklids
Handschuhkasten	Ein Arbeitsraum, der hermetisch gasdicht abgeschlossen ist
Heiße Zellen	Ein stark abgeschirmter Raum mit Fernhantierung und Bleiglasscheiben zur Handhabung hochradioaktiver Stoffe
Lanthanoide	Chemische Elemente mit einer Ordnungszahl von 57 bis 71
Minore Actinoide	Neptunium und chemische Elemente mit einer Ordnungszahl größer als 94 (Plutonium)
MOX-Brennstoff	Eine Mischung aus UO_2 -Brennstoff und PuO_2 -Brennstoff
Transurane	Chemische Elemente mit einer Ordnungszahl größer als 92 (Uran)
Radiotoxizität	Ein Maß dafür, wie gesundheitsschädlich ein Nuklid ist, z. B., wenn es durch Nahrung oder Trinkwasser aufgenommen wird
Regenerationsfaktor	Anzahl von Neutronen, die bei einer Kernspaltung pro absorbiertem Neutron emittiert werden
Zerfallskonstante	Die Konstante im Exponentialgesetz des radioaktiven Zerfalls



6

Natriumgekühlte schnelle Reaktoren

Nach diesem Ausflug in die Radiochemie können wir uns in den folgenden Kapiteln anschauen, wie die schnellen Reaktoren gebaut werden können, die für ein wirklich nachhaltiges Konzept benötigt werden.

Historie

Schnelle Reaktoren, die mit Natrium gekühlt werden, gibt es schon ähnlich lange wie wassergekühlte Reaktoren. Bereits im Jahr 1956 begann man in der damaligen UdSSR mit dem Bau eines kleinen Versuchsreaktors, des BR-10, mit einer Wärmeleistung von 8 MW. Zeitgleich entstand in den USA der größere Fermi-Reaktor, der zwar im Jahr 1963 bereits erstmals in Betrieb ging, aber erst im Jahr 1970 die volle Leistung von 61 MW Strom produzierte, weil er zwischendurch wegen einer Kühlmittelverstopfung örtlich überhitzte. Kurz darauf folgten der EBR-II in den USA, der schon im Jahr 1965 die volle Leistung von 20 MW Strom produzierte, und in der UdSSR der BOR-60 mit 12 MW elektrischer Leistung. Letzterer ist noch heute in Betrieb, soll aber in Kürze abgeschaltet werden. Es gab also zunächst einen regelrechten Wettkampf zwischen der UdSSR und den USA bei der Entwicklung dieses Reaktortyps. Die ersten kleinen Reaktoren wurden vor allem benötigt, um schnelle Neutronen zu produzieren, mit denen dann Wirkungsquerschnitte bei hohen Neutronenenergie gemessen und Werkstoffe getestet werden konnten. Auch in Frankreich stand ein solcher Versuchsreaktor in Cadarache, genannt RAPSODIE, der 1967 in Betrieb ging. Er hatte eine Wärmeleistung von 40 MW, erzeugte aber noch keinen Strom.

In den 1950er und 1960er Jahren waren die Entwicklungsprogramme vermutlich mehr oder weniger in die militärische Forschung integriert. So ist es nicht verwunderlich, dass die ersten schnellen Reaktoren nur in Ländern gebaut wurden, die Kernwaffen besaßen. Erst der Atomwaffensperrvertrag, der erstmals 1968 unterzeichnet wurde, erzwang eine strikte Trennung der zivilen Nutzung der Kernenergie von der militärischen und ermöglichte dadurch eine internationaler Zusammenarbeit in Wissenschaft und Forschung bei der Entwicklung des natriumgekühlten schnellen Reaktors. Deutschland hat den Atomwaffensperrvertrag im Jahr 1969 unterzeichnet und konnte fortan ebenso an der Entwicklung teilhaben.

Versuchsreaktoren in Deutschland und Japan folgten daher erst etwas später. In Karlsruhe wurde der KNK gebaut, der Mitte der 1960er Jahre zunächst als thermischer Reaktor KNK I ausgelegt und betrieben wurde. Ab 1974 folgte der Umbau auf eine Natriumkühlung als KNK II. Der Reaktor KNK II wurde im Jahr 1977 erstmals mit einem schnellen Neutronenspektrum „kritisch“, hatte also bei Nullleistung eine selbsterhaltende Kettenreaktion mit schnellen Neutronen. Im Jahr 1979 erzeugte er erstmals die volle Leistung von 20 MW Strom. Der Joyo-Reaktor in Japan war erstmals 1979 kritisch. Auch dieser war ein reiner Versuchsreaktor, der keinen Strom erzeugte. Der Reaktor ist noch heute in Betrieb.

Von da an dauerte es nicht mehr lange, bis die ersten großen Leistungsreaktoren in Betrieb gingen. Zu erwähnen ist insbesondere der Phénix-Reaktor in Frankreich, der im Jahr 1974 bereits 255 MW elektrische Leistung produzierte, der BN-600 in Russland mit 600 MW elektrischer Leistung und bis heute in Betrieb oder der PFR in Schottland, der im Jahr 1977 eine elektrische Leistung von 250 MW erreichte. Die weitere Entwicklung war dann vielleicht doch etwas zu schnell. Der Super-Phénix in Frankreich, mit 1242 MW elektrischer Leistung der größte natriumgekühlte Reaktor, der je gebaut wurde, und der MONJU-Reaktor in Japan mit 280 MW elektrischer Leistung hatten dann doch größere technische Probleme, die den Betrieb verzögerten. Der MONJU-Reaktor hat seit seiner Inbetriebnahme sogar nur etwa eine Stunde lang Strom erzeugt, ist also praktisch nie richtig gelaufen. In Deutschland waren es eher politische Unstimmigkeiten bei der Beurteilung von Sicherheitskonzept und Plutoniumproduktion: der SNR 300 in Kalkar wurde zwar gebaut, ging dann aber nie in Betrieb.

Indien hat den Atomwaffensperrvertrag bis heute nicht unterzeichnet. Das Land war damit zwar von der internationalen Zusammenarbeit

ausgeschlossen, schaffte es aber dennoch, einen kleinen natriumgekühlten Reaktor zu entwickeln und zu bauen: der FBTR mit 40 MW Wärmeleistung und 13 MW elektrischer Leistung war erstmals 1985 kritisch und erreichte 1996 seine volle Leistung. Ein größerer Reaktor, der PFBR mit 500 MW elektrischer Leistung ist seit 2003 im Bau, konnte bisher jedoch noch nicht betrieben werden.

Die Liste bisheriger natriumgekühlter schneller Reaktoren in Tab. 6.1 ist damit schon beeindruckend lang. Weitere technische Angaben zu diesen Reaktoren und einige Skizzen zu deren Aufbau finden Sie in einem Technischen Bericht der IAEA [28]. Der Bericht wurde in internationaler Zusammenarbeit erstellt und ist recht umfangreich, aber erfreulicherweise frei zugänglich.

Kein anderer Reaktortyp, den wir heute der vierten Generation zuordnen, ist derart oft gebaut worden. Einige dieser Reaktoren waren mehr als 30 Jahre lang in Betrieb. Es handelte sich dabei allerdings immer um Versuchsreaktoren oder Prototypen. Zu einer anschließenden Markteinführung kam es nie. Lassen Sie uns diese Technik etwas vertiefter betrachten, um das zu verstehen.

Tab. 6.1 Historie der natriumgekühlten schnellen Reaktoren weltweit

Reaktor	Land	Elektrische Leistung (MW)	Wärmeleistung (MW)	Baubeginn	Erste Kritikalität	Erste Vollast	Stilllegung
Fermi	USA	61	200	1956	1963	1970	1975
BR-10	Russland	0	8	1956	1958	1959	2003
DFR	UK	11	60		1959	1962	1977
EBR II	USA	20	62,5	1958	1965	1965	1998
Rapsodie	Frankreich	0	40	1962	1967	1967	1983
BOR-60	Russland	12	60	1965	1969	1970	2020?
BN-350	Kasachstan	130	750	1964	1972	1973	1999
Phénix	Frankreich	255	563	1968	1973	1974	2009
PFR	UK	250	650	1966	1974	1977	1994
KNK II	Deutschland	20	58	1974	1977	1979	1991
Joyo	Japan	0	140	1970	1979	2003	In Betrieb
FFTF	USA	0	400	1970	1980	1980	1996
BN-600	Russland	600	1470	1967	1980	1981	In Betrieb
FBTR	Indien	13	40	1972	1985	1996	In Betrieb
Super-Phénix	Frankreich	1242	2990	1976	1985	1986	1998
MONJU	Japan	280	714	1985	1994	1995	2017
CEFR	China	20	65	2000	2010	2014	In Betrieb
BN-800	Russland	880	2100	2006	2014	2016	In Betrieb
PFBR	Indien	500	1250	2003	2020?		

Natrium

Für ein schnelles Neutronenspektrum benötigt man ein Kühlmittel mit schweren Atomen, welche die erzeugten prompten Neutronen nicht zu stark abbremsen. Natrium ist mit seiner Massenzahl von 23 eigentlich noch nicht so richtig schwer, aber es ist ein fantastisches Kühlmittel: Es hat eine sehr hohe Wärmeleitfähigkeit, fünfmal so hoch wie Edelstahl und mehr als zehnmal so hoch wie Wasser, es kann also auch Brennelemente mit hoher Leistung noch gut kühlen. Weiterhin schmilzt es schon bei ca. 98 °C, sodass es bereits bei moderaten Temperaturen flüssig vorliegt, siedet aber unter Umgebungsdruck erst bei 883 °C. Die genannten Reaktoren wurden ohne Überdruck betrieben und hatten Kernaustrittstemperaturen von etwa 500 bis 550 °C, also noch weit unterhalb der Siedetemperatur, aber schon so heiß, dass die Edelstahl-Hüllrohre der Brennelemente an ihre Festigkeitsgrenze kamen. Natrium hat eine Dichte wie Wasser, eine höhere Viskosität, aber nur ca. ein Viertel der spezifischen Wärmekapazität von Wasser. Eine hohe Dichte und eine hohe spezifische Wärmekapazität verbessern den Wärmeübergang und reduzieren die Aufheizung beim Erwärmen. Eine hohe Viskosität verschlechtert dagegen den Wärmeübergang. Bei Natrium überwiegt aber der positive Effekt der höheren Wärmeleitung. Ein besonderer Vorteil von Natrium ist, dass es chemisch ausgezeichnet verträglich ist mit Edelstahl. Auch nach 30 Jahren Reaktorbetrieb sah der EBR-II von innen aus wie neu. Das Natrium verursachte an den Rohren keinerlei Korrosion.

Dafür reagiert Natrium aber umso heftiger mit Wasser. Gibt man ein Stückchen kaltes Natrium auf ein Wasserbad, zischt es an der Oberfläche herum: Es bilden sich Natronlauge und Wasserstoff, der das Zischen erzeugt. Einen Kontakt von Natrium mit Wasser muss man im Kraftwerk also sorgfältigst vermeiden. Problematischer ist noch, dass heißes Natrium an der Luft brennt. Wenn also ein Rohr mit flüssigem Natrium auch nur ein kleines Leck hat, tropft Natrium heraus und beginnt sofort an der Luft zu brennen. Man sieht dann einen brennenden Tropfen herunterfallen. Jetzt kann man natürlich nicht mit Wasser löschen. Eine einfache Methode, den Brand zu löschen, ist eine Metallplatte unterhalb der Rohre. Wenn der brennende Tropfen auf die Metallplatte auftrifft, wird seine Wärme abgeleitet und die Flamme erlischt sofort. Man löscht also sozusagen mit Metall. Deshalb werden Versuchsanlagen mit flüssigem Natrium immer in eine Edelstahlwanne gesetzt. Ferner benötigt man einen Sumpftank im Keller, der über dicke Rohre mit der Anlage verbunden ist. Im Fall eines Lecks wird das Natrium schnell in den Tank abgelassen und die Anlage stattdessen mit Schutzgas gefüllt. Der Brand erlischt dann nach einigen Minuten.

Tab. 6.2 Vergleich der physikalischen Eigenschaften von Natrium und Wasser

	Natrium	Wasser
Schmelztemperatur bei 1 bar	97,8 °C	0 °C
Siedetemperatur bei 1 bar	883 °C	100 °C
Wirkungsquerschnitt Absorption thermischer Neutronen	430 mbarn	332 mbarn (H)
<i>Wichtige Stoffdaten bei Kerneintritts- und -austrittsbedingungen:</i>		
Temperatur [°C]	400	550
Druck [bar]	1	1
Dichte [kg/m³]	856	820
Viskosität [$\mu\text{Pa} \cdot \text{s}$]	277	220
Wärmeleitfähigkeit [W/mK]	70	62
Spezifische Wärmekapazität [kJ/kg · K]	1,28	1,26
	5,24	6,14

Es gibt noch einen weiteren, wichtigen Unterschied zu Wasser: Wasser ist transparent, Natrium ist undurchsichtig. In einem Druckwasserreaktor kann man beim Brennelementwechsel durch das Wasserbecken bis auf den Reaktor herunterschauen. Man kann so leicht erkennen, ob etwas beschädigt ist, und kann etwaige Schäden relativ einfach reparieren. Bei einem natriumgekühlten Reaktor sieht man dagegen nichts. Das kann im Fall einer Beschädigung recht hinderlich sein. Einen Überblick über die Eigenschaften von Natrium und Wasser gibt Tab. 6.2.

Kernspaltung mit schnellen Neutronen

Neben dem anderen Kühlmittel braucht ein schneller Reaktor auch eine ganz andere Kernauslegung. Betrachten wir zunächst einmal den Wirkungsquerschnitt der Kernspaltung von Pu-239, Abb. 6.1, das als Spaltstoff das U-235 ersetzt. Auf den ersten Blick sehen die Wirkungsquerschnitte ganz ähnlich aus wie die von U-235 in Abb. 2.3. Den hohen Wirkungsquerschnitt thermischer Neutronen von 755 barn können wir jetzt jedoch nicht mehr nutzen. Stattdessen liegt der Wirkungsquerschnitt rechts im Spektrum, oberhalb von etwa 10 keV, nur noch bei 1,5 bis 2 barn; er ist also etwa fünfhundertmal kleiner. Das bedeutet zunächst, dass mehr Spaltstoff benötigt wird, um eine kritische Anordnung zu erhalten. Der typische Plutonium-Anteil großer Reaktoren liegt bei 15 bis 20 % Plutonium im UO_2 -Brennstoff. Bei kleinen Reaktoren sogar bis zu 30 %. Das ist deutlich mehr als die maximal 5 % Anreicherung mit U-235 im Druckwasserreaktor. Dafür müssen wir jedoch nicht zu Beginn eines Abbrands einen höheren Spaltstoffanteil vorsehen, der mit geeigneten Neutronenabsorbern

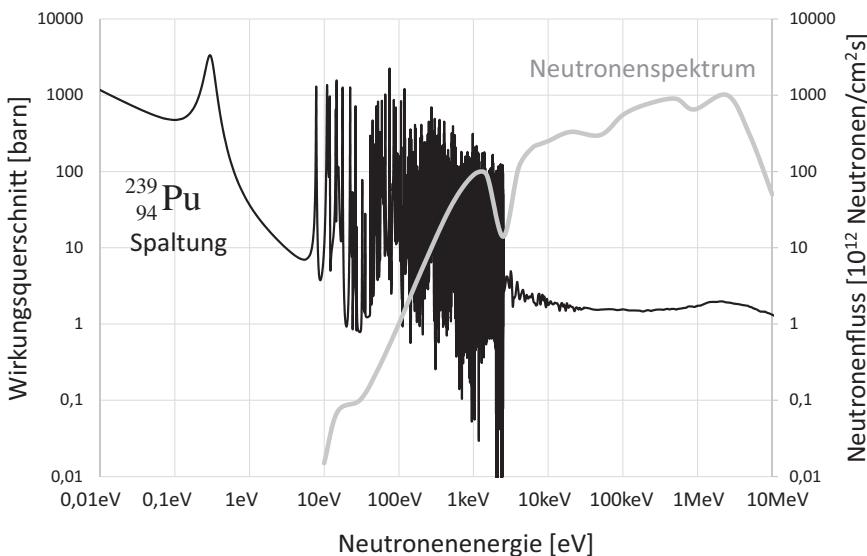


Abb. 6.1 Wirkungsquerschnitt der Spaltung von Pu-239 und Beispiel für ein schnelles Neutronenspektrum eines natriumgekühlten Reaktors

zunächst kompensiert werden müsste. Das Plutonium wird während des Abbrands ja ständig nachgebildet und der Plutonium-Anteil bleibt während des Abbrands nahezu konstant.

Ich habe in Abb. 6.1 zusätzlich mit einer grauen Kurve auch ein typisches Neutronenspektrum eines natriumgekühlten Reaktors eingezzeichnet. Den Neutronenfluss kann man auf der rechten Achse ablesen. Oberhalb von 1 MeV sind allein die prompten Neutronen aus der Kernspaltung für das Spektrum verantwortlich. Die kleineren Neutronenenergien wurden dagegen durch Stöße mit Uran, Plutonium, Natrium oder mit dem Hüllrohrmaterial erzeugt. Das Minimum bei etwa 3 keV stammt übrigens aus den Stößen der Neutronen mit Natrium. Natrium verhält sich nicht nur wie eine harte Billardkugel, sondern kann bei den Stößen auch eine Kernresonanz anregen. Man nennt das eine Resonanzstreuung, bei der das Neutron deutlich mehr Energie abgibt.

Unterhalb von 3 keV hat der Wirkungsquerschnitt der Kernspaltung von Pu-239 sehr viele Resonanzpeaks. Die Resonanzabsorptionen des U-238, Abb. 2.2, erstrecken sich sogar bis zu 21 keV. Hier werden sehr viele Neutronen absorbiert, vorwiegend im U-238, und das Neutronenspektrum nimmt deshalb zu kleineren Energien hin schnell ab. Es entkommt praktisch kein Neutron aus diesem Resonanzbereich und wir bekommen

folglich auch keine thermischen Neutronen mit weniger als 10 eV. Das war ja auch so gewollt. Im Bereich der Resonanzabsorptionen hat das Neutronenspektrum im Maximum noch etwa 10 % des Neutronenflusses der schnellen Neutronen. Das ist sehr wichtig, denn diese Resonanzpeaks absorbieren mehr Neutronen mit zunehmender Temperatur des Absorbers. Das ist der Doppler-Effekt, der schon beim thermischen Reaktor hilfreich war, den Neutronenfluss zu regeln. Wenn also der Brennstoff heißer wird, absorbiert er durch diesen Effekt mehr Neutronen und regelt somit die Leistung des Reaktors von allein wieder herunter. Im Vergleich zu einem thermischen Reaktor wird allerdings nur ein kleinerer Teil dieses Resonanzbereichs genutzt. Der schnelle Reaktor hat folglich einen schwächeren Doppler-Effekt als der thermische Reaktor.

Integriert man über das schnelle Neutronenspektrum, bekommt man einen typischen Neutronenfluss von etwa $3 \cdot 10^{15}$ Neutronen/cm²s. Das ist rund hundertmal mehr als der Neutronenfluss eines Druckwasserreaktors. Ein so hoher Neutronenfluss ist notwendig, um eine ähnliche Leistungsdichte der Kernspaltung zu bekommen wie in einem thermischen Reaktor, denn die Wahrscheinlichkeit für eine Kernspaltung der schnellen Neutronen ist ja 500-mal kleiner. Für die Strukturmaterialien, also für die Hüllrohre und den Reaktorbehälter, ist das eine ziemliche Herausforderung. Die Neutronen schlagen Fehlstellen in das Metall und lassen den Stahl versprüden. Die Hüllrohre haben dadurch nur eine begrenzte Lebensdauer. Durch die ständige Nachproduktion des Spaltstoffs Plutonium könnte man zwar im Prinzip einen unbegrenzten Abbrand erreichen. Die Lebensdauer des Hüllrohrs erzwingt dann aber dennoch einen Brennelementwechsel nach einem Abbrand von etwa 100 MWd pro kg Schwermetall (Uran oder Plutonium).

Der hohe Neutronenfluss begrenzt auch die Lebensdauer des Reaktorbehälters. Er muss daher vor dem Reaktorkern abgeschirmt werden. Andererseits muss der Reaktorbehälter nicht, wie beim Druckwasserreaktor, einen hohen Innendruck aushalten. Da Natrium erst bei 883 °C siedet, kann man den Reaktor gut bei Umgebungsdruck betreiben. Der Reaktorbehälter muss dann nur den hydrostatischen Druck des Natriums aushalten, also wenige Bar am Behälterboden.

Betrachten wir mal einen Ausschnitt aus einem typischen Brennelement eines natriumgekühlten schnellen Reaktors mit dem eines Druckwasserreaktors, Abb. 6.2. Beim Druckwasserreaktor stehen die Brennstäbe in der Regel in einer quadratischen Anordnung. Lediglich der russischen VVER macht hier eine Ausnahme. Der Abstand zwischen den Brennstäben ist so gewählt, dass genügend Wasser zur Moderation dazwischen passt. Stehen

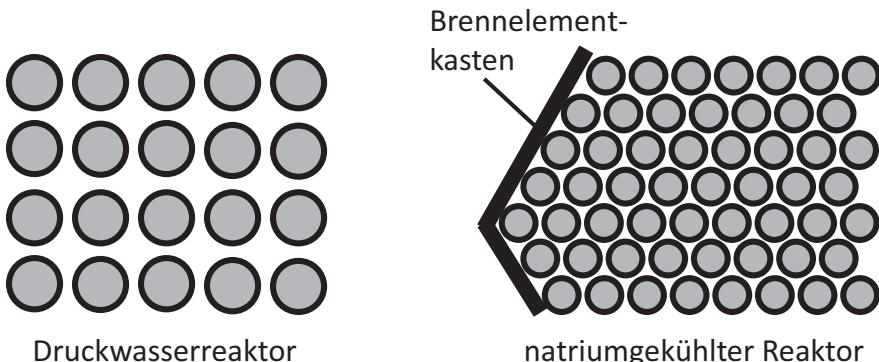


Abb. 6.2 Vergleich der Brennstabanordnung in einem thermischen und einem schnellen Reaktor

die Brennstäbe zu eng, fehlt Moderator und der Reaktor hat zu wenige thermische Neutronen. Sind die Brennstäbe zu weit voneinander entfernt, absorbiert das Wasser zu viele Neutronen. In beiden Fällen produziert der Reaktor weniger Leistung oder schaltet sich sogar ab. Der Abstand der Brennstäbe entspricht also ungefähr dem optimalen Verhältnis von Moderator zu Brennstoff. Genauer gesagt wird er immer ein wenig untermoderiert ausgelegt, also ein wenig zu eng. Dann fehlt etwas Moderator und der Neutronenfluss nimmt noch weiter ab, wenn das Wasser siedet. Der Dampf verdrängt dann das Wasser und es fehlt noch mehr Moderator; wir entfernen uns weiter vom Optimum. Das beschert uns dann den erwünschten negativen Voideffekt.

Im schnellen Reaktor brauchen wir keinen Moderator. Die Brennstäbe können dann sehr viel enger stehen. Sie absorbieren auf diese Weise weniger Neutronen und es bleiben mehr Neutronen übrig, um neues Plutonium zu erzeugen. Die Brennstäbe stehen dazu üblicherweise in einer hexagonalen Anordnung. Das erzeugt eine dichtere Packung. Der Brennstoff ist auch bei den meisten schnellen Reaktorkonzepten ein MOX-Brennstoff, also eine Mischung aus UO_2 und PuO_2 . Die maximale Leistung, die wir mit einem einzelnen Brennstab erzeugen können, ist dann bei beiden Reaktortypen die gleiche, nämlich etwa 40 kW pro Meter Stablänge. Bei einer höheren Leistung würde das UO_2 in der Mitte des Pellets schmelzen. Je kleiner der Durchmesser des Hüllrohrs, desto kleiner ist seine Oberfläche, über die diese Wärme an das Kühlmittel abgegeben wird, und desto höher ist also der Wärmestrom in Watt pro m^2 Oberfläche. Bei Wasser gibt es da eine obere Grenze für den Wärmestrom, bei der das Wasser so heftig siedet, dass

das Hüllrohr durchbrennt. Natrium hat dank seiner guten Wärmeleitfähigkeit keine derartige obere Grenze, und so können wir den Durchmesser der Brennstäbe eines natriumgekühlten Reaktors noch deutlich kleiner machen. Der natriumgekühlte Reaktor hat dadurch eine Leistungsdichte, die mehr als doppelt so hoch ist wie die des Druckwasserreaktors.

Im Normalbetrieb siedet das Natrium nicht. Es tritt mit ca. 400 °C von unten in den Kern ein tritt oben im Mittel mit ca. 550 °C aus. Gegenüber der Siedetemperatur haben wir also noch einen hohen Sicherheitsabstand. Wenn jedoch Kühlkanäle verstopfen, könnte es dennoch sieden. Dann verdrängt der Natriumdampf das flüssige Natrium, es werden weniger Neutronen absorbiert, und der Neutronenfluss steigt an. Das ist ein positiver Voideffekt und das ist schlecht. Wenn der Reaktor irgendwo so heiß würde, dass das Natrium siedet, würde er durch diesen Effekt dann noch heißer. Der Doppler-Effekt wird dann zwar wieder die Leistung zurückregeln, aber möglicherweise ist der Brennstab dann schon durchgebrannt.

Es gibt noch einen weiteren Effekt für die physikalische Selbstregelung der Kettenreaktion. Wie schon in Kap. 2 diskutiert, wird die Kettenreaktion durch die prompten Neutronen verursacht, die direkt aus der Kernspaltung kommen, und durch die verzögerten Neutronen, die einige Sekunden später aus den zerfallenden Spaltprodukten kommen. Wenn die Reaktorleistung zunehmen soll, fährt man den Reaktor immer nur so weit überkritisch, dass nur die Summe aus prompten und verzögerten Neutronen die Kettenreaktion zunehmen lässt. Man nennt das dann verzögert überkritisch. Andernfalls wäre die Zunahme des Neutronenflusses und damit der Leistung zu schnell. Das gilt grundsätzlich sowohl für schnelle als auch für thermische Reaktoren.

Schnelle Reaktoren geben jedoch bei jeder Spaltung mehr Neutronen ab, wie Abb. 5.6 zeigt. Das war ja gerade der Sinn des schnellen Spektrums. Die Spaltprodukte der Plutoniumspaltung sind dagegen ganz ähnlich wie die der Uranspaltung. Sie erzeugen nach jeder Spaltung ebenso viele, oder besser gesagt ebenso wenige verzögerte Neutronen. Das Verhältnis verzögter Neutronen zu prompten Neutronen ist bei einem schnellen Reaktor daher ungünstiger. Wenn wir dort die Steuerstäbe etwas herausziehen, um die Reaktorleistung hochzufahren, haben wir weniger Spielraum für den verzögert überkritischen Betrieb. Im Normalbetrieb macht das sicher kein Problem. Man kann die Regelung der Steuerstäbe entsprechend einstellen. Wenn jedoch die Leistung von allein hochgeht, z. B. weil das Natrium siedet, haben wir auf diese Weise weniger Sicherheitsabstand, bis der Reaktor prompt überkritisch wird.

Man erkennt aus dieser Diskussion, dass ein schneller Reaktor in vielerlei Hinsicht anspruchsvoller ist als ein Druck- oder Siedewasserreaktor. Der schnelle Reaktor hat einen weit höheren Neutronenfluss, einen schwächeren Doppler-Effekt, eine positiven Voideffekt und einen kleineren Anteil verzögter Neutronen. Zu guter Letzt kann das Natrium auch noch brennen, wenn es austritt. Dass ein Kraftwerksbetreiber daran wenig Interesse hat, kann man verstehen, zumal angereichertes Uran derzeit preiswerter ist als recycelter MOX-Brennstoff und ein natriumgekühlter Reaktor teurer als ein Druckwasserreaktor. Andererseits zeigt die Historie des natriumgekühlten Reaktors, dass diese Probleme in der Vergangenheit beherrschbar waren. Einen schweren Unfall wie bei wassergekühlten Reaktoren gab es bisher nicht. Das ist also keine Utopie. Die beschriebene Probleme gaben dennoch Anlass, das Konzept in der vierten Generation noch weiter zu verbessern.

Reaktorkonzepte

Bei den ersten natriumgekühlten Reaktoren orientierte man sich im Prinzip am Aufbau eines Druckwasserreaktors: Reaktor, Wärmetauscher und Kühlmittelpumpen wurden mit Rohren zu einem Primärkreislauf zusammengebaut. Man nennt so etwas heute eine Loop-Bauweise. Das Prinzip ist in Abb. 6.3 erläutert. Einen Druckhalter, wie beim Druckwasserreaktor, benötigt man nicht. Das Natrium war im Reaktor bei Umgebungsdruck. Der Reaktor wurde nicht vollständig gefüllt, sondern hatte oben ein Argon-Schutzgasplenum, das die Wärmeausdehnung des Natriums aufnehmen konnte, ohne dass der Druck anstieg. Im Unterschied zum Druckwasserreaktor war der Wärmetauscher jedoch kein Dampferzeuger. Bei sämtlichen Reaktorkonzepten mit Natrium sind auch heute noch immer Sekundärkreisläufe mit Natrium vorgesehen. Das Natrium des Primärkreises gibt also immer erst seine Wärme an mindestens einen Natrium-Zwischenkreislauf ab, der dann wiederum einen Dampferzeuger im Nebenraum mit Wärme versorgt. Sollte es in diesem Dampferzeuger je zu einem Kontakt zwischen Natrium und Dampf kommen, kann man immer noch das Natrium aus dem betroffenen Sekundärkreislauf in einen Sumpftank ablassen und den Reaktor mit dem verbleibenden Sekundärkreislauf oder einer anderen Notkühlung weiter kühlen. Der Dampferzeuger kann also im Notfall komplett vom Reaktor getrennt werden.

Die Reaktoren Fermi, DFR, Rapsodie, BOR-60, KNK-II, BN-350, Joyo und sogar noch MONJU waren solche Loop-Reaktoren. Wir finden

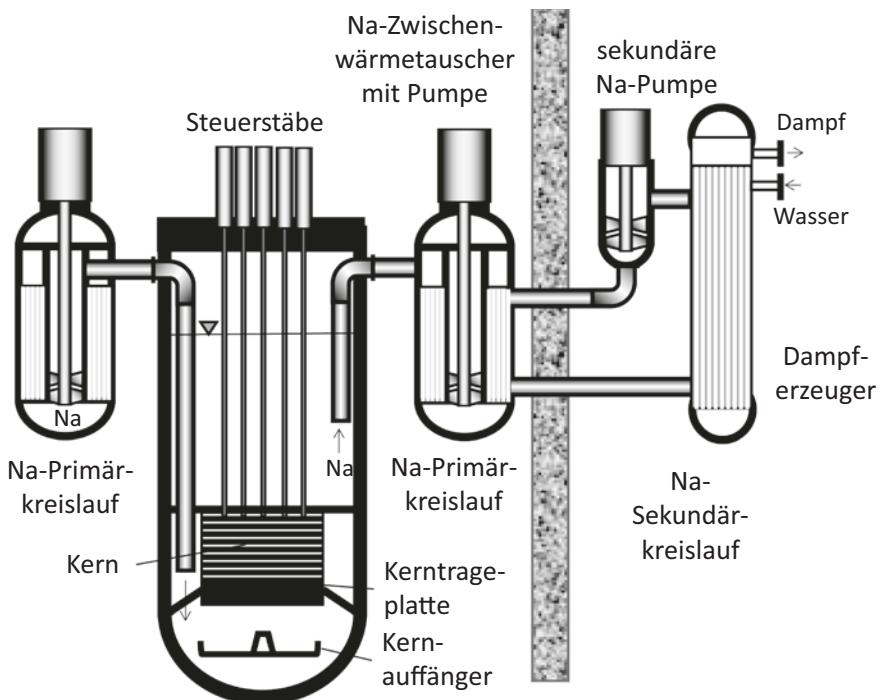


Abb. 6.3 Prinzip eines natriumgekühlten Reaktors in Loop-Bauweise

diese Konzepte auch noch in der vierten Generation von Kernreaktoren. Das Konzept des japanischen JSFR-1500, das der Abb. 6.3 zugrunde liegt, ist ein Reaktor mit 3570 MW Wärmeleistung und einer elektrischen Bruttolleistung von 1500 MW [29]. Ein doppelwandiger Reaktorbehälter mit 10,7 m Innendurchmesser wärmt Natrium von 395 °C auf 550 °C auf. Zwei Zwischenwärmetauscher, in die jeweils die Kühlmittelpumpe des Primärkreises integriert ist, erwärmen das Natrium des Sekundärkreises auf 520 °C, der schließlich überhitzten Dampf mit 497 °C bei 192 bar erzeugt.

Das Ziel dieser Konstruktion war ein Kraftwerk mit natriumgekühlten Reaktoren, das mit Druckwasserreaktoren wirtschaftlich konkurrieren kann. Der Natrium-Sekundärkreislauf erzeugt grundsätzlich Zusatzkosten im Vergleich zum Druckwasserreaktor. Deshalb wurden die Zwischenwärmetauscher sehr kompakt konstruiert, um diese Zusatzkosten gering zu halten. Und das ist auch der Grund für die recht hohe Leistung des Reaktors, die in der Größenordnung neuester Druckwasserreaktoren liegt. Die Zwischenwärmetauscher und ihre Pumpen sind bei dieser Konstruktion noch relativ

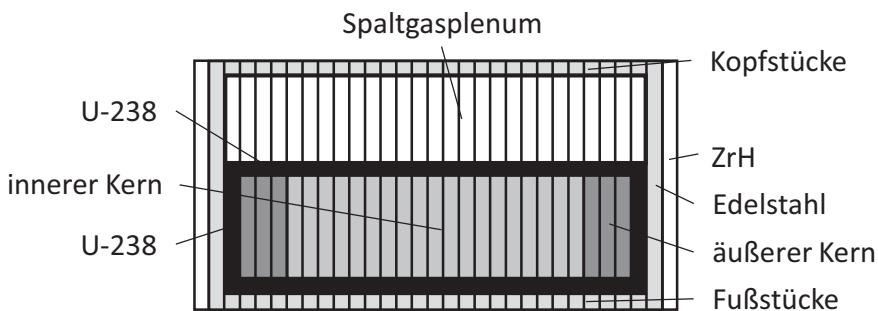


Abb. 6.4 Prinzipieller Aufbau des Kerns des JSFR-1500

leicht zugänglich. Sie können auf diese Weise noch gut inspiziert und repariert werden, wenn das erforderlich werden sollte. Auch das reduziert Kosten.

Der Aufbau des Reaktorkerns ist in Abb. 6.4 schematisch dargestellt. Jeweils 255 Brennstäbe werden von einem hexagonalen Brennelementkasten mit ca. 20 cm Breite umgeben. Sie haben jeweils ein Fußstück, mit dem sie in der dicken Kernteilplatte stehen, und ein Kopfstück, an dem man sie herausziehen kann. Der Brennelementkasten ermöglicht, den Kühlmittelmassenstrom für jedes Brennelement mit einer Blende im Fußstück einzustellen. MOX-Brennstoff, also UO_2 und PuO_2 , befindet sich nur im unteren Teil der Brennstäbe des inneren und des äußeren Kerns. Im äußeren Kern ist der Plutoniumanteil von 13 % etwas höher als im inneren Kern, wo er nur 11,5 % beträgt, damit die Temperaturverteilung des Natriums am Kernaustritt etwas gleichmäßiger wird. Etwa jedes zehnte Brennelement enthält Steuerstäbe aus Borcarbid zur Regelung der Reaktorleistung oder zum Abschalten.

Die untersten 20 cm der Brennstoffsäule im Brennstab und die obersten 20 cm bestehen aus abgereichertem Uran, also zu etwa 99,9 % aus U-238 als UO_2 . Sie bilden einerseits einen Neutronenreflektor und absorbieren andererseits Neutronen in ihren vielen Resonanzspitzen. Dabei produzieren sie weiteres Plutonium. Die Neutronenleckage ist damit gut genutzt. Die gleiche Aufgabe haben die Brutelemente aus U-238 (engl. *blanket*), die um den äußeren Kern herum angeordnet sind, in Abb. 6.4 schwarz angedeutet. Bei älteren Reaktoren war diese Zone dicker, um möglichst viel Plutonium zu erbrüten.

Insgesamt werden 13,6 t Plutonium benötigt, um diesen Reaktor zu bestücken. Davon wurden 7,56 t als Pu-239 angenommen. Zum Vergleich: ein Druckwasserreaktor mit 1300 MW elektrischer Leistung hinterlässt

nur etwa 1 t Plutonium, wenn er entladen wird. Der aktive Reaktorkern hat nur eine Höhe von 1,4 m. Er erreicht eine mittlere Leistungsdichte von 390 MW/m³, also fast das Vierfache eines Druckwasserreaktors. Die Brennelemente werden nach jeweils 800 Tagen umgesetzt und verbleiben insgesamt 3200 Volllasttage im Kern. Sie erreichen damit einen mittleren Abbrand von 150 MWd pro kg Schwermetall. Sie haben dann ca. 10 % mehr Brennstoff erzeugt, als sie verbraucht haben. Ersetzt man die Brutelemente an der Peripherie des äußeren Kerns durch Edelstahl-Elemente, werden immerhin noch 3 % mehr Brennstoff erzeugt, als verbraucht wurde. Diese Variante ohne Brutelemente entspräche den Zielen der vierten Generation einer höheren Proliferationsresistenz.

Der hohe Abbrand erzeugt viel Pu-238, wodurch der Brennstoff nach dem Entladen für Kernwaffen unbrauchbar wird. Er erzeugt aber auch sehr viel gasförmige Spaltprodukte. Deshalb haben alle Brennstäbe in der oberen Hälfte jeweils ein großes Spaltgasplenum, also einen leeren Raum, in dem sich diese Gase sammeln können, ohne dass der Druck im Hüllrohr unzulässig hoch wird. Die U-238 Brutelemente an der Außenseite des Kerns sind noch umgeben von einem Ring aus Reflektorelementen. Sie sehen von außen aus wie Brennelemente, aber die Brennstäbe sind lediglich massive Edelstahlstäbe. Darum herum ist noch ein Ring von „Brennelementen“, in denen die Hüllrohre mit Zirconiumhydrid, ZrH, gefüllt sind. Der Wasserstoff im ZrH ist ein Moderator für die Neutronen. Er bremst die Neutronen herunter auf thermische Energie, sodass sie nur noch eine Reichweite von wenigen cm haben. Das schützt den Reaktorbehälter vor der hohen Neutronenstrahlung. Die thermischen Neutronen dürfen aber auf keinen Fall zurück in den Kern. Dort würden sie bei dem hohen Brennstoffinventar eine sehr hohe Spaltleistung erzeugen, denn der Wirkungsquerschnitt der Spaltung ist ja bei thermischen Neutronen sehr viel größer. Die Edelstahlelemente auf der Innenseite sind daher erforderlich, um diese thermischen Neutronen zu absorbieren, also um den Kern vor thermischen Neutronen zu schützen.

Zum Brennelementwechsel werden die verbrauchten Brennelemente zunächst in einen Natriumtopf gezogen, in dem sie dann zu einem gekühlten Natriumbehälter außerhalb des Containments gebracht werden. Der Deckel auf dem Reaktor bleibt dabei immer verschlossen und gibt nur den kleinen Ausschnitt für das Brennelement frei. Er kann also nicht, wie bei einem Druckwasserreaktor, ganz geöffnet werden. Nach einigen Jahren Kühlung im Natriumbecken kann das Brennelement dann vollständig von Natrium befreit werden. Dann lässt es sich einfacher lagern und transportieren. Dazu lässt man das Natrium ab und reinigt das Brennelement

mit Schutzgas, dem dosiert Wasserdampf zugegeben wird. Auf diese Weise reagiert das Natrium zu Natronlauge, die mit Säure zu Salzwasser neutralisiert werden kann.

Sollte trotz Notstromversorgung kein Strom für die Pumpen zu Verfügung stehen, können Tauchkühler im Reaktor die Nachwärme auch ohne jede Stromversorgung an einen höher gelegenen Luftkühler abgeben. Die Rohre des Tauchkühlers sind ebenfalls mit Natrium gefüllt, das allein durch seinen Auftrieb zirkuliert. Ferner kann die Nachwärme, ebenfalls durch Naturumlauf, an den Sekundärkreis abgegeben werden, der ebenfalls eine solche Notkühlung hat. Diese Notkühlung kann beliebig lange ohne Strom aufrechterhalten werden. Das macht den Reaktor in dieser Hinsicht sogar noch sicherer als einen Druckwasserreaktor der zweiten Generation. Wenn alles schiefgehen sollte und der Reaktorkern zusammenschmelzen sollte, muss auf jeden Fall verhindert werden, dass der Reaktorbehälter versagt. Deshalb befindet sich unterhalb des Kerns, aber noch innerhalb des Reaktorbehälters, ein natriumgekühlter Kernaufänger, der einen Kontakt der Kernschmelze mit dem Boden des Reaktors vermeidet.

In Japan wurde die Konstruktion des JSFR-1500 schon sehr detailliert ausgearbeitet. Einen konkreten Plan, dieses Kraftwerk zu bauen, gibt es bisher allerdings nicht.

Die Loop-Bauweise mag wirtschaftlicher sein, aber wenn der Primärkreis des Natriums undicht wird und Natrium heraustropft, hat diese Bauweise ein Problem: man kann den Primärkreis nicht einfach entleeren. Das Natrium wird dort ständig gebraucht, um den Reaktorkern zu kühlen, auch wenn man ihn abschaltet. Deshalb gab es schon früh eine alternative Bauweise, die den Primärkreis sicher vor einer Natrium-Leckage schützt. Man setzt einfach den gesamten Primärkreis in ein großes, doppelwandiges Natrium-Becken, skizziert in Abb. 6.5. Man nennt dies eine Pool-Bauweise. Bereits der EBR-II war so gebaut, ebenso der Phénix, der Super-Phénix und der BN-600. Diese Bauweise wird inzwischen auch bei den aktuellen Reaktoren bevorzugt, etwa beim BN-800 in Russland, beim PFBR in Indien und beim CEFR in China.

Beim BN-800, einem natriumgekühlten Reaktor mit 2100 MW Wärmeleistung und einer elektrischen Leistung von 870 MW, sind drei Tauchpumpen und drei Wärmetauscher innerhalb des Natriumbeckens um den Kern herum angeordnet. Das Becken hat einen Innendurchmesser von 12,9 m. Das heiße Natrium kommt oben aus dem Reaktorkern mit einer Temperatur von ca. 550 °C heraus und gelangt von dort zunächst zu den drei Wärmetauschern, in denen es auf der Außenseite der Wärmetauscher-

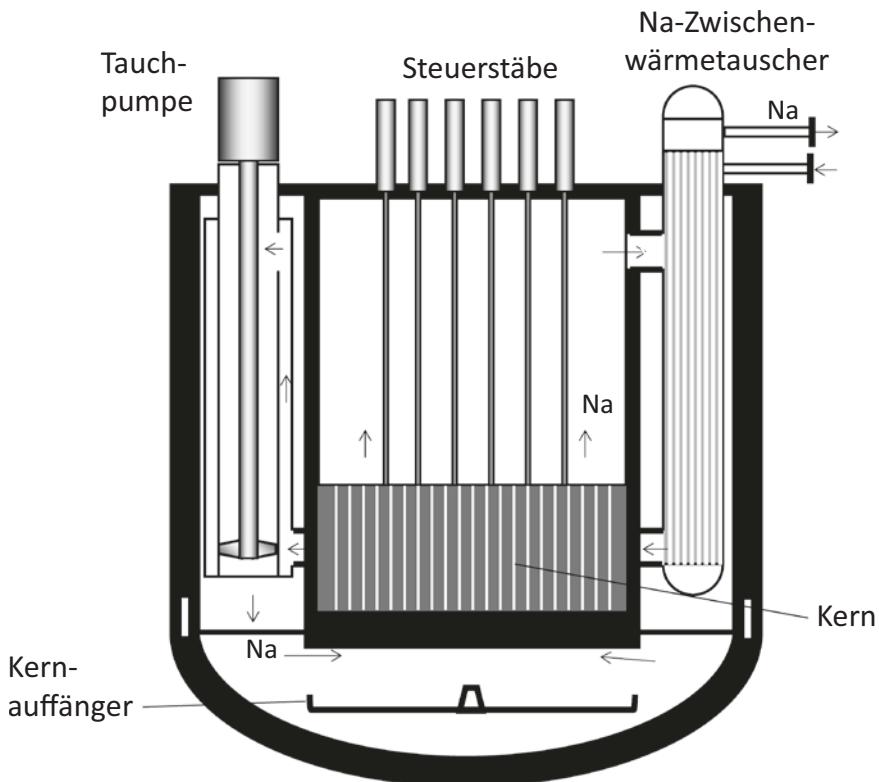


Abb. 6.5 Prinzip eines natriumgekühlten Reaktors in Pool-Bauweise

rohre abwärtsströmt. Es wird dann in Umfangsrichtung des Beckens zu den benachbarten Tauchpumpen geleitet, von denen eine in Abb. 6.5 auf der gegenüberliegenden Seite des Reaktors skizziert ist. Diese Pumpen fördern das Natrium dann zurück zum Reaktorkern.

Auf der Innenseite der Wärmetauscherrohre fließt das Natrium des Sekundärkreises. Es führt zu drei außerhalb liegenden Sekundärsträngen mit Dampferzeugern, einem Natrium-Sammelbehälter und einer Kühlmittelpumpe. Die Nachwärme kann von dem Reaktorkern zu den innenliegenden Zwischenwärmetauschern auch durch Naturkonvektion abgeführt werden, also auch ohne dass die Tauchpumpen laufen. Der Natrium-Sekundärkreis hat eine Notkühlung, die auch ohne Strom die Nachwärme an zwei Kühltürme abführen kann.

Der Super-Phénix in Frankreich hatte sogar vier solcher Sekundärkreisläufe mit je zwei Zwischenwärmetauschern. Die acht Zwischenwärmetauscher und vier Tauchpumpen waren dort in einem Natriumbecken

mit 21 m Innendurchmesser angeordnet. Sollte es zu einem Natriumleck im Sekundärkreislauf kommen, konnte er in wenigen Minuten in einen Sumpftank entleert werden. Beim Super-Phénix waren das immerhin ca. 400 m³ Natrium. Die anderen drei Sekundärkreise übernahmen dann die Nachwärmeabfuhr. Im Oktober 1984 ist das beim Super-Phénix tatsächlich einmal vorgekommen [30]. Das Leck konnte noch am selben Tag behoben werden und der Sekundärstrang wurde am folgenden Tag wieder mit Natrium gefüllt.

Auch bei einer Pool-Bauweise kann man Tauchkühler von oben in das Natriumbecken stecken, die die Nachwärme an einen Natrium-Zwischenkreislauf abführen, der wiederum mit einem Luftkühler verbunden ist. Da der Luftkühler deutlich höher liegt als der Reaktor, steigt das Natrium von selbst zu dem Luftkühler auf und fällt anschließend von selbst wieder herunter zu den Tauchkühlern. Die Nachwärme kann also auch ohne Stromversorgung zeitlich unbegrenzt abgeführt werden. Der indische PFBR hat beispielsweise solche Tauchkühler.

Der JSFR-1500, der BN-600, der Super-Phénix und der PFBR haben allesamt einen positiven Voideffekt, wenn das Natrium sieden sollte. Man kann durchaus darüber debattieren, ob das sicherheitsrelevant ist. Man muss schon unterstellen, dass das Natrium in großen Teilen des Kerns heftig siedet, ohne dass eine Schnellabschaltung ausgelöst wurde, bevor es zu einem Versagen des Reaktorkerns kommt. Das wäre schon ein grober Betriebsfehler. In den 60 Jahren Reaktorgeschichte hat das noch nie ein Problem erzeugt. Seit jedoch der Tschernobyl-Reaktor durch einen groben Fehler der Betriebsmannschaft außer Kontrolle geriet und schließlich durch einen positiven Voideffekt explodierte, lässt sich dieses Problem nicht wegdiskutieren. Wir hätten schon lieber einen Reaktor, der auch grobe Fehler verzeiht.

Es wurden deshalb in den vergangenen Jahren einige Reaktorentwürfe ausgearbeitet, die einen positiven Voideffekt vermeiden. Man kann den Voideffekt des Natriums durch einen anderen Effekt mehr oder minder kompensieren: Wenn das Natrium siedet, nimmt nicht nur seine Absorption ab, sondern auch seine geringe Moderation der Neutronen. Die Neutronen werden dann schneller und fliegen im Mittel weiter. Die Neutronenleckage nimmt dadurch zu. Ein Reaktor mit einer hohen Neutronenleckage hat daher in Summe einen abnehmenden Neutronenfluss mit zunehmendem Dampfanteil des Natriums, also einen negativen Voideffekt. In der Vergangenheit hatte man von diesem Effekt kaum Gebrauch gemacht, weil die Neutronenleckage ja gerade minimiert wurde, um optimal Plutonium (nach-)generieren zu können. Einige Reaktorkonzepte der vierten

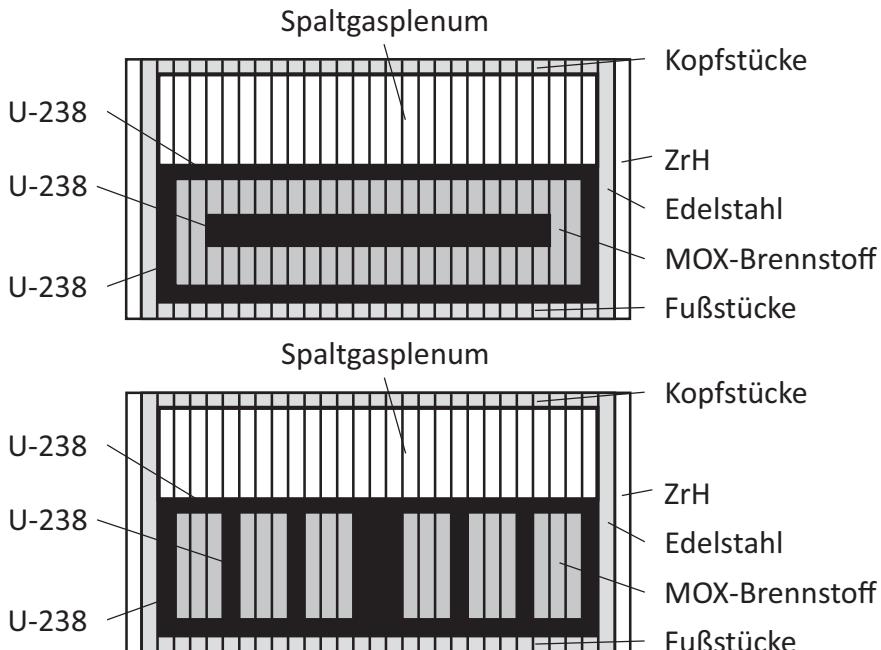


Abb. 6.6 Heterogene Anordnung von MOX-Brennstoff (grau) und Brutstoff U-238 (schwarz) im Kern

Generation haben dafür jedoch einige interessante Lösungsansätze, wie ich nachfolgend gern zeigen möchte.

Eine höhere Neutronenleckage erreicht man in einem großen Reaktorkern z. B. durch eine heterogene Anordnung von Brut- und Brennlementen. Abb. 6.6 zeigt zwei Beispiele einer derartigen Auslegung. Die Brutelemente aus U-238 befinden sich dann nicht nur an den Außenseiten des Kerns, sondern auch im Innern, entweder als ringförmige Anordnung von Brutelementen (Abb. 6.6, unten) oder als horizontale Schichten von U-238-Pellets im Brennstab (Abb. 6.6, oben). Wenn das Natrium sieden sollte, entkommen mehr Neutronen in diese Brutzonen und der Neutronenfluss im Brennstoff sinkt. Andererseits ist die ständige höhere Leckage gut genutzt durch Produktion von neuem Brennstoff. Diese Lösung hat jedoch einen Nachteil: die Brutzonen wirken wie Absorberstäbe in einem Reaktor. Um ihn dennoch kritisch zu bekommen, braucht man einen höheren Spaltstoffanteil im MOX-Brennstoff, je nach Auslegung eher 20 bis 25 % statt 11,5 bis 13 % wie im JSFR-1500.

Das erzeugt aber ein neues Sicherheitsrisiko: Die neuen Druckwasserreaktoren, die in Europa gebaut werden, müssen so ausgelegt werden, dass selbst im unwahrscheinlichen Fall einer Kernschmelze die Nachbarschaft nicht evakuiert werden muss. Das gilt natürlich genauso für natriumgekühlte Reaktoren. Sie haben dafür einen Kernauffänger unterhalb des Reaktorkerns, der die Schmelze aufnehmen und kühlen soll. Bei einer ringförmig heterogenen Anordnung von Brenn- und Brutelementen schmelzen aber zunächst einmal nur die Brennelemente. Die Brutelemente werden ja kaum heiß. Wenn sich die Schmelze dann auf dem Kernauffänger ansammelt, fehlen dort die Brutelemente als Absorber. Das ist so, als wenn man bei dem Reaktor die Steuerstäbe rauszieht. Er wird dann kritisch. Im Fall der Kernschmelze würde er möglicherweise unkontrolliert kritisch. Das kann gefährlich werden. Das Konzept der heterogenen Kernauslegung ist daher noch nicht so recht überzeugend.

Ein völlig anderer Ansatz eines natriumgekühlten Reaktors mit negativem Voideffekt ist das Reaktorkonzept 4 S. Es wurde von der Toshiba Corp. entwickelt in Zusammenarbeit mit dem Forschungsinstitut CRIEPI [31]. Die Bezeichnung 4 S steht für „Super Safe, Small and Simple“. Ziel ist ein kleiner Reaktor mit 30 MW Wärmeleistung, der gerade einmal 10 MW elektrische Leistung ans Netz abgeben kann. Er könnte in sehr entlegenen Gebieten, etwa in Alaska oder im Norden Kanadas, zum Einsatz kommen. Der Reaktor soll 30 Jahre lang betrieben werden können, ohne dass man ihn öffnen muss. Er ist daher voll gekapselt. Ein Brennelementwechsel im Kraftwerk ist gar nicht vorgesehen. Folglich werden auch kein Brennelementlager und keine Belademaschine im Kraftwerk benötigt. Stattdessen soll der Reaktor mitsamt seinem Brennstoff an den Einsatzort geliefert werden und nach 30 Jahren wieder zurück zum Hersteller gebracht werden. Das macht diesen Reaktor nicht nur resistenter gegen Proliferation; man braucht auch deutlich weniger Personal vor Ort, was für einen so kleinen Reaktor ein wichtiger Kostenvorteil ist.

Abb. 6.7 zeigt einen Querschnitt durch die untere Hälfte des Reaktors. Der Reaktorkern wird von 18 hexagonalen Brennelementen gebildet, deren Brennstäbe im unteren Teil über eine Länge von 2,5 m mit Brennstoff beladen sind und die im oberen Teil ein 2,7 m langes Spaltgasplenum haben. Im Inneren des Kerns befindet sich ein Absorberstab, mit dem der Reaktor abgeschaltet werden kann. Die Leistungsregelung übernimmt ansonsten der Reflektor, dessen sechs Kreissegmente hydraulisch angehoben oder auch plötzlich abgesenkt werden können, wie sonst die Steuerstäbe eines herkömmlichen Reaktors. Oberhalb des Reflektors sind sechs leere Fässer je Reflektorsegment, die das Natrium verdrängen und

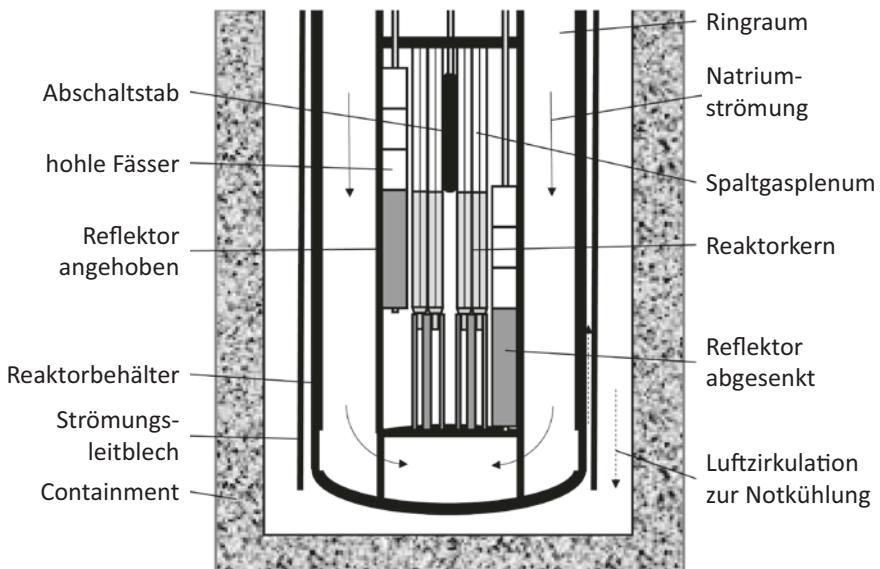


Abb. 6.7 Schnitt durch die untere Hälfte des Reaktors 4 S

somit eine weitere Neutronenleckage des Reaktorkerns ermöglichen, je nach Stellung des Reflektors. Der Prototyp dieses Reaktors soll angereichertes Uran als Brennstoff erhalten, also noch kein Plutonium. Die Anreicherung soll weniger als 20 % betragen um den Brennstoff proliferationsresistent zu halten. Dieser Prototyp erzeugt dann zwar weniger Brennstoff, als er verbraucht, aber der Voideffekt ist eindeutig negativ.

Im oberen Teil des breiten Ringraums befindet sich ein ringförmiger Rohrbündel-Wärmetauscher. Das 510 °C heiße Natrium des Primärsystems strömt durch die vertikalen Wärmetauscherrohre nach unten und kühlt sich dabei auf 355 °C ab, während sich das Natrium des Sekundärsystems an der Außenseite der Rohre von 310 °C auf 485 °C erwärmt. Darunter befinden sich elektromagnetische Pumpen, die das Natrium des primären Kühlkreislaufs nach unten durch den Ringraum zurück in den Reaktorkern treiben. Das ist also wiederum eine Pool-Bauweise. Elektromagnetische Pumpen haben kein Pumpenrad, sondern sie treiben die Strömung rein durch elektromagnetische Wechselfelder an. Das ist zwar nicht so effektiv wie ein Pumpenrad, aber diese Pumpen sind dadurch praktisch wartungsfrei. Das ist in entlegenen Gebieten wichtiger als ein hoher Wirkungsgrad. Der Reaktorbehälter hat einen Innendurchmesser von 3,5 m und eine Höhe von 19 m, einschließlich der hydraulischen Antriebe auf dem Deckel. Für einen

Reaktor, der gerade einmal 10 MW elektrische Leistung erzeugt, ist er also nicht gerade klein.

Der Natrium-Sekundärkreislauf besteht bei diesem Reaktor nur aus einem einzigen Strang, um Kosten zu sparen. Sollte dort ein Leck auftreten, sodass das Natrium in einen Tank abgelassen werden muss, wird der Reaktor abgeschaltet und die Nachwärme wird über die Außenseite des Reaktorbehälters an eine Luftpumpe abgegeben. Die heiße Luft streicht dort innerhalb eines Strömungsleitblechs nach oben und wird an die Atmosphäre entlassen. Bei kleinen Reaktoren reicht das völlig aus. Der Natrium-Sekundärkreis erzeugt überhitzten Dampf mit 453 °C für den tertiären Wasser-Dampf-Kreislauf. Auch dieses Natrium wird mit einer elektromagnetischen Pumpe angetrieben und kann im Notfall, ohne Stromversorgung, mit einem Luftkühler gekühlt werden.

Die Entwicklung dieses Reaktors war 2007 schon sehr weit fortgeschritten. Viele der Komponenten waren bis dahin schon getestet worden und es gab bereits einen Standort in Alaska, in Galena am Yukon River, an dem dieses Kraftwerks errichtet werden sollte. Trotzdem kam es bis heute nie zu einem Baubeschluss. Die zu erwartende Sicherheit und Zuverlässigkeit dieses kleinen Kraftwerks waren zwar überzeugend und die Einwohner in Galena waren für so ein innovatives Kraftwerk recht aufgeschlossen. Die Wirtschaftlichkeit ist bei so kleinen Reaktoren aber immer ein Problem. Es ist recht schwer, gegen einen Öltank und einige Dieselgeneratoren zu konkurrieren. Im Jahr 2013 kam es dann zu einer folgenschweren Flutkatastrophe des Yukon Rivers, bei der nahezu der gesamte Ort evakuiert werden musste. Von einem innovativen Kernkraftwerk in Galena redet seitdem niemand mehr.

Aber nochmal zurück zur Technik: Wie hat Toshiba es nur geschafft, einen Reaktor zu konstruieren, der 30 Jahre lang nicht nachgeladen werden muss? Der aktive Teil des Reaktorkerns des 4 S hat ein Volumen von ca. 1,8 m³ und produziert gerade einmal 30 MW Wärme. Das entspricht einer mittleren Leistungsdichte von etwa 17 MW/m³. Nehmen Sie einen JSFR-1500, der eine mittlere Leistungsdichte von 390 MW/m³ hat und der alle zwei Jahre nachgeladen werden muss. Wenn Sie diesen nur mit 5 % seiner Nennleistung betreiben, also mit einer Leistungsdichte von 19,5 MW/m³, dauert es 40 Jahre, bis er nachgeladen werden muss. Der Brennstoff hat dann denselben Abbrand und das Hüllrohr dieselbe Neutronendosis erhalten wie der JSFR-1500 nach zwei Jahren. Die langen Zeiträume zum Nachladen sind also eigentlich gar nicht so schwierig zu erreichen.

Nachdem wir den Trick verstanden haben, könnten wir auch leicht einen gekapselten Druckwasserreaktor für Alaska konstruieren, der 30 Jahre lang

nicht geöffnet werden muss. Wir setzen einfach nur die Leistungsdichte des Kerns um einen Faktor 30 herunter. In der Tat gab es in den vergangenen Jahren zahlreiche Entwürfe von kleinen, sicheren Druckwasserreaktoren für entlegene Gebiete, aber keiner von diesen konnte bisher verkauft werden, denn wirtschaftlicher als ein großer Reaktor wird dieser kleine Reaktor dadurch nicht. Üblicherweise gehen wir eher in der Reaktorentwicklung den umgekehrten Weg. Je mehr Leistung wir mit einem Reaktor erreichen können, desto niedriger sind seine spezifischen Kosten, also die Euro oder Dollar pro kW. Andererseits können alle anderen Komponenten des Kraftwerks entsprechend kleiner gebaut werden, also die Pumpen, Wärmetauscher, Dampferzeuger, Turbinen und der Generator. Da schlägt die Größe des Reaktorkerns dann nicht mehr so ins Gewicht. Die beste Übersicht gibt ein dicker Bericht der IAEA zu den sogenannten „Small Modular Reactors“ [32]. Sie finden dort 26 Konzepte zu wassergekühlten Reaktoren, die fest installiert an Land oder auch beweglich auf Booten oder Pontons installiert werden können, in der Größenordnung von 6 bis 300 MW elektrischer Leistung. Da ich Druck- und Siedewasserreaktoren, egal in welcher Größe, hier nicht zu den Reaktoren der vierten Generation zähle, möchte ich nicht weiter darauf eingehen.

Fazit

Natriumgekühlte Reaktoren können bereits auf eine 60-jährige Geschichte zurückblicken, in der von kleinen Prototypen bis zu großen Leistungsreaktoren alles schon mal gebaut und betrieben wurde. Diese Reaktoren sind aber zweifellos anspruchsvoller als Druck- und Siedewasserreaktoren. Lassen Sie uns hier ganz nüchtern anhand der Ziele der vierten Generation eine Bilanz ziehen.

Nachhaltigkeit

Der geschlossene Brennstoffkreislauf und die nachhaltige Nutzung des Urans sind dank dieser Technologie offensichtlich Stand der Technik. Die natriumgekühlten Reaktoren haben in der Vergangenheit sogar mehr Brennstoff erzeugt als verbraucht. Dieser Reaktor hinterlässt kein Plutonium für ein Endlager; er kann alle Plutonium-Isotope verwerten. In kleinen Mengen enthält der Reaktorkern auch bereits Americium, nämlich aus dem Zerfall des Pu-241. Eine Verwertung größerer Mengen ist zwar bei vielen Konzepten vorgesehen, wurde aber noch nicht großtechnisch erprobt. So viel Americium gibt es ja auch noch gar nicht.

Sicherheit

In einigen Sicherheitseigenschaften ist ein natriumgekühlter Reaktor sogar noch besser als ein Druckwasserreaktor der zweiten Generation: Im Fall eines kompletten Stromausfalls, also eines Ausfalls von Netzstrom und Notstrom,

kann ein natriumgekühlter Reaktor zeitlich unbegrenzt seine Nachwärme an die Umgebungsluft abführen. Das können wassergekühlte Reaktoren in der Regel nicht. Neutronenphysikalisch betrachtet hat der natriumgekühlte Reaktor jedoch kleinere Sicherheitsmargen: er hat im Vergleich zum Druckwasserreaktor einen kleineren Anteil verzögerter Neutronen und einen schwächeren Doppler-Effekt und meist sogar einen positiven Voideffekt des Kühlmittels. Diese Schwächen äußern sich jedoch erst bei schweren Unfällen. Bei kleineren Störfällen stellen sie kein Problem dar.

Zuverlässigkeit

Der natriumgekühlte Reaktor kennt keine Korrosionsprobleme. Das macht ihn einerseits sehr zuverlässig. Andererseits führt eine Natriumleckage immer zu einem Brand, auf den das Kraftwerk vorbereitet sein muss, um den betroffenen Anlagenteil dann schnell entleeren zu können. Ferner hat der natriumgekühlte Reaktor einen 100-mal größeren Neutronenfluss als ein Druckwasserreaktor, der die Werkstoffe in der Umgebung des Reaktorkerns entsprechend schneller altern lässt. Im Fall einer Beschädigung innerhalb des Reaktorbehälters ist eine Inspektion und Reparatur unter Natrium leider erheblich schwieriger als unter Wasser.

Wirtschaftlichkeit

Das Kühlmittel Natrium erfordert immer einen Natrium-Zwischenkreislauf, um im Fall einer Kühlmittelleckage den Dampferzeuger vom Reaktor separieren zu können, was die Kosten erhöht. Auch das Handling der abgebrannten Brennelemente, die anschließend noch eine Zeit lang mit Natrium gekühlt werden müssen, ist deutlich aufwendiger als unter Wasser. Trotz ihrer langen Betriebserfahrung sind Kraftwerke mit natriumgekühlten Reaktoren daher immer noch teurer als wassergekühlte. Dazu ist der recycelte Plutonium-Brennstoff teurer als frischer Uran-Brennstoff. Ein Recycling rentiert sich also (noch) nicht wirtschaftlich. Das ist uns aber auch von anderen Recyclingstrategien bekannt.

Schutz vor Proliferation

Man kann einen natriumgekühlten Reaktor durchaus so bauen, dass kein waffenfähiges Plutonium entsteht. Er hat dann einen hohen Abbrand und verzichtet auf Brutelemente. Hinsichtlich der Wiederverwertbarkeit des Plutoniums zur Stromerzeugung erfordert das zwar Kompromisse, aber dafür gibt es dann bei der Ausfuhr derartiger Reaktoren weniger Bedenken.

Die Forschung sieht für natriumgekühlte Reaktoren noch einiges Verbesserungspotenzial: Neue Kernkonzepte mit einem negativen Voideffekt werden derzeit angestrebt, sind bisher aber noch nicht so recht überzeugend. Weitere Studien versuchen die Wirtschaftlichkeit noch weiter zu erhöhen sowie die Inspektion und Reparatur unter Natrium zu verbessern. Ferner gibt es heute immer bessere Methoden, den Ablauf schwerer Unfälle mit zerstörten Reaktorkernen vorherzusagen, um abschätzen zu können, inwieweit die kleineren Sicherheitsmargen der Neutronenphysik ein Problem werden könnten.

Glossar

Brüten	Erzeugung von spaltbarem Plutonium durch Neutronenabsorption in U-238
Brutelement	ein Brennelement, das zunächst nur U-238 enthält, um daraus spaltbares Plutonium zu erbrüten
Brutzone	Teil des Reaktorkerns, der Brutelemente enthält
Loop-Reaktor	ein Reaktor mit Dampferzeugern und Pumpen außerhalb des Reaktorbehälters
Pool-Reaktor	ein Reaktor mit Dampferzeugern und Pumpen innerhalb des Reaktorbehälters
Resonanzstreuung	ein elastischer Stoß eines Neutrons mit einem Atomkern, bei dem dieser in einen angeregten Zustand versetzt wird



7

Bleigekühlte schnelle Reaktoren

Die zwei gravierendsten Probleme des natriumgekühlten schnellen Reaktors lassen sich einfach dadurch beheben, dass man ein anderes Kühlmittel nimmt. Hier bietet sich flüssiges Blei an. Es zeigt weder mit Wasser noch mit Luft irgendwelche heftige chemische Reaktionen. Es erstarrt einfach, wenn es durch ein Leck austritt, und oxidiert höchstens ein wenig an der Oberfläche. Ferner ist die Siedetemperatur von Blei so hoch, dass die Hüllrohre eher schmelzen, als dass das Blei siedet. Ein positiver Voideffekt kann daher kaum einen Schaden anrichten. Mit einer Massenzahl von 206 bis 208 ist das Bleiatom ferner sehr viel schwerer als ein Natriumatom. Bei elastischen Stößen mit Blei gibt das Neutron daher sehr viel weniger Energie ab als bei Stößen mit Natrium. Das Neutronenspektrum wird dadurch noch etwas schneller und kann mehr Plutonium nachproduzieren. Dafür verursacht Blei leider ein paar andere Probleme, die wir uns zunächst genauer anschauen müssen.

Blei und Blei-Bismut

Betrachten wir zunächst einmal die thermophysikalischen Eigenschaften von Blei, siehe Tab. 7.1. Ähnlich wie natriumgekühlte Reaktoren können auch bleigekühlte Reaktoren bei Atmosphärendruck betrieben werden. Ein typischer Temperaturbereich eines bleigekühlten Reaktors liegt bei etwa 400 °C am Kerneintritt bis 550 °C am Kernaustritt. Örtlich können dann auch 650 °C im Kern auftreten. Flüssiges Blei hat bekanntlich eine sehr hohe Dichte von mehr als 10 000 kg/m³; dadurch hat die Flüssigkeit auch einen zehnmal höheren hydrostatischen Druck tief im Reaktor. Die Viskosität von

Tab. 7.1 Thermophysikalische Eigenschaften von Blei und Blei-Bismut [33]

	Blei	Blei-Bismut	
Zusammensetzung	100 % Pb	55,5 % Pb, 44,5 % Bi	
Schmelztemperatur bei 1 bar	327 °C	124 °C	
Siedetemperatur bei 1 bar	1750 °C	1670 °C	
Wichtige Stoffdaten bei Kerneintritts- und -austrittsbedingungen:			
Temperatur [°C]	400	550	300
Druck [bar]	1	1	1
Dichte [kg/m ³]	10 536	10 384	10 337
Viskosität [mPa · s]	2,2	1,7	1,8
Wärmeleitfähigkeit	16,6	18,3	12,1
Spezifische Wärmekapazität [kJ/kg · K]	0,147	0,144	0,146
			0,143

Blei ist niedrig, wenn auch höher als die von Wasser. Die Wärmeleitfähigkeit ist vergleichbar mit der von Stahl, also nicht so gut wie beim Natrium, aber immer noch viel besser als die von Wasser. Die spezifische Wärmekapazität ist leider ca. neunmal schlechter als die von Natrium. Bei gleicher Strömungsgeschwindigkeit geht aber nur das Produkt aus Dichte und spezifischer Wärmekapazität in die Wärmebilanzen ein, und das ist bei Blei immer noch höher als bei Natrium.

Mit seiner hohen Schmelztemperatur hat reines Blei leider den Nachteil, dass der Reaktor immer mindestens auf 400 °C gehalten werden muss, sonst friert er ein. Man kann den Schmelzpunkt aber leicht auf 124 °C absenken, also nur wenig höher als der von Natrium, indem man eine eutektische Legierung aus 55,5 % Blei und 44,5 % Bismut verwendet. Wir sehen in Tab. 7.1, dass sich die thermophysikalischen Eigenschaften dadurch kaum ändern. Bismut ist allerdings mehr als zehnmal so teuer wie Blei und hat auch einige kernphysikalische Nachteile, wie wir nachfolgend sehen werden.

Blei finden wir in der Natur in Form von drei stabilen Isotopen, nämlich als $^{206}_{82}\text{Pb}$, $^{207}_{82}\text{Pb}$ und $^{208}_{82}\text{Pb}$. Auch das leichtere $^{204}_{82}\text{Pb}$ ist praktisch stabil; es hat eine Halbwertszeit von mehr als 10^{17} Jahren. Die Wirkungsquerschnitte für die Absorption thermischer Neutronen habe ich in Tab. 7.2. zusammengestellt. Der Wirkungsquerschnitt der Absorption ist zwar bei $^{208}_{82}\text{Pb}$ höher

Tab. 7.2 Kernphysikalische Eigenschaften von Blei und Bismut

Isotop	$^{204}_{82}\text{Pb}$	$^{206}_{82}\text{Pb}$	$^{207}_{82}\text{Pb}$	$^{208}_{82}\text{Pb}$	$^{209}_{83}\text{Bi}$
relative Häufigkeit [%]	1,4	24,1	22,1	52,4	100
Halbwertszeit [Jahre]	$1,4 \cdot 10^{17}$	Stabil	Stabil	Stabil	$2 \cdot 10^{19}$
Wirkungsquerschnitt Absorption thermischer Neutronen [mbarn]	703	26,6	622	0,23	32,4

als bei Natrium. Wenn man aber berücksichtigt, dass nur etwa 22 % des Bleis aus diesem Isotop bestehen, ist die mittlere Neutronenabsorption wieder vergleichbar mit der von Natrium. Wenn diese Blei-Isotope ein Neutron absorbieren, entsteht daraus wieder ein stabiles Blei-Isotop, bis auf ^{208}Pb , das nach Zerfall des radioaktiven ^{209}Pb mit einer Halbwertszeit von 3,25 h zum stabilen Bismut ^{83}Bi wird.

Wenn dagegen das ^{209}Bi ein Neutron absorbiert, entsteht daraus ^{210}Bi , das mit einer Halbwertszeit von ca. fünf Tagen in das Polonium-Isotop ^{210}Po zerfällt. Dieses Polonium ist aber ein Problem. Es ist ein kräftiger α -Strahler, der mit einer Halbwertszeit von ca. 138 Tagen zum stabilen ^{206}Pb zerfällt. Das kontaminiert uns nicht nur das Blei-Bismut, sondern es produziert beim seinem Zerfall auch viel Wärme. Seine α -Teilchen haben eine Energie von 5407,5 keV, wie uns der *Isotope Browser* verrät, und erzeugen damit eine Wärme von 144 W/g, also etwa 250-mal so viel wie der α -Strahler Pu-238. In einem großen Reaktor, der mit Blei-Bismut gefüllt ist, können sich im Lauf der Jahre einige kg Polonium aufbauen, die eine ähnlich große Wärme erzeugen wie die Nachwärme der Spaltprodukte. Ein Endlagerproblem entsteht dadurch aber nicht; dafür zerfällt es zu schnell. Nach vier Jahren ist nur noch 0,1 % davon übriggeblieben, und vier Jahre später nochmal 0,1 % davon; nach acht Jahren ist also praktisch gar nichts mehr da. Wird ein Reaktor dagegen mit reinem Blei betrieben, entsteht über die Absorption in ^{208}Pb zwar auch etwas ^{209}Bi und daraus ^{210}Po , aber das ist lange nicht so viel.

Blei-Bismut hat als Kühlmittel noch eine weitere physikalische Eigenschaft, die möglicherweise ein Problem werden könnte: Es dehnt sich als festes Blei-Bismut langsam aus, wenn es zuvor schnell erstarrt ist. Zunächst schrumpft es nach dem Erstarren, wie andere Metalle auch. Es bildet sich eine hexagonal dichte Kugelpackung aus beiden Elementen. Dann aber dann fangen die Blei- und Bismut-Atome an, sich zu einem neuen Kristallgitter zu ordnen, zur sogenannten γ -Phase, die mehr Platz braucht. Etwa 100 min nach dem plötzlichen Erstarren ist das Volumen des festen, kalten Blei-Bismuts bereits wieder so groß wie das der Flüssigkeit, und anschließend fängt es an, weiter zu wachsen und ggf. den Behälter zu sprengen. Wir kennen das Problem von Eis. Einen Reaktor, der mit Blei-Bismut gefüllt wurde, sollte man nicht einfrieren lassen, sonst hat er hinterher möglicherweise Risse. Wenn das Blei-Bismut langsam abkühlt, tritt dieses Problem dagegen nicht auf: Die feste Phase hat dann nahezu die gleiche Dichte wie die flüssige. Bei reinem Blei tritt dieses Problem ebenfalls nicht auf; es schrumpft beim Erstarren. Aber einen bleigekühlten Reaktor wird man natürlich trotzdem besser nicht einfrieren lassen.

Chemisch betrachtet sind sowohl Blei als auch Blei-Bismut harmlos, wenn sie mit Wasser oder Luft in Kontakt kommen. Bei hohen Temperaturen greifen beide Flüssigkeiten jedoch den Stahl an, und das ist das eigentliche Problem der bleigekühlten Reaktoren. Eisen und Nickel werden regelrecht im Flüssigmetall aufgelöst. Das Problem nimmt mit zunehmender Temperatur exponentiell zu. In Blei-Bismut sind die Korrosionsprobleme unterhalb von 450 °C in der Regel noch gering. Bei reinem Blei setzen vergleichbare Probleme erst oberhalb von etwa 500 °C ein, wie man aus Abb. 7.1 ablesen kann. Für einen bleigekühlten Reaktor braucht man aber noch deutlich höhere Temperaturen. Eine Löslichkeit von 1 ppm bedeutet: in einem Kubikmeter Flüssigmetall, das sind ungefähr 10 t, lösen sich etwa 10 g Eisen. Das passiert leider nicht gleichmäßig verteilt über alle Oberflächen, sondern es fängt an den heißesten Stellen an. Und dann können selbst 10 g schon viel sein.

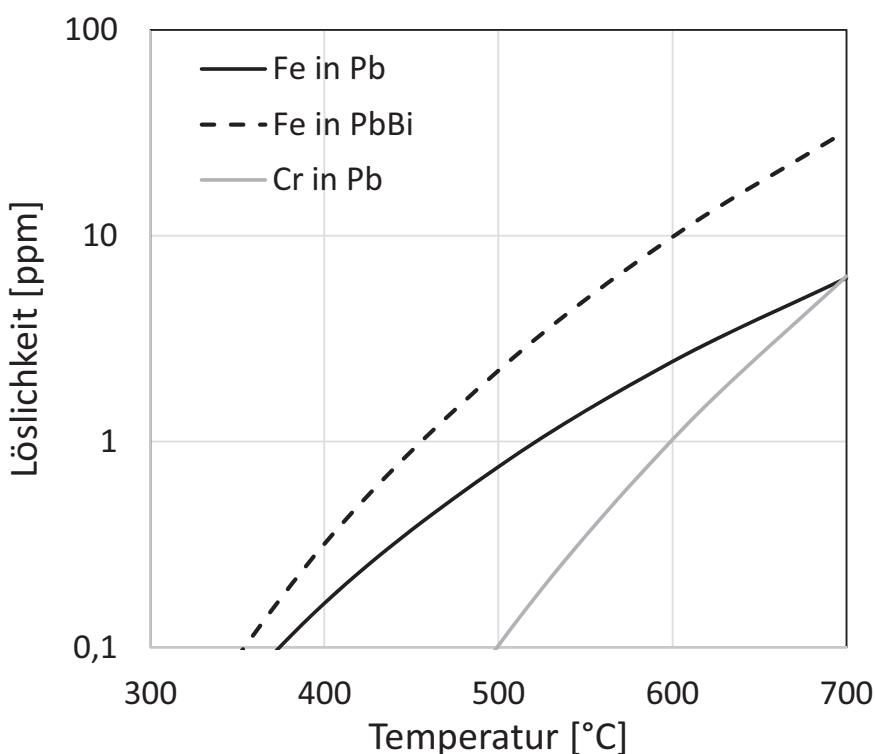


Abb. 7.1 Löslichkeit von Eisen und Chrom in flüssigem Blei oder Blei-Bismut [34]

Nickel ist besonders gut löslich in Blei oder Blei-Bismut. Seine Löslichkeit liegt weit oberhalb der in Abb. 7.1 dargestellten Werte. Deshalb sind Edelstahl oder gar Legierungen auf Nickelbasis keine Lösung, obwohl uns diese Stähle als besonders korrosionsfest in Wasser bekannt sind. Stattdessen kann man eher ferritische Stähle verwenden. Sie bestehen vorwiegend aus Eisen mit einigen Prozent Chrom.

Die Korrosionsprobleme kann man vermeiden, indem die Hüllrohre der Brennstäbe und andere Bauteile eines bleigekühlten Reaktors eine Schutzschicht bekommen. Sie besteht aus Eisenoxid, Fe_3O_4 , das sich von selbst an der Oberfläche bildet, wenn etwas Sauerstoff im Flüssigmetall gelöst ist. Löst man aber zu viel Sauerstoff im Flüssigmetall, bildet sich Bleioxid, PbO , das als Kristalle in der Flüssigkeit ausfällt und die Kühlkanäle verstopft. Damit bleibt nur ein kleines Fenster für die Sauerstoffkonzentration einerseits und die Temperatur andererseits, um beide Probleme zu vermeiden. Abb. 7.2 zeigt, wie klein dieses Fenster bei Blei-Bismut ist. Um in einem Temperaturbereich von 400 °C bis 550 °C mit einem kleinen Sicherheitsabstand weder eine Korrosion der Hüllrohre noch eine Verstopfung des Brennelements durch Bleioxid zu riskieren, darf die Sauerstoffkonzentration nur

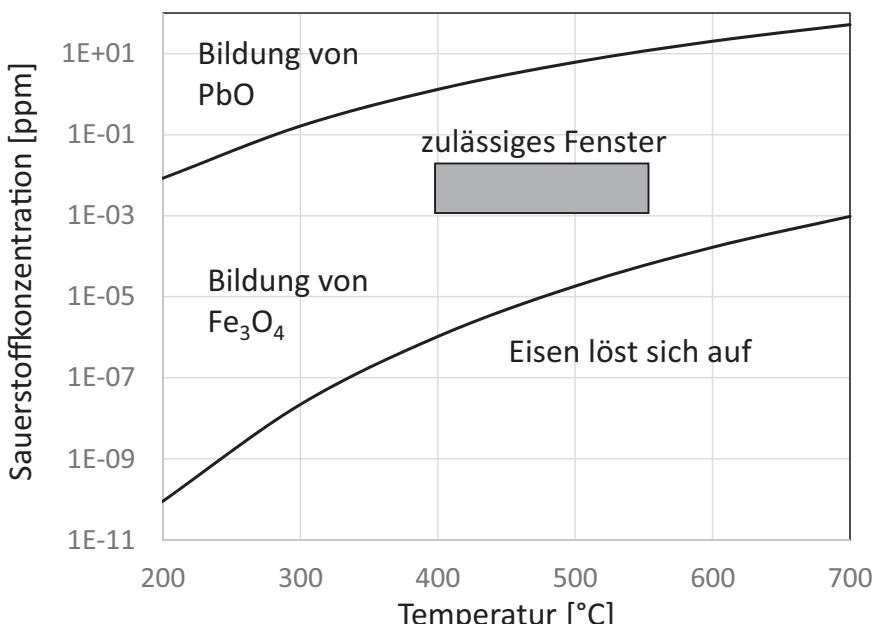


Abb. 7.2 Zulässiges Fenster für die Konzentration von gelöstem Sauerstoff in Blei-Bismut [33]

zwischen 0,001 ppm und 0,01 ppm variieren. Das ist eine extrem kleine Konzentration. Im Blei-Bismut wäre erheblich mehr Sauerstoff löslich. Man sieht in Abb. 7.2 aber auch, dass bei 0,01 ppm Sauerstoff bereits unterhalb von etwa 250 °C Bleioxid gebildet wird, also noch deutlich oberhalb der Schmelztemperatur von Blei-Bismut.

Um ein so kleines Konzentrationsfenster einzuhalten, brauchen wir folglich eine sehr präzise Sauerstoffmessung und -regelung. Die Sauerstoffmessung in flüssigem Blei oder Blei-Bismut erfolgt im Prinzip durch Messung des elektrochemischen Potenzials, also der Spannung zwischen einer Elektrode, die in das Blei getaucht wird, und einer zweiten Elektrode in einem Referenzflüssigmetall. Dazu füllt man dieses Referenzflüssigmetall in ein Keramikrörchen, das somit den Elektrolyten bildet, und taucht es in das flüssige Blei. Nun kann man die Spannung zwischen Innen- und Außenseite dieses Röhrchens messen, woraus sich dann die Sauerstoffkonzentration ergibt.

Die Regelung der Sauerstoffkonzentration geht am einfachsten über das Schutzgas an der Oberfläche des Flüssigmetalls. Ebenso wie bei natriumgekühlten Reaktoren darf der Reaktor nicht vollständig mit Flüssigmetall gefüllt werden, sondern es muss oben eine Schutzgasschicht verbleiben, damit das Flüssigmetall sich beim Erwärmen ausdehnen kann. Gibt man diesem Schutzgas, meist Argon, etwas Wasserstoff hinzu, zieht es Sauerstoff aus dem Flüssigmetall heraus. Gibt man dagegen etwas Wasserdampf hinzu, steigt der Sauerstoffgehalt im Flüssigmetall. Das Flüssigmetall muss dann aber ständig in Bewegung bleiben und muss alle Teile des Reaktors gleichmäßig durchspülen. In Nischen, die nicht durchspült werden, bleibt ansonsten zu viel Sauerstoff hängen und es bilden sich Bleioxidkristalle. Ist dagegen die Strömungsgeschwindigkeit zu hoch, wäscht es den Sauerstoff aus der Oxidschicht und es bilden sich Korrosionslöcher.

In einem großen Reaktor ist diese Sauerstoffregelung alles andere als trivial. Zur Konstruktion eines zuverlässigen Reaktors braucht man viel Erfahrung und man ist daher besser beraten, zunächst mit niedrigeren Temperaturen anzufangen, sodass heiße Stellen im Reaktorkern nicht gleich zu Schäden führen. Das spricht wiederum eher für Blei-Bismut, trotz seiner höheren Kosten und seines Poloniumproblems. Im Gegensatz zu natriumgekühlten Reaktoren sind die bisherigen Erfahrungen aber recht begrenzt.

Historie

Blei-Bismut wurde in der Tat schon in den 1960er Jahren in der Sowjetunion genutzt, um U-Boot-Reaktoren zu kühlen. Der Reaktor war deutlich kleiner als ein Leichtwasserreaktor und das U-Boot konnte dadurch

kompakter gebaut werden und schneller laufen. Einzelheiten zu diesen Reaktoren sind mir leider nicht bekannt. Sie unterliegen bis heute der militärischen Geheimhaltung. Ein Erfahrungsbericht wurde aber über die IAEA veröffentlicht [35].

Der erste Prototyp, das U-Boot K-27, ging 1963 in Betrieb. Der flüssigmetallgekühlte Reaktor war jedoch von Anfang an kein Erfolg. Er versagte bereits 1968. Der Sauerstoff im Blei-Bismut war entweder nach der letzten Revision nicht richtig entfernt worden oder es war Schmieröl von den Pumpen in das Blei-Bismut gelangt. Als Folge blieb ein Oxidpropfen im Reaktorkern stecken und der Kern überhitzte örtlich. Der Doppler-Effekt regelte dadurch die Leistung zurück, und als die Seeleute versuchten, den Reaktor wieder hochzufahren, indem sie die Steuerstäbe zogen, schmolz ein Teil der Brennstäbe. Der Schaden konnte auf See nicht behoben werden und der Reaktor versagte schließlich. Dabei starben neun Seeleute an einer erhöhten Strahlungsdosis. Die K-27 wurde schließlich 1982 im Meer versenkt.

Die nachfolgend gebaute Alfa-Klasse (auch bekannt als Projekt 705 oder Lira) entstand in den 1970er Jahren. Die U-Boote hatten ebenfalls einen Blei-Bismut-gekühlten Reaktor. Sie waren bis 1990 in Betrieb. Die U-Boote konnten damit zwar schneller laufen als andere U-Boote, kamen jedoch kaum zum Einsatz, da die Reaktoren im Stillstand permanent mit überhitztem Dampf warmgehalten werden mussten, damit sie nicht einfrieren. Eine externe Dampfversorgung gab es aber nur im Heimathafen. Als selbst diese Dampfversorgung in den frühen 1980er Jahren zusammenbrach, mussten die Reaktoren ständig weiterlaufen, um warm zu bleiben. Dafür waren diese Reaktoren jedoch nicht ausgelegt; Inspektionen und Revisionen waren praktisch unmöglich. Durch den Dauerbetrieb entstanden zahlreiche Fehler und schließlich eine Dampfleckage über den Dampferzeuger in das Blei-Bismut, die als Folge sogar Dampf im U-Boot freisetzte, der mit Polonium kontaminiert war. Den Reaktor musste man schließlich auf See aufgeben. Die Seeleute flüchteten sich in Schutzräume und überlebten den Unfall glücklicherweise. Seit diesem Misserfolg werden U-Boot Reaktoren weltweit nur noch mit Wasser gekühlt.

Es gab in Russland auch zwei Versuchsreaktoren an Land, die mit Blei-Bismut gekühlt wurden, einen im Forschungszentrum IPPE in Obninsk und einen im Forschungszentrum NITI in Sosnovy Bor. Einzelheiten zu diesen Reaktoren sind nie veröffentlicht worden. Sie unterliegen ebenfalls der militärischen Geheimhaltung. In Russland gibt es dadurch aber bis heute etwa 80 Reaktorjahre Erfahrung mit Blei-Bismut-gekühlten Reaktoren.

Die Geschichte der Blei-Bismut-gekühlten Reaktoren ist also leider nicht von viel Erfolg gekrönt, anders als die der natriumgekühlten Reaktoren, aber man kann durchaus aus diesen Fehlern lernen. Reaktoren, die mit reinem Blei gekühlt werden, sind bisher noch nie gebaut worden. Selbst Versuchsanlagen zur Entwicklung dieser Technologie sind bis heute selten und sind, wenn überhaupt, nur bei niedrigeren Temperaturen betrieben worden. Da ist also noch viel zu entwickeln. Für Temperaturen von 650 °C oder mehr fehlen bis heute sogar noch die geeigneten Werkstoffe für eine Versuchsstrecke. Dennoch sind viele Konzepte im Rahmen des Generation-IV-Programms bereits für flüssiges Blei oder Blei-Bismut ausgearbeitet worden, über dich ich nachfolgend berichten möchte.

SVBR-75/100

Der russischen Versuchsreaktor SVBR 75/100 baut auf die langjährige Erfahrung mit russischen U-Boot-Reaktoren auf [36]. Es ist ein Reaktor in Pool-Bauweise, Abb. 7.3, der mit 193 t Blei-Bismut gefüllt ist. Er wurde in zwei Varianten ausgelegt, als Prototyp mit niedrigeren Temperaturen, der eine Nettoleistung von 75 MW erzeugen soll, und als späterer kommerzieller Reaktor mit 100 MW elektrischer Leistung.

Der Reaktorkern besteht aus 55 hexagonalen Brennelementen mit einer Breite von 225 mm und einer Höhe von 1845 mm. Die Brennstäbe mit einem Durchmesser von 12 mm und einer Länge von 1638 mm sind nur im unteren Teil über eine Höhe von 1000 mm mit MOX-Brennstoff gefüllt. Der darüberliegende Raum im Hüllrohr dient als Spaltgasplenum. In der Mitte der Brennelemente ist jeweils ein Rohr für den Steuerstab aus Borcarbid vorgesehen. Die Abschaltstäbe müssen in ein trockenes Rohr herunterfallen, sonst schwimmen sie in Blei-Bismut auf. Die Führungsrohre der Abschaltstäbe sind daher am oberen Ende, außerhalb des Reaktors, offen und am unteren Ende geschlossen. Eine interessante Besonderheit dieses Reaktors sind Schmelzstäbe an einigen Abschaltstäben. Wenn das Blei-Bismut heißer wird als 700 °C, schmelzen sie und der Abschaltstab fällt von allein herunter.

Die Brennstäbe haben einen größeren Abstand voneinander als beim natriumgekühlten Reaktor. Bei dem Kühlmittel Natrium müssen sie möglichst eng stehen, damit das Natrium nicht zu viel moderiert. Das ist bei diesem Reaktor kein Problem. Wenn ein Neutron mit den schweren Kernen von Blei oder Bismut zusammenstößt, ist das etwa so, als wenn eine Billardkugel auf eine Kegelkugel trifft: sie prallt mit unverminderter Geschwindigkeit zurück, wird also kaum „moderiert“. Ein etwas größerer

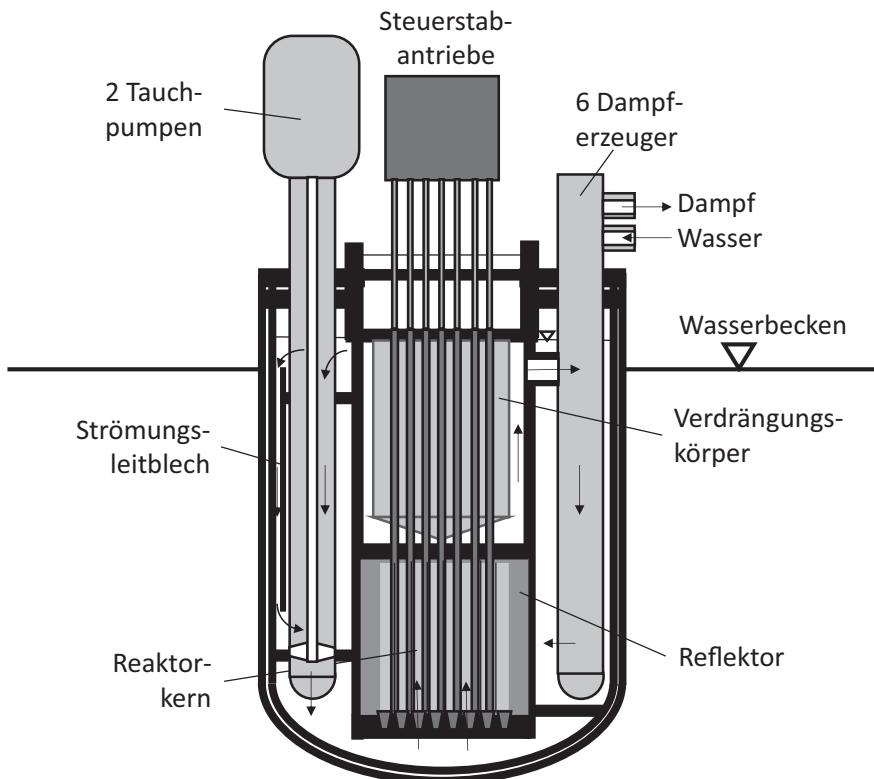


Abb. 7.3 Prinzip des russischen SVBR 75/100 mit Blei-Bismut-Kühlung

Abstand zwischen den Brennstäben erlaubt aber eine kleinere Strömungsgeschwindigkeit des Flüssigmetalls. Die bisherigen Erfahrungen haben gezeigt, dass erst oberhalb von 2 m/s Korrosionsprobleme auftreten. Die Strömungsgeschwindigkeit im Reaktorkern des SSVBR 75/100 ist daher auf diese Geschwindigkeit begrenzt.

Der Reaktorkern hat eine mittlere Leistungsdichte von 140 MW/m^3 und erzielt im Mittel einen Abbrand von $71,5 \text{ MWd/kg}$. Die Brennelemente können nicht einzeln entladen werden, sondern der Kern muss nach sechs bis acht Jahren bzw. 2200 Volllasttagen als Ganzes herausgenommen werden und zum Hersteller transportiert werden. Ein Wechsel einzelner Brennelemente wäre auch gar nicht so einfach: die Brennelemente schwimmen in Blei-Bismut auf! Der Kern wird stattdessen als Ganzes in einen Transportbehälter gezogen, mitsamt dem Blei-Bismut, das darin nach einiger Zeit erstarrt darf. Ferner gibt es auch keine Brutelemente. Das macht dieses Konzept resistenter gegen Proliferation. Der MOX-Brennstoff

hat nach dem Entladen in Mittel 4 % mehr Plutonium erzeugt, als verbraucht wurde. Alternativ bietet der Hersteller auch an, den Reaktor mit 16 % angereichertem Uran zu betreiben. Dann verbraucht er jedoch 13 % mehr Brennstoff, als er erzeugt, weil das U-235 bei der Spaltung weniger Neutronen freisetzt. Die längere Betriebsdauer und die, im Vergleich zu anderen schnellen Reaktoren, relativ geringe Leistungsdichte folgen einer ähnlichen Strategie wie beim 4 S-Reaktor. Ein Betrieb über mehr als acht Jahre erscheint mir mit Blick auf die Korrosionsprobleme bei Blei-Bismut-Kühlung jedoch nicht ratsam.

Der Reaktorkern erhitzt das Blei-Bismut von 320 °C am Eintritt auf eine mittlere Austrittstemperatur von 482 °C. Beim Prototyp mit 75 MW elektrischer Leistung begnügt man sich mit einer Aufheizung von 286 °C auf 435 °C. Dabei darf das Hüllrohr der Brennstäbe nicht heißer werden als 600 °C. Es wird aus einem ferritisch-martensitischen Stahl mit 10 bis 12 % Chrom hergestellt, anders als beim natriumgekühlten Reaktor also nicht aus Edelstahl. Da die heißeste Stelle nie so exakt vorausgesagt werden kann, ist es ratsamer, erst mit diesen niedrigeren Temperaturen anzufangen und erst nach einigen Jahren Betriebserfahrung die Temperatur langsam anzuheben.

Im Unterschied zum natriumgekühlten Reaktor benötigt ein blei-gekühlter Reaktor keinen Blei-Zwischenkreislauf. Die Dampferzeuger stecken daher direkt im Reaktor-Pool. Beim SVBR 75/100 sind es insgesamt sechs Dampferzeugermodule, deren Sattdampf in zwei großen, horizontalen Trommeln über dem Reaktor gesammelt und abgeschieden wird. Der Dampf steigt von selbst dorthin auf und die Dampferzeuger brauchen keine Umwälzpumpe. Diese sechs kleineren Dampferzeugermodule passen besser in den Ringraum zwischen Reaktorkern und Behälter als zwei große. Einen Überhitzer für den erzeugten Dampf gibt es nicht. In der kommerziellen Variante mit 100 MW hat der Sattdampf einen Druck von 95 bar und eine Temperatur von 307 °C. Das ergibt einen Nettowirkungsgrad von 34,6 %, also ähnlich niedrig wie bei heutigen Druckwasserreaktoren. Man erkennt an diesen Zahlen, dass dieser Reaktor recht konservativ ausgelegt ist. Nach den schwierigen Erfahrungen mit den U-Boot-Reaktoren erscheint mir das sehr vernünftig.

Die zwei Kühlmittelpumpen im Reaktorpool fördern zusammen 11 760 kg/s bei einem Druck von 5,5 bar, nachdem sich das Blei-Bismut zuvor in den Dampferzeugern abgekühlt hat. Die Pumpen wurden bewusst in den kalten Strang gesetzt, weil die Geschwindigkeit am Pumpenrad höher als 2 m/s sein muss, um diesen Druck zu erzeugen. Bei der niedrigeren Temperatur ist das Risiko einer strömungsbedingten Korrosion aber geringer.

Das Blei-Bismut tritt oben in den Dampferzeuger ein und unten wieder aus. Sollte es zu einem Leck im Dampferzeuger kommen und Dampf in das Flüssigmetall eindringen, verhindert ein Kasten um die Dampferzeuger, dass Dampfblasen in den Reaktorkern gelangen. Der Dampf muss erst zu dem hochgelegenen Pumpeneintritt aufsteigen und scheidet sich dabei im Schutzgas über dem Blei-Bismut ab. Das ist wichtig, denn der Reaktorkern hat einen positiven Voideffekt, sofern er nicht nur mit angereichertem Uran betrieben wird, und die Dampfblasen würden die Leistung erhöhen. Das Schutzgassystem hat einen Dampfkondensator, um den Dampf wieder daraus entfernen zu können. Sollte es plötzlich zu einem großen Leck im Dampferzeuger kommen, wie damals im U-Boot, hat das Schutzgasystem auch eine Berstscheibe, die den überschüssigen Dampf in das große Wasserbecken rings um den Reaktor abbläst, wo er dann kondensiert. Dieser Dampf darf nicht ins Freie abgeblasen werden, denn er ist dann mit Polonium kontaminiert.

Diese Strömungsführung ist aber ungünstig für einen Naturumlauf. Wenn das kältere Flüssigmetall unten aus den Dampferzeugern austritt, hat es keinen Grund, von allein zum Pumpeneintritt aufzusteigen. Wenn also beide Pumpen ausfallen sollten, etwa weil weder Netzstrom noch Notstrom verfügbar sind, sammelt sich die kältere Flüssigkeit lediglich unten an wie in einem Siphon. Deshalb wird ein Teil des Flüssigmetalls an der Pumpe vorbei entlang der Behälterwand geleitet. Dafür sorgt ein Strömungsleitblech, das sich auf der Innenseite über den ganzen Umfang der Behälterwand erstreckt. Dieser Teil wird erst weiter unten der Pumpe zugeführt. Wenn beide Pumpen ausfallen sollten, kühlte sich dieser Teilstrom an der Behälterwand ab und treibt so den Naturumlauf wieder an. Das äußere Wasserbecken hat daher eine wichtige Rolle bei der Notkühlung.

Der Reaktorbehälter ist doppelwandig und verhindert so, dass Blei-Bismut an der Wand anfrieren kann. Der Zwischenraum hat eine Leckdetektion, damit im Fall einer Korrosion der inneren Behälterwand genügend Zeit bleibt, den Reaktor zu entladen. Über den Spalt zwischen beiden Behältern muss der Reaktor auch mit Dampf vorgewärmt werden, bevor er mit Blei-Bismut gefüllt wird. Der Behälter hat einen Innendurchmesser von 4,13 m und eine Höhe von 7 m.

Auffallend sind bei diesem Reaktor noch die Verdrängungskörper aus Stahl, vor allem der große Verdrängungskörper oberhalb des Reaktorkerns. Sie minimieren die notwendige Masse an Blei und Bismut. Da sich diese Körper durch die Neutronen- und Gammastrahlung erwärmen, haben sie zahlreiche Längsbohrungen, durch die etwas Blei-Bismut aufsteigt und diese

Verdrängungskörper kühlt. Auch die großen Räume zwischen den Dampferzeugern und den Pumpen sind weitgehend mit solchen Verdrängungskörpern gefüllt. Im Reaktorbehälter befinden sich daher nur 18 m^3 Blei-Bismut; das ist nur etwa ein Viertel des Innenraums.

Das ganze Konzept dieses Reaktors ist schon sehr durchdacht und gut ausgearbeitet. Ich könnte mir gut vorstellen, dass dieser Reaktor einmal gebaut wird. Einen konkreten Baubeschluss gibt es bisher jedoch nicht. Die Firma AKME Engineering, die diesen Reaktor derzeit vermarktet, sucht noch nach weiteren Investoren im In- und Ausland. Ob er eines Tages tatsächlich wirtschaftlich konkurrenzfähig sein wird, wie der Hersteller behauptet, wird sich erst noch zeigen müssen. Derart kleine Reaktoren haben immer ein Problem, mit großen Reaktoren konkurrieren zu können. Verglichen mit anderen Reaktoren in dieser Größenklasse wirkt der SVBR 75/100 jedoch sehr kompakt und kostengünstig.

BREST-1200

Reaktoren, die mit Blei-Bismut gekühlt werden, werden im Generation IV Forum eher als Zwischenschritt angesehen, solange die Werkstoffe für den bleigekühlten Reaktor noch nicht hinreichend ertüchtigt sind. Die Entwürfe für den russischen Reaktor BREST-1200, der mit reinem Blei gekühlt werden soll, geben uns jedoch schon einen ersten Eindruck, wie so ein künftiger Leistungsreaktor aussehen könnte [37]. Er wird derzeit in zwei Varianten in Russland entwickelt, einer kleineren Variante mit ca. 300 MW elektrischer Leistung, der BREST-OD-300, der als Prototyp dienen könnte, und eine große Variante mit 1200 MW als wirtschaftlicher Ersatz für Druckwasserreaktoren irgendwann in der Zukunft. Die Grundprinzipien beider Varianten sind ähnlich.

Der Reaktor sieht auf den ersten Blick aus wie eine Kombination aus einer Loop-Bauweise und einer Pool-Bauweise. Der Reaktorbehälter besteht wiederum aus einem Innenbehälter und einem Außenbehälter, skizziert in Abb. 7.4. Der Innenbehälter sieht aber eher aus wie ein Loop-Reaktor. Der zentrale Behälterteil beinhaltet nur den Reaktorkern mit seinen Neutronenreflektoren und der benötigten Abschirmung. Die Dampferzeuger und Pumpen befinden sich dagegen in vier separaten Behältern, die um den zentralen Behälter angeordnet sind. In der Draufsicht, Abb. 7.5, kann man das etwas besser erkennen. Jeder dieser externen Behälter hat zwei Dampferzeuger, eine Kühlmittelpumpe und zwei Notkühler. Das heiße Blei kommt aus dem Reaktor mit einer Temperatur von $540\text{ }^\circ\text{C}$ und wird durch eine koaxiale Leitung zu den Dampferzeugern geleitet, wo es auf $420\text{ }^\circ\text{C}$ abgekühlt wird. Die Kühlmittelpumpe fördert das abgekühlte Blei nun

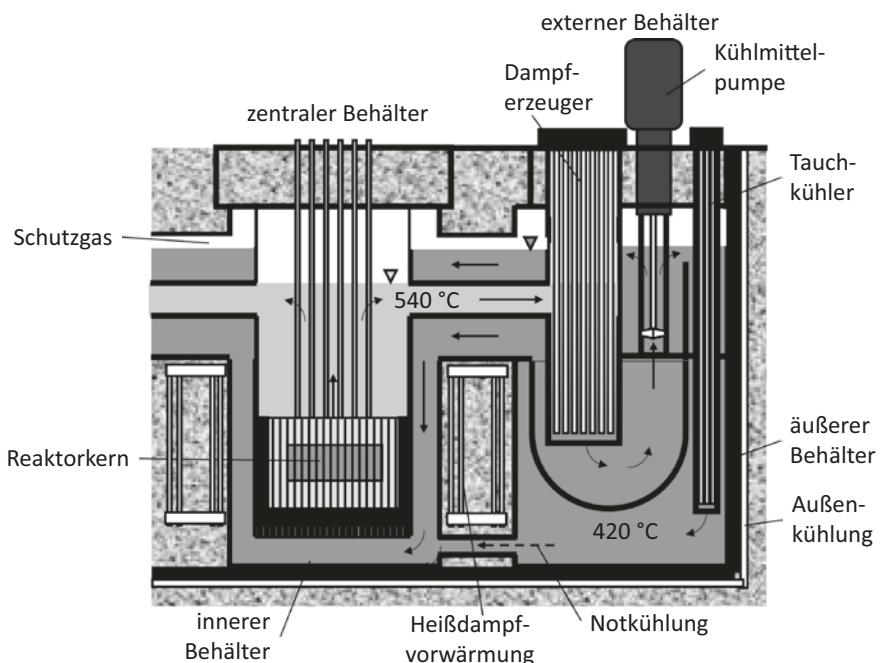


Abb. 7.4 Prinzip des bleigekühlten Reaktors BREST-1200

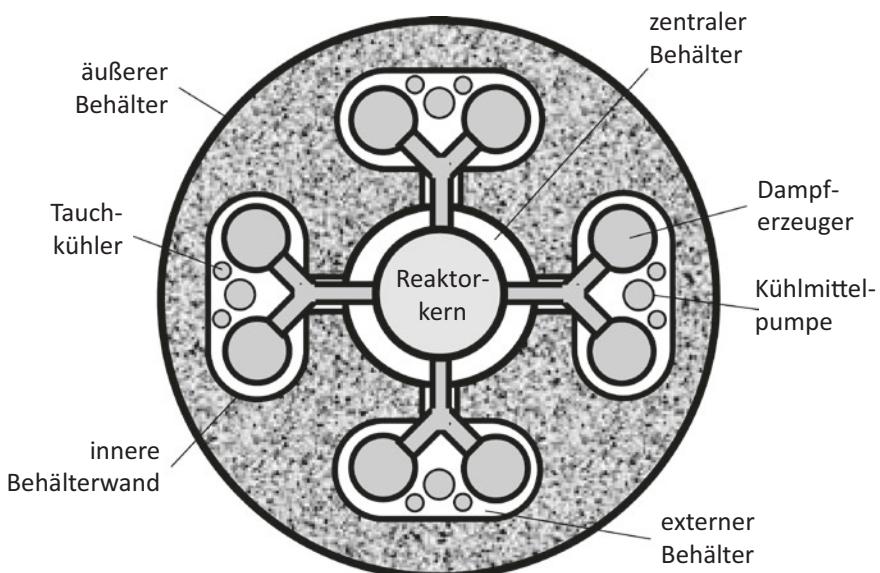


Abb. 7.5 Prinzip des bleigekühlten Reaktors BREST-1200 in Draufsicht

auf eine Füllstandshöhe, die 1,60 m höher ist als die im Reaktor. Die vier externen Behälter sind dann auf ihrer kalten Seite so etwas wie Hochbehälter für das flüssige Blei. Von dort läuft das Blei durch den äußeren Ringquerschnitt der koaxialen Leitung wieder zurück zum zentralen Reaktorkern. Die innere Behälterwand ist auf diese Weise nur einer Bleitemperatur von 420 °C ausgesetzt, bei der noch keine Korrosionsprobleme zu erwarten sind.

Die ganze Anordnung steht in einem gemeinsamen, großen Außenbehälter, der in Beton eingelassen ist. Das ist nun eher eine Pool-Bauweise. Der Raum zwischen den Behältern wird genutzt, um das ganze System mit Dampf vorzuwärmen. Dazu werden darin viele vertikale Kesselrohre verlegt, in denen überhitzter Dampf den Reaktor und alle seine äußeren Komponenten langsam auf mehr als 400 °C vorwärmst. Sie müssen den Reaktor auch warmhalten, wenn er über einen längeren Zeitraum abgeschaltet werden sollte. Kurzfristig übernimmt die Nachwärme des Reaktors diese Aufgabe. Es muss dann eher Wärme abgeführt werden. Das können zunächst die Dampferzeuger mithilfe der Kühlmittelpumpen leisten. Sollte kein Strom vorhanden sein, um diese Pumpen anzutreiben, dauert es erst eine Weile, bis der Füllstand in den externen Behältern sich dem Füllstand im zentralen Behälter angeglichen hat, wodurch zunächst eine Zwangsströmung durch den Reaktor aufrechterhalten wird. Anschließend können die zwei Tauchkühler in jedem der externen Behälter die Nachwärme an ein passives Notkühlssystem abgeben, ähnlich wie schon beim natriumgekühlten Reaktor. Das heiße Blei steigt vom Reaktorkern von selbst dorthin auf und läuft von den Tauchkühlern aus auch von selbst wieder in den zentralen Behälter zurück.

Der Außenbehälter muss ebenfalls gekühlt werden. Das übernehmen die äußeren Kühlslangen im Beton nahe der Behälterwand. Sie halten den Beton kälter als die Schmelztemperatur des Bleis, würden also das Blei an der Behälterwand einfrieren, wenn es zu einer Leckage des inneren Behälters käme.

Diese recht innovative Konstruktion hat den Vorteil, dass eine Leckage im Dampferzeuger keine Dampfblasen in den Reaktorkern transportieren kann. Sie könnten sonst dort durch den positiven Voideffekt einen unkontrollierten Leistungsanstieg auslösen. Der Dampfdruck muss bei diesem Reaktor nämlich sehr hoch gewählt werden. Da Blei erst bei 327 °C schmilzt, muss das Speisewasser für den Verdampfer auf 340 °C vorgewärmt werden, sonst riskiert man, dass Blei im Verdampfer lokal anfriert. Bei 340 °C sind wir aber nicht weit von der kritischen Temperatur von Wasser entfernt. Bei einer so hohen Temperatur muss das Speisewasser schon überkritisch sein, damit es noch flüssig ist. Der BREST-1200 hat deshalb

einen überkritischen Dampfprozess mit einem Dampfdruck von 245 bar und eine Dampftemperatur von 520 °C am Eintritt in die Hochdruckturbine.

Der Reaktorkern des BREST-OD-300 besteht aus hexagonalen Brennelementen [38]. Sie haben im Unterschied zum natriumgekühlten Reaktor keinen Brennelementkasten mehr und sehen im Querschnitt so ähnlich aus wie die Brennelemente des russischen Druckwasserreaktors VVER. Sie haben auch einen ähnlich großen Abstand von 13 mm zwischen den Brennstäben wie ein Druckwasserreaktor. Die Brennstäbe haben einen Durchmesser von ca. 9 bis 10 mm. Die Geschwindigkeit, mit der das flüssige Blei durch diese weiten Brennelemente strömt, ist dann weniger als 2 m/s, was für die Nachwärmeabfuhr durch Naturumlauf hilfreich ist. Der aktive Teil des Brennstabs ist nur 1,1 m hoch. Es wird oben und unten durch eine Schicht von U-238 sowie durch ein großes Spaltgasplenum ergänzt. Der ganze Brennstab ist dann 3,2 m lang. Diese Verhältnisse sind ähnlich wie bei natriumgekühlten Reaktoren. Der Kerndurchmesser wird beim BREST-OD-300 mit 2,4 m angegeben. Der größere Reaktor BREST-1200 hat einen aktiven Kern von 4,75 m im Durchmesser. Brutelemente sollen nicht eingebaut werden, entsprechend den Zielen für höhere Proliferationsresistenz. Der BREST-OD-300 soll eine mittlere Leistungsdichte des Kerns von mehr als 500 MW/m³ erreichen.

Als Hüllrohrwerkstoff wird ein ferritisch-martensitischer Chromstahl genannt, was für die anvisierte maximale Hüllrohrtemperatur von 650 °C schon eine Herausforderung sein wird. Als Brennstoff wird derzeit ein Uran-Plutonium-Nitrid, (U-Pu)N, favorisiert. Dieser Brennstoff wurde gelegentlich auch schon für natriumgekühlte Reaktoren verwendet. Er hat eine etwa zehnmal höhere Wärmeleitfähigkeit als MOX-Brennstoff. Dadurch wird der Brennstoff im Inneren des Brennstabs nicht so heiß. Die maximal zulässige Stableistung kann dann höher gewählt werden. Sie liegt im BREST-Reaktor jedoch nur bei ca. 40 bis 42 kW/m, ähnlich wie bei MOX-Brennstoff. Ferner ist die Dichte etwa 40 % höher. Das bewirkt ebenso wie ein höherer Wirkungsquerschnitt, dass die Neutronen eher im Brennstoff absorbiert werden und damit seltener im Kühlmittel. Damit produziert der Reaktor mehr neuen Brennstoff und man kann auf Brutelemente verzichten.

Ein Nachteil dieses Brennstoffs ist, dass der Stickstoff darin nicht das gewöhnliche ^{14}N sein sollte, denn dieser Stickstoff absorbiert gern ein Neutron und emittiert dann ein Proton, sodass daraus ^{14}C entsteht. Mit seiner Halbwertszeit von 5730 Jahren nehmen wir dieses Isotop zwar gern

zur Altersbestimmung, aber in hoher Konzentration ist es eher ein Endlagerproblem. Der Stickstoff in (U-PU)N enthält daher hochangereichertes $^{15}_7\text{N}$. Das ist zwar stabil und in der Natur vorhanden, aber recht selten und daher teuer anzureichern.

Es gibt noch eine ganze Reihe weiterer Entwürfe für Pool-Reaktoren, die mit Blei oder Blei-Bismut gekühlt sind, die aber noch nicht so detailliert ausgearbeitet sind. Sie sind in den letzten Jahren in Japan, Korea, den USA und Europa entstanden. Ich denke, es wird etwas ermüdend, diese Konzepte alle einzeln vorzustellen. Stattdessen möchte ich noch auf ein ganz anderes Konzept aufmerksam machen, das wirtschaftlich als Kraftwerk wohl kaum eine Bedeutung erlangen wird, aber dennoch technisch hochinteressant ist.

MYRRHA

Schnelle Reaktoren werden nicht nur gebraucht, um Strom zu erzeugen. In der Forschung werden sie auch heute noch als Neutronenquelle benötigt, z. B. um Wirkungsquerschnitte zu messen, um Werkstoffe zu bestrahlen oder um Radionuklide zu erzeugen, z. B. für medizinische Untersuchungen. Insbesondere die gegenwärtige Forschung zu Fusionsreaktoren, bei denen die Werkstoffe einem sehr hohen Neutronenfluss mit hoher Energie ausgesetzt sein werden, hat viele Bestrahlungsversuche erforderlich gemacht. Hochenergetische Protonen kann man mit einem Teilchenbeschleuniger erzeugen, entweder mit einem Linearbeschleuniger oder mit einem Zyklotron, bei dem die Protonen auf Kreisbahnen beschleunigt werden. Schießt man die Protonen auf ein Target, also z. B. auf eine Metallplatte, werden Neutronen aus den Kernen herausgeschlagen, die sich als Neutronenquelle nutzen lassen. Der Teilchenbeschleuniger SINQ am Paul-Scherrer-Institut in der Schweiz erzeugt z. B. auf diese Weise einen Neutronenfluss von $10^{14} \text{ n/cm}^2\text{s}$. Werden die Protonen auf eine Energie von einigen Hundert MeV beschleunigt, können sie schwere Atomkerne regelrecht zertrümmern. Man nennt so etwas eine Spallation. Sie erzeugt bei jedem Treffer verschiedene Spaltprodukte sowie ca. 10 bis 20 Neutronen, je nach Energie des einfallenden Protons. Das Target wird dadurch aber sehr heiß. Man baut es entweder aus Wolfram, das einen extrem hohen Schmelzpunkt hat, und kühl es intensiv mit Helium. Oder man nimmt Blei oder Blei-Bismut, was zwar schnell schmilzt, aber als Flüssigmetall in einem Wärmetauscher leicht wieder abgekühlt werden kann. Ein solches Flüssigmetalltarget mit Blei-Bismut wurde bereits in der SINQ-Anlage in der Schweiz erfolgreich eingesetzt [39].

Eine noch höhere Neutronenausbeute bekommt man, wenn die erzeugten Neutronen gleich noch ein paar Kernspaltungen erzeugen. Der Kernbrennstoff dient dann quasi als Verstärker der erzeugten Neutronenstrahlung. Dazu installiert man ein solches Target in der Mitte eines Reaktorkerns, vorzugsweise eines schnellen Reaktors, wenn ein schnelles Neutronenspektrum für die Bestrahlungsversuche erforderlich sein sollte. Der Protonenstrahl wird dazu durch Umlenkagnete von oben in den Reaktor eingeschossen, skizziert in Abb. 7.6. Das Strahlrohr endet in der Mitte des Kerns mit einer Kugelkalotte, die von außen von Flüssigmetall umströmt wird. Nimmt man ein schweres Flüssigmetall, etwa Blei-Bismut, ist das Kühlmedium des Reaktors gleichzeitig das flüssige Targetmaterial.

Die Größenverhältnisse in Abb. 7.6 sind keineswegs übertrieben. Im Gegenteil, es ist nur der hintere Teil des Teilchenbeschleunigers dargestellt. Links im Bild schließt sich eine Beschleunigungsstrecke an, die gut noch einmal so lang ist. Als ich das erste Mal eine Zeichnung dieser Anlage zu sehen bekam, kam mir der Reaktor vor wie ein kleiner Beam Dump des Strahls. Der Teilchenbeschleuniger war 450 m lang, aber der Reaktor hatte nur eine Höhe von 7 m. Mir war sofort klar: so baut man kein Kraftwerk. Aber hier geht es ja auch gar nicht um ein Kraftwerk.

Bei diesem Betrieb ist der Reaktor nicht kritisch, sondern nur ein Verstärker der erzeugten Neutronen. Das ist vergleichbar mit einem Mikrofon und einem Verstärker, bei dem die Lautsprecher entweder mehr Schall abgeben, wenn man lauter in das Mikrofon spricht, oder indem man den Verstärker weiter aufdreht. In diesem Reaktor können wir den Neutronenfluss erhöhen, indem wir den Protonenstrahl verstärken oder indem wir die Steuerstäbe etwas weiter herausziehen. Wenn wir die Steuerstäbe zu weit ziehen, wird der Reaktor überkritisch. Das ist vergleichbar

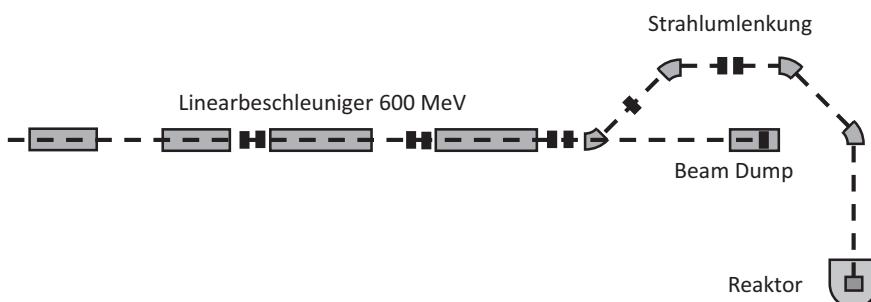


Abb. 7.6 Kombination eines Linearbeschleunigers mit einem bleigekühlten Reaktor zu einem beschleunigergetriebenen System

mit dem Mikrophon-Verstärker, der durch die Rückkopplung der Schallwellen zwischen Mikrofon und Lautsprecher durchdringend lospiepst, wenn man in zu weit aufdreht. Die Lautstärke nimmt dann unkontrolliert zu. Im Reaktor ist dieser Zustand dagegen dank der verzögerten Neutronen in einem gewissen Bereich regelbar, solange er nicht prompt überkritisch wird; der Neutronenfluss regelt sich dann über den Doppler-Effekt, den Dichte-Effekt oder den Voideffekt von selbst. Aber selbst wenn wir kaum verzögerte Neutronen, zu wenig Doppler-Effekt oder einen Voideffekt in die falsche Richtung haben, kann man einen solchen Reaktor noch kontrolliert betreiben, indem man einfach unterkritisch bleibt, ihn also nur als Verstärker nutzt. Einen solchen Reaktor nennt man ein beschleunigergetriebenes System (*Accelerator Driven System, ADS*).

Im belgischen Forschungszentrum SCK-CEN hat man sich vor einigen Jahren entschieden, den alten Forschungsreaktor BR2 durch solch ein beschleunigergetriebenes System zu ersetzen [40]. Der Reaktor dieser MYRRHA genannten Anlage wird mit Blei-Bismut gekühlt, das im Reaktor von 270 °C auf 410 °C aufgewärmt wird. Die thermische Leistung von 100 MW wird nur an einen Kondensator abgegeben. Eine Stromerzeugung ist dort nicht vorgesehen. Als Forschungsreaktor soll er vielmehr einen möglichst großen Neutronenfluss von mehr als 10^{15} n/cm²s mit einer Neutronenenergie von mehr als 0,75 MeV bereitstellen.

Der Reaktorkern ist aus hexagonalen Brennelementen mit einer Schlüsselweite von 87 mm aufgebaut. So nennt man den Abstand zwischen zwei gegenüberliegenden Seiten des Sechsecks, in Analogie zu Schraubenköpfen. Der Reaktorkern hat einen Durchmesser von 1,80 m und eine Höhe von 1 m, wovon nur 600 mm mit Brennstoff bestückt sind. Die Brennstäbe haben einen Außendurchmesser von 6,55 mm und sind insgesamt 1200 mm lang. Von den 151 Kernpositionen stehen 37 für Messpositionen, Steuerstäbe oder Absorber, Instrumentierung oder andere Versuche zur Verfügung. In der Mitte des Reaktors steckt anstelle eines Brennelements das Strahlrohr des Protonenbeschleunigers in dem Reaktor. Es erzeugt so in der Mitte des Reaktorkerns eine Spallationsneutronenquelle. In die Messpositionen können von oben Kanäle mit Werkstoffproben eingesetzt werden, um sie zu bestrahlen, aber auch Proben mit Americium oder Curium, um es versuchsweise zu spalten. Die zusätzlichen Neutronen, die dort erzeugt werden, sind bei unterkritischem Betrieb kein Problem für die Regelung des Reaktors. Dadurch wäre MYRRHA eine ideale Anlage, um solche Nuklide zu testen, bevor sie in größerer Menge in einem kritischen Reaktor gespalten werden. MYRRHA soll aber andererseits auch so ausgelegt sein, dass der Reaktor kritisch betrieben werden kann, also ohne Teilchenbeschleuniger.

Die vielen Zugänge zu den Messpositionen oberhalb des Reaktors wären für einen herkömmlichen Brennelementwechsel von oben eher hinderlich gewesen. Deshalb hat man sich bei MYRRHA für eine unkonventionelle Alternative entschieden: Die Brennelemente werde von unten her gewechselt. In dem schweren Flüssigmetall sind sie ohnehin leichter und schwimmen hoch. Die Belademaschine zieht also die frischen Brennelemente zunächst unter den Reaktorkern und lässt sie dann an der jeweiligen Kernposition nach oben in die Kerntragplatte aufsteigen. Eigentlich würden sie durch den Auftrieb dort von selbst stehenbleiben. Sie sind jedoch noch durch eine Verriegelung gesichert. Die Belademaschine musste für diesen Zweck eigens entwickelt werden, ebenso wie eine Ultraschallinspektion des Reaktorkerns von unten, um den Kern kontrollieren zu können. Die alten Brennelemente werden nach dem Abbrand zunächst in ein Brennelementlager neben dem Kern gesetzt, also innerhalb des Pool-Reaktors, wo sie noch eine Zeit lang abkühlen können, bevor sie von der Belademaschine wieder rausgeholt werden.

Die Konstruktion des Reaktors hat sich in den vergangenen Jahren mehrfach geändert [41]. Der letzte mir bekannte Entwurf ist in Abb. 7.7 skizziert. Der zylindrische Pool-Reaktor sitzt in einem einbetonierten, zylindrischen Außenbehälter, der als Schutz gegen Leckage dient. Ein Kühlschirm aus vertikalen Rohren im Spaltraum zwischen beiden Behältern hält den umgebenden Beton hinreichend kalt. Er kann auch die Nachwärme abführen,

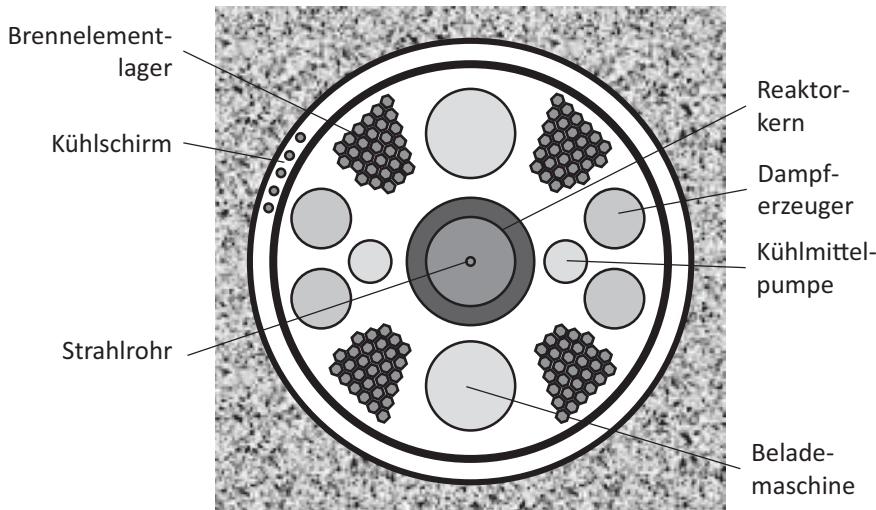


Abb. 7.7 Skizze des MYRRHA-Reaktors im horizontalen Querschnitt

wenn das normale Kühlssystem ausfallen sollte. Um den Kern herum angeordnet sind vier Dampferzeuger und zwei Pumpen im kalten Strang, die das Blei-Bismut durch den Kern drücken. Ferner sitzen in diesem Ringraum die zwei Belademaschinen mit einer Schleuse für die Brennelemente. Sie können den Kern von zwei Seiten aus bestücken. Das Schutzgas über der Oberfläche des Flüssigmetalls hat ein Druckentlastungssystem mit einer Berstscheibe, die den Druck dort auf maximal 6 bar begrenzt.

Das Sekundärsystem besteht aus zwei unabhängigen Strängen, die jeweils die volle Wärme abführen können. Die Dampferzeuger führen dazu zunächst den Dampf allein durch Auftrieb an eine Trommel ab, in welcher der Dampf von der Flüssigkeit getrennt wird. Der Satt dampf wird dann über eine Drossel direkt an einen Luftkondensator gegeben. Der Sekundärkreis wird auf einem Druck von 15,5 bar gehalten, um eine Verdampfungs temperatur von 200 °C nicht zu unterschreiten, damit das Blei-Bismut nicht an den Verdampferrohren einfriert. Die Nachwärme kann ferner auch über den Kühlschirm abgeführt werden, der den Behälter von außen kühlt.

Inzwischen hat die belgische Regierung die Mittel für den Bau dieser Anlage genehmigt. Der Bau beginnt zunächst mit dem Linearbeschleuniger. Den Entwicklern des Reaktors bleibt damit noch ein wenig Zeit für die Detailkonstruktion. Damit wäre diese Anlage der erste Reaktor außerhalb von Russland, der mit Blei-Bismut gekühlt wird. Der Reaktor soll ab 2036 betriebsbereit sein.

Fazit

Der bleigekühlte Reaktor ist offensichtlich eine vielversprechende Alternative zum natriumgekühlten Reaktor. Konzepte, die schon sehr detailliert ausgearbeitet sind und bald realisiert werden können, verwenden Blei-Bismut als Kühlmittel und arbeiten bei niedrigeren Temperaturen, unterscheiden sich aber ansonsten nicht grundsätzlich von bleigekühlten Reaktoren. Lassen Sie mich natrium- und bleigekühlte Reaktoren aber einmal kurz anhand der Ziele der vierten Generation gegenüberstellen.

Nachhaltigkeit

Ein Reaktor, der mit Blei oder Blei-Bismut gekühlt wird, kann ebenso nachhaltig Plutonium erzeugen und ebenso Transurane recyceln wie ein natriumgekühlter Reaktor. Polonium Po-210, das bei Bestrahlung aus Bismut entsteht, ist zwar für den Betrieb des Reaktors ein Sicherheitsproblem, aber kein Endlagerproblem. Dafür zerfällt es zu schnell.

Sicherheit

Da sich Blei und Blei-Bismut in Wasser und Luft weitgehend inert verhalten, haben diese Kühlmittel gegenüber Natrium einen klaren Sicherheitsvorteil. Auch der sehr hohe Siedepunkt dieser schweren Flüssigmetalle gibt ihnen gegenüber Natrium einen Sicherheitsvorteil: der positive Voideffekt, der sich auch hier kaum vermeiden lässt, kann selbst unter sehr heißen Betriebsbedingungen kaum einen Schaden anrichten. Bei Blei-Bismut stellt dagegen das stark strahlende Polonium Po-210 ein neues Sicherheitsproblem dar, wie die Erfahrung mit russischen U-Booten gezeigt hat. Reines Blei als Kühlmittel hätte dieses Problem nur geringfügig.

Wie schon bei natriumgekühlten Reaktoren ist die Nachwärmeabfuhr auch mit passiven Systemen leicht erreichbar. Sie kann durch Naturumlauf abgeführt werden, ohne dass es dafür ein Antriebssystem braucht.

Zuverlässigkeit

Auch wenn die natriumgekühlten Reaktoren sicherheitstechnisch auf einen Natriumbrand vorbereitet waren, gab es mit diesen Reaktoren deshalb immer wieder Verzögerungen im Betrieb. Dieses Problem gibt es bei Blei nicht. Ansonsten ist der natriumgekühlte Reaktor aber eine vielfach erprobte Technik, von der wir eine hohe Zuverlässigkeit erwarten können. Chemisch verhält sich Natrium in der Anlage völlig inert, selbst über viele Betriebsjahre. Die Korrosion in Blei oder Blei-Bismut wird dagegen vorerst noch eine Herausforderung bleiben. Insbesondere für den bleigekühlten Reaktor gibt es bisher noch keine Betriebserfahrung.

Wirtschaftlichkeit

Blei oder Blei-Bismut brauchen keinen Zwischenkreislauf zwischen dem flüssigmetallgekühlten Primärsystem und dem Wasser-Dampf-Kreislauf. Das spart zweifellos Kosten gegenüber dem natriumgekühlten Reaktor. Ein Blei-Bismut-gekühlter Reaktor ist also voraussichtlich wirtschaftlicher als ein natriumgekühlter. Wenn der Dampferzeuger aber direkt in den Reaktorbehälter integriert wird, muss man darauf achten, dass keine Dampfblasen in den Reaktorkern gelangen können. Ansonsten entsteht ein gravierendes Sicherheitsproblem.

Schutz vor Proliferation

Entsprechend den Zielen der vierten Generation wurde bei den neuen, bleigekühlten Konzepten streng darauf geachtet, dass keine Brutelemente verwendet werden. Sie produzieren trotzdem noch mehr Plutonium, als sie verbrauchen. Das Risiko der Proliferation ist folglich geringer. Eigentlich könnte man aber auch natriumgekühlte Reaktoren so auslegen. Die Unterschiede in der Kernauslegung liegen meines Erachtens nicht am Kühlmittel.

Glossar

Elektrolyt	Ein fester oder flüssiger Ionenleiter
Eutektische Legierung	Eine Mischung aus zwei Metallen derart, dass sich der niedrigste Schmelzpunkt ergibt
Ferritischer Stahl	Ein Stahl mit der Kristallstruktur von Eisen, der vorwiegend aus Eisen besteht, aber bis zu etwa 18 % Chrom enthalten kann, um die Korrosionsbeständigkeit zu verbessern
Ferritisch-martensitischer Stahl	Ein ferritischer Stahl mit einem höheren Kohlenstoffanteil, der gehärtet werden kann, wobei sich sein Gefüge zu Martensit umwandelt
Spallation	Zertrümmern eines Atomkerns durch Beschuss mit hochenergetischen Neutronen, wobei mehrere Bruchstücke und mehrere Neutronen entstehen
Target	Die „Zielscheibe“ eines Teilchenstrahls, also das Objekt, das beschossen werden soll



8

Gasgekühlte schnelle Reaktoren

Es gibt noch andere Optionen, einen schnellen Reaktor zu kühlen. So wie man einen thermischen Reaktor mit Gas kühlen kann, wäre es ja auch denkbar, einen schnellen Reaktor auf diese Weise zu kühlen. Gase, die dafür in Frage kämen, sind z. B. Helium, CO₂ oder Wasserdampf. Ein paar Beispiele möchte ich in diesem Kapitel kurz vorstellen.

Helium

Bei thermischen Reaktoren war Helium letztlich das beste gasförmige Kühlmittel. Helium reagiert weder mit Luft noch mit Wasser wie Natrium; Helium ist auch nicht korrosiv wie Blei oder Blei-Bismut. Helium ist eben ein Edelgas und macht keinerlei chemische Reaktionen. Die Dichte von Helium ist so gering, dass es Neutronen nicht moderiert, jedenfalls nicht nennenswert. Die Neutronenabsorption von Helium ist praktisch null. Helium siedet nicht, erzeugt also auch keinen Voideffekt, sondern nur einen kleinen, allerdings positiven Dichteefekt des Kühlmittels: wenn die Heliumdichte abnimmt, nimmt die Reaktorleistung zu. Wenn ein heliumgekühlter Reaktor heißer wird, regelt aber im Wesentlichen der Doppler-Effekt des Brennstoffs die Leistung von allein zurück. Da Helium weder moderiert noch absorbiert, hat ein heliumgekühlter Reaktor eine recht gute Ausbeute an schnellen Neutronen. Sein Neutronenspektrum ist härter, weist also höhere Energien auf als das eines natriumgekühlten Reaktors. Das ermöglicht, beim Abbrand viel neuen Brennstoff zu erzeugen.

Tab. 8.1 Vergleich der physikalischen Eigenschaften von Helium und Natrium

	Helium	Natrium
Wirkungsquerschnitt Absorption thermischer Neutronen	0	430 mbarn
<i>Wichtige Stoffdaten bei Kerneintritts- und -austrittsbedingungen:</i>		
Temperatur	500 °C	500 °C
Druck [bar]	1	70
Dichte [kg/m³]	0,062	4,13
Viskosität [$\mu\text{Pa} \cdot \text{s}$]	38,6	38,6
Wärmeleitfähigkeit [W/mK]	0,301	0,304
spezifische Wärmekapazität [kJ/kg · K]	5,195	5,195
		1,258

Helium wird nicht durch Neutroneneinfang aktiviert, erzeugt also auch keine problematischen Nuklide. Helium ist ferner transparent, im Gegensatz zu Flüssigmetallen. Man kann also in den Reaktor hineinschauen, zumindest mit Kameras. Chemisch und neutronenphysikalisch betrachtet wäre Helium also das ideale Kühlmittel für einen schnellen Reaktor.

Die physikalischen Eigenschaften von Helium habe ich in Tab. 8.1 denen von Natrium gegenübergestellt. Auffallend ist nicht nur die erheblich geringere Dichte des Heliums, insbesondere bei Atmosphärendruck, sondern auch seine geringe Wärmeleitfähigkeit. Sie ist zwar immer noch besser als bei vielen anderen Gasen, aber gegenüber Natrium ist Helium eher ein Wärmeisolator. Daraus resultiert die generelle Schwierigkeit bei diesem Reaktortyp: der schlechte Wärmeübergang des Heliums. Zum einen muss ein heliumgekühlter Reaktor bei höherem Druck betrieben werden. Bei 70 bar ist die Dichte schon fast 70-mal so hoch wie bei Atmosphärendruck. Der Wärmeübergang vom Brennstab auf das Helium wäre jedoch bei gleicher Strömungsgeschwindigkeit und gleicher Temperatur immer noch mehr als 500-mal schlechter als der in Natrium. Der Reaktorkern muss also mit sehr viel höheren Strömungsgeschwindigkeiten gekühlt werden und die Leistung der Brennstäbe muss abgesenkt werden, um noch akzeptable Hüllrohrtemperaturen einhalten zu können.

Heliumgekühlte schnelle Reaktorkonzepte

Ein heliumgekühlter schneller Reaktor ist bisher noch nie gebaut worden. Es gab allerdings schon zahlreiche Ansätze dazu [42]. In Deutschland entstanden bereits in den 1960er Jahren recht detaillierte Studien zu einem „Gasbrüter“ als Rückfalloption, falls der natriumgekühlte schnelle Reaktor nicht erfolgreich sein sollte [43]. Die Entwürfe sahen u. a. einen Reaktor

vor, der zusammen mit seinen Dampferzeugern in einen Spannbetonbehälter integriert wurde. Alternativ wurde ein Reaktor in einem druckfesten Containment vorgeschlagen, bei dem das heiße Helium eine Gasturbine antreibt. Die Studien wurden aber zugunsten des natriumgekühlten Reaktors nach 1971 nicht weiter fortgesetzt. Ähnliche Ansätze gab es in dieser Zeit auch in den USA unter der Federführung von General Atomics. In den 1970er Jahren wurden die Studien im Vereinigten Königreich (UK) fortgesetzt, wo man auf die ersten Erfahrungen mit CO₂-gekühlten thermischen Reaktoren setzte. In den 1990er Jahren wurden schließlich in Japan Studien durchgeführt, die aber nie zum Bau eines Prototyps führten.

Im Rahmen des Generation-IV-Programms hatte sich nach 2000 ein Team französischer Wissenschaftler erneut das Ziel gesetzt, ein Konzept für solch einen Reaktor auszuarbeiten. Daraus entstanden im Wesentlichen zwei Reaktorentwürfe, nämlich ein großer Reaktor mit 2400 MW Wärmeleistung [44], um die Wirtschaftlichkeit des Konzepts beurteilen zu können, und ein kleiner Prototyp mit 75 MW Wärmeleistung, da niemand einen derart großen Reaktor bauen würde, ohne vorher einen kleinen Prototyp getestet zu haben. Der Prototyp erhielt den schönen Namen ALLEGRO [45]. Heute führt ein internationales Team europäischer Wissenschaftler diese Arbeiten fort.

Bei der Auslegung des Reaktorkerns kann man leider nicht viel vom heliumgekühlten thermischen Reaktor übernehmen. Für ein schnelles Neutronenspektrum muss man alles Graphit im Reaktorkern weglassen. Es gab zwar immer wieder Ansätze, die bewährten TRISO-Partikel zu verwenden, aber das darin enthaltene Pyrographit könnte den hohen Neutronenfluss nicht lange aushalten. Für einen ersten Entwurf des Reaktorkerns kann man eher von den Brennelementen des natriumgekühlten Reaktors ausgehen, also von MOX-Brennstoff in einem Edelstahlhüllrohr. Die Brennstäbe des Phénix-Reaktors hatten einen Durchmesser von 6,55 mm und waren mit einem Draht umwickelt, um sie auf Abstand zu halten und das Kühlmittel gut zu durchmischen. Die ALLEGRO-Brennstäbe wären dann 1,30 m lang und hexagonal dicht gepackt, wie in Abb. 8.1 links skizziert. Eine moderate Aufheizung des Heliums im Kern von 260 °C auf 516 °C, wie zuletzt vorgesehen, wäre für einen Prototypreaktor sicherlich schon ausreichend. Der ALLEGRO-Reaktor sollte bei einem Druck von 70 bar betrieben werden.

Bei solchen Brennstäben wäre die maximal zulässige Hüllrohrtemperatur aber auf ca. 650 °C begrenzt. Bei höherer Temperatur fängt Edelstahl merklich an zu kriechen und das Hüllrohr könnte entweder unter dem

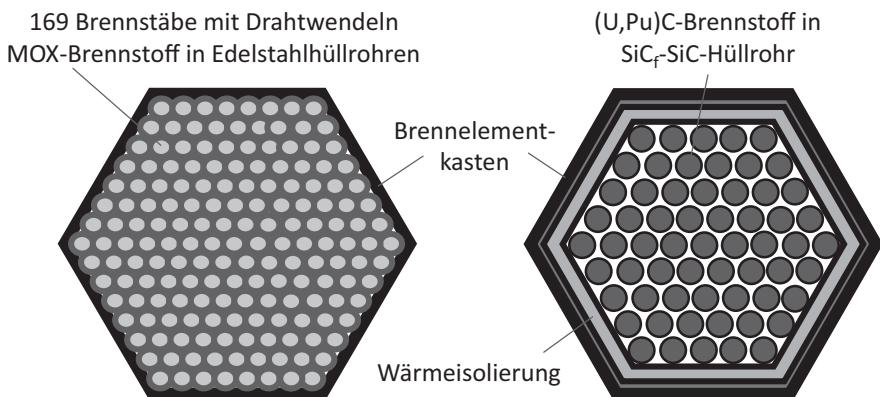


Abb. 8.1 Brennelemente des schnellen heliumgekühlten Reaktors ALLEGRO; links: MOX-Brennelement mit Edelstahlhüllrohren, rechts: keramisches Brennelement

Außendruck kollabieren oder sich unter dem Innendruck aufzublättern. Alternativ könnte man die Hüllrohre aus faserverstärktem Siliciumcarbid (SiC_f - SiC) fertigen. Damit sie nicht so leicht abbrechen, haben diese Rohre einen größeren Durchmesser, wie in Abb. 8.1 rechts gezeigt. Der Brennstoff im Inneren der Hüllrohre soll dann aus Uran- und Plutoniumcarbid ($\text{U},\text{Pu}\text{C}$) bestehen. Im Unterschied zu MOX-Brennstoff hat ($\text{U},\text{Pu}\text{C}$) eine höhere Dichte und eine deutlich höhere Wärmeleitfähigkeit, sodass man mit solchen Brennstäben eine höhere Leistung erzielen könnte. Tab. 8.2 zeigt einige physikalischen Eigenschaften dieser Brennstoffe im Vergleich.

Wichtiger ist bei dieser Anwendung vermutlich, dass sich ein carbidischer Brennstoff chemisch besser mit dem Siliciumcarbid-Hüllrohr verträgt. Dieser Brennstoff ist, ebenso wie die keramischen Hüllrohre, heute allerdings noch wenig erprobt. Die Entwicklungsstrategie des ALLEGRO-Reaktors sieht deshalb vor, zunächst einen Reaktorkern aus bekannten MOX-Brennelementen zu bauen und später erst einmal einzelne keramische Brennelemente darin zu testen. Beide Brennelemente haben daher die gleiche Schlüsselweite von

Tab. 8.2 Physikalische Eigenschaften einiger alternativer Brennstoffe [46]

	UO_2	MOX	UN	UC
Wärmeleitfähigkeit [W/mK] bei 1000 °C	2,79	2,60	22,9	28,8
Wärmeleitfähigkeit [W/mK] bei 2000 °C	2,12	2,33	28,7	64,6
Dichte [kg/m^3] bei 20 °C und 5 % Porosität	9664	9770	13 619	12 970
Schmelzpunkt [°C]	2850	2750	2850	2365

110 mm. Das keramische Brennelement soll höhere Temperaturen ertragen können. Zum Test müsste man das Brennelement dann am Eintritt etwas drosseln, damit weniger Helium hindurchgeht. Die Kastenwände des keramischen Brennelements müssen dann aber innen wärmeisoliert werden, sonst überhitzt der metallische Brennelementkasten.

Es wurden auch alternative Brennelemententwürfe mit Siliciumcarbid-Platten veröffentlicht, zwischen denen (U-Pu)C Brennstofftabletten montiert werden sollen [44]. Abb. 8.2 zeigt einen solchen Entwurf. Die Brennstofftabletten mit einem Durchmesser von gut 11 mm und einer Dicke von 6,5 mm stecken in einer Honigwabenstruktur, die jeweils von zwei Platten aus faserverstärktem $\text{SiC}_f\text{-SiC}$ gebildet wird. Diese Platten müssen innen noch mit einer dünnen Schicht aus Wolfram ausgekleidet sein, damit keine Spaltprodukte hindurchdiffundieren können. Jedes Plattenpaar mit innenliegenden Brennstofftabletten bildet eine Sandwich-Struktur mit 8,4 mm Breite. Diese wird in einen keramischen Brennelementkasten gesteckt, wie in Abb. 8.2 rechts skizziert. Zwischen den Sandwich-Platten verbleibt ein 4 mm breiter Spalt, durch den das Helium aufwärts strömt und die Platten kühlt. Diese Konstruktion erlaubt schon einen gewissen Wärmetransport durch Wärmeleitung quer zur Strömung und damit einen Temperaturausgleich heißer Stellen. Ein solch innovatives Brennelement ist aber völlig neu und benötigt noch viele vorausgehende Versuche, bevor es eingesetzt werden kann.

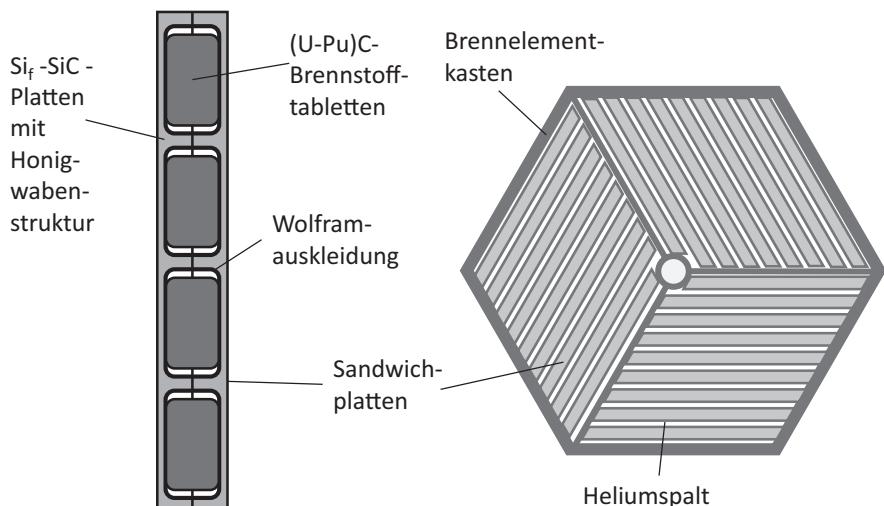


Abb. 8.2 Entwurf eines keramischen Brennelements mit Siliciumcarbid-Sandwich-Platten

Der Kern des ALLEGRO-Reaktors besteht zunächst aus 81 MOX-Brennelementen, wie in Abb. 8.3 skizziert. Hinzu kommen sechs Kernpositionen, die mit keramischen Versuchsbrennelementen bestückt werden können, sowie zehn Kernpositionen für die Steuer- und Abschaltstäbe. Das harte Neutronenspektrum des heliumgekühlten schnellen Reaktors und die fehlende Absorption in Helium machen eine gute Abschirmung des Kerns gegenüber dem Reaktordruckbehälter erforderlich. Der Reaktorkern ist daher noch umgeben von vier Reihen aus Reflektorelementen aus Edelstahl und darum herum mit drei Reihen Elementen aus Borcarbid, B_4C . Der Kohlenstoff im Borcarbid bremst die schnellen Neutronen auf thermische Energie herunter, sodass sie vom Bor-Isotop ^{10}B gut absorbiert werden können. Der Edelstahlreflektor verhindert, dass diese thermischen Neutronen zurück in den aktiven Kern gelangen können. Auch die MOX-Brennstäbe des aktiven Kerns haben oben und unten jeweils eine 30 cm dicke Lage aus Reflektormaterial und darunter bzw. darüber eine 50 cm dicke Lage aus Absorbermaterial. Der Kern hat andererseits aber keine Brutelemente. Das harte Neutronenspektrum ermöglicht es, im ALLEGRO-Reaktor 97 % des eingesetzten Plutoniums am Ende des Abbrands übrig zu behalten. Es wird also kein weiteres Plutonium erbrüten.

Der aktive Teil des ALLEGRO-Kerns hat ein Volumen von etwa $0,75 \text{ m}^3$. Der MOX-Brennstoff müsste in diesem kleinen Kern etwa 30 % Plutonium enthalten, um den Reaktor kritisch zu bekommen. Bei 75 MW Wärmeleistung hat der Kern dann eine Leistungsdichte von etwa 100 MW/m^3 . Inzwischen denkt man aber auch über eine Leistungsdichte nach, die noch deutlich darunter liegt.

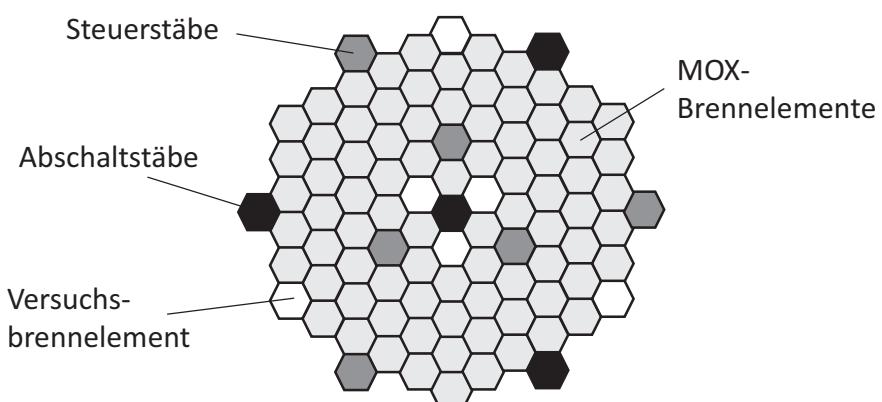


Abb. 8.3 Aufbau des Kerns des ALLEGRO-Reaktors

Das heiße Helium wird beim ALLEGRO-Reaktor auf zwei Wärmetauscher gegeben, die neben dem Reaktor stehen. Sie werden einfach nur mit Wasser gekühlt, das seine Wärme daraufhin an die Umgebung abgibt. Eine Stromproduktion ist bei diesem Prototyp noch gar nicht vorgesehen. Ein Helium-Gebläse mit 426 kW Leistung erzeugt einen Heliumüberdruck von ca. 1 bar (also z. B. von 69 auf 70 bar), der das Helium mit einem Massenstrom von 28 000 kg/s durch den Kern pumpt. Die mittlere Strömungsgeschwindigkeit im Kern liegt dann bei etwa 80 m/s.

Bei dem großen Leistungsreaktor sind stattdessen drei Wärmetauscher vorgesehen, mit denen z. B. Dampf für einen Dampfprozess erzeugt werden könnte. Der Druck auf der Sekundärseite ist dann aber höher als im Primärsystem, sodass man einen potenziell Störfall untersuchen muss, bei dem Dampf in den Primärkreis gelangt. Ebenso könnte im Stillstand Wasser in den Reaktordruckbehälter laufen. Ein alternativer Sekundärkreis wäre dann ein weiteres Gassystem aus einer Stickstoff-Edelgas-Mischung, das auch schon für den thermischen Hochtemperaturreaktor ANTARES vorgeschlagen wurde (Kap. 4). Dieses Gasgemisch treibt dann eine Gasturbine im geschlossenen Kreislauf an, deren Abgas über einen Abhitzekessel einen Dampfprozess versorgt.

Problematischer ist die Nachwärmeabfuhr, wenn das Heliumgebläse ausfallen sollte. Bei flüssigmetallgekühlten Reaktoren ist das kein Problem. Sie können die Nachwärme einfach durch eine freie Konvektion des Kühlmittels im Reaktor an einen Notkühler abgeben, ohne dass der Reaktorkern unzulässig überhitzt. Auch ein Druckwasserreaktor kann seine Nachwärme allein durch freie Konvektion vom Reaktorkern auf die Dampferzeuger übertragen. Bei einem heliumgekühlten Reaktor braucht jedoch auch der Notkühler ein Gebläse. Sollte sowohl der Netzstrom als auch der Notstrom ausfallen, könnte das Gebläse des Notkühlers ggf. auch mit einer Dampfturbine angetrieben werden.

Noch schwieriger ist ein Störfall, bei dem der Reaktor ein Leck hat. Wenn ein flüssigmetallgekühlter Reaktor oben ein Leck hat, entweicht nur das Schutzgas und auch das nur so lange, bis der Druck im Containment auf den Druck des Schutzgases angestiegen ist. Der Reaktor ist ansonsten drucklos. Ein Leck im unteren Teil des Reaktorbehälters muss vermieden werden, sonst läuft das Kühlmittel aus. Deshalb sind diese Behälter doppelwandig ausgeführt. Würde im Spalt zwischen den beiden Behältern ein Leck detektiert, bliebe genügend Zeit, den Reaktor zu entladen. Bei einem Druckwasserreaktor ist dieses Unfallszenario schon problematischer. Das Kühlwasser wird durch den Dampfdruck auch durch ein Leck getrieben, das oberhalb des Reaktors sitzt. Im Fall des Reaktors in Three Mile Island war

das Wasser durch ein geöffnetes Ventil im Druckhalter entkommen, also am höchsten Punkt des Primärsystems. Für diesen Fall gibt es Pumpen zur Noteinspeisung von Wasser und ein großes Wasserreservoir im Containment, aus dem das Wasser zur Noteinspeisung genommen wird. Ferner sind einige Druckspeicher erforderlich, die schon mal Wasser in das Primärsystem einspeisen können, während die Pumpen anlaufen.

Beim heliumgekühlten Reaktor ist eine entsprechende Noteinspeisung von Helium jedoch noch schwieriger. Man braucht dafür riesige Druckspeicher, um ausreichend Helium vorzuhalten. Insgesamt sechs große Druckbehälter sind dafür vorgesehen, von denen drei mit Helium und drei mit Stickstoff gefüllt sind und die im Fall einer Kühlmittelleckage in das Primärsystem einspeisen. Stickstoff hat eine siebenmal größere Dichte als Helium und einen größeren Absorptionsquerschnitt für thermische Neutronen von 80 mbarn.

Das Gas darf bei so einem Leckstörfall nicht in die Umgebung entweichen. Deshalb ist um das Primärsystem und seine Notkühler ein Schutzbehälter vorgesehen. Er muss, je nach Größe des Schutzbehälters, einen Druck von 5 bis 10 bar aushalten, denn weder Helium noch Stickstoff können auskondensiert werden. Ein höherer Druck ist andererseits aber auch hilfreich für die Wärmeübertragung im Kern.

Die begrenzten Möglichkeiten zur Nachwärmeabfuhr erschweren auch schon den normalen Brennstoffwechsel. Der Reaktor darf zu diesem Zweck nicht einfach geöffnet werden. Stattdessen müssen die Brennelemente einzeln durch eine Schleuse im Reaktordeckel in das Innere des Druckbehälters gebracht werden, wo eine interne Brennelement-Belademaschine die Brennelemente auf ihre Position setzt. Abb. 8.4 zeigt, wie man sich den großen Leistungsreaktor dann vorstellen muss. Um der Brennelement-Belademaschine ausreichend Platz zu verschaffen, müssen die Steuerstäbe von unten in den Reaktor gefahren werden.

Das zweite oder gar dritte Kühlssystem für den Normalbetrieb, die drei Notkühler mit Gebläse für den Ausfall des eigentlichen Kühlssystems, die sechs großen Druckspeicher und der druckfeste Schutzbehälter, der dies alles einschließt, sind für einen thermischen Hochtemperaturreaktor nicht erforderlich. Spätestens hier zeigt sich jetzt, dass der thermische Hochtemperaturreaktor eigentlich eine geniale Erfindung war. Seine niedrige Leistungsdichte einerseits, nur 3 bis 4 MW/m³, und sein großes Inventar an Graphit andererseits machen ein Notkühlssystem überflüssig. Das Graphit kann notfalls die Nachwärme einfach durch Wärmeleitung an die Außenseite des Reaktors abführen, ohne dass der Kern unzulässig überhitzt.

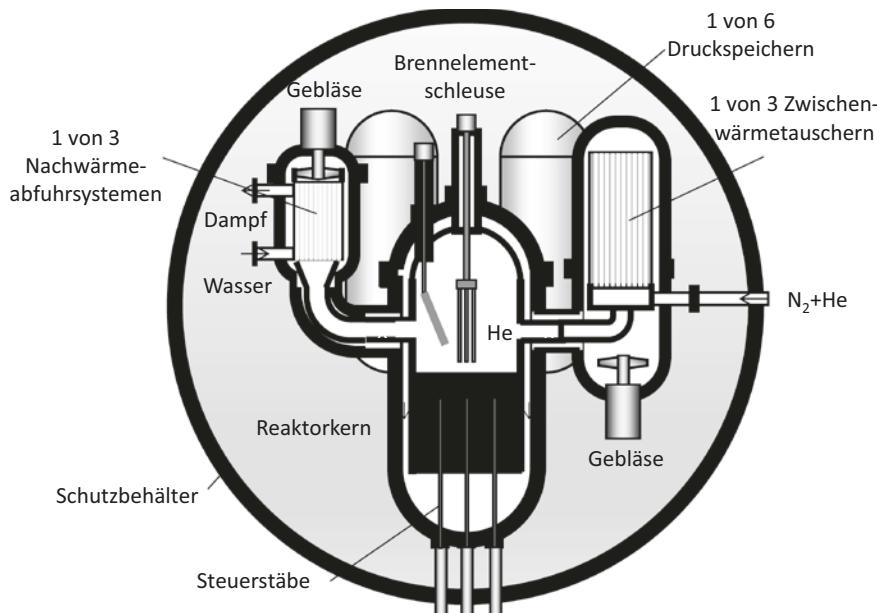


Abb. 8.4 Schema eines heliumgekühlten schnellen Reaktors

So ein einfaches System wäre zweifellos auch für den schnellen heliumgekühlten Reaktor wünschenswert, aber bis heute hatte noch niemand eine zündende Idee.

Dampfgekühlte schnelle Reaktoren

Beim Druck- oder Siedewasserreaktor ist das Notkühlkonzept zwar nicht so einfach wie bei flüssigmetallgekühlten Reaktoren, aber dafür sind deren Sicherheitssysteme schon sein viele Jahren erprobt. Man kann z. B. auch leicht einen Siedewasserreaktor in einen schnellen Reaktor umwandeln, indem man alle Wasserkanäle im Reaktorkern weglässt, die Brennstäbe möglichst eng anordnet und den Plutoniumanteil erhöht, bis der Reaktor trotzdem noch kritisch wird. Auch für Reaktoren mit überkritischem Wasser gab es schon entsprechende Vorschläge [47]. Generell haben diese Konzepte aber alle das gleiche Sicherheitsproblem: Im Reaktordruckbehälter befinden sich eine große Menge Wasser und eine große Menge Spaltstoff. Nur dadurch, dass die Brennstäbe eng zusammenstehen und der Reaktorkern stark untermoderiert wird, kommt ein thermisches Neutronenspektrum nicht zustande.

Würde man die gleiche Menge Spaltstoff und Wasser im Druckbehälter anders anordnen, sodass sich das Wasservolumen im Reaktorkern erhöht, ergäbe sich ein thermisches Spektrum mit entsprechend hohen Wirkungsquerschnitten für die Kernspaltung und der Reaktorkern würde bei diesem hohen Brennstoffinventar prompt überkritisch.

Sicher, bei einem normalen Betrieb des Reaktors kommt so etwas nicht vor. Es könnte aber z. B. im Verlauf eines schweren Unfalls ein Teil der Brennelemente schmelzen und somit Platz für mehr Wasser im Kern schaffen. Oder aber es werden bei einem Brennelementwechsel unvorsichtigerweise mehrere Brennelemente herausgezogen und der Wassergehalt zu sehr erhöht, bis der schnelle Reaktor als thermischer Reaktor kritisch wird. Bei einem thermischen Reaktor kann so ein Unfall nicht vorkommen, nicht nur weil genügend Absorbermaterial im Kern ist, sondern auch weil sowohl eine deutliche Erhöhung als auch eine Erniedrigung des Moderatoranteils den Reaktor unterkritisch macht. Er ist nahe dem optimalen Moderator-zu-Brennstoff-Verhältnis ausgelegt.

Ein früher Entwurf eines „Dampfbrüters“ sollte dieses Problem umgehen [48]. Ein schneller Reaktor, der nur mit Dampf gekühlt werden sollte, wurde dafür so ausgelegt, dass der Dampf in einem externen Einspritzdampferzeuger generiert wird. Das Prozessschema ist vereinfacht in Abb. 8.5 dargestellt. Der Kern dieses Reaktors war, wie damals auch schon bei natriumgekühlten Reaktoren üblich, aus hexagonalen Brennelementen mit dicht gepackten Brennstäben aufgebaut. Er hatte eine innere Spaltzone mit einem geringeren Plutoniumanteil von ca. 13 % und eine äußere Spaltzone mit höherem Plutoniumanteil von ca. 16 %. Außerdem war er radial

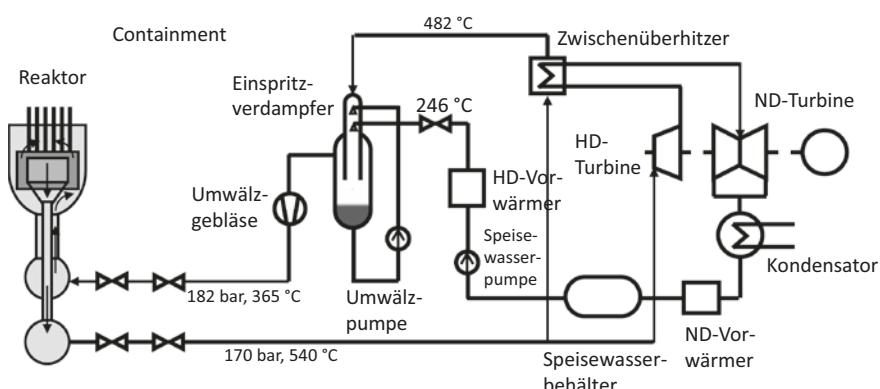


Abb. 8.5 Schema des Hauptkühlkreislaufs eines dampfgekühlten schnellen Reaktors mit externen Einspritzdampferzeugern

sowie oben und unten umgeben von Brutzonen mit U-238. In dem Entwurf tritt gesättigter Dampf mit etwa 182 bar zum Kühlen des Reaktorkerns von unten zunächst in die äußere Brutzone und in den umgebenden Neutronenreflektor ein, wo er beim Aufsteigen noch etwas überhitzt. Dann strömt er durch die Spaltzone abwärts, wo er schließlich auf 540 °C überhitzt wird. Ein Teil dieses Dampfs (etwa 60 %) wird direkt der Hochdruckturbine zugeführt. Der Rest kühlt sich zunächst im Zwischenüberhitzer zwischen Hochdruck- und Niederdruckdampfturbine auf 482 °C ab und strömt dann weiter zu den Einspritzdampferzeugern. Dort wird vorgewärmtes Speisewasser des Wasser-Dampf-Kreislaufs mit 246 °C eingespritzt, das den Dampf auf Sattdampftemperatur abkühlt und gleichzeitig weiteren Dampf erzeugt. Der so erzeugte Dampf mit 165 bar muss noch mit einem Umwälzgebläse wieder auf einen Druck von 182 bar gebracht werden, bevor er zurück in den Reaktor geführt werden kann.

Zum Brennelementwechsel sollte dieser Reaktor mit Wasser geflutet werden, damit die verbrauchten Brennelemente wie bei einem Druckwasserreaktor unter Wasser ins benachbarte Brennelement-Lagerbecken transportiert werden können. Zu dem Kraftwerkskonzept gehören noch zwei Nebenkühlkreisläufe innerhalb des Containments, von denen jeder die Nachwärme abführen kann, ohne dass der gezeigte Hauptkühlkreislauf benötigt wird. Auch sie arbeiten nach dem Prinzip des Einspritzdampferzeugers. Der dort erzeugte Dampf bildet einerseits das Notkühlungssystem des Reaktors; andererseits wird dieser Dampf auch im Normalbetrieb des Kraftwerks eingesetzt, um über einen weiteren Dampferzeuger Sekundärdampf zu erzeugen. Er treibt die Umwälzgebläse, die Speisewasserpumpen und eine kleine Dampfturbine an, die den elektrischen Eigenbedarf des Kraftwerks deckt. Ferner wird noch ein Hilfsdampfkessel zum Anfahren benötigt.

Dieses Konzept vermeidet also konsequent größere Wassermengen im Reaktordruckbehälter und in den umgebenden Komponenten. Andererseits steht jedoch ein großes Wasserinventar aus dem Speisewasserbehälter des Hauptkühlkreislaufs zur Verfügung, mit dem Dampf nacherzeugt werden könnte, wenn es zu einem Leck käme.

Auffallend bei diesem Konzept sind die Dampzfzufuhr des Reaktors von unten und die abwärts gerichtete Dampfströmung im Kern. Das war bewusst so gewählt. Sollte sich der Reaktor bei einem Unfall so weit überhitzen, dass die Brennelemente schmelzen, treibt der Dampf die zerstörten Brennelemente nach unten aus. In der engen Dampfröhre unterhalb des Reaktors werden sie einerseits gut vom aufsteigenden Dampf gekühlt. Andererseits können sie so keine kritische Ansammlung von Kernschmelze bilden. Das Konzept war so ausgelegt, dass der Reaktor im Notfall oder gar

im Fall einer Kernschmelze mit Wasser geflutet werden konnte. Im kalten, voll gefluteten Zustand ergab sich der Kern in den Berechnungen als unterkritisch. Wenn das Wasser jedoch siedet, wird der Kern prompt überkritisch, sofern die Abschaltstäbe nicht zuvor eingefahren wurden [49]. Das Konzept war damit praktisch erstmal gestorben.

Auch dieser Reaktor wurde nie gebaut, denn der natriumgekühlte schnelle Reaktor erwies sich später als einfacher und sicherer. Im Generation-IV-Programm wurden derartige Vorschläge auch nicht wieder aufgegriffen. Ich berichte trotzdem gern über diese frühen Konzepte, auch wenn sie nicht erfolgreich waren, denn ich habe den Eindruck gewonnen, dass sich die Fehler wiederholen, wenn wir sie nicht verstanden haben. Das Kraftwerk war im Übrigen schon erstaunlich detailliert konstruiert und berechnet, wenn man bedenkt, wie einfach die Computertechnik damals noch war.

Fazit

Für gaskühlte schnelle Reaktoren wird heute vor allem Helium als Kühlmittel betrachtet, ebenso wie für den Hochtemperaturreaktor. Es entfällt jedoch der Moderator Graphit. Der Reaktorkern hat dadurch eine wesentlich höhere Leistungsdichte als der des Hochtemperaturreaktors.

Die Heliumkühlung ist für schnelle Reaktoren zwar chemisch und neutronenphysikalisch sehr vielversprechend, erzeugt jedoch Probleme mit der Nachwärmeabfuhr im Störfall, die bei flüssigmetallgekühlten schnellen Reaktoren vergleichsweise leicht zu lösen wären. Eine Dampfkühlung birgt dagegen das Risiko eines prompt kritischen Reaktors, wenn der Reaktorkern einmal zu viel Wasser abbekäme. Das ist noch schlimmer. Lassen sie uns aber dennoch, wie schon in den vorherigen Kapiteln, kurz eine Bilanz ziehen, wie die Konzepte zu heliumgekühlten schnellen Reaktoren nach den Kriterien des Generation-IV-Programms zu bewerten wären.

Nachhaltigkeit

Ein schneller Reaktor, der mit Helium gekühlt wird, hat ein härteres Neutronenspektrum als ein flüssigmetallgekühlter schneller Reaktor und könnte, bei entsprechender Auslegung, sogar noch mehr Plutonium erzeugen. Die Reaktorentwürfe der letzten Jahre machen davon aber keinen Gebrauch. Ziel war dort eher, das Plutonium-Inventar in etwa zu erhalten.

Sicherheit

Chemisch betrachtet ist Helium zwar inert, sodass keine Probleme mit Korrosion oder gar heftigen Reaktionen mit Luft oder Wasser zu erwarten sind. Einen positiven Voideffekt kann es physikalisch nicht geben, denn der Reaktor ist bei Betrieb nur mit Gas gefüllt; das kann nicht sieden. Wenn der Reaktor heißer wird, regelt der Doppler-Effekt die Reaktorleistung immer zuverlässig zurück. Ein Sicherheitsproblem ist aber die Nachwärmeabfuhr, wenn

das Kühlgebläse ausfallen oder gar ein Leck im Primärsystem auftreten sollte. Ein passives Sicherheitssystem für diesen Fall ist schwer zu konstruieren, da die Strömung im Kern immer eine hohe Geschwindigkeit benötigt.

Zuverlässigkeit

Ein gasgekühlter schneller Reaktor ist bisher noch nie gebaut worden. Bis aus den heute vorliegenden Entwürfen ein zuverlässiges System entsteht, wären also noch viele Versuche erforderlich. Insbesondere fehlt jegliche Erfahrung mit keramischen Brennelementen. Die langjährigen Erfahrungen mit heliumgekühlten thermischen Reaktoren helfen da leider auch nicht weiter.

Wirtschaftlichkeit

Das Sicherheitsproblem der Nachwärmeabfuhr im Störfall ist vielleicht lösbar, wie die jüngsten Veröffentlichungen dazu bereits andeuten. Aber das sieht alles nicht gerade preiswert aus. Es ist jedoch noch zu früh, um aus der derzeitigen Kraftwerksentwürfen eine seriöse Wirtschaftlichkeitsrechnung ableiten zu können.

Schutz vor Proliferation

Auch bei den neuen Konzepten zu heliumgekühlten Reaktoren achtet man darauf, dass keine Brutelemente verwendet werden. Dann ist das Risiko einer Proliferation ähnlich niedrig wie bei bleigekühlten Reaktoren.

Glossar

carbidischer Brennstoff	ein Brennstoff aus Uran- und Plutoniumcarbid, der eine höhere Dichte und Wärmeleitfähigkeit als MOX-Brennstoff aufweist
Einspritzdampf- erzeuger	Vorrichtung zur Dampferzeugung durch Einspritzen von Wasser in überhitzten Dampf
Spaltzone	Bereich des Reaktorkerns, der spaltbares Material enthält, im Unterschied zur Brutzone



9

Salzschmelzenreaktoren

Der sechste Reaktortyp im Generation-IV-Programm ist etwas völlig anderes. Der Brennstoff Uran oder Plutonium liegt hier nicht als festes Pellet oder Partikel vor, sondern flüssig. Uran, Thorium, aber auch Transurane bilden mit Fluor Salze, die schon bei mäßigen Temperaturen schmelzen. Gemischt mit anderen Fluoriden kann so eine Salzschmelze dann gleichzeitig Brennstoff und Kühlmittel sein. Für die Forschung ist dieser Reaktortyp derzeit die spannendste Option. Bisher haben vor allem Physiker und Chemiker Vorarbeiten geleistet und es bleibt noch viel Konstruktionsarbeit übrig, bis daraus ein richtiges Kraftwerk entsteht. Ich kann Ihnen aber gern erläutern, wie weit wir bis heute gekommen sind.

Fluoride

Alle nuklearen Brennstoffe, also Uran und Plutonium, aber auch Thorium, Neptunium, Americium und Curium bilden Fluoride (ThF_4 , UF_4 , NpF_4 , PuF_3 , AmF_3 , CmF_3). Sie haben als reine Fluoride einen Schmelzpunkt von etwas mehr als 1000 °C, sind aber als Salze mit anderen Fluoriden mischbar und können dadurch einen wesentlich niedrigeren Schmelzpunkt von ca. 500 °C bekommen. Fluor hat nur einen sehr geringen Wirkungsquerschnitt für die Absorption von thermischen Neutronen, etwa 9,5 mbarn. Als Mischungspartner bieten sich zunächst Natriumfluorid, NaF , an, das einen niedrigen Schmelzpunkt erzeugt, und Zirconiumtetrafluorid, ZrF_4 , denn insbesondere Zirconium hat ebenfalls einen geringen Absorptionsquerschnitt.

Besser als Natriumfluorid, mit seinem hohen Absorptionsquerschnitt von 517 mbarn, sind allerdings Lithiumfluorid, LiF, und Berylliumfluorid, BeF₂, da ⁷Li und ⁸Be nur einen Absorptionsquerschnitt von 45 mbarn bzw. 8,5 barn haben. Das gibt eine bessere Neutronenbilanz. Lithium hat zwei stabile Isotope: ein kleiner Teil, nämlich nur 7,5 %, ist ⁶Li, das allerdings sehr viele Neutronen absorbiert und dann Tritium bildet. Der Rest, also 92,5 %, ist ⁷Li. Um die Neutronenabsorption ebenso wie das Tritiumproblem zu umgehen, nimmt man hochangereichertes ⁷Li, auch wenn das teurer wird. Beryllium hat darüber hinaus den Vorteil, dass es weitere Neutronen produziert, wenn es von den α -Strahlen der Transurane getroffen wird. Das spart uns schon die Neutronenquelle zum Anfahren des Reaktors. Beryllium hat andererseits den Nachteil, dass es hochtoxisch ist, aber im Vergleich zur Strahlung der Spaltprodukte in der Salzschorf ist das eher das geringere Problem.

Die dreiwertigen Fluoride PuF₃, AmF₃ und CmF₃ sind leider weniger gut löslich in dieser Salzmischung, sodass man derzeit auch andere Salzmischungen untersucht. Das ideale Salz ist also noch nicht gefunden.

Die genannten Fluoride reagieren kaum an Luft und sind auch in Wasser schlecht löslich. Im Gegensatz zu metallischem Natrium sind sie also leicht zu handhaben. Sie sind bei hohen Temperaturen allerdings korrosiv. In der Vergangenheit wurden Reaktorbehälter aus Hastelloy N™ gefertigt. Das ist eine hochtemperaturfeste Nickelbasis-Legierung mit 7 % Chrom und 16 % Molybdän, die bei Temperaturen bis 870 °C noch genügend Korrosionsfestigkeit besaß. Spuren von Wasser können die Korrosion aber deutlich erhöhen.

Zum Vergleich mit Wasser oder Flüssigmetallen habe ich ein paar physikalische Eigenschaften derartiger Salzmischungen in Tab. 9.1 aufgeführt. Sie haben zwar eine bessere Wärmeleitfähigkeit als Wasser, aber Flüssigmetalle

Tab. 9.1 Beispiele für die physikalischen Eigenschaften von Fluoridgemischen für den Salzschorfreaktor

Reaktor	MSRE	MSFR
Zusammensetzung [mol%]	65 % LiF, 29,1 % BeF ₂ , 5 % ZrF ₄ , 0,9 % UF ₄	77,5 % LiF, 22,5 % ThF ₄
<i>Wichtige Stoffdaten bei Kerneintritts- und -austrittsbedingungen:</i>		
Schmelztemperatur [°C] bei 1 bar	434	565
Temperatur [°C]	650	700
Druck [bar]	1	1
Dichte [kg/m ³]	2270	4100
Viskosität [mPa · s]	8,1	10,1
Wärmeleitfähigkeit [W/mK]	1,4	1,0
spezifische Wärmekapazität [kJ/kg · K]	1,968	1,594

sind da noch deutlich besser. Die Viskosität ist fünfmal höher als die von flüssigem Blei. Da wir die Salzschorle aber nicht durch ein enges Brennelement pumpen müssen, spielt das keine große Rolle. Die Wärmekapazität ist dagegen sogar besser als die von Natrium, sodass diese Salzschorlen eigentlich gute Fluide zur Wärmeübertragung sind.

Historie

Einen Salzschorlenreaktor gab es bereits in den 1950er Jahren. Während man bereits anfing, Schiffe und U-Boote mit Nuklearantrieben auszurüsten, kam die Idee auf, auch ein Flugzeug mit einem Kernreaktor anzu treiben. Die Anwendung war damals natürlich ebenfalls militärisch, und so ist leider nichts veröffentlicht worden. Wir finden heute nur wenige Quellen, die darüber etwas berichten [50]. Der Reaktor war im Prinzip eine Kugel, wie in Abb. 9.1 skizziert. Sie war mit einer Salzmischung aus 50 mol-% NaF, 46 mol-% ZrF₄ und 4 mol-% UF₄ gefüllt. Das Uran

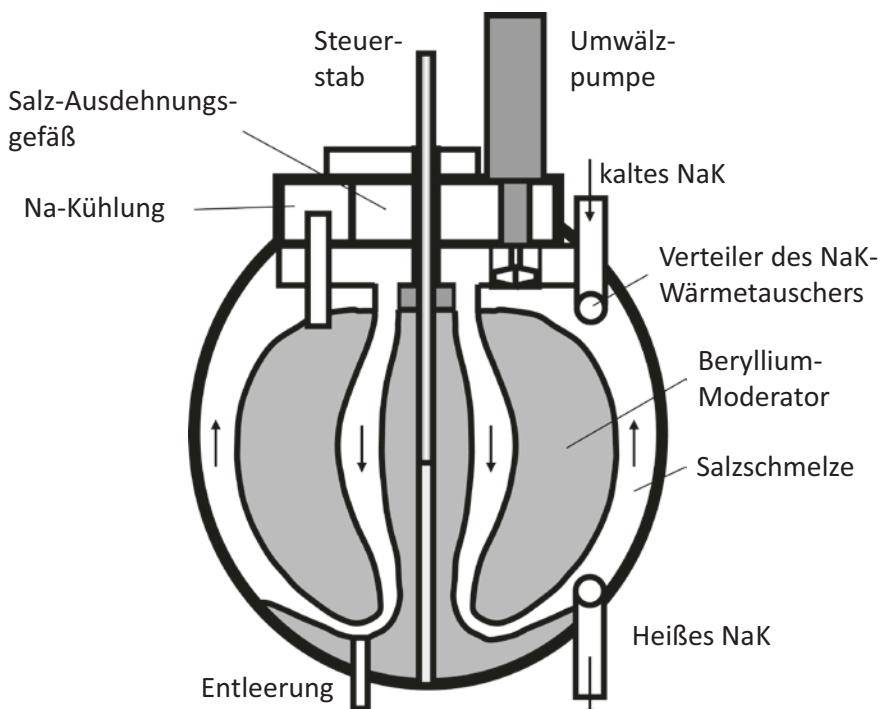


Abb. 9.1 Prinzip des Salzschorlenreaktors *Fireball*

war hochangereichertes U-235. Im Prinzip würde dieser Reaktor auch mit niedrigangereichertem Uran funktionieren, aber so war er sehr kompakt und damit nicht zu schwer für ein Flugzeug. Die Kugel hatte einen Durchmesser von ca. 1,4 m. Im Inneren der Kugel und um sie herum befanden sich Berylliumkörper als Moderator, die mit Natrium gekühlt wurden. Es war also ein thermischer Reaktor. In der Mitte der Kugel konnte ein Steuerstab eingefahren werden. Offiziell hieß dieser Reaktor „*Aircraft Reactor Test*“, er wurde aber eher bekannt unter dem Namen „*Fireball*“.

Die Salzschmelze wurde mit einer Umwälzpumpe angetrieben, die oben im Reaktor steckte. Die nukleare Wärme wurde von allem in dem zentralen Ringraum erzeugt, wo der Neutronenfluss am höchsten war. Der äußere Ringraum des Rektors enthielt einen Wärmetauscher, mit dem flüssiges NaK erhitzt wurde. Im Bild sind nur die beiden Verteilerringe des Wärmetauschers gezeigt. Die eutektische Legierung NaK aus Natrium und Kalium ist schon bei Raumtemperatur flüssig. Sie sollte die nukleare Wärme mit einer Temperatur von 871 °C zu Wärmetauschern transportieren, die anstelle der Brennkammer in den Flugtriebwerken steckten. Der Reaktor sollte eine Wärmeleistung von 60 MW erreichen. Zur Notabschaltung konnte das Salz dieses Rektors auch einfach in Sumpftanks entleert werden.

Ein kleiner Prototyp des Rektors, oder sagen wir besser ein Vorexperiment (*Aircraft Reactor Experiment*, ARE), mit 2,5 MW Wärmeleistung wurde tatsächlich gebaut und soll auch zuverlässig funktioniert haben. Immerhin ist er über 100 Stunden bei ca. 870 °C betrieben worden. Die erzeugten Spaltprodukte erzeugten erfreulicherweise auch Fluoride, die gut löslich waren, oder sie wurden in dem Schutzgas über der Salzschmelze gefunden. Sie haben sich also nirgendwo abgesetzt. Es ist aber nie ein Flugzeug mit dem *Fireball* geflogen. Probleme machte vor allem die Abschirmung der γ -Strahlen. Dicke Betonwände oder eine Bleiabschirmung waren für ein Flugzeug viel zu schwer. Einige Grundprinzipien des *Fireballs* dienten jedoch später als Grundlage zur Auslegung eines anderen Salzschmelzenreaktors.

Das Ziel eines Flugzeugreaktors wurde 1960 aufgegeben. Stattdessen entwickelte das Oak Ridge National Laboratory (USA) in den 1960er Jahren einen thermischen Salzschmelzenreaktor, der in der Versuchsanlage des *Aircraft Reactor Experiments* zunächst mit angereichertem U-235 und später mit U-233 aus Thorium betrieben wurde [51]. Ein nachhaltiger Thorium-Brennstoffkreislauf ist zwar mit einem thermischen Reaktor möglich, wie in Kap. 5 berichtet, scheitert sonst aber an der hohen γ -Strahlung, die das U-232 als Nebenprodukt des U-233 mitbringt. Man kann daher

kein Brennelement aus U-233 herstellen. Das ist beim Salzschorlenreaktor aber kein grundsätzliches Problem: er hat gar keine Brennelemente.

Dieses *Molten Salt Reactor Experiment* (MSRE) war ein Reaktor mit einer Wärmeleistung von 8 MW. Die verwendete Salzzusammensetzung und deren physikalische Eigenschaften habe ich in Tab. 9.1 aufgeführt. Der Reaktorkern hatte einen Durchmesser von 1,40 m und eine Höhe von 1,62 m. Die Leistungsdichte war also ähnlich niedrig wie beim thermischen Hochtemperaturreaktor. Als Moderator dienten vertikale, quadratische Graphitstäbe mit $5 \times 5 \text{ cm}^2$ Querschnitt. Alle Metallteile waren aus Hastelloy N™. Steuerstäbe konnten von oben in den Reaktor eingefahren werden. Sie waren durch Schutzrohre von der Salzschorle getrennt. Die Salzschorle wurde im Kern von 632°C auf 654°C aufgeheizt.

Der Primärkreis des Reaktors war in Loop-Bauweise konstruiert, wie in Abb. 9.2 angedeutet. Die Umwälzpumpe und ein Wärmetauscher waren außerhalb des Reaktors und gaben die erzeugte Wärme an einen Sekundärkreis weiter, der mit einer Salzschorle aus 66 % LiF und 34 % BeF₂ betrieben wurde. Dieser gab schließlich die erzeugte Wärme über einen Luftkühler an die Umgebungsluft ab. Im Keller unterhalb des Reaktors

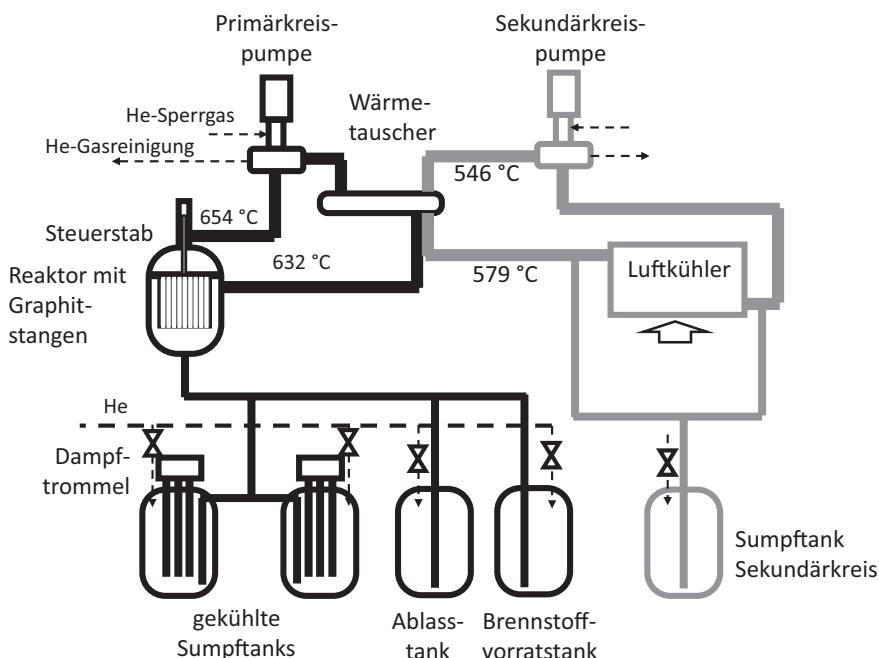


Abb. 9.2 Schema des Versuchsreaktors MSRE

standen zwei Sumpftanks, die mit jeweils einem Dampferzeuger gekühlt werden konnten. Das war die Notkühlung. Der Dampferzeuger konnte die Salzschnmelze einfrieren. Der Dampf wurde in einem Kühler kondensiert und wieder in die Dampferzeuger zurückgeführt. Ferner gab es im Keller einen Vorratstank, über den frische Salzschnmelze in den Reaktor gefüllt werden konnte, und einen Ablasstank, um Salzschnmelze zu entnehmen. Jeder dieser vier Behälter musste deutlich kleiner sein als der Reaktor, sonst hätte der Inhalt kritisch werden können und hätte von selbst angefangen, Wärme zu erzeugen.

Der gesamte Primärkreis war abgeschirmt wie in einer Heißen Zelle. Alle Komponenten konnten nur über lange Gestänge von oben erreicht werden. Es war daher wichtig, die Anlage möglichst wartungsfrei zu konstruieren. Die Rohrleitungen und Behälter wurden jeweils mit Heizdrähten umwickelt, um die Anlage vor dem Befüllen vorzuheizen und um Rohre, die nicht durchströmt wurden, warmzuhalten. Anstelle von Ventilen konnte man das Salz in den Rohrleitungen schlicht einfrieren lassen und über die Heizleiter wieder auftauen, also „öffnen“. Das Ablassventil unter dem Reaktor war einfach ein abgeplattetes Rohrstück, das mit Druckluft von außen kaltgehalten wurde. Bei Ausfall der Druckluftspülung oder auch falls der Reaktor überhitzten sollte, öffnete sich dieses „Ventil“ von selbst. Das war also die Notabschaltung. Von den Tanks im Keller konnte die Salzschnmelze wieder in den Reaktor zurück gepumpt werden, indem das Heliumschutzgas in diesen Behältern auf Überdruck gebracht wurde.

Wie auch bei flüssigmetallgekühlten Reaktoren ragten die Antriebswellen der beiden Pumpen aus der Salzschnmelze heraus. Das Pumpengehäuse besaß folglich oben ein Heliumpolster, das als Ausdehnungsgefäß und als Spaltgasplenum diente. Die Pumpenwelle musste daher gegen den Austritt von Spaltgas abgedichtet werden. Dazu wurde Helium als Sperrgas mit etwas Überdruck in die Stopfbuchse gegeben, das dann in das Spaltgasplenum austrat. Gleichzeitig wurde dort Helium abgezogen und über Aktivkohlefilter gereinigt. Auf diese Weise wurden die Spaltgase Xenon und Krypton permanent entfernt. Aber auch einige Edelmetalle und Halbedelmetalle wie Palladium (Pd), Ruthenium (Ru), Silber (Ag), Molybdän (Mo), Niob (Nb) und Antimon (Sb), die keine Fluoride bilden, konnten zum Teil dort als Kolloide abgezogen werden. Bei längerem Betrieb könnten sie sich ansonsten auf der Oberfläche des Wärmetauschers absetzen. Um die Spaltgasextraktion noch etwas zu verstärken, erzeugte die Pumpenwelle einen Tropfenspray, der die Oberfläche vergrößerte.

Der Reaktor war vier Jahre lang in Betrieb, von 1965 bis 1969. Zum Test wurde er zunächst mit abgereichertem U-238 betrieben. Dann wurde

U-235 zugefügt, das dann während des Betriebs nach und nach durch U-233 ersetzt wurde. Dies stammte aus einem anderen Reaktor; der Salzschorlenreaktor selbst wurde nie mit Thorium betrieben. Der Versuch zeigte aber, dass die hohe Aktivität des U-233 kein Problem war. Um Uran aus der Salzschorle zu extrahieren, ließ man in einem separaten Tank Fluorblasen in der Schmelze aufsteigen. Das Uran findet man dann als UF_6 in der Gasphase. Ähnlich wie bei der Urananreicherung wurde das UF_6 dann zu UO_2 oxidiert.

Der zitierte Erfahrungsbericht von Haubenreich und Engel (1970) gibt einen recht positiven Eindruck von diesem Reaktor. Dennoch wurden die Versuche in den 1970er Jahren nicht weiter fortgesetzt. Auch weltweit bestand bis zum Ende des letzten Jahrhunderts nur wenig Interesse an diesem Reaktortyp. Erst mit der Generation IV Initiative Anfang 2000 wurde deutlich, dass ein Salzschorlenreaktor mit schnellem Neutronenspektrum die Generation-IV-Kriterien eigentlich besser erfüllen könnte als jeder andere schnelle Reaktor.

Der schnelle Salzschorlenreaktor

Einen schnellen Salzschorlenreaktor bekommt man aus einem thermischen Salzschorlenreaktor, indem man einfach alles Graphit weglässt und stattdessen den Spaltstoffanteil erhöht. Der Reaktor ist dann innen bis auf einige Absorberstäbe praktisch leer. Diese können in Schutzrohren eingefahren werden. So einen Reaktor auszulegen ist etwas ganz anderes, als einen konventionellen Reaktor mit Brennelementen auszulegen. Während man bei festen Brennelementen darauf achten muss, dass der Brennstoff überall gleichmäßig abbrennt, vermischt sich die Konzentrationsverteilung im flüssigen Brennstoff von allein. Es kann auch kein Hüllrohr durch die Neutronenstrahlung versprüden oder gar kaputtgehen. Andererseits muss man aber auch in einem flüssigen Reaktorkern darauf achten, dass die Temperatur möglichst gleichmäßig verteilt ist, denn sie hat einen wesentlichen Einfluss auf die Löslichkeit der Salze. Ferner muss der umgebende Reflektor vor Überhitzung geschützt werden.

Betrachten wir zunächst einmal die Neutronenphysik. Das Neutronenspektrum sieht ähnlich aus wie bei einem natriumgekühlten Reaktor, hat aber im Mittel eine etwas niedrigere Energie. Das Salz bewirkt also ebenfalls eine gewisse Absorption und Moderation der Neutronen. Anders als beim natriumgekühlten Reaktor nimmt beim Erwärmen oder gar Sieden der Salzschorle jedoch nicht nur die Absorberdichte ab, sondern auch die Brennstoffdichte.

Das wirkt sich wesentlich stärker aus als die Dichteänderung des Absorbers oder des Moderators. Die Leistung des Reaktors geht also zurück. Der Salzschnelzenreaktor ist damit der einzige schnelle Reaktor mit einem negativen Voideffekt. Hinzu kommt der Doppler-Effekt, der etwas stärker ist als beim natriumgekühlten Reaktor.

Die verzögerten Neutronen gibt es auch in der Salzschnelze. Allerdings hat sich in der Zeit von der Kernspaltung bis zum Zerfall der Neutronen emittierenden Spaltprodukte die Salzschnelze weiterbewegt. Die verzögerten Neutronen werden also an anderer Stelle emittiert als die prompten. Man muss zur Berechnung folglich eine Strömungsberechnung mit einer neutronenphysikalischen Berechnung koppeln [52]. Die Auswirkungen auf das dynamische Verhalten des Reaktors bleiben aber die gleichen. Wenn der Reaktor bei einer bestimmten mittleren Temperatur kritisch ist und man die Wärmeabfuhr ändert, kehrt er durch diese Effekte von selbst wieder auf diese mittlere Temperatur zurück. Wird er heißer, nimmt die Brennstoffdichte und folglich die Leistung ab, und wird er kälter, nimmt die Leistung zu. Man kann die mittlere Temperatur folglich dadurch ändern, dass man mehr Spaltstoff zuführt oder entnimmt oder indem man Absorberstäbe einfährt. Lässt man also Schmelze ab, geht der Reaktor ebenso aus, wie wenn man die Absorberstäbe einfährt.

Dieses stabile Verhalten macht auch die Leistungsregelung des Reaktors sehr einfach. In einem Kraftwerk würde man üblicherweise mit dem Sekundärkreis einen Dampfprozess versorgen, der eine Dampfturbine antreibt. Öffnet man das Turbinenventil am Eintritt der Dampfturbine, nimmt die Leistung der Dampfturbine zu und gleichzeitig nimmt der Druck im Verdampfer ab. Dadurch wird zunächst der Sekundärkreis kälter und daraufhin die Salzschnelze im Reaktor. Der Reaktor produziert dann mehr Leistung, bis er die eingestellte Temperatur wieder erreicht hat. Zur Leistungsregelung braucht man folglich gar keine Steuerstäbe.

Der schnelle Salzschnelzenreaktor benötigt zunächst ein recht hohes Inventar an Plutonium, damit er kritisch wird. Da er aber seinen Brennstoff laufend nachproduziert, könnte man ihn so auslegen, dass er genauso viel Spaltstoff nachproduziert wie er verbraucht. Dann könnte er unbegrenzt weiterlaufen. Es bilden sich bei dem Betrieb jedoch immer mehr Spaltprodukte, die Neutronen absorbieren. Einige dieser Spaltprodukte werden über das Schutzgas entfernt und in Aktivkohlefiltern abgetrennt. Andererseits ist es jedoch auch erforderlich, dass ständig etwas Schmelze entnommen wird, um die übrigen Spaltprodukte daraus zu entfernen. Die Menge wird dabei ersetzt durch frische, saubere Salzschnelze. Den Salzschnelzenreaktor sollte man daher mit einem Salzreinigungsprozess

kombinieren, der die Spaltprodukte abtrennt und entsorgt. Ich komme darauf später noch zu sprechen. Die frische Salzsenschmelze braucht zusätzlich etwas frisches Uran U-238, aber die Zusammensetzung der Transurane kann bei der Salzreinigung unverändert bleiben. Selbst Americium und Curium mit ihrer hohen Strahlung sollten keine Probleme machen; der MSRE ist schließlich auch mit dem problematischen Brennstoff U-233 betrieben worden. Da keine Brennelemente hergestellt werden müssen, kann der schnelle Salzsenschmelzenreaktor voraussichtlich sämtlichen langlebigen Abfall aus den alten Brennelementen verwerten und es bleiben nur Spaltprodukte übrig, die in wenigen Jahrhunderten zerfallen. Das klingt fantastisch, und das hat auch die Forschung motiviert, diesen Reaktortyp genauer zu betrachten.

Statt frisches U-238 nachzufüttern, könnte man auch das Thorium-Isotop Th-232 nachfüttern. Nicht etwa, weil ein Mangel an U-238 zu erwarten wäre. Das U-238 in den alten Brennelementen und das abgereicherte Uran aus der Anreicherung wären schon ausreichend für einige Jahrtausende Stromversorgung. Sondern weil sich bei der Bestrahlung von Thorium-Brennstoff kaum Transurane bilden. Auf die Dauer würden dann Americium und Curium ganz vermieden. Aber das ist schon sehr weit in die Zukunft gedacht.

Die generelle Sicherheitsphilosophie des schnellen Salzsenschmelzenreaktors unterscheidet sich in einem wichtigen Punkt von anderen schnellen Reaktoren: der Brennstoff ist nicht von einem Hüllrohr umgeben, damit gibt es diese erste Barriere nicht. Stattdessen ist das gesamte Primärsystem die erste Barriere. Das Primärsystem aus Reaktor, Umwälzpumpen und Wärmetauschern ist folglich stark mit hochradioaktiven Spaltprodukten und Transuranen kontaminiert. In einem natriumgekühlten Reaktor wird dagegen das Natrium kaum kontaminiert, es sei denn, es kommt zu einem Hüllrohrschaeden. Blei oder vor allem Blei-Bismut enthalten hingegen das radioaktive Polonium, das auch eine sorgfältige Abschirmung erfordert. Das Primärsystem des Salzsenschmelzenreaktors muss folglich abgeschirmt werden wie in einer Heißen Zelle und man kann nicht irgendetwas daran von Hand reparieren. Die Erfahrungen mit dem MSRE zeigen aber, wie man dieses Problem lösen kann: Die Heiße Zelle bildet die gasdicht geschlossene zweite Barriere. Darum herum wird noch ein Containment als dritte Barriere benötigt, das man aber im Normalfall betreten kann.

Das Notkühlkonzept bei Stromausfall ist hier sehr einfach. Die Salzsenschmelze fließt einfach durch die dicke Ablassleitung in mehrere Sumpftanks, die so weit voneinander entfernt aufgestellt werden müssen, dass sie keine kritische Anordnung ergeben können. Die Leitungen dorthin müssen

aber zu diesem Zweck ständig warm gehalten werden, sonst friert die Schmelze fest, bevor sie den Sumpftank erreicht. Diese Sumpftanks werden dann passiv gekühlt, entweder durch Dampferzeuger mit Kondensatoren oder mit anderen passiven Systemen, die keine Stromversorgung und keine aktive Regelung benötigen. Auch im Fall einer Leckage, etwa weil der Reaktor oder eine Rohrleitung korrodiert ist, wird die Salzschmelze einfach abgelassen. Das Konzept des MSRE sah vor, dass man das verbliebene Salz im Primärsystem dann einfach einfriert lässt, bevor man die passenden Flansche des Primärsystems öffnet und die betroffene Komponente fernhantiert wechselt. Ein solcher Fall ist beim MSRE aber nie eingetreten.

Ich möchte nachfolgend zwei Beispiele zeigen, wie man sich so einen Reaktor vorstellen muss. Es gibt aber noch keine detaillierten Kraftwerkskonzepte wie bei den flüssigmetallgekühlten Reaktoren.

Das MOSART-Konzept

Der *MOlten Salt Actinide Recycler and Transmuter* (MOSART) [53], der zurzeit in Russland ausgelegt wird, hat das Ziel, die Transurane der verbrauchten Brennelemente aus russischen Druckwasserreaktoren zu spalten, ohne dabei neuen Brennstoff zu erzeugen. Abb. 9.3 zeigt, dass der Reaktor lediglich aus einem großen, leeren Raum besteht. Der Zulauf der Salzschmelze erfolgt mit einer Temperatur von 650 °C von unten über einen Düsenboden, der die Strömung gleichmäßig über den Querschnitt des Reaktors verteilt. Das vermeidet heiße Stellen im Reaktor. Die Düsen erzeugen senkrechte Jets im Reaktor, welche die Schmelze gut durchmischen. Andererseits ermöglicht der Druckverlust über den Düsenboden, auch den seitlichen Graphitreflektor zu kühlen. Steuerstäbe oder Abschaltstäbe tauchen in den bisherigen Entwürfen noch nicht auf. Obwohl der Reaktor im Prinzip auch ohne Steuerstäbe regelbar ist, gehe ich aber davon aus, dass er ohne Abschaltstäbe nicht betrieben werden darf. Der Raum oberhalb des Reaktors gibt genügend Platz, etwaige Steuerstab-antriebe unterzubringen. Die Schmelze verlässt oben den Reaktor mit einer Temperatur von 750 °C und verteilt sich dort auf die umliegenden vier Pumpen und Wärmetauscher.

Der Reaktorkern hat einen Durchmesser von 3,4 m und eine Höhe von 3,6 m. Die Salzschmelze besteht aus LiF und BeF₂ und den Tri-fluoriden von Np, Pu, Am und Cm. Das Temperaturfenster von 600 °C bis

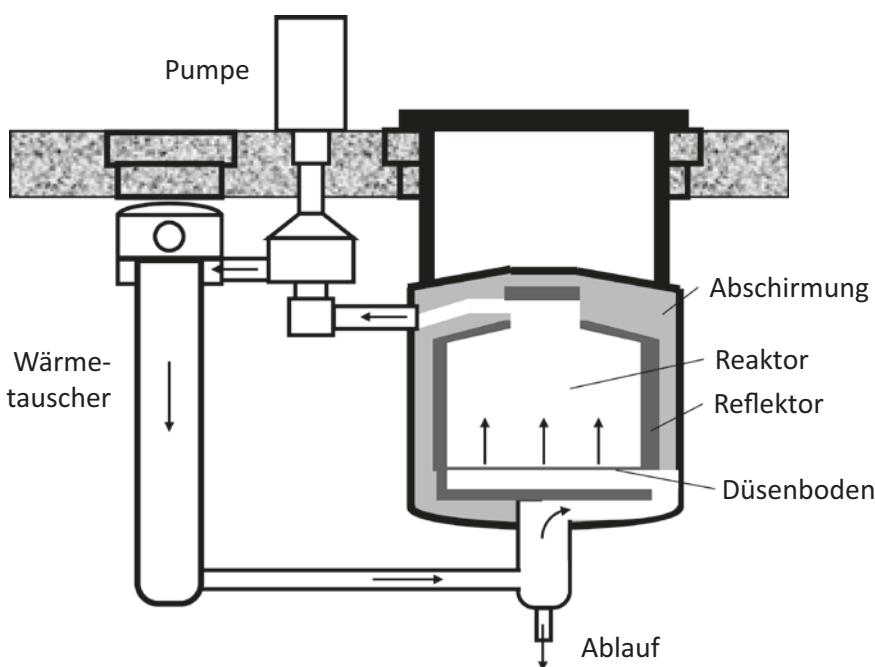


Abb. 9.3 Skizze des Primärsystems beim MOSART-Reaktor

750 °C ergibt sich einerseits aus der Mindesttemperatur zur Löslichkeit der Salze, damit keine Salze, insbesondere keine Transurane, ausgefällt werden. Andererseits begrenzt der Stahl für die Komponenten des Primärkreises die Salztemperatur auf 750 °C. Der Reaktor soll mit einer Wärmeleistung von 2400 MW betrieben werden, um daraus etwa 1000 MW Strom zu erzeugen. Das entspricht dann einer mittleren Leistungsdichte im Kern von 74 MW/m³, weniger also als die Leistungsdichte eines Druckwasserreaktors. Der Neutronenfluss liegt bei 10^{15} Neutronen/cm²s und ist damit vergleichbar mit anderen schnellen Reaktoren. Die gelösten Spaltprodukte sollen im Zeitraum von ein bis drei Jahren entfernt werden und das Salz entsprechend durch saubere Salzschorle ersetzt werden. Die Edelgase können laufend über das Schutzgas Helium abgezogen werden und die schlecht löslichen Edelmetalle und Halbedelmetalle über einen Filter.

Das Primärsystem wird mit etwa 50 m³ Salzschorle gefüllt, wovon sich etwa 32 m³ im Reaktor befinden, der Rest außerhalb in den Pumpen, Wärmetauschern und den verbindenden Rohrleitungen.

Tab. 9.2 Beispiele für die Spaltstoffzusammensetzung im MOSART-Reaktor

Transurane	Szenario 1	Szenario 2
insgesamt	3,5 t	4,5 t
Neptunium	6,42 %	6,51 %
Plutonium	89,78 %	85,65 %
Americium	2,88 %	7,25 %
Curium	0,92 %	0,58 %

Einige erste Auslegungsrechnungen des Kerns wurden mit verschiedenen Zusammensetzungen von Transuranen durchgeführt, wovon zwei Szenarien in Tab. 9.2 aufgeführt sind [54]. Die Schmelze enthält bei diesem Entwurf bewusst kein Uran und kein Thorium, um keinen neuen Spaltstoff zu erzeugen. Das Szenario 1 entspricht einer Zusammensetzung von Druckwasserreaktor-Brennelementen ein Jahr nach dem Entladen aus dem Reaktor und Szenario 2 entspricht einer Zwischenlagerung der verbrauchten Brennelemente von zehn Jahren. In Szenario 2 müssen mehr Transurane eingesetzt werden, weil das leicht spaltbare Pu-241 schon teilweise zum schwer spaltbaren Am-241 zerfallen ist. Zur Herstellung der anfänglichen Salzschmelze könnte man z. B. den erweiterten PUREX-Prozess verwenden, bei dem nach dem DIAMEX und SANEX-Prozess auch Americium und Curium abgetrennt werden (siehe Kap. 5). Von diesen Transuranen verbraucht der Reaktor pro Jahr etwa 500 kg Plutonium und 250 kg andere Transurane.

Ein Reaktor ohne Uran und Thorium hat allerdings nur einen sehr kleinen Doppler-Effekt. Die Resonanzabsorptionen erstrecken sich bei U-238 bis zu 21 keV, bei Pu-240 nur noch bis 6 keV, bei Pu-242 bis 1 keV und bei Am-241 schließlich nur noch bis 0,16 keV. Das bedeutet, ohne U-238 hat das schnelle Neutronenspektrum nur noch einen kleinen Anteil an Neutronen im Bereich der Resonanzabsorptionen, die für den Doppler-Effekt verantwortlich sind. Der Graphitreflektor, der den Kern umgibt, bringt deshalb einige Neutronen auf tiefere Energie. Ein flüssigmetallgekühlter Reaktor, der voll auf den Doppler-Effekt angewiesen ist, weil seine Leistung zunimmt, wenn das Flüssigmetall heißer wird, könnte jedoch mit diesem Brennstoff gar nicht betrieben werden. Die Leistung des Salzschmelzenreaktors nimmt dagegen ab, wenn die Salzschmelze heißer wird, und der MOSART-Reaktor nutzt diesen Effekt, um den kleinen Doppler-Effekt zu kompensieren.

Das Sekundärsystem und insbesondere die Sicherheitssysteme dieses Reaktors müssten erst noch ausgelegt werden. Das Konzept basiert auf den Erfahrungen mit dem MSRE, sieht also ebenso gekühlte Sumpftanks vor, in welche die Salzschmelze im Notfall abgelassen werden kann. Ferner werden Anlagen zur Herstellung und kontinuierlichen Reinigung des Salzes von

gelösten Spaltprodukten benötigt, aber diese Entwicklung steht bisher noch ganz am Anfang.

Der Molten Salt Fast Reactor (MSFR)

Bei der Auslegung eines Salzschmelzenreaktors hat man die Wahl, Plutonium zu vernichten oder zu erhalten. Man muss sich dazu also erstmal entscheiden, ob man Plutonium nun als Abfall oder als Rohstoff betrachtet. Wenn es das Ziel eines Landes ist, möglichst langfristig seinen Strom mit Kernenergie zu erzeugen, wird man eher weiteres Plutonium erzeugen, zumindest so viel, wie man verbraucht oder bei Bedarf sogar noch mehr, um das reichlich vorhandene U-238 zur Stromerzeugung nutzen zu können.

Das Konzept des *Molten Salt Fast Reactors* (MSFR) sucht zwischen diesen beiden Optionen einen Kompromiss. Wenn man das U-238 durch Th-232 ersetzt, als Spaltstoff aber zunächst die Transurane aus den verbrauchten Brennelementen nimmt, kann man langfristig, über einen Zeitraum von mehr als 100 Jahren, das Inventar an Plutonium und Americium etwa um einen Faktor 30 senken [55]. Stattdessen wird U-233 aus Th-232 produziert, das der Salzschmelzenreaktor problemlos verwerten kann, auch wenn es eine hohe γ -Aktivität verursacht, wie schon das MSRE gezeigt hatte. Auch in diesem Fall müssten zunächst Plutonium, Americium und Curium mit dem erweiterten PUREX-Prozess separiert werden, um dem Thoriumtetrafluorid ein Anfangsinventar an Transuranen zur Spaltung mitgeben zu können.

Der konstruktive Entwurf des MSFR ist ähnlich einfach wie der des MOSART-Reaktors. Für einen Reaktor mit einer Wärmeleistung von 3000 MW sieht der Entwurf einen flüssigen Reaktorkern von 2,255 m Durchmesser und 2,255 m Höhe vor, der bei einer mittleren Temperatur von 700 °C mit einer Aufheizung von etwa 100 °C betrieben werden soll. Die Salzschmelze besteht aus 77,5 % LiF und 22,5 % Thorium oder Transuranen, vermeidet also die Verwendung von Beryllium. Der Schmelzpunkt dieser Mischung ist dadurch etwa 130 °C höher. Die wichtigsten Stoffdaten sind in Tab. 9.1 aufgeführt. Abb. 9.4 zeigt eine Skizze dieses Reaktors. Die 16 Pumpen und Wärmetauscher, die um den Reaktorkern angeordnet sind, sollen aus Nickelbasis-Legierungen hergestellt werden, ebenso wie die Reflektoren, die den Kern umgeben. Die kompakte Anordnung erinnert eher an eine Pool-Bauweise. Die Hälfte des Salzinventars von 18 m³ befindet sich im Kern, der Rest in den umliegenden Komponenten. Für einen Umlauf durch den Kern, die Pumpen und die Kübler benötigt die Salzschmelze knapp 4 s.

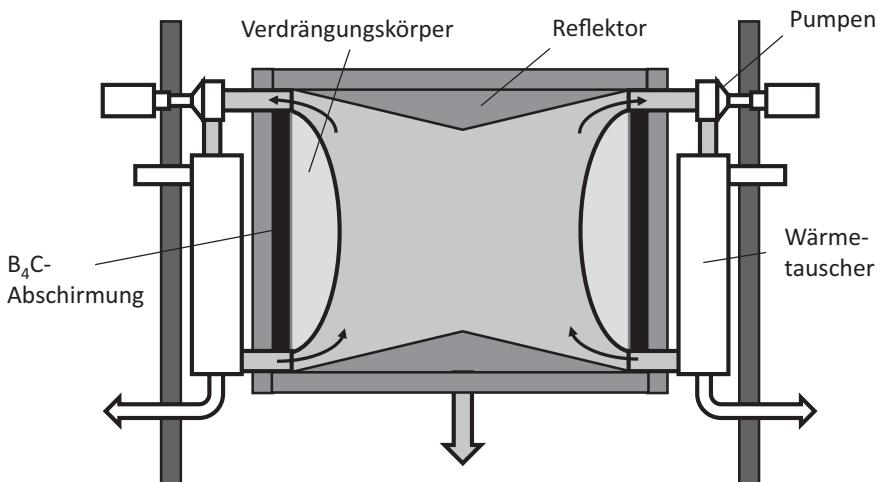


Abb. 9.4 Prinzipskizze des Molten Salt Fast Reactors MSFR

Der torusförmige Verdrängungskörper und der kegelförmige Boden und Deckel des Reaktors ergaben sich als Folge der ersten Strömungsfeldrechnungen. Da dieser Reaktor keinen Düsenboden vorsieht, der die Salzschorle über den Querschnitt verteilen könnte, wurden große Totwassergebiete an den seitlichen Rändern berechnet. Die geringen Strömungsgeschwindigkeiten dort erzeugten aber hohe Salztemperaturen. Die verbesserte Kontur zeigt dagegen keine Rückströmgebiete mehr und die Salzschorle heizt sich gleichmäßig von unten nach oben auf [56].

Dieser Verdrängungskörper kann jetzt aber andererseits auch als Brutmantel verwendet werden. Er wird dazu mit einem separaten Flüssigsalzkreislauf mit reinem Th-232 durchströmt, aus dem man kontinuierlich das dort gebildete U-233 abtrennen kann. Die Versuche am MSRE haben gezeigt, wie das mit Fluorgas geht, das man durch diese Salzschorle blubbern lässt.

Ein offener Punkt bei beiden Konzepten ist die Salzreinigung. Die Edelgase können zwar leicht über das Schutzgas abgetrennt werden und die Edelmetalle voraussichtlich mit einem Filter. Die gelösten Spaltprodukte müssen jedoch chemisch entfernt werden. Im Prinzip geht das elektrochemisch direkt aus der Salzschorle. Ein recht ähnlicher Prozess mit Chloriden wurde bereits zur Trennung von Uran und Plutonium von den Spaltprodukten entwickelt, worüber ich nachfolgend berichten möchte.

Der Pyroprozess

Der Pyroprozess ist ein elektrochemischer Trennprozess in Salzschmelzen, der Uran, Transurane und Spaltprodukte aus altem Uran- und MOX-Brennstoff, z. B. von Druck- oder Siedewasserreaktoren, voneinander trennt [57]. Er wurde ursprünglich am Argonne National Lab in den USA als proliferationsresistente Alternative zum PUREX-Prozess entwickelt, der in den USA nach Unterzeichnung des Atomwaffensperrvertrags im militärischen Bereich blieb und damit leider nicht zur Herstellung von MOX-Brennstoff für Kraftwerke verwendet werden konnte. Inzwischen wurde der Pyroprozess auch in Japan und Südkorea weiterentwickelt, während er in Europa kaum bekannt ist. Das Prinzip wird in Abb. 9.5 erläutert.

Im ersten Schritt wird der oxidische Brennstoff aus den Hüllrohren entfernt sowie ggf. noch weiter zerkleinert. Der zweite Schritt ist eine elektrochemische Reduktion. Dazu braucht man eine heiße Salzschmelze, etwa 650 °C, eine Stromquelle mit einigen Volt Gleichspannung und drei Elektroden: eine Kathode (+), eine Anode (-) und eine Referenzelektrode, gegenüber der das Potenzial an Kathode und Anode eingestellt werden

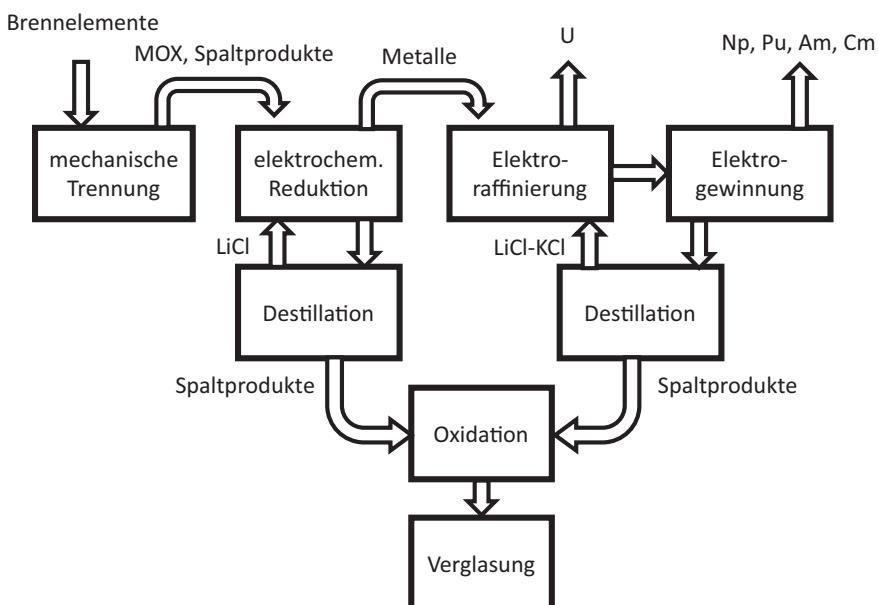


Abb. 9.5 Schema des Pyroprozesses

kann. Dann wird der Brennstoff in einen metallischen Korb gegeben und in die Salzschmelze gestellt. Sie besteht bei der elektrochemischen Reduktion aus Lithiumchlorid, LiCl, mit einem kleinen Anteil (ca. 1 %) Lithiumoxid, Li_2O . Der Korb mit seinem Inhalt ist die Kathode des elektrochemischen Trennprozesses. Dort bekommen die Metalloxide die notwendigen Elektronen, um sich aufzuspalten in Metalle, die in dem Korb verbleiben, und Sauerstoff-Ionen, O^{2-} , die durch die Schmelze zur Platinanode hinüberwandern. Die Sauerstoff-Ionen geben dort jeweils ihre zwei Elektronen wieder ab, sodass der Sauerstoff als O_2 -Gas an der Anode aufsteigt, während die Elektronen im Kabel zur Kathode zurückwandern. Die Metalle im Korb bestehen aus Uran und Transuranen, aber auch aus metallischen Spaltprodukten. Die übrigen Spaltprodukte verbleiben in der Schmelze.

Im dritten Schritt, der Elektroaffinierung, werden diese Metalle in den Anodenkorbe einer anderen Salzschmelze gegeben, bestehend aus einer eutektischen Mischung aus Lithiumchlorid, LiCl, und Kaliumchlorid, KCl. Den Metallen werden dort Elektronen entzogen. Sie werden dadurch zu positiven Metall-Ionen, lösen sich also in der Salzschmelze auf. Wenn das Potenzial richtig eingestellt wird, setzen sich die dreiwertigen Uran-Ionen, U^{3+} , an der Kathode ab, wo sie die fehlenden Elektronen erhalten, um wieder zu metallischem Uran zu werden. Man nennt das auch eine galvanische Abscheidung. Nach einiger Zeit wachsen so an der Kathode lange Kristalle aus metallischem Uran. Die anderen Metalle verbleiben in der Salzschmelze.

Der vierte Schritt ist die Elektrogewinnung der Transurane. Das ist ebenfalls eine galvanische Abscheidung aus der verbliebenen Salzschmelze. Man verwendet dort aber eher eine Kathode aus flüssigem Cadmium, in dem sich dann die Transurane wiederfinden. Eine weitere Trennung von Plutonium, Americium und Curium ist nicht mehr möglich. Die restlichen Spaltprodukte verbleiben im Salz.

Das jeweilige Salz wird schließlich durch Destillation wieder zurückgewonnen, bleibt also im Kreislauf. Als Rückstand der Destillation verbleiben die Spaltprodukte, die jetzt noch oxidiert werden müssen, bevor sie verglast werden können.

Anders als beim PUREX-Prozess bleiben die Transurane Plutonium, Neptunium, Americium und Curium also untrennbar zusammen. Das hat zwei Vorteile:

- Die Glaskokillen, die am Ende bei der Verglasung abgefüllt werden, enthalten nur noch Spaltprodukte und keine Transurane. Das reduziert die Zeit, in der dieser Abfall strahlt, auf ca. 500 Jahre.
- Das gewonnene Plutonium ist für Kernwaffen definitiv untauglich.

Andererseits war dieses Plutonium aber auch kaum zur Herstellung von Brennelementen geeignet, weil es zu radioaktiv war. Für den Salzsämelzenreaktor wäre das kein Problem.

Die ersten beiden Schritte sind nur erforderlich für oxidischen Brennstoff. Man bräuchte sie, um die alten Brennelemente aus dem Zwischenlager für den Salzsämelzenreaktor aufzubereiten. Der dritte und vierte Schritt wären erforderlich, das Salz regelmäßig von Spaltprodukten zu reinigen. Es wäre natürlich sinnvoller, wenn man die Elektroraffinierung und die Elektrogewinnung gleich mit den Fluoriden durchführen könnte, damit man die Stoffe nicht erst in Chloride umwandeln muss. Es gibt zwar schon erste Versuche dazu, aber die Entwicklung steht da noch ganz am Anfang.

Um den Pyroprozess zu entwickeln, wurden die Spaltprodukte bisher durch stabile Isotope ersetzt und die Transurane beschränkten sich auf Plutonium, sodass der gesamte Prozess in einem großen Handschuhkasten aufgebaut werden konnte. Die Verglasung war darin nicht enthalten, aber diese könnte voraussichtlich ähnlich durchgeführt werden wie beim PUREX-Prozess. Für echte Spaltprodukte sowie für Americium und Curium wären Heiße Zellen erforderlich. Dazu muss der Prozess aber erstmal so zuverlässig funktionieren, dass er automatisiert werden kann.

Der Pyroprozess ist deutlich kleiner und damit voraussichtlich auch kostengünstiger als der PUREX-Prozess. Die Konzepte des Salzsämelzenreaktors gehen daher davon aus, dass diese Anlage auf dem gleichen Gelände aufgebaut wird wie der Reaktor und sein Kraftwerk. Aber davon sind wir heute noch weit entfernt. Es werden noch einige Jahre Forschung erforderlich sein, bevor es sich lohnt, die gesamte Anlage zu konstruieren.

TMSR-Entwicklungspläne

Ich denke, es ist deutlich geworden, dass man so einen Salzsämelzenreaktor nicht am Schreibtisch entwickeln kann. Er erfordert zunächst noch sehr viel Laborarbeit und Vorversuche, bevor ein Prototyp gebaut werden kann. Das Shanghai Institute of Applied Physics (SINAP) hat sich das Ziel gesetzt, kräftig in eine entsprechende Forschungsinfrastruktur zu

investieren, die insbesondere auch Studenten und Doktoranden nutzen sollen. In Kooperation mit dem Oak Ridge National Laboratory entsteht derzeit ein Forschungslabor, aus dem am Ende ein *Thorium Molten Salt Reactor* (TMSR) für Thorium-Brennstoff hervorgehen soll [58]. Das neue Labor in Jiading hat bereits Heiße Zellen entworfen sowie Handschuhkästen, einen Salzschmelzenkreislauf, um die erforderlichen Pumpen zu testen, sowie erste Anlagen zur Entwicklung des Pyroprozesses wie die Herstellung der Fluoride, die Elektroaffinierung von Uran und die Salzdestillation zur Reinigung der Fluoride. Es gibt dort Zentrifugen zur Anreicherung von Li-7, die bereits Konzentrationen von mehr als 99,99 % erreicht haben, eine Produktionsanlage für Lithium-Beryllium-Fluorid und für Lithium-Natrium-Kalium-Fluorid, Anlagen zur Herstellung und Bearbeitung von Hastelloy N sowie Werkstofflabore für Korrosionsversuche.

Im ersten Schritt möchte man die Salzschmelze nur zur Kühlung eines Reaktors verwenden. Da Graphit sich einerseits im MSRE als gut kompatibel mit Fluoridschmelzen erwiesen hat, China andererseits Graphitkugeln mit TRISO-Partikeln für den Hochtemperaturreaktor HTR-PM selbst herstellen kann, bot sich ein Kugelhaufenreaktor an, der mit Lithium-Beryllium-Fluorid gekühlt werden soll. Abb. 9.6 zeigt einen Querschnitt des geplanten Reaktors TMSR-SF1 [59]. Eine geordnete Kugelschüttung in einem achteckigen Raum mit 139 cm Breite und Höhe wird vertikal aufwärts von einer binären Salzschmelze aus 66,7 % ^7LiF und 33,3 % BeF_2 (mol-%) durchströmt. Die Graphitkugeln haben einen Durch-

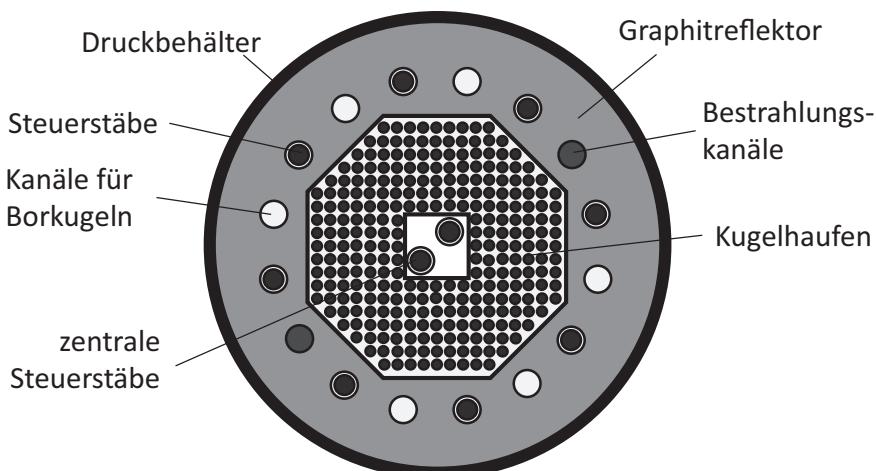


Abb. 9.6 Querschnitt durch den geplanten Reaktor TMSR-SF1

messer von 6 cm, worin sich TRISO-Partikel in einem Innenvolumen von 5 cm Durchmesser befinden. Es sind also die gleichen Kugeln wie im HTR-PM (siehe Kap. 4). In einem ersten Schritt soll eine Wärmeleistung von 2 MW erzeugt werden. Die Salzsämelze erwärmt sich dabei nur von 600 °C auf 620 °C. Im zweiten Schritt soll die Wärmeleistung dann auf 20 MW erhöht werden, wozu der Massenstrom verdoppelt werden muss und die Aufheizung auf 700 °C gesteigert werden soll. Das Sekundärsystem soll mit einer Salzsämelze aus Lithium-Natrium- Kalium-Fluorid betrieben werden.

Die Salzsämelze enthält folglich bei diesem Reaktor keinen Brennstoff und keine Spaltprodukte, muss also auch nicht gereinigt werden. Das ist bei weitem nicht so anspruchsvoll wie die oben beschriebenen Salzsämelzenreaktoren, ist aber ein erster Schritt, um sich mit Salzsämelzen vertraut zu machen.

Es gibt auch schon Pläne, daraufhin einen echten Salzsämelzenreaktor zu bauen, den TMSR-LF1. Ebenso wie der MSRE in den USA soll er aber erst einmal ein thermischer Reaktor werden, der analog zum MSRE mit Graphitstäben moderiert ist. Bis dahin sollte der Pyroprozess zur Salzreinigung aber schon funktionieren. Das sind sehr ehrgeizige Pläne und man wird sehen, was daraus wird. Sie zeigen jedoch, dass es China mit diesem Salzsämelzenreaktor sehr ernst nimmt.

Fazit

Der Salzsämelzenreaktor ist ein relativ altes Konzept. Er wurde schon früh gebaut, geriet aber wieder in Vergessenheit, als die wassergekühlten thermischen Reaktoren ihren wirtschaftlichen Durchbruch hatten. Irgendwie konnte dann niemand mehr etwas damit anfangen und die Entwicklung wurde auch nicht mehr richtig fortgesetzt. Erst das Generation-IV-Programm machte klar, dass der Salzsämelzenreaktor mit schnellem Neutronenspektrum ein paar grundsätzliche Vorteile hat, die kein anderer schneller Reaktortyp bieten kann. Ich möchte daher speziell diesen schnellen Reaktor anhand der Kriterien des Generation-IV-Programms mit anderen schnellen Reaktoren vergleichen.

Nachhaltigkeit

Der schnelle Salzsämelzenreaktor kann prinzipiell nicht nur Plutonium nachhaltig recyceln, sondern er kann auch Americium und Curium einfacher und sicherer vernichten als jeder andere schnelle Reaktor. Dazu müssen diese Elemente gar nicht einzeln separiert werden, sondern es reicht aus, wenn sie über den Pyroprozess gemeinsam mit Plutonium und Neptunium recycelt werden. Es müssen daraus auch kein Brennstoffpellet und kein Brennelement hergestellt werden, was bei der hohen Aktivität dieser Isotope ansonsten ein ziemlich großer Aufwand wäre.

Der Salzsämelzenreaktor ist ferner der einzige Reaktortyp, der eine nachhaltige Brennstoffversorgung mit Thorium ermöglichen könnte. Die hohe

γ -Aktivität, die unvermeidbar mit dem erzeugten U-233 entsteht, ist für diesen Reaktor kein Problem. Es können zwar auch andere Reaktoren den Spaltstoff U-233 aus Thorium herstellen, aber es ist noch nicht gelungen, daraus anschließend ein Brennelement zu fertigen.

Sicherheit

Der schnelle Salzschmelzenreaktor ist der einzige schnelle Reaktor mit einem negativen Voideffekt, bei dem also eine abnehmende Dichte des Kühlmittels die Reaktorleistung konsequent abnehmen lässt. Das macht ihn zumindest in dieser Hinsicht sehr sicher und erlaubt es sogar, Brennstoffe zu verwenden, die in anderen schnellen Reaktoren nicht mehr beherrschbar wären.

Bei Stromausfall oder bei Leckage des Reaktors kann einfach die Salzschmelze abgelassen werden. Die Sumpftanks können problemlos passiv gekühlt werden. Das Sicherheitskonzept ist damit viel einfacher als bei jedem anderen schnellen Reaktor.

Bei diesem Reaktor fehlen jedoch die Hüllrohre als erste Barriere gegen den Austritt radioaktiver Stoffe. Stattdessen muss das gesamte Primärsystem als erste Barriere betrachtet werden. Bei einer Leckage tritt nicht nur Kühlmittel, sondern auch Brennstoff und Spaltprodukte aus. Daher muss das Primärsystem in einer gasdicht geschlossenen Heißen Zelle untergebracht sein. Diese bildet dann die zweite Barriere, aber noch nicht das Containment, das als umhüllende dritte Barriere ebenfalls benötigt wird.

Zuverlässigkeit

Die Betriebserfahrungen mit dem MSRE lassen den Salzschmelzenreaktor zwar als recht zuverlässig erscheinen. Man muss aber dazu sagen, dass ein bisher nur angedachtes Kraftwerk mit Salzreinigung noch nicht einmal entwickelt wurde. Es wäre sicher verfrüht, schon jetzt über seine Zuverlässigkeit zu reden.

Wirtschaftlichkeit

Das gleiche gilt auch für die Wirtschaftlichkeit. Bisher sehen die Konzepte noch recht einfach aus und man kann sich kaum vorstellen, was daran teuer sein soll, aber über die Wirtschaftlichkeit kann man erst reden, wenn das Kraftwerk so weit fertig konstruiert wurde.

Schutz vor Proliferation

In Verbindung mit dem Pyroprozess tritt nirgendwo im Brennstoffkreislauf des schnellen Salzschmelzenreaktors ein Brennstoff auf, mit dem man Kernwaffen herstellen könnte. Kein anderer schneller Reaktor hat eine derart gute Proliferationsresistenz.

Das hört sich alles sehr positiv an. Der entscheidende Nachteil ist nur: da ist noch sehr viel zu tun. So lange die eigentlichen Probleme noch gar nicht bekannt sind, sieht alles erstmal recht positiv aus. China hat diese Herausforderung jedoch angenommen. Während andere Länder noch zögern, ob sie sich auf dieses Konzept einlassen wollen, hat man in China schon längst damit begonnen.

Glossar

Elektrochemische Trennung	Verfahren zur Trennung von Metallen aus Schmelzen oder Lösungen, indem ein elektrisches Feld angelegt wird
Elektroaffinierung	Galvanische Abscheidung bestimmter Metalle einer Salzschmelze an einer Elektrode
Nickelbasis-Legierung	Eine Metalllegierung, die vorwiegend Nickel und kaum Eisen enthält und sehr korrosionsbeständig ist



10

Bedeutung für Wirtschaft und Gesellschaft

Was ist nun also die vierte Generation? Alles schon mal dagewesen und hat sich dann wirtschaftlich nicht durchgesetzt? Nüchtern betrachtet kann man das durchaus behaupten. Die Kernreaktoren der vierten Generation sind eher der Forschung zuzuordnen. Einen Marktbedarf gab es nie für sie. Im Markt orientieren sich die Kraftwerksbetreiber an ihren Kunden. Wenn ich als Stromkunde einen Stromliefervertrag abschließe, werfe ich einen kurzen Blick auf mein Konto und wähle den günstigsten Tarif. Ein Industriekunde wird auch darauf achten, dass der Strom zuverlässig geliefert wird, denn die Folgen eines Stromausfalls kommen ihm mitunter teurer zu stehen, als der Strom kostet. Der Stromversorger kann daher auch nur das anschaffen, was zuverlässig und preiswert Strom erzeugt. Wenn er in einem Land produziert, dass sich nicht vor der Kernenergie fürchtet, wählt er einen Druckwasserreaktor. So ein Reaktor wurde schon einige Hundert Mal gebaut, wird von mehreren Herstellern in Konkurrenz angeboten und es gibt jahrzehntelange Erfahrung damit, nicht nur bei der Herstellern und Betreibern, sondern auch bei den Zulieferern, Gutachtern und Behörden. Keiner der Reaktoren der vierten Generation konnte in Bezug auf Kosten und Zuverlässigkeit daher je mit dem Druckwasserreaktor konkurrieren. Und ich erwarte auch nicht, dass sich das in den kommenden Jahren ändern wird.

Man kann eher sagen: die vierte Generation von Kernreaktoren ist ein visionäres Ziel mit einem realen Hintergrund. Vieles von dem, was hier entwickelt wurde, wurde in ähnlicher Form bereits gebaut. Es sind also nicht alles nur Luftschlösser. Manches hat auch schon prima funktioniert.

Die Forschung lebt von solchen visionären Zielen. Ein visionäres Ziel ist geradezu die Voraussetzung, um Forschung finanziert zu bekommen. Wenn eine Entwicklung schon in absehbarer Zeit zu einem profitablen Produkt führt, kann sie ja auch von der Industrie bezahlt werden, so wie damals der Druckwasserreaktor. Der brauchte damals, in den 1960er Jahren, keine Forschungsförderung. Die Kernforschungszentren in Jülich und Karlsruhe beschäftigten sich in dieser Zeit lieber mit Hochtemperaturreaktoren bzw. mit schnellen Reaktoren. Das war visionärer. Die Folge ist leider häufig, dass Forschungsergebnisse nicht in ein wirtschaftliches Produkt münden. Wenn ich heute aufzählen sollte, welche Forschungsergebnisse später ein Markterfolg wurden, auch außerhalb der Kerntechnik, komme ich ins Stottern. Es sind nicht viele.

Es ist ja auch ein langer Weg von einem Forschungsergebnis bis hin zu einem marktfähigen Produkt. Er wird gern unterschätzt, wenn ein Wissenschaftler schöne, anschauliche Bilder zeigt, wie ein neues Kernkraftwerk später konkret aussehen könnte. Sämtliche Bauteile darin müssen nicht nur in allen Details konstruiert werden, damit sie gebaut werden können. Sie müssen auch getestet werden. Nehmen wir als Beispiel ein Brennelement eines innovativen Reaktors. Wir müssen zunächst die Werkstoffe testen, also den Hüllrohrwerkstoff, das Brennstoffpellet und die Werkstoffe aller anderen Komponenten des Brennelements, und zwar über die gesamte Betriebsdauer und über sämtliche Belastungen, die diese Werkstoffe später ertragen müssen. Das dauert zwangsläufig Jahre. Dann muss ein Fertigungsprozess für die Hüllrohre und die Brennstoffpellets qualifiziert werden, der so überwacht und gesteuert wird, dass später kein Ausschuss erzeugt wird. Erst dann können diese Werkstoffe freigegeben werden. Parallel dazu muss die Auslegung des Brennelements geprüft werden, denn man kann sich auch mal verrechnen. Also wird zunächst ein ähnliches Brennelement mit einer elektrischen Heizung versehen und in einem Prüfstand genauso gekühlt wie im Reaktor. So einen Prüfstand für ein neues Kühlmittel zu bauen, ist allein schon eine Herausforderung, denn wir benötigen einige MW Heiz- und Kühlleistung. Das sind also keine kleinen Anlagen. Dann muss das Brennelement unter Störfallbedingungen getestet werden, also in einer speziellen Versuchsanlage so überhitzt werden, dass es oxidiert oder schmilzt, denn wir müssen zuverlässig ausschließen können, dass es bei solchen Bedingungen zu einer Katastrophe kommen kann. Dann muss das Brennelement mit nuklearer Heizung getestet werden. Man kann dazu ein neues Brennelement eines Druckwasserreaktors, das bisher alle diese Prüfungen überstanden hat, in einen vorhandenen Reaktor stecken und ein paar Jahre lang mitlaufen lassen. Man kann dann jährlich überprüfen, ob die Vorausberechnungen

gestimmt haben. Bei einem neuen Kühlmittel ist das schon schwieriger. Mitunter braucht man dann einen eigenen Versuchsreaktor, der diese konkrete Kühlmittelumgebung erzeugt. Mit anderen Bauteilen wie z. B. Steuerstäben und deren Antrieben, Pumpen, Ventilen und vielem mehr ist das nicht anders. In Summe sind einige Tausend Ingenieure damit jahrelang beschäftigt. Um den Entwicklungsaufwand und dessen Kosten in Grenzen zu halten, ist man als Hersteller daher gezwungen, möglichst wenig zu verändern, und so ist es nicht verwunderlich, warum nur wenige neue Idee später verwirklicht werden können.

Nicht nur in der Forschung, sondern auch als Student, oft schon als Schüler, folgen wir unseren visionären Zielen. Das ist wichtig, denn das motiviert uns, Dinge genauer zu betrachten, sie zu hinterfragen und eigene Lösungsansätze zu entwickeln. Sie können uns mitunter wochenlang (oder nächtelang) fesseln und begeistern. Eine Masterarbeit oder Doktorarbeit ist mehr als nur ein Job, eine Aufgabe, die wir erledigen, um ein Stück Papier zu bekommen. Sie ist auch eine gute Gelegenheit, seinem eigenen visionären Ziel einen Schritt näherzukommen. Die raue Welt der Produktion und Marktwirtschaft habe ich erst nach dem Studium kennengelernt. Sobald ich verstanden hatte, mich in dieser Welt zurechtzufinden, begann sie mich zu interessieren und meine eigenen visionären Ziele gerieten in den Hintergrund. Die Grundlagen und Methoden, die ich bis dahin für meine visionären Ziele erarbeitet hatte, konnten mir dabei jedoch verblüffend gut helfen.

Ich meine daher, es ist sogar die wichtigste Aufgabe der Forschung, angehende Wissenschaftler und Ingenieure für visionäre Ziele zu begeistern. Es ist nicht so sehr das Forschungsergebnis, das die Industrie später benötigt, sondern es sind diese Menschen, die Köpfe, die den Mut haben, neue Dinge anzufangen, die sich bisher noch niemand zugetraut hat, und die die nötigen Grundlagen dazu erlernt haben. Auf ihnen beruhen die späteren Innovationen der Industrie. Die Patente, die das Forschungsinstitut in diesem Zusammenhang angemeldet hatte, kommen dagegen nur sehr selten zur Anwendung.

Aber auch unsere Gesellschaft braucht visionäre Ziele, und damit auch die Politik. Wenn wir heute entscheiden sollten, ob die alten, ausgebauten Brennelemente in ein Endlager gebracht werden sollen, können wir das nur anhand visionärer Ziele. Rein wirtschaftlich betrachtet, lässt man sie besser im Zwischenlager. Das ist billiger. Die Investition eines Endlagers kann sich in absehbarer Zeit nicht amortisieren. Wir müssen uns aber mit der Frage auseinandersetzen, ob unsere Nachkommen uns dankbar sein werden für die gigantische Energieressource, die wir ihnen mit diesen Brennelementen

überlassen haben, oder ob sie uns verteufeln werden für den gefährlichen Müll, den wir ihnen hinterlassen haben. Im abgereicherten Uran steckt hundertmal mehr Energie, als wir bisher als Kernenergie verwerten haben. Um diese Energie zu nutzen, braucht man aber Plutonium. Das finden wir nicht in der Natur. Das gibt es nur in diesen alten Brennelementen.

Die Frage ist heute nicht leicht zu entscheiden. Es gibt aber auch keinen Grund, sie schnell zu entscheiden. Das Plutonium lässt sich in 200 Jahren noch ebenso gut verwerten wie heute. Eigentlich besser sogar, denn die Spaltprodukte und das Curium sind bis dahin weitgehend zerfallen und das Recycling ist dadurch bedeutend einfacher geworden. Die größten Strahlungsprobleme haben sich bis dahin von selbst erledigt. Die Technik, diesen Brennstoff zu recyceln und daraus Strom zu gewinnen, ist dann so alt wie heute die Dampfmaschine von James Watt. Ich kann mir nicht vorstellen, dass unsere Nachkommen damit überfordert sein werden. Im Gegenteil, wenn ich mir anschau, an welchen Themen die junge Generation heute arbeitet, bekomme ich eher den Eindruck, dass sie vieles besser machen werden als wir.

Auch der Ausbau der erneuerbaren Energien beruhte auf einer visionären Zielvorstellung. Rein marktwirtschaftlich hätten wir uns sicher nie dazu entschieden. Über visionäre Ziele kann man aber vortrefflich streiten. Sie sind erhaben über jede Norm und jedes Gesetz, ja manchmal sogar über Naturgesetze. Es war nicht meine Absicht, mich mit diesem Buch in diesen Streit einzumischen. Stattdessen wollte ich Ihnen als Physiker und Ingenieur sachlich und mit einfachen Worten erläutern, was hinter der Vision einer nachhaltigen Kernenergie steckt. Urteilen müssen Sie selbst.

Bedingt durch derartige Diskussion ist das Engagement in Deutschland für Kernreaktoren der vierten Generation inzwischen verschwindend gering. In anderen Ländern werden im Generation-IV-Programm dagegen nicht nur Studien betrieben, sondern es wird auch der eine oder andere Prototypreaktor gebaut.

Das größte Engagement auf diesem Gebiet sehen wir zurzeit in China, auch wenn dieses Land historisch betrachtet nur wenig zur Entwicklung derartiger Reaktoren beigetragen hatte. In China ging 2011 ein neuer natriumgekühlter Reaktor in Betrieb, der CEFR mit 65 MW thermischer Leistung. Der Reaktor ist in Pool-Bauweise konstruiert und wird mit MOX-Brennstoff betrieben. Es gibt derzeit auch konstruktive Entwürfe für einen großen natriumgekühlten Reaktor mit 2100 MW thermischer Leistung, aber von konkreten Pläne, ihn zu bauen, habe ich bisher noch nicht gehört.

Ein kleiner Hochtemperaturreaktor mit Graphitkugeln, der HTR-10, ging im Jahr 2000 an der Universität Tsinghua erstmals in Betrieb und erreichte im Jahr 2003 die geplante thermische Leistung von 10 MW. Er gilt als Prototyp für den größeren Kugelhaufenreaktor HTR-PM mit 250 MW thermischer Leistung, der ebenfalls Dampf für einen konventionellen Wasser-Dampf-Kreislauf erzeugt, mit dem letztlich 105 MW elektrische Leistung generiert werden sollen. Zwei dieser Reaktoren sollen eine gemeinsame Dampfturbine mit 210 MW Leistung antreiben. Dieses Kraftwerk wird zurzeit in Shidao Bay in China errichtet.

Reaktoren, die mit überkritischem Wasser oder mit Blei-Bismut gekühlt werden, werden in China zurzeit erst ausgelegt. Es laufen zahlreiche Grundlagenexperimente dazu, aber der Bau eines Prototypreaktors wurde noch nicht begonnen. Konkreter sind die Forschungsarbeiten dagegen auf dem Gebiet des Salzschnmelzenreaktors, für dessen Entwicklung ein großes Forschungslabor am Shanghai Institute of Applied Physics entstand. Als ein erster Meilenstein zur Entwicklung eines Salzschnmelzenreaktors wird ein graphitmoderierter Kugelhaufenreaktor betrachtet, der mit einer Salzschnmelze gekühlt werden soll.

In Russland ging im Jahr 2014 ein neuer natriumgekühlter Reaktor in Betrieb, der BN-800 mit 2100 MW thermischer Leistung. Der BN-800 ist ein Reaktor in Pool-Bauweise mit drei sekundären Natriumkreisläufen, die einen Wasser-Dampf-Kreislauf versorgen, der 890 MW elektrische Leistung erzeugt. Sehr bemerkenswert sind ferner die konstruktiven Entwürfe von bleigekühlten Reaktoren in Russland, die schon sehr ausgereift sind, wie z. B. der SVBR-100 mit 100 MW elektrischer Leistung, der mit Blei-Bismut betrieben werden soll, und der BREST-OD-300, der mit reinem Blei eine elektrische Leistung von 300 MW erreichen sollte. Der erste SVBR-100 soll im Forschungszentrum Dimitrovgrad in Russland errichtet werden.

Der Forschungsreaktor MYRRHA, der ebenfalls mit Blei-Bismut gekühlt wird, soll in den kommenden Jahren in Mol in Belgien entstehen. Dieser Pool-Reaktor kann sowohl mit einer Spallationsneutronenquelle eines Teilchenbeschleuniger betrieben werden als auch als kritischer Reaktor. Die Mittel für den Bau des Teilchenbeschleunigers wurden als erste Ausbaustufe inzwischen bewilligt. Weitere Forschungsaktivitäten in Europa führten lediglich zu einer Vielzahl an innovativen Reaktorkonzepten, die nach heutigem Stand nicht gebaut werden, etwa der natriumgekühlte Reaktor ASTRID in Frankreich, der Hochtemperaturreaktor ANTARES, der bleigekühlte Reaktor ELSY, der gasgekühlte Reaktor ALLEGRO oder der Reaktor mit überkritischem Wasser HPLWR.

Der Hochtemperaturreaktor HTTR mit 30 MW thermischer Leistung, der 2001 in Japan in Betrieb ging, hat einen Reaktorkern aus Graphitklötzen. Er dient heute als Forschungsreaktor zur Bestrahlung von Werkstoffen und neuartigen Brennstoffen. Der Bau des natriumgekühlten Reaktors 4S ist nach dem Unfall in Fukushima allerdings vorerst nicht mehr geplant. Die Konstruktion war bis dahin schon recht detailliert ausgearbeitet, und es gab auch schon einen geplanten Standort in Galena in Alaska, der inzwischen jedoch aufgegeben werden musste.

Umfangreiche Entwicklungsarbeiten zu natrium- und bleigekühlten Reaktoren finden wir ferner in Korea, ebenso wie eine Prozessentwicklung zur Herstellung von TRISO-Partikeln für Hochtemperaturreaktoren. Der Bau eines Forschungsreaktors mit diesen Technologien der vierten Generation ist derzeit aber noch nicht geplant. Auch in den USA wird immer wieder über spektakuläre Reaktorentwürfe der vierten Generation berichtet. Die Firma Terrapower demonstriert, dass sich auch private Unternehmen daran beteiligen. Mit dem Bau eines Prototyps wurde in diesem Jahrhundert jedoch ebenfalls noch nicht begonnen.

Erwähnen sollte ich schließlich noch die Entwicklungsarbeiten in Indien, auch wenn dieses Land nicht Mitglied des Generation IV International Forums ist. Dort geht derzeit der natriumgekühlte Pool-Reaktor PFBR mit 500 MW elektrischer Leistung in Betrieb. Weitere Entwicklungsarbeiten finden wir dort z. B. zu Hochtemperaturreaktoren und zu Salzschnelzenreaktoren.

Wenn Sie sich etwas tiefer mit diesem Stoff befassen möchten, kann ich Ihnen das Generation IV Handbook[60] empfehlen. Auch dieses Handbuch ist noch für einen Laien verständlich geschrieben und enthält zahlreiche konkrete Beispiele von Reaktoren der vierten Generation.

Glossar

Abbrand	Wärmeenergie, die pro kg Uran (oder allgemein Schwermetall) durch Spaltung gewonnen wurde
Abbrennbarer Neutronenabsorber	Ein Absorbermaterial (z. B. Gadolinium), das durch Neutronenabsorption seine Absorptionseigenschaft verliert
Abgereichertes Uran	Uran mit einer Konzentration an U-235 von weniger als 0,72 % (N_p)
Aktivität	Zerfälle eines Nuklids pro Sekunde (auch: Radioaktivität)
Angereichertes Uran	Uran mit einer Konzentration an U-235 von mehr als 0,72 % (N_p)
Anreicherungskaskade	Hintereinanderschaltung mehrerer Trennstufen zur Erhöhung der Anreicherung
Bindungsenergie	Energie, die theoretisch freigesetzt wird, wenn ein Atomkern aus freien Nukleonen zusammengesetzt wird
Boltzmann-Konstante	$k=8,617 \cdot 10^{-5}$ eV/K
Brutelement	Ein Brennelement, das zunächst nur U-238 enthält, um daraus spaltbares Plutonium zu erbrüten
Brüten	Erzeugung von spaltbarem Plutonium durch Neutronenabsorption in U-238
Brutzone	Teil des Reaktorkerns, der Brutelemente enthält
Carbidischer Brennstoff	Ein Brennstoff aus Uran- und Plutoniumcarbid, der eine höhere Dichte und Wärmeleitfähigkeit als MOX-Brennstoff hat

Containment	Ein geschlossener Raum, der bei Versagen des Primärsystems einen Austritt radioaktiver Stoffe verhindert, z. B. ein Spannbetonbehälter mit einer inneren Stahlwand
Dampfabscheider	Vertikale Rohre mit einem Drallerzeuger am Eintritt, die Tropfen durch Fliehkraft abscheiden
Dampftrockner	Zickzackförmige Bleche, die durch Fliehkraft weitere Tropfen aus dem Dampf abscheiden
Dichteefekt	Einfluss der Moderator temperatur auf die Moderation der Neutronen
Diffusion	Stofftransport von Atomen oder Molekülen ohne Strömung
Doppler-Effekt	Einfluss der Brennstofftemperatur auf die Neutronenabsorption
Dosiskoeffizient	Umrechnungsfaktor von Aktivität in Radiotoxizität eines Nuklids
Druckhalter	Ein Behälter, der teils mit Wasser und teils mit Dampf gefüllt ist, beides bei Siedetemperatur, um den Druck über die Temperatur zu regeln
Einspritzdampferzeuger	Dampferzeugung durch Einspritzen von Wasser in überhitzten Dampf
Elektrochemische Trennung	Verfahren zur Trennung von Metallen aus Schmelzen oder Lösungen, indem ein elektrisches Feld angelegt wird
Elektrolyt	Ein fester oder flüssiger Ionenleiter
Elektron	Elementarteilchen der Atomhülle
Elektroraffinierung	Galvanische Abscheidung bestimmter Metalle einer Salzschmelze an einer Elektrode
eutektische Legierung	Eine Mischung aus zwei Metallen derart, dass sich der niedrigste Schmelzpunkt ergibt
eV	Elektronenvolt; $1 \text{ eV} = 1,6019 \cdot 10^{-19} \text{ J}$, Energieeinheit
Ferritischer Stahl	Ein Stahl mit der Kristallstruktur von Eisen, der vorwiegend aus Eisen besteht, aber bis zu etwa 18 % Chrom enthalten kann, um die Korrosionsbeständigkeit zu verbessern
Ferritisch-martensitischer Stahl	Ein ferritischer Stahl mit einem höheren Kohlenstoffanteil, der gehärtet werden kann, wobei sich sein Gefüge in Martensit umwandelt
Halbwertszeit	Zeit, die vergeht, bis die Hälfte eines instabilen Nuklids zerfallen ist
Handschuhkasten	Ein Arbeitsraum, der hermetisch gasdicht abgeschlossen ist
Heiße Zellen	Ein stark abgeschirmter Raum mit Fernhantierung und Bleiglasscheiben zur Handhabung hochradioaktiver Stoffe
Isotope	Nuklide mit gleicher Protonenzahl

Kondensationskammer	Ein Raum im Containment, der teilweise mit kaltem Wasser gefüllt ist; wenn im Containment Dampf entsteht, kann dieser dort kondensieren, sodass der Druckanstieg im Containment begrenzt bleibt
Kugelhaufenreaktor	Ein Reaktor mit einem Kern aus einer Schüttung von Graphitkugeln
Lanthanoide	Chemische Elemente mit einer Ordnungszahl von 57 bis 71
Loop-Reaktor	Ein Reaktor mit Dampferzeugern und Pumpen außerhalb des Reaktorbehälters
Massenzahl	Anzahl der Nukleonen im Atomkern
Minore Actinoide	Neptunium und chemische Elemente mit einer Ordnungszahl größer als 94 (Plutonium)
Moderation	Abbremsen von Neutronen durch elastische Stöße mit leichten Atomkernen
Moderator	Material, das Neutronen durch elastische Stöße abbremst (z. B. Wasser oder Graphit)
MOX-Brennstoff	Eine Mischung aus UO_2 -Brennstoff und PuO_2 -Brennstoff
Multiplikationsfaktor	Relative Änderung der Anzahl der Neutronen in einem Reaktor pro Spaltung
Neutron	Elektrisch neutraler Kernbaustein
Neutronenfluss	Neutronen, die pro Flächeneinheit (cm^2) und Sekunde auf eine Probe fallen
Nickelbasis-Legierung	Eine Metalllegierung, die vorwiegend Nickel, aber kaum Eisen enthält und sehr korrosionsbeständig ist
Nukleon	Kernbaustein (Proton oder Neutron)
Nuklid	Bezeichnung für ein Atom unter Berücksichtigung der Neutronenzahl
Ordnungszahl	Anzahl der Protonen im Atomkern
Photon	Elektromagnetisches Strahlungsquant, das entsteht, wenn ein Elektron oder ein Nukleon in einen anderen Quantenzustand übergeht
Pool-Reaktor	Ein Reaktor mit Dampferzeugern und Pumpen innerhalb des Reaktorbehälters
Proliferation	Missbrauch von Kernbrennstoff zur Herstellung von Kernwaffen
Proliferationsresistent	Die Eigenschaft eines Brennstoffs oder eines Prozesses, nicht direkt sondern nur mit hohem Aufwand zur Herstellung von Kernwaffen verwendet werden zu können
prompte Neutronen	Schnelle Neutronen, die bei der Kernspaltung entstehen (ca. 1 MeV bis 10 MeV)
Proton	Positiv geladener Kernbaustein
Pseudo-Sieden	Der kontinuierliche Übergang von flüssigem Wasser in Dampf ohne Blasen oder Tropfen; erfolgt nur bei überkritischem Wasser
Pyrographit	Eine spezielle Kristallstruktur des Graphits mit stark anisotropen Stoffeigenschaften

Quantenzustand	Energiezustand eines Nukleons oder Elektrons in der Quantentheorie
Radiotoxizität	Ein Maß dafür, wie gesundheitsschädlich ein Nuklid ist, in diesem Fall, wenn es durch Nahrung oder Trinkwasser aufgenommen wird
Reaktivität	Relative Abweichung des Multiplikationsfaktors von der Zahl 1
Regenerationsfaktor	Anzahl von Neutronen, die bei einer Kernspaltung pro absorbiertem Neutron emittiert werden
Resonanzabsorption	Absorption eines Neutrons in einem Atomkern, wobei die Neutronenenergie gerade ausreicht, das Neutron auf einen bestimmten Quantenzustand zu heben
Resonanzstreuung	Ein elastischer Stoß eines Neutrons mit einem Atomkern, bei dem dieser in einen angeregten Zustand versetzt wird
Sattdampf	Dampf bei Siedetemperatur
Spallation	Zertrümmern eines Atomkerns durch Beschuss mit hochenergetischen Neutronen, wobei mehrere Bruchstücke und mehrere Neutronen entstehen
Spaltausbeute	Wahrscheinlichkeit, dass ein Nuklid durch Kernspaltung erzeugt wird
Spaltgasplenum	Ein leerer Raum im geschlossenen Hüllrohr, der gasförmige Spaltprodukte aufnehmen kann
Spaltzone	Bereich des Reaktorkerns, der spaltbares Material enthält, im Unterschied zur Brutzone
Speisewasser	Wasser, das dem Verdampfer zugeführt wird
Spezifische Wärmekapazität	Verhältnis zwischen der zugeführten Wärme und der damit bewirkten Temperaturerhöhung
Target	Die „Zielscheibe“ eines Teilchenstrahls, also das Objekt, das beschossen werden soll
Thermische Neutronen	Neutronen, die wie Gasatome nur noch durch die Temperatur in Bewegung gehalten werden (ca. 25 MeV bei Raumtemperatur)
Thermischer Reaktor	Kernreaktor, bei dem die prompten Neutronen bis zu thermischen Neutronen abgebremst werden, um besser zu spalten
Transurane	Chemische Elemente mit einer Ordnungszahl größer als 92 (Uran)
Trennfaktor	Verhältnis von angereicherter zu abgereicherter U-235-Konzentration einer Trennstufe $[N_+(1-N_-)]/[N_-(1-N_+)]$
TRISO-Partikel	Ein Brennstoffteilchen, das mit drei Lagen aus Pyrographit und SiC umhüllt ist

Überhitzter Dampf	Dampf mit einer Temperatur, die höher ist als die Siedetemperatur
Überkritisches Wasser	Wasser oder Dampf mit einem Druck, der größer ist als der kritische Druck (220,64 bar)
verzögerte Neutronen	Neutronen, die von Spaltprodukten emittiert werden (ca. 200 bis 600 keV)
Viskosität	Die Zähigkeit einer Flüssigkeit; je höher die Viskosität, desto dickflüssiger ist die Flüssigkeit
Voideffekt	Einfluss der Dampfblasen des Kühlmittels auf die Neutronenleckage
Wärmeleitfähigkeit	Verhältnis zwischen Wärmestrom und Temperaturgradient eines Stoffs
Wirkungsquerschnitt	Wahrscheinlichkeit, dass Neutronen eine bestimmte Kernreaktion verursachen, skaliert mit dem Neutronenfluss und der Dichte der bestrahlten Atomkerne
Xenon-Effekt	Einfluss der Konzentration von Xe-135 auf die Neutronenabsorption
Zerfallskette	Reihe von instabilen Nukliden, die durch sukzessive Zerfälle auseinander entstehen, bis ein stabiles Nuklid erreicht wird
Zerfallskonstante	Die Konstante im Exponentialgesetz des radioaktiven Zerfalls
Zwischenüberhitzung	Überhitzung des Mitteldruckdampfs, also nach Austritt des Dampfs aus der Hochdruckturbine und vor Eintritt in die Mitteldruck- oder Niederdruckturbine

Literatur

1. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, issued by the U. S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, Dec. 2002. https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_40473/a-technology-roadmap-for-generation-iv-nuclear-energy-systems
2. Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems, Issued by the OECD Nuclear Energy Agency for the Generation IV International Forum, Jan. 2014. <https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2014-03/gif-tru2014.pdf>
3. Nuclear Data Center at KAERI, Table of Nuclides. <http://atom.kaeri.re.kr/>
4. Mikhail V Malko (2002) The Chernobyl reactor: design features and reasons for accident. Semantic Scholar, Corpus ID 1490526
5. United Nations Scientific Committee on the Effect of Atomic Radiation, The chernobyl accident, UNCEAR's assessment of the radiation effects. <http://www.unscear.org/unscear/en/chernobyl.html>
6. Uranium (2016) Resources, production and demand, a joint report by the nuclear energy agency and the international atomic energy agency. <https://www.oecd-nea.org/ndd/pubs/2016/7301-uranium-2016.pdf>
7. Ziegler A, Allelein HJ (2013) Reaktortechnik, Physikalisch-technische Grundlagen. Springer-Verlag, Berlin, Heidelberg. ISBN 978-3-642-33845-8
8. Schulenberg T, Starflinger J (2012) High performance light water reactor, design and analyses. KIT Scientific Publishing, Karlsruhe. ISBN 978-3-86644-817-9
9. Oka Y, Koshizuka S, Ishiwatari Y, Yamaji A (2010) Super Light water reactors and super fast reactors. Springer, Boston. ISBN 978-1-4419-6034-4

10. GE Hitachi Nuclear Energy, The ESBWR General Description. https://nuclear.gepower.com/content/dam/gepower-nuclear/global/en_US/documents/ESBWR_General%20Description%20Book.pdf
11. Stosic ZV, Brettschuh W, Stoll U (2008) Boiling water reactor with innovative safety concept: the generation III+ SWR-1000. Nucl Eng Des 238(8):1863–1901
12. HDR – Heißdampfreaktor Großwelzheim, Atomwirtschaft – Atomtechnik, XIV(11): S 526–556, Nov. 1969
13. Yetisir M, Gaudet M, Pencer J, McDonald M, Rhodes D, Hamilton H, Leung L (2016) Canadian supercritical water-cooled reactor core concept and safety features. CNL Nucl Rev 5(2):189–202
14. Habush HL, Harris AM (1968) 330 MW(e) Fort St. Vrain high temperature gas-cooled reactor. Nucl Eng Des 7(4):312–321
15. Shiozawa S, Fujikawa S, Iyoku T, Kunitomi K, Tachibana Y (2004) Overview of HTTR design features. Nucl Eng Des 233(1–3):11–21
16. Bäumer R, Kaliniwski I, Röhler E, Schöning J, Wachholz W (1990) Construction and operating experience with the 300-MW THTTR nuclear power plant. Nucl Eng Des 121(2):155–166
17. Wu Z, Lin D, Zhong D (2002) The design features of the HTR-10. Nucl Eng Des 218:25–32
18. Zhang Z, Dong Y, Li F, Zhang ZM, Wang H, Huang X, Li H, Liu B, Wu X, Wang H, Diao X, Zhang H, Wang J (2016) The Shandong Shidao Bay 200 MWe high-temperature gas-cooled reactor pebble-bed module (HTR-PM) demonstration power plant: an engineering and technical innovation. Engineering 2:112–118
19. Yan X, Kunitomi K, Nakada K, Shiozawa S (2003) GTHTTR300 design and development. Nucl Eng Des 222:247–262
20. Koster A, Matzner HD, Nichols DR (2003) PBMR design for the future. Nucl Eng Des 222:231–245
21. Baxi B, Perez E, Shenoy A (2006) Evolution of the power conversion unit design of the GT-MHR. In: Proceedings of ICAPP '06. Reno, NV USA, June 4–8, 2006, Paper 6213
22. Copsey B, Gauthier JC, Lecomte M (2005) The framatome ANP high temperature reactor concept. In: Proceedings of ICAPP 05. Seoul, Korea, May 15–19, 2005
23. Moormann R (2008) A safety re-evaluation of the AVR pebble bed reactor operation and its consequences for future HTR concepts, Berichte des Forschungszentrums Jülich, JüL-4275
24. Takei M, Kosugiyama S, Mouri T, Katanishi S, Kunitomi K (2006) Economical evaluation on gas turbine high temperature reactor GTHTTR300. Transaction of AESJ 5(2):109–117

25. ICRP Publication 72, Age-dependent doses to the members of the public from intake of radionuclides part 5, compilation of ingestion and inhalation coefficients, SAGE Publications Ltd, 1996
26. Baumgärtner F, Philipp H (1969) Die Wiederaufarbeitung von Uran-Plutonium-Kernbrennstoffen, Kernforschungszentrum Karlsruhe KFK 1046
27. Renn O (Hrsg) (2013) Partitionierung und Transmutation, acatech Studie
28. International Atomic Energy Agency, Fast reactor data base, 2006 update, IAEA-TECDOC-1531, 2006. <https://www.iaea.org/publications/7581/fast-reactor-database-2006-update>
29. Katoh H, Hayafune S (2014) Kotake, Design features and cost reduction potential of JSFR. Nucl Eng Des 280:586–597
30. Sauvage J-F (2004) Phénix, 30 years of history: the heart of a reactor. CEA Valrhô, France
31. Tsuboi Y, Kasuga S, Sakashita Y, Matsumiya H, Hasegawa N, Ueda T, Grenci N (2009) Handa, development of the 4s and related technologies (1), plant system overview and current status. In: Proceedings of ICAPP '09, Tokyo, Japan, May 10–14, 2009, Paper 9214
32. International Atomic Energy Agency, Advances in small modular reactor technology developments, a supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), 2018. https://aris.iaea.org/Publications/SMR-Book_2018.pdf
33. Nuclear Energy Agency, Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, 2007 Edition. <https://www.oecd-nea.org/science/reports/2007/nea6195-handbook.html>
34. International Atomic Energy Agency, Comparative assessment of thermophysical and thermohydraulic characteristics of lead, lead-bismuth and sodium coolants for fast reactors, IAEA-TECDOC-1289, 2002.
35. Zrodnikov AV, Chitaykin VI, Gromov BF, Grigoryv OG, Dedoul AV, Toshinsky GI, Use of Russian technology of ship reactors with lead-bismuth in nuclear power. https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore_Public/31/058/31058476.pdf
36. Zrodnikov V, Toshinsky G, Komlev OG, Stepanov VS, Klimov NN (2011) SVBR-100 module-type fast reactor pf the IV generation for regional power industry. J Nucl Mater 415(3):237–244
37. Glazov G, Leonov VN, Orlov VV, Sila-Novitskii AG, Smirnov VS, Filn AI, Tsikunov VS (2007) BREST reactor and plant-site nuclear fuel cycle. At Energ 103(1):501–508
38. Dragunov YG, Lemekhov VV, Moiseyev AV, Smirnov VS, Yarmolenkoc OA, Vasyukhno VP, Cherenpnin YS, Afremov DA, Lemekhov YV (2017) BREST-OD-300 reactor facility, development stages and justification,

- IAEA-CN-245-539. In: International conference on fast reactors and related fuel cycles, Yekaterinburg, Russia, June 26–29, 2017
- 39. Latge C et al (2016) MEGAPIE: the world's first high-power liquid metal spallation neutron source. In: Revol JP, Bourquin M, Kadi Y, Lillestol E, de Mestral JC, Samec K (Hrsg) Thorium energy for the world. Springer, Cham
 - 40. Engelen J, Aït Abderrahim H, Baeten P, De Bryn D, Leysen P (2015) MYRRHA: preliminary front-end engineering design. Int J Hydrogen Energ 40: 15 137–15 147
 - 41. Fernandez R, De Bruyn D, Baeten P, Aït Abderrahim H (2017) The evolution of the primary system design of the MYRRHA facility, IAEA-CN-245-358. In: International conference on fast reactors and related fuel cycles, Yekaterinburg, Russia, June 26–29, 2017
 - 42. van Rooijen WFG (2009) Gas-cooled fast reactor: a historical overview and future outlook. Sci Tech Nucl Installations 965757(2009):1–11
 - 43. M. Dalle-Donne et al (1971) Gasbrüter-Memorandum. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK-1375
 - 44. Malo et al JY (2008) Gas cooled fast reactor 2400 MWth, end of the preliminary viability phase. In: Proceedings of the ICAPP '08, Anaheim, CA, USA, June 8–12, 2008, Paper 8175
 - 45. Poette C, Brun-Magaud V, Morin F, Pignatet J-F, Stainsby R, Mikityuk K (2009) ALLEGRO: the European gas fast reactor demonstrator. In: Proceedings. of the 17th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE17), Brussels, Belgium, July 12–16, 2009
 - 46. International Atomic energy Agency, Thermophysical properties of materials for nuclear engineering: a tutorial and collection of data. ISBN 978–92–0–106508–7, IAEA 2008
 - 47. Oka Y, Koshizuka S, Ishiwatari Y, Yamaji A (2010) Super light water reactors and super fast reactors, Springer, Boston. ISBN 978-1-4419-6034-4
 - 48. Müller A et al. (1966) Referenzstudie für den 1000 MWe dampfgekühlten schnellen Brutreaktor (D1). Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK-392
 - 49. Kiehaber E (1967) Reactivity coefficients of steam-cooled fast breeders. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK-0629
 - 50. <https://energyfromthorium.com/2006/04/22/a-brief-history-of-the-liquid-fluoride-reactor/>
 - 51. Haubenreich PN, Engel JR (1970) Experience with the molten-salt reactor experiment. Nucl Appl Tech 8:118–136
 - 52. Aufiero M et al (2014) Calculating the effective delayed neutron fraction in the molten salt fast reactor: analytical, deterministic and Monte Carlo approaches. Ann Nucl Energ 65:78–90
 - 53. Maschek W et al (2008) Report on intermediate results of the IAEA CRP on „Studies of advanced reactor technology options for effective incineration of radioactive waste“. Energ Conver Manage 49(7):1810–1819

54. Ignatiev VV, Feynberg OS, Khaperskaya AV, Kryukov OV (2019) Molten salt reactor for the management of minor actinides from VVER 1000/12000 used fuel, IAEA Int. Conf. on the management of spent fuel from nuclear power reactors, CN-272, Vienna, June 24–28, 2019
55. Heuer D, Merle-Lucotte E, Allibert M, Brovchenko M, Ghetta V, Rubiolo P (2014) Towards the thorium fuel cycle with molten salt fast reactors. *Ann Nucl Energ* 64:421–429
56. Aufiero M, Cammi A, Geoffroy O, Losa M, Luzzi L, Ricotta ME, Rouch H (2014) Development of an openFOAM model for the molten salt fast reactor transient analysis. *Chem Eng Sci* 111:390–401
57. Simpson MF (2018) Fundamentals of spent fuel pyroprocessing. In: Zhang J (Hrsg) Nuclear fuel, reprocessing and waste management. World Scientific, Boston
58. Hongjie Xu, Status and perspective of TMSR in China. https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2017-05/03_hongjie_xu_china.pdf
59. Xiao Y, Hu L-W, Forsberg C, Qiu S, Su G (2013) Licensing considerations of a fluoride salt cooled high temperature test reactor. In: Proceedings of the 2013 International Conference on Nuclear Engineering ICONE21, Chengdu, China, July 29-Aug. 2, 2013
60. Pioro L (Hrsg) (2016) Handbook of generation IV nuclear reactors. Woodhead Publishing Series in Energy: Number 103, Elsevier



Willkommen zu den Springer Alerts

Unser Neuerscheinungs-Service für Sie:
aktuell | kostenlos | passgenau | flexibel

Mit dem Springer Alert-Service informieren wir Sie individuell und kostenlos über aktuelle Entwicklungen in Ihren Fachgebieten.

Jetzt anmelden!

Abonnieren Sie unseren Service und erhalten Sie per E-Mail frühzeitig Meldungen zu neuen Zeitschrifteninhalten, bevorstehenden Buchveröffentlichungen und speziellen Angeboten.

Sie können Ihr Springer Alerts-Profil individuell an Ihre Bedürfnisse anpassen. Wählen Sie aus über 500 Fachgebieten Ihre Interessensgebiete aus.

Bleiben Sie informiert mit den Springer Alerts.

Mehr Infos unter: springer.com/alert

Part of **SPRINGER NATURE**