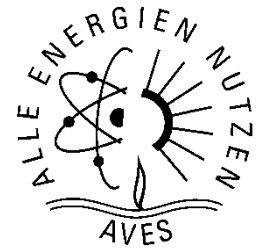


AVES Pfannenstil

Aktion für vernünftige Energiepolitik Schweiz (AVES)
Regionalgruppe Pfannenstil
c/o Dr. Hans R. Moning AG, Gotthardstrasse 10, 8800 Thalwil
Postkonto 80-10120-3
www.aves-zh.ch



BULLETIN Nr. 69

November 2013

Liebe Leserin, lieber Leser

Auch Bewährtes darf man in Frage stellen, wenn es darum geht, nach besseren Lösungen zu suchen. Wichtig ist dabei, dass man die Suche nicht mit einem Tunnelblick angeht, sondern mit offenem Visier alle sich anbietenden Optionen in Betracht zieht. Dass Deutschland mit seinem überstürzten Atomausstieg für unser Land eine Schrittmacherfunktion ausgeübt hat, ist offensichtlich. Es ist deshalb von besonderem Interesse, aufmerksam zu beobachten, wohin sich unser nördlicher Nachbar mit militanter Fokussierung auf Sonnen- und Windenergie bewegt. Die aktuelle Bilanz sieht eher ernüchternd aus:

- Steigende CO₂-Emissionen, weil für stillgelegte Kernkraftwerke alte, ineffiziente Kohlekraftwerke die erforderliche Bandenergie erzeugen müssen
- Europaweit höchste Stromkosten wegen hoher Abgaben für die Förderung erneuerbarer Energien
- Zunehmend gefährdete Stabilität der Stromnetze infolge der hohen Volatilität der Stromproduktion mit Sonnen- und Windenergie. Deutsche Energiefachleute warnen, dass die Black-out-Gefahr mit der Zunahme von Strom aus Sonne und Wind massiv zunehmen wird. Bereits heute gäbe es jeden zweiten Tag eine kritische Situation, die ein Eingreifen der Übertragungsnetzbetreiber erfordere. 2012 habe man die Stromlieferungen aus erneuerbaren Energien schon an 77 Tagen abschalten müssen, um das Land vor Stromausfall zu bewahren.

Mit dem Beitrag "Nukleare Energiewende" im vorliegenden Bulletin wollen wir uns für einen souveränen Panoramablick in der Energiepolitik einsetzen. Willkürlich und übereilt einige wenige Optionen auszuwählen und diese als "alternativlos" zu bezeichnen, ist kein verantwortungsbewusstes Vorgehen.

Wir wünschen Ihnen eine anregende Lektüre.

AVES Regionalgruppe Pfannenstil

Hans R. Moning

Inhalt

Nukleare Energiewende
Reaktorkonzepte

Seite 2
Seite 2

Nukleare Energiewende

Manche Politiker sprechen gerne davon, dass die Energiewende "alternativlos" sei. In Wirklichkeit gibt es sehr wohl Alternativen zu der "Energiewende", die bei ständig steigenden Strompreisen zu einer immer unzuverlässiger werdenden Stromversorgung führt. Wegen der stark fluktuierenden Stromproduktion der Wind- und Photovoltaikanlagen mussten die Netzbetreiber in Deutschland im Jahr 2012 bereits an 262 Tagen in das Netz eingreifen, um einen Zusammenbruch zu verhindern, während früher nur an 4 bis 5 Tagen pro Jahr ein Eingriff notwendig war. Eine gute Alternative zu der zweifelhaften "Energiewende" wäre der Einsatz von neuen Kernkraftwerken. Es gibt nämlich auch Alternativen zu den bisher üblichen Typen von Kernkraftwerken. Reaktoren der nächsten Generation¹ weisen eine noch höhere Sicherheit auf als die heute verwendeten Leichtwasserreaktoren. Es gibt Reaktorkonzepte, für die zum Beispiel ein Kernschmelzunfall zum vornherein unmöglich ist.

Die Reaktorkonzepte

Dr. Arthur Ruh, dipl. Physiker ETH

Ein Kernspaltungsreaktor besteht im Wesentlichen aus den folgenden Komponenten: "Brennstoff", Kühlmittel und (bei einem thermischen Reaktor) Moderator. Für jede dieser Komponenten existiert eine grosse Zahl möglicher Materialien. Kühlmittel und Moderator können auch identisch sein. Weitere Variationsmöglichkeiten sind: schnelle oder thermische Neutronen, heterogene oder homogene Anordnung von Brennstoff, Moderator und Kühlmittel, fester oder flüssiger Brennstoff, natürliches oder angereichertes Uran (falls Uran als Brennstoff verwendet wird). Nicht alle denkbaren Kombinationen sind realisierbar, aber jede mögliche Kombination hat ganz bestimmte Vor- und Nachteile. Nur ein ganz kleiner Bruchteil der möglichen Varianten ist bisher technisch realisiert worden.

Idealerweise würde mit Hilfe einer sorgfältigen Evaluation bestimmt, welches Reaktorkonzept am besten geeignet ist. Bedauerlicherweise hat jedoch vor allem die historische Entwicklung bestimmt, welche Reaktortypen heute vorwiegend im Einsatz sind. Leider ist es so, dass ein technisches System, das sich einmal etabliert hat, kaum noch verdrängt werden kann, selbst wenn ein besseres System zur Verfügung stehen würde. Ein Elektrizitätserzeugungs-Unternehmen, das ein neues Kernkraftwerk bauen muss, wird sich zu einem Reaktortyp entschliessen, zu dem bereits Betriebserfahrungen von vielen Jahren oder gar Jahrzehnten vorliegen, und davor zurückschrecken, ein an sich besseres Reaktorkonzept zu wählen, zu dem aber noch keine oder nur wenig Betriebserfahrungen existieren.

Klassifikationskriterien

Die Reaktortypen lassen sich nach verschiedenen Gesichtspunkten klassifizieren.

Neutronenspektrum

- **Schneller Reaktor**
In einem schnellen Reaktor werden die bei den Spaltungen freiwerdenden Neutronen so wenig wie möglich abgebremst, so dass sie noch eine möglichst hohe Energie haben, wenn sie von spaltfähigen Kernen absorbiert werden.
- **Thermischer Reaktor**
In einem thermischen Reaktor werden die Neutronen durch einen so genannten Moderator abgebremst, bis schliesslich ihre Geschwindigkeitsverteilung im Gleichgewicht ist mit der

¹ Siehe z.B. Bulletin Nr. 58.

thermischen Bewegung der Atome und Moleküle der Umgebung. In Uran ist das Verhältnis der Wahrscheinlichkeiten, dass ein von einem spaltbaren Kern absorbiertes Neutron eine Spaltung bewirkt und dass es absorbiert wird ohne eine Spaltung auszulösen, für Neutronen mit thermischen Geschwindigkeiten höher als für schnelle Neutronen. Als Moderator dienen Substanzen, deren Atomkerne möglichst leicht sind und Neutronen möglichst wenig absorbieren. Geeignet sind vor allem Wasser, schweres Wasser und Graphit.

Moderator

Thermische Reaktoren lassen sich an Hand des Moderators klassifizieren.

- Graphitmoderierte Reaktoren
- Schwerwasserreaktoren
- Leichtwasserreaktoren
- mit leichten Elementen (Lithium oder Beryllium) moderierte Reaktoren
- mit organischen Flüssigkeiten moderierte Reaktoren

Kühlmittel

Ein weiteres Klassifikationsmerkmal ist das Kühlmittel.

- Wasser: Druckwasserreaktoren oder Siedewasserreaktoren
- Flüssigmetall: Natrium oder Blei
- Flüssigsalz: Gemische von Fluoriden oder Chloriden
- Gas: Kohlendioxid oder Helium

Brennstoff

Als Spaltstoffe kommen in Frage: Uran 235, Plutonium 239 und Uran 233. Während Uran 235 mit einem Anteil von 0.72 % im natürlichen Uran enthalten ist, müssen die Spaltstoffe Plutonium 239 und Uran 233 durch Brutprozesse produziert werden. Als Brutstoffe dienen: Uran 238 für Plutonium 239 und Thorium 232 für Uran 233.

Uran 238 kann nicht als Spaltstoff dienen, weil ein Neutron eine Energie von mindestens 1.5 MeV haben muss, um einen Uran-238-Kern spalten zu können. Die bei einer Spaltung freiwerdenden Neutronen haben zwar zum Teil eine Energie, die grösser ist als 1.5 MeV, aber nach wenigen elastischen und inelastischen Zusammenstößen mit Urankernen ist ihre Energie unter diese Grenze gesunken. Deshalb kann Uran 238 keine Kettenreaktion aufrechterhalten.

Konverter und Brüter

Ein Reaktor, der spaltbares Material produziert, aber weniger als er verbraucht, wird als *Konverter* bezeichnet. Alle Reaktoren, die Uran als Brennstoff verwenden, sind Konverter, da in ihnen Uran 238 in Plutonium 239 umgewandelt wird. Wenn ein Reaktor mehr Spaltstoff produziert, als er verbraucht, wird er *Brüter* genannt.

Temperatur

Ein weiteres Klassifikationsmerkmal ist die Temperatur, bei der ein Reaktor betrieben wird. Reaktoren, die bei wesentlich höheren Temperaturen als die üblichen Reaktoren arbeiten, werden als Hochtemperaturreaktoren bezeichnet.

Verwendungszweck

Weitaus die meisten Reaktoren dienen zur Energieerzeugung in Kernkraftwerken. Reaktoren werden aber auch zum Antrieb von Unterseebooten, Flugzeugträgern, Kreuzern und Eisbrechern verwendet. Ferner gibt es Reaktoren zur Isotopenproduktion, Forschungsreaktoren, Testreaktoren mit hohen Neutronenflüssen für Materialuntersuchungen und Trainingsreaktoren zur Ausbildung von Reaktoroperatoren.

Graphitmoderierte Reaktoren

Beim Bau des ersten Kernreaktors ging es darum, zu testen, ob eine kontrollierte selbsterhaltende Kettenreaktion erreicht werden kann². Damals (1942) stand nicht die Energieerzeugung im Vordergrund, sondern die Produktion von Plutonium für die Herstellung von Atombomben. Dieser erste Kernreaktor, der Chicago-Pile 1, verwendete natürliches Uran als Spaltstoff und hochreinen Graphit als Moderator. Das gleiche Konzept wurde dann für die grossen Plutoniumproduktions-Reaktoren in Hanford verwendet. Während für den Chicago-Pile 1, der mit nie mehr als 200 Watt Leistung betrieben wurde, keine Kühlung installiert war, mussten die Hanford-Reaktoren, die eine thermische Leistung von 250 MW aufwiesen, mit Wasser gekühlt werden.

Auf dem gleichen Konzept basierten auch die ersten in Grossbritannien und Frankreich gebauten Magnox-Reaktoren³. Diese wurden jedoch nicht mit Wasser, sondern mit Kohlendioxid gekühlt. Der Hauptzweck der Magnox-Reaktoren war anfänglich ebenfalls die Produktion von Plutonium.

Die kommerzielle Stromerzeugung mit Hilfe von Kernenergie begann am 27. Juni 1954, als der Reaktor AM-1 des russischen Kernkraftwerks Obninsk eine elektrische Leistung von 5 MW an das Stromnetz abgab. Das britische Kernkraftwerk Calder Hall wurde am 1. Oktober 1956 an das Stromnetz angeschlossen (offizielle Eröffnung durch Königin Elisabeth II am 17. Oktober 1956). Das KKW Calder Hall, das bis 31. März 2003 in Betrieb war, bestand aus vier Reaktoren, die eine elektrische Leistung von je 60 MW lieferten.

Bis Ende 1972 wurden in Grossbritannien und in Frankreich insgesamt 38 Magnox-Reaktoren in Betrieb genommen. Diese Reaktoren zeichneten sich durch eine grosse Zuverlässigkeit und damit eine hohe Verfügbarkeit aus. Die Verwendung von Natururan als Brennstoff und Graphit als Moderator hat eine niedrige Leistungsdichte zur Folge. Während Druckwasserreaktoren Leistungsdichten von rund 100 MW/m³ aufweisen, liegen die Leistungsdichten von Graphitreaktoren unter 6 MW/m³. Einerseits werden dadurch die Konsequenzen eines Kühlausfalls entschärft und das Risiko einer Kernschmelze eliminiert, aber andererseits bedingt eine niedrige Leistungsdichte ein grosses Reaktorvolumen. Die Reaktoren wurden daher zu gross für einen Stahlbehälter, und das Reaktordruckgefäss wurde als Stahlbetonkonstruktion ausgeführt. Die hohen Anlagekosten führten dazu, dass dieser Reaktortyp schliesslich aufgegeben wurde.

Während in den Magnox-Reaktoren metallisches Natururan als Brennstoff diente, wurde bei den fortgeschrittenen gasgekühlten Reaktoren (AGR, Advanced Gas Cooled Reactor) Uranoxid verwendet, in dem das Uran 235 auf 1.6 bis 2.5 % angereichert war. Für die Brennelementhüllen wurde Edelstahl statt Magnox verwendet. Der AGR hat im Vergleich zum Magnox-Reaktor kleinere Dimensionen und infolge höherer Austrittstemperatur des Kohlendioxids (665 bis 675° C statt rund 400° C) einen höheren Wirkungsgrad (42 % statt 33 %).

Gasgekühlte graphitmoderierte Reaktoren für Kernkraftwerke sind zur Zeit⁴ noch 17 in Betrieb. Wassergekühlte graphitmoderierte Reaktoren werden wegen ihres positiven Dampfblasenkoeffizienten nicht mehr gebaut. Der Reaktor von Tschernobyl war ein Reaktor dieses Typs. 15 solche Reaktoren stehen noch in Betrieb, wobei verschiedene Verbesserungen die Wahrscheinlichkeit reduzieren sollten, dass sich ein Unfall wie in Tschernobyl wiederholen kann.

Hochtemperatur-Reaktoren

Die Weiterentwicklung führte zu verschiedenen Varianten des gasgekühlten Hochtemperaturreaktors (HTGR, High Temperatur Gas Cooled Reactor). Als Kühlmittel dient nicht mehr Kohlendioxid, sondern Helium. Der Brennstoff wird nicht in ein metallisches Hüllrohr eingeschlossen, sondern direkt in Graphit eingebettet. Dazu werden winzige Brennstoffteilchen mit pyroly-

² Siehe auch Bulletin Nr. 46.

³ Magnox (Magnesium non oxidizing), eine Legierung aus Al, Be, Ca und Mg, diente als Hüllenmaterial für das als Spaltstoff verwendete metallische Uran.

⁴ Stand 31.12.2011, IAEA (International Atomic Energy Agency)

tisch abgeschiedenem Kohlenstoff oder Siliziumkarbid beschichtet. Aus diesen "coated particles", die einen Durchmesser von etwas weniger als 1 mm haben, werden die Brennelemente hergestellt, indem die Kügelchen in eine Masse von Graphit und Kunstharz eingeschlossen werden, die dann in der gewünschten Form des Brennelements durch Druck verfestigt wird. Bei hoher Temperatur wird das Harz unter Luftabschluss ebenfalls in Kohlenstoff umgewandelt. In Grossbritannien, Japan und in den USA werden als Brennelemente prismatische Blöcke, in Deutschland dagegen Kugeln von 6 cm Durchmesser verwendet.

Der AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Jülich) in Jülich war ein Kugelhaufenreaktor mit einer elektrischen Nettoleistung von 13 MW, der 1967 in Betrieb genommen wurde. Das Funktionsprinzip eines Kugelhaufenreaktors besteht darin, dass frische Brennelementkugeln kontinuierlich von oben in den Reaktor eingefüllt wurden und abgebrannte Brennelemente unten entnommen werden. Teilweise abgebrannte Brennelemente werden mehrmals durch den Reaktor rezykliert. Dadurch kann erreicht werden, dass sich immer nur so viel Spaltstoff im Reaktor befindet, dass er gerade kritisch ist. Da somit nie eine grosse Überschussreaktivität vorhanden ist und das System einen hohen negativen Temperaturkoeffizienten aufweist, kann es zu keiner Leistungsexkursion kommen, auch wenn die Regelung und/oder die Kühlung versagen sollten. Das wurde tatsächlich getestet. Der Reaktor wurde auf 850° C hochgefahren, und dann wurden die Kühlgasgebläse abgeschaltet und die Abschaltstäbe blockiert. Der Reaktor "ging nicht durch", sondern kühlte sich durch die Wärmeabgabe an die Umgebung im Verlaufe von Tagen langsam ab. Selbstverständlich wurde dabei auch keine Radioaktivität freigesetzt, und auch das Bedienungspersonal wurde keiner zusätzlichen Strahlung ausgesetzt. Nach 10 Betriebsjahren wurde das Experiment erfolgreich wiederholt.

Zur Zeit ist noch umstritten, wie gross die Gefahr wäre, die durch einen Wassereinbruch in den primären Kühlkreislauf verursacht würde.

Mit dem AVR wurden Betriebstemperaturen von bis 950° C erreicht, und es wurde erwartet, dass die Temperatur auf über 1000° C erhöht werden könne. Die hohen Temperaturen hätten einen hohen thermischen Wirkungsgrad ergeben und die Nutzung der Wärme als Prozesswärme für chemische Zwecke ermöglicht, z.B. für die Herstellung von Wasserstoff.

Nachdem jedoch entdeckt wurde, dass in einzelnen Kernbereichen stark überhöhte Temperaturen auftraten, durften 810° C nicht mehr überschritten werden. Zudem ergaben neuere Untersuchungen, dass bei hohen Temperaturen metallische Spaltprodukte, wie Silber, Cäsium und Ruthenium, durch Diffusion durch die weniger als 0.1 mm dicken Hüllschichten der coated particles freigesetzt werden können. Da deshalb nur Betriebstemperaturen bis maximal 750° C zugelassen werden dürfen, sind Prozesswärmennutzungen, die 1000° C erfordern, nicht möglich. Auch der Betrieb von Helium-Gasturbinen ist nicht realisierbar, da dieser erst bei Temperaturen über 850° C vorteilhaft wird. Die wichtigsten Vorteile der Hochtemperaturreaktoren sind damit in Frage gestellt.

Noch bevor grössere Betriebserfahrungen mit dem AVR vorlagen, wurde mit der Planung und dem Bau des Kernkraftwerks THTR-300 (Thorium-Hoch-Temperatur-Reaktor) begonnen. Der Reaktor des THTR-300 war ein Kugelhaufenreaktor mit einer thermischen Leistung von 760 MW. Die einzelnen Brennelemente enthielten ca. 1 g Uran 235 und 10 g Thorium 232. Im Gegensatz zu den Erwartungen konnte aber kein Uran 233 gewonnen werden, weil aus Uran 235 durch Neutroneneinfang (aber ohne Spaltung) Uran 236 entsteht, von dem sich das Uran 233 nicht (ohne prohibitiven Aufwand) trennen lässt. Damit das erbrütete Uran 233 erfolgreich als Brennstoff eingesetzt werden kann, müssten für den (primären) Brennstoff Uran 235 und den Brutstoff Thorium 232 separate Kugeln verwendet werden. Das Kraftwerk wurde am 13. September 1983 in Betrieb genommen. Es lieferte eine elektrische Leistung von 307 MW und arbeitete also mit einem thermischen Wirkungsgrad von 40 %.

Die gegenüber dem AVR mehr als 16-mal höhere thermische Leistung des THTR-300-Reaktors bewirkte, dass der negative Temperaturkoeffizient nicht mehr ausreichte, um den Reaktor ohne den Einsatz der Abschaltstäbe herunterzufahren. Damit fiel ein weiterer Vorteil des Hochtemperaturreaktors weg.

Sowohl beim AVR als auch beim THTR-300 traten im Betrieb eine ganze Reihe von technischen Problemen und Störfällen auf, die schliesslich dazu führten, dass der AVR am 31. Dezember 1988 und der THTR-300 am 1. September 1989 stillgelegt wurden. Es ist umstritten, wie sehr politische Motive beim Stilllegungsentscheid mitgespielt hatten. Zweifellos lieferten die technischen Schwierigkeiten den Kernkraftgegnern willkommene Argumente.

In Südafrika wurde 1988 ein Kugelhaufenreaktor-Projekt erst für militärische Zwecke (U-Boote) und dann für zivile Zwecke verfolgt, aber dieses Programm wurde 2010 aufgegeben. Ein kleiner Kugelhaufenreaktor (HTR-10) mit 10 MW thermischer Leistung wurde in China gebaut, der zu einem 250 MW_{th}-Modul weiterentwickelt werden soll.

Schwerwasserreaktoren

Statt Graphit kann auch Schwerwasser als Moderator verwendet werden, wenn ein Reaktor mit Natururan betrieben werden soll. Vor allem in Kanada wurde diese Entwicklungslinie verfolgt. Die Möglichkeit der Verwendung von Natururan hat den Vorteil, dass der Anreicherungsprozess eingespart werden kann. Andererseits ist Schwerwasser sehr teuer, was der Grund dafür sein dürfte, dass seit dem Jahr 2000 nur noch 12 neue Schwerwasserreaktoren in Betrieb genommen wurden, nämlich in China (2), Indien (9) und Rumänien (1).

Leichtwasserreaktoren

Bereits 1947 erkannte Kapitän (später Vizeadmiral) H.G. Rickover, dass ein Kernreaktor eine ideale Energiequelle für Unterseeboote ist, weil damit die Tauchzeit des U-Bootes nahezu unbegrenzt wird⁵. Von der USAEC⁶ und der US-Navy wurde gemeinsam das Submarine Thermal Reactor-Programm entwickelt. Der erste Prototyp eines U-Boot-Reaktors, der S1W⁷, wurde am 30. März 1953 in Betrieb gesetzt. Er war ein Druckwasserreaktor, der mit angereichertem Uran betrieben wurde. Da bei U-Booten während der Fahrt beträchtliche Neigungswinkel und merkliche Beschleunigungen auftreten können, würden die dadurch verursachten Bewegungen der Wasseroberfläche in einem Siedewasserreaktor die einwandfreie Regelung des Reaktors verunmöglichen. Für U-Boote kommen daher keine Siedewasserreaktoren in Frage.

Der S2W, eine Weiterentwicklung des S1W, hatte eine elektrische Leistung von 10 MW und wurde in das erste atomgetriebene U-Boot, die "Nautilus", SSN-571, eingebaut, die am 17. Januar 1955 in Dienst gesetzt wurde.

Auf Grund der mit den S1W und S2W gewonnenen Erfahrungen wurde von Westinghouse der 90-MW_e-Druckwasserreaktor Shippingport 1 in Pennsylvania gebaut, der 1957 in Betrieb genommen wurde. Die Kraftwerke Yankee Rowe (Massachusetts) mit 185 MW_e und Indian Point 1 (New York) mit 257 MW_e kamen 1960 und 1962 als nächste Druckwasserreaktoren in Betrieb. General Electric baute für das Kernkraftwerk Vallecitos den ersten Siedewasserreaktor, der eine Leistung von 24 MW_e hatte und 1957 in Betrieb gesetzt wurde.

Siedewasserreaktoren haben den Vorteil, dass sie nur einen Kühlkreislauf benötigen und dass ein Druck von etwa 70 bar genügt, während für Druckwasserreaktoren zwei Kühlkreisläufe und ein Wärmeaustauscher erforderlich sind, wobei der Primärkreislauf einem Druck von etwa 150 bar standhalten muss. Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktoren sind daher einerseits kostengünstiger, aber haben andererseits den Nachteil, dass der Dampfkreislauf und die Turbinen leicht radioaktiv werden.

Von den zur Zeit⁸ 435 in Betrieb stehenden KKW-Reaktoren⁹ sind die weitaus überwiegende Mehrzahl Leichtwasserreaktoren, nämlich 270 Druckwasserreaktoren und 84 Siedewasserreaktoren.

⁵ Siehe auch Bulletin Nr. 52

⁶ United States Atomic Energy Commission

⁷ S1W: S = Submarine platform, 1 = first generation core, W = Westinghouse

⁸ Stand 31.12.2011, IAEA (International Atomic Energy Agency)

Brutreaktoren

Natürliches Uran besteht zu 99.3 % aus Uran 238, das mit thermischen Neutronen nicht spaltbar ist. Absorbiert jedoch ein Uran-238-Kern ein Neutron, ohne gespalten zu werden, entsteht ein Uran-239-Kern. Uran 239 wandelt sich durch Betazerfall in Neptunium 239 um, das seinerseits durch Betazerfall in Plutonium 239 zerfällt. Da Plutonium durch thermische Neutronen gespalten werden kann, ist es als Spaltstoff geeignet. Diese Umwandlung von Uran 238 in Plutonium 239 wird als *Brutprozess* bezeichnet.

Es liegt daher nahe, einen mit Uran betriebenen Reaktor so zu konzipieren, dass die bei der Spaltung des Urans 235 überschüssigen Neutronen dazu dienen, das nicht spaltbare Uran 238 in spaltbares Plutonium 239 zu konvertieren. Damit neben den unvermeidlichen Neutronenverlusten (Entweichen aus dem Reaktorvolumen und schädliche Absorption) genügend Neutronen für den Brutprozess zur Verfügung stehen, muss die Zahl der bei einer Spaltung freierwerdenden Neutronen möglichst hoch sein.

Zur Erreichung dieses Ziels gibt es zwei Möglichkeiten.

1. Ein mit Uran 235 oder Plutonium 239 arbeitender Reaktor wird mit schnellen statt mit thermischen Neutronen betrieben, weil die Neutronenausbeute pro Spaltung bei der Spaltung mit schnellen Neutronen deutlich höher ist als bei der Spaltung mit thermischen Neutronen. Solche Reaktoren werden "Schnelle Brüter" genannt – nicht weil sie schnell brüten, sondern weil sie mit schnellen Neutronen arbeiten.
2. Statt Uran 235 wird Uran 233 als Spaltstoff verwendet. Uran 233 liefert bei der Spaltung mit thermischen Neutronen nahezu so viele Neutronen wie Uran 235 bei der Spaltung mit schnellen Neutronen. Als Brutstoff dient Thorium 232, aus dem durch Absorption eines Neutrons Thorium 233 entsteht. Dieses wandelt sich durch zwei Betazerfälle in das spaltbare Uran 233 um. Ein solcher Reaktor wird "Thermischer Brüter" genannt. Bei geeignetem Brennstoff-Management (getrennte Brennelement-Kugeln für Uran 235 oder 233 und Thorium 232) hätte der THTR-300 als Thermischer Brüter betrieben werden können.

Da ein schneller Brüter mit schnellen Neutronen betrieben werden muss und das Kühlmittel möglichst wenig als Moderator wirken darf, kann Wasser nicht als Kühlmittel verwendet werden. In Frage kommen Metalle in flüssigem oder geschmolzenem Zustand, wie Natrium, Kalium, Blei oder geeignete Legierungen.

Der erste Reaktor, der mit schnellen Neutronen arbeitete, war der mit Quecksilber gekühlte Plutoniumreaktor "Clementine"¹⁰ mit einer thermischen Leistung von 25 kW. Dieser Reaktor, der Ende 1946 in Betrieb gesetzt wurde, diente in erster Linie zur Bestimmung von kernphysikalischen Parametern für die Entwicklung von Kernwaffen, aber lieferte auch Erfahrungen bezüglich der Realisierbarkeit von Brutreaktoren. Quecksilber erwies sich als Kühlmittel wenig geeignet, weil es im Vergleich zu Natrium, Kalium oder Blei eine geringe Wärmeleitfähigkeit hat.

Der Experimental Breeder Reactor I (EBR-I) war weltweit der erste Kernreaktor, der elektrischen Strom produzierte. Er lieferte am 20. Dezember 1951 genügend Strom, um vier 200-Watt-Glühlampen zum Leuchten zu bringen, und vom nächsten Tag an bis zur Ausserbetriebsetzung 1964 lieferte er genügend elektrische Leistung für seinen Eigenbedarf und für verschiedene Forschungsprojekte. Der Reaktor hatte drei Kühlkreisläufe. Der Primär- und der

⁹ Es sollte der Unterschied zwischen „Kernkraftwerk“ und „Kernreaktor“ beachtet werden. Oft enthält ein Kernkraftwerk mehrere Kernreaktoren. So besteht z.B. das Kernkraftwerk Beznau aus zwei Druckwasserreaktoren.

¹⁰ Der Leiter des Projekts, Phillip Morrison, gab dem Reaktor den Namen nach dem Schlager „My Darling Clementine“, der mit „In a cavern, in a canyon“ beginnt und die Titelmelodie des gleichnamigen Wildwestfilms war, der 1946 produziert wurde. Clementine war die Tochter eines Goldgräbers zur Zeit des Goldrauschs um 1849. Diese Goldgräber wurden als „forty-niner“ bezeichnet. Der Reaktor wurde in einem Canyon von Los Alamos gebaut, und „forty nine“ war die Codebezeichnung für Plutonium 239 nach den Endziffern seiner Ordnungszahl (94) und seiner Massenzahl (239). Nach dem gleichen Code wurde Uran 235 (Ordnungszahl 92) mit „25“ bezeichnet.

Sekundärkreislauf wurden mit der Natrium-Kalium-Legierung NaK betrieben, die einen Schmelzpunkt von -11°C hat. Vom Sekundärkreislauf wurde die Energie durch einen Wärmetauscher auf einen Wasser-Dampf-Kreislauf übertragen, mit dem ein Dampfturbinen-Generator angetrieben wurde. Die maximale thermische Leistung betrug 1200 kW.

Der EBR-I wurde im Laufe der Zeit mit vier verschiedenen Reaktorkernen betrieben. Der letzte Kern, der Mark IV, bestand aus Plutonium und erreichte eine Bruttoreaterleistung von 1.27. Damit war der EBR-I der erste Reaktor, der mehr Spaltstoff produzierte, als er selber verbrauchte.

Das erste Kernkraftwerk, das mit einem Brutreaktor elektrischen Strom produzierte, war der britische Dounreay Fast Reactor, der am 14. November 1959 kritisch wurde, am 14. Oktober 1962 in Betrieb ging und eine elektrische Leistung von 14 MW lieferte. Der DFR hatte wie der EBR-I zwei NaK-Kühlkreisläufe.

Das erste grosse Kernkraftwerk mit einem Brutreaktor war das sowjetische Kraftwerk Aqtou (früher Schewtschenko). Der natriumgekühlte Reaktor BN-350, der am 16. Juli 1973 in Betrieb ging, lieferte eine elektrische Bruttoreaterleistung von 90 MW und diente gleichzeitig zur Meerwasser-Entsalzung, was einer totalen Leistung von 350 MW_e entsprach.

Die nächsten grossen Brutreaktoren, ebenfalls natriumgekühlte Reaktoren, waren der französische Phénix (1973, 140 MW_e), der britische Prototype Fast Reactor (1975, 250 MW_e), der sowjetische BN-600 (1980, 600 MW_e) und der französische Superphénix bei Creys-Malville (1986, 1180 MW_e). Der deutsche Schnelle Natriumgekühlte Reaktor (SNR-300, 300 MW_e) in Kalkar wurde 1985 fertiggestellt, aber nie in Betrieb genommen.

Der Experimental Breeder Reactor II (EBR-II) war ein natriumgekühlter Reaktor mit einer thermischen Leistung von 62.5 MW, mit dem der Betrieb eines Brüter-Kraftwerks mit einer Wiederaufarbeitungsanlage vor Ort demonstriert werden sollte. Der EBR-II verwendete metallisches Uran mit einer Anreicherung von 67 %. Er hatte einen hohen negativen Temperaturkoeffizienten. Im April 1986 wurden während des Betriebs mit voller Leistung das Regel- und Abschalt-system blockiert und die Pumpen des primären Kühlkreislafs abgeschaltet. Innerhalb 300 Sekunden sank die Reaktorleistung praktisch auf null. In einem weiteren Test wurde der sekundäre Kühlkreislauf gestoppt, worauf der Reaktor sich ebenfalls von selbst abschaltete. Der EBR-II war als Prototyp für den Integral Fast Reactor (IFR) gedacht. Das wesentliche Merkmal des IFR wäre eine elektrolytische Wiederaufarbeitung (electrorefining) vor Ort gewesen. Das Programm wurde jedoch 1994 gestoppt.

Die Verwendung von Natrium oder Natrium-Kalium als Kühlmittel erfordert besondere Sicherheitsmassnahmen, da Natrium und Kalium heftig mit Wasser und auch mit der Luftfeuchtigkeit reagieren und intensive Brände verursachen können. Wird Natrium verwendet, muss zudem das ganze Kühlsystem ständig auf einer Temperatur über dem Schmelzpunkt des Natriums (98°C) gehalten werden. In Natrium-Kühlkreisläufen kommt es auch zu Korrosionsproblemen, da der Stahl durch das Natrium angegriffen wird.

Zusätzliche Sicherheitsprobleme ergeben sich daraus, dass im Gegensatz zu Leichtwasserreaktoren die metallgekühlten Reaktoren bei einem Kühlmittelverlust oder bei Dampfblasenbildung nicht automatisch unterkritisch werden. Allerdings ist in einem Kühlkreislauf mit flüssigem oder geschmolzenem Metall die Gefahr einer Dampfblasenbildung vernachlässigbar gering, weil die Siedetemperatur viel höher ist als die Betriebstemperatur. Ein weiterer Nachteil der schnellen Brüter besteht darin, dass bei Plutonium- und bei Uran-Plutonium-Brennelementen der Anteil der verzögerten Neutronen kleiner ist als bei Uran-Brennelementen, was eine schnellere Reaktion der Steuer- und Abschaltstäbe erfordert.

All diese Probleme und eine Reihe von verschiedenen Störfällen, sowie die zum Teil dadurch verursachten politischen Widerstände, führten dazu, dass nur noch zwei Brutreaktoren als Kraftwerksreaktoren in Betrieb sind, nämlich der BN-600 und der China Experimental Fast Reactor (2010, CEFBR, 20 MW_e). Allerdings sind zwei neue Kraftwerke mit Brutreaktoren im Bau: Der russische BN-800 (800 MW_e) und der indische Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR, 500 MW_e).

Zur Kühlung von schnellen (Brut-) Reaktoren kann statt Natrium oder NaK auch ein eutektisches Gemisch von Blei und Wismut (Bismut) verwendet werden. In sieben sowjetischen Unterseebooten der Alfa-Klasse wurde der mit Blei-Wismut gekühlte Reaktor BM-40A eingesetzt, der eine thermische Leistung von 150 MW hatte. Der Kühlkreislauf musste stets auf mindestens 124° C gehalten werden. Bei einem Ausfall der Wärmezufuhr verfestigte sich das Kühlmittel und konnte nicht mehr verflüssigt werden. Zwei dieser U-Boote mussten deshalb ausser Dienst gestellt werden.

In Russland ist der Bau von schnellen bleigekühlten Reaktoren geplant. Der BREST-300 mit einer elektrischen Leistung von 300 MW wird als Nachfolger der BN-Serie und als Vorläufer von Kraftwerksreaktoren mit 1200 MW_e projektiert.

Flüssigsalzreaktoren

Seit einiger Zeit macht ein Unternehmen mit dem Namen "Transatomic Power" von sich reden, indem es unter anderem den "Waste Annihilating Molten Salt Reactor" (WAMSR) als ein System vorstellt, das erlaube, hochradioaktive Abfälle von Kernreaktoren zu beseitigen. Dabei wird der Eindruck erweckt, dass ein Team von jungen Nuklearingenieuren ganz neue Ideen entwickelt habe, auf die anscheinend die erfahrenen Fachleute nicht gekommen waren.

In Wirklichkeit begann die Entwicklung eines Salzschnmelzenreaktors (Molten Salt Reactor, MSR) bereits 1946 mit dem NEPA-Programm (Nuclear Energy for the Propulsion of Aircraft) der US Air Force, als die Möglichkeit eines nuklearen Flugzeugantriebs untersucht wurde¹¹. Das Aircraft Reactor Experiment (ARE) war ein Reaktor mit einer thermischen Leistung von 2.5 MW und einer hohen Leistungsdichte, der ein Gemisch von Natriumfluorid, Zirkonfluorid und Uranfluorid (NaF-ZrF₄-UF₄) als Brennstoff und Berylliumoxid (BeO) als Moderator verwendete und mit flüssigem Natrium gekühlt wurde. Der ARE wurde am 3. November 1954 kritisch, war während 221 Stunden im Betrieb, davon 74 Stunden im Megawatt-Bereich, und erreichte eine maximale Temperatur von 860° C. Da es bei dem Test vor allem auch um das Verhalten der Fluorid- und Natrium-Kreisläufe ging, waren diese jedoch weitaus länger in Betrieb. Durch die Entwicklung der Interkontinentalraketen ging das Interesse an nuklear angetriebenen Langstreckenbomben verloren, und das NEPA-Programm wurde nicht mehr weiter verfolgt.

Am Oak Ridge National Laboratory (ORNL) wurde in den Jahren 1965 bis 1969 die Eignung von Salzschnmelzenreaktoren für Kernkraftwerke untersucht. Das Molten-Salt Reactor Experiment (MSRE) war ein graphitmoderierter Reaktor mit einer thermischen Leistung von 7.4 MW, in dem anfänglich Uran 235 und später Uran 233 als Brennstoff benutzt wurde. Die Salzschnmelze LiF-BeF₂-ZrF₄-UF₄ diente zugleich als Brennstoff und als primäres Kühlmittel. Im sekundären Kreislauf wurde FLiBe (2LiF-BeF₂) verwendet. Der Reaktor wurde mit Temperaturen bis zu 650° C betrieben.

Als Nachfolgeprojekt des MSRE war der Molten Salt Breeder Reactor (MSBR) geplant, ein thermischer Thorium-Brutreaktor mit einer Leistung von 1000 MW_e, der LiF-BeF₂-ThF₄-UF₄ als Brennstoff verwendet hätte. Für den sekundären Kühlkreislauf war NaF-NaBF₄ vorgesehen. Der MSBR wäre ein konkurrenzierendes Projekt zum bereits weiter entwickelten natriumgekühlten schnellen Brüter gewesen. Der Direktor des ORNL und Leiter des MSBR-Projekts, Alvin Weinberg, warnte wiederholt vor den Risiken der Leichtwasserreaktoren und der schnellen Brüter und vor den grossen Kosten der Entwicklung der schnellen Brüter. Darauf wurde ihm der Rücktritt nahegelegt, und das Flüssigsalzreaktorprojekt wurde nach 1973 nicht weiter gefördert. Es ist umstritten, ob beim Entscheid, das MSBR-Projekt zu beenden, mehr technische oder mehr politische Gründe ausschlaggebend waren.

Flüssigsalzreaktoren hätten gegenüber Leichtwasserreaktoren eine Reihe von Vorteilen. Die hohe Betriebstemperatur von 650° C oder mehr ergibt einen wesentlich besseren Wirkungsgrad (bis zu 50 % statt ca. 33 %). Ferner ist der Dampfdruck der Salzschnmelze auch bei dieser hohen Temperatur nur in der Grössenordnung von 5 bar, also beträchtlich kleiner als der Druck im

¹¹ Siehe auch Bulletin Nr. 52

Kühlkreislauf eines Leichtwasserreaktors. Das Reaktordruckgefäss und die Rohre des Kühlkreislaufs können daher eine geringere Wandstärke haben. Zudem kann es im Falle eines Lecks nicht zu einem explosionsartigen Ausdampfen kommen, da die Siedetemperatur der Salzschnmelze weit über 1000° C liegt. Einen "Kernschmelzunfall" kann es nicht geben, da der Brennstoff zum vornherein im flüssigen Zustand ist. Flüssigsalzreaktoren erlauben einen viel höheren Abbrand als Reaktoren mit festen Brennelementen, nützen daher den Brennstoff viel besser aus und produzieren pro Gigawattjahr bis 5000 mal weniger langlebigen radioaktiven Abfall.

Im Boden des Reaktordruckgefässes kann eine Öffnung angebracht werden, die aktiv gekühlt wird, so dass sie durch erstarrtes Salz verschlossen ist. Bei einem Ausfall des Kühlsystems schmilzt das Salz und die Reaktorflüssigkeit fliesst in Auffangtanks, die so geformt und angeordnet sind, dass keine Kettenreaktion mehr stattfinden kann, zumal auch kein Moderator vorhanden ist. Die Tanks ermöglichen die Abfuhr der Nachwärme ohne äussere Energiezufuhr.

Da während des Betriebs die Spaltprodukte aus der Reaktorflüssigkeit laufend abgetrennt werden können, ist das Inventar an Spaltprodukten im Reaktor und damit auch die Nachwärmeleistung bedeutend geringer als in einem Leichtwasserreaktor. Dadurch wird das Problem der Notkühlung wesentlich reduziert. Weil die neutronenabsorbierenden Spaltprodukte fortwährend entfernt werden können und während des Betriebs neuer Brennstoff hinzugefügt werden kann, ist keine grosse Überschussreaktivität notwendig, was die Sicherheit stark erhöht. Insbesondere das als Neutronengift wirkende gasförmige Xenon 135, welches das Wiederanfahren eines Reaktors nach einer Abschaltung erheblich behindern kann, lässt sich ohne besonderen Aufwand aus dem Reaktorkreislauf leicht entfernen. Die Vergiftung durch Xenon war eine der Ursachen, die beim Reaktorunfall von Tschernobyl mitbeteiligt waren.

Die kontinuierliche Entfernung der Spaltprodukte hat allerdings auch den Nachteil, dass der Anteil an verzögerten Neutronen kleiner ist, was die Reaktorregelung erschwert.

Sowohl die geringe Konzentration von neutronenabsorbierenden Spaltprodukten als auch die bei Flüssigsalzreaktoren fehlenden neutronenabsorbierenden Kerneinbauten (z.B. Brennelementhüllen) bewirken, dass mehr Neutronen für Brutprozesse oder Transmutation zu Verfügung stehen.

Durch die kontinuierliche Entnahme der Spaltprodukte und Ergänzung des Brennstoffs sind die bei den konventionellen Kernkraftwerken erforderlichen Stilllegungen für Brennstoffwechsel nicht mehr nötig, wodurch die Wirtschaftlichkeit des Kraftwerkbetriebs erhöht wird. Eine weitere Verbesserung der Wirtschaftlichkeit ergibt sich aus dem Wegfall der Kosten für die Brennelementherstellung.

In einem Flüssigsalzreaktor könnte Thorium als Brutstoff (und Uran 233 als Brennstoff) eingesetzt werden. Ein Thorium-Brutreaktor hat den Vorteil, dass Thorium drei bis vier Mal häufiger ist als Uran und dass er viel weniger langlebige radioaktive Abfälle produziert als ein Reaktor, der mit Uran 235 betrieben wird. Andererseits entsteht durch die Verwendung von Uran 233 ein nicht unbeträchtliches Proliferationsrisiko.

Für Flüssigsalzreaktoren gibt es eine grosse Zahl verschiedener Entwürfe. Neben den Konzepten der graphitmoderierten thermischen Reaktoren existieren auch Projekte für schnelle Reaktoren, und es gibt Studien, welche die Vor- und Nachteile von Fluoridsalzen und Chloridsalzen in MSR gegeneinander abwägen. Schnelle Reaktoren und insbesondere solche mit Chlorid statt Fluoridsalzen wären dank ihrem günstigeren Neutronenspektrum besonders gut geeignet als Brutreaktoren und zur Transmutation bereits vorhandener langlebiger hochradioaktiver Abfälle. Die meisten MSR-Konzepte haben einen stark negativen Temperaturkoeffizienten, wodurch eine hohe inhärente Sicherheit bewirkt wird. Zudem folgt die Reaktorleistung automatisch der Last, und auf Regel- und Abschaltstäbe kann unter Umständen verzichtet werden.

Wenn im gleichen Salzkreislauf Brennstoff und Brutmaterial enthalten sind, wird von einem "Single Fluid MSR" gesprochen. In einem "Two Fluid MSR" gibt es dagegen zwei getrennte Kreisläufe. Im inneren Bereich des Reaktors fliesst eine Salzmischung, die reich an Brennstoff (z.B. Uran 233) ist, während die Salzmischung, die durch den äusseren Bereich des Reaktors

fließt, einen hohen Anteil an Brutstoff (z.B. Thorium 232) hat. Dieses Konzept erweist sich bei der kontinuierlichen Wiederaufarbeitung als vorteilhaft.

Der Two Fluid MSR darf nicht mit dem "Dual Fluid Reactor" (DFR) verwechselt werden, der vom Institut für Festkörper-Kernphysik, einem privaten Forschungsinstitut, vorgeschlagen wird. Wenn das Flüssigsalz sowohl Brennstoff und Brutstoff enthält, als auch die Wärme abführen soll, darf die Schmelze einerseits keine zu hohe Konzentration an Brennstoff enthalten und muss andererseits zur Wärmeabfuhr so schnell zirkulieren, dass eine laufende Aufarbeitung des Brennstoffs sehr erschwert wird. Diese Nachteile werden beim DFR vermieden, indem zwei getrennte Kreisläufe für Brennstoff/Brutstoff und Kühlmittel vorhanden sind. Als Kühlmittel ist Blei vorgesehen.

Im weitesten Sinn gehören zu den Flüssigsalzreaktoren auch Reaktoren, in denen die Flüssigsalzmischung nur als Kühlmittel dient, während der Brennstoff in fester Form in Brennelementen enthalten ist.

Es gibt eine Reihe von Problemen, die zum Teil noch ungelöst sind. Durch den Neutroneneinfang von Lithium, ${}^6\text{Li} + n \rightarrow {}^4\text{He} + {}^3\text{H}$, entsteht Tritium (${}^3\text{H}$) und zwar etwa 50-mal mehr pro Gigawatt-Jahr als in einem Leichtwasserreaktor. Da Tritium radioaktiv ist, muss die Tritiumfreisetzung verhindert werden, was wegen der bei hohen Temperaturen starken Diffusion des Tritiums nicht einfach ist. Ferner können Spaltprodukte, die in der Salzschnmelze wenig löslich sind, an den Oberflächen der Rohre abgelagert werden. Zudem können gewisse Spaltprodukte auch zu Korrosionsproblemen an den metallischen Oberflächen führen. Die chemische Aufbereitung der Reaktorflüssigkeit ist noch nicht im Detail gelöst. Bei grossen graphitmoderierten Reaktoren kann der Graphit einen positiven Temperaturkoeffizienten bewirken und ist wegen seiner Brennbarkeit generell eine Gefahrenquelle. Für Flüssigsalzreaktoren gibt es noch keine vollständige Sicherheitsanalyse.

Einerseits wäre für den kommerziellen Einsatz von Flüssigsalzreaktoren in Kernkraftwerken noch viel Entwicklungsarbeit zu leisten, aber andererseits sind die Eigenschaften der Flüssigsalzreaktoren so vielversprechend, dass sich der Aufwand lohnen würde.

Laufwellenreaktoren

Als 2010 Bill Gates ankündigte, er werde die Entwicklung eines Laufwellenreaktors (Traveling Wave Reactor, TWR) unterstützen, wurde wie beim WAMSR der Eindruck vermittelt, es handle sich um ein völlig neues Reaktorkonzept. In Wirklichkeit ist auch dieses Konzept schon sehr alt und wurde bereits 1958 von Saveli Feinberg vorgeschlagen und studiert. Die Idee wurde immer wieder aufgegriffen und weiterentwickelt. 2006 begann Intellectual Ventures mit detaillierten physikalischen und technischen Studien und gründete dazu die Gesellschaft "Terra Power". Als Brennstoff dienen natürliches oder angereichertes Uran, Thorium oder abgebrannte Brennelemente von Leichtwasserreaktoren. Gestartet wird der Reaktor mit einer Schicht von angereichertem Uran. Die Idee ist, dass sich zwei Zonen durch das Brennmaterial bewegen, eine Brutzone, in der der Brennstoff in spaltbares Material umgewandelt wird, und eine Brennzone, in der das erbrütete Material durch Kernspaltungen Energie produziert. Der Reaktor könnte mit genügend Brennstoff beladen werden, so dass er während 60 Jahren oder länger Energie produzieren könnte, ohne dass je ein Brennstoffwechsel vorgenommen werden müsste. Auch wenn das Prinzip auf den ersten Blick bestechend einfach erscheint, ist eine Reihe von schwierigen Problemen noch nicht gelöst. Zum Beispiel würde die ganze Reaktorleistung in der relativ schmalen Brennzone freigesetzt, und das Kühlsystem müsste die Energie stets dieser Zone entnehmen. In einer der Entwurfsvarianten von Terra Power wird dieses Problem vermieden, indem der Brennbereich eine praktisch stationäre ringförmige Zone ist und die Brennelemente im Reaktorkern immer wieder umgeladen werden. Das Umladen soll durch Roboter im geschlossenen Reaktorgefäß vorgenommen werden, so dass keine Betriebsunterbrüche dazu notwendig sein sollen – ein Konzept, das seinerseits zu Problemen führen dürfte.

Glossar

Abbrand

Während des Betriebes nimmt die Konzentration des Spaltstoffes in den Brennelementen ab. Unter *Abbrand* wird einerseits diese Abnahme der Spaltstoffkonzentration (während des Betriebes) verstanden und andererseits die maximale Energie, die pro Masseneinheit in den Brennelementen erzeugt werden kann. In Leichtwasserreaktoren werden Abbrände von etwa 40 bis 55 GWd/tSM (Gigawatt-Tage pro Tonne Schwermetall) erreicht. Gemeint ist dabei die thermische Energie. Multipliziert mit dem Wirkungsgrad des Kraftwerks ergibt sich aus der thermischen Energie die produzierte elektrische Energie.

Alphaaktive Nuklide

Alphaaktive Nuklide sind Nuklide, die sich durch Alphazerfall umwandeln.

Alphazerfall (α -Zerfall)

Der *Alphazerfall* ist der radioaktive Zerfall eines Atomkerns, bei dem ein Alphateilchen (α -Teilchen), d.h. ein Heliumkern, (zwei Protonen und zwei Neutronen) emittiert wird.

Angeregter Zustand

Wird einem Atomkern Energie zugeführt, so kann er in einen *angeregten Zustand* übergehen, aus dem er wieder in den energetisch tiefsten Zustand, den *Grundzustand*, zurückkehren kann, indem er z.B. ein oder mehrere Gammaquant(en) emittiert. Ein Kern kann sich nur in ganz bestimmten Energiezuständen befinden. Der erste angeregte Zustand liegt meist mehrere hundert oder auch tausend keV über dem Grundzustand, die nächsten Zustände liegen in immer kleiner werdenden Energieabständen darüber.

Anregungskurve

Die *Anregungskurve* ist der Wirkungsquerschnitt einer Kernreaktion $A(a,b)B$ als Funktion der Energie der Teilchen a .

Betazerfall (β -Zerfall)

Der (gewöhnliche) *Betazerfall* (β -Zerfall) ist der radioaktive Zerfall eines Atomkerns, bei dem ein Elektron (β^- -Teilchen) und ein Antineutrino emittiert werden. Dabei erhöht sich die Kernladungszahl (d.h. die chemische Ordnungszahl des Elements) des Kerns um eins. Beim *Beta-Plus-Zerfall* (β^+ -Zerfall) werden ein Positron (β^+ -Teilchen, das Antiteilchen des Elektrons) und ein Neutrino emittiert. Die Kernladungszahl wird um eins vermindert.

Brennelement

Die *Brennelemente* in einem Kernreaktor enthalten den "Kernbrennstoff", besser gesagt den Spaltstoff, d.h. Uran und/oder Plutonium. Je nach Reaktortyp sind die Brennelemente unterschiedlich aufgebaut. Brennelemente für Druckwasserreaktoren bestehen aus einem Bündel von *Brennstäben*, zwischen denen sich Führungsrohre für die Regelstäbe befinden. Der Reaktor des KKW Gösgen hat 177 Brennelemente. Jedes Brennelement enthält eine Anordnung von 15×15 , also 225, Brennstabpositionen, von denen 205 besetzt sind. Die unbesetzten Positionen sind für die Regelstabführungsrohre reserviert.

Brennen

Obwohl bei der Nutzung der Kernenergie keine Verbrennung auftritt, wird der Begriff "Brennen" in verschiedenen Zusammenhängen verwendet: Abbrand, Brennelement, Brennstab, Brennstoff usw. "Brennen" ist somit stets im übertragenen Sinn zu verstehen.

Brennstab

Die *Brennstäbe* enthalten den "Kernbrennstoff", besser gesagt den Spaltstoff, in Form von zylindrischen "Pillen" aus Uranoxid oder Mischoxid. Die Brennstäbe im KKW Gösgen haben eine totale Länge von 3.86 m und einen Aussendurchmesser von 10.75 mm.

Brennstoff

Spaltstoff

Dampfblasenkoeffizient

Der *Dampfblasenkoeffizient* oder *Voidkoeffizient* ist das Verhältnis der Reaktivitätsänderung zur relativen Änderung des Kühlmittelvolumens. Der Dampfblasenkoeffizient sollte negativ sein, damit bei einer durch eine Leistungserhöhung bewirkten Zunahme des Dampfblasenvolumens die Reaktivität abnimmt.

Deuterium

Deuterium ist ein Wasserstoffisotop mit der Massenzahl 2. Während der Kern eines gewöhnlichen Wasserstoffatoms nichts anderes als ein Proton ist, besteht der Kern des Deuteriumatoms aus einem Proton und einem Neutron.

Dopplereffekt

Unter *Dopplereffekt* wird das Phänomen verstanden, dass ein Beobachter, der sich relativ zu einem Wellensender bewegt, eine andere Frequenz wahrnimmt, als die Quelle emittiert. Ein Beobachter, der sich auf eine Schallquelle zu bewegt, hört einen höheren Ton als die Schallquelle aussendet. Wenn er sich von der Quelle entfernt, hört er einen tieferen Ton. Das gleiche gilt für Lichtquellen. Wenn die Lichtquelle sich dem Beobachter nähert, sieht dieser das Licht gegen blau verschoben; wenn sich die Lichtquelle entfernt, sieht er das Licht rotverschoben. Ein analoger Effekt tritt bei der Absorption von Neutronen auf. Ein Neutron, das bei der Resonanzenergie E_0 vom Kern A absorbiert wird, kann auch bei einer etwas kleineren Energie noch absorbiert werden, falls der Kern sich gerade auf das Neutron zu bewegt, oder bei einer etwas höheren Energie, wenn der Kern sich gerade vom Neutron weg bewegt, da für die Resonanz die Differenzgeschwindigkeit zwischen Kern und Neutron entscheidend ist. Dieser Effekt wird *Dopplereffekt* genannt. Wegen der thermischen Bewegung der Atomkerne erscheinen die an sich sehr scharfen Resonanzen infolge des Dopplereffekts verbreitert.

Dopplerverbreiterung

Je höher die Temperatur ist, desto schneller bewegen sich die Atomkerne und umso mehr werden die Resonanzen durch den *Dopplereffekt* verbreitert. Dadurch wird die Wahrscheinlichkeit der Absorption der Neutronen erhöht. In einem Reaktor, der Uran-238 enthält, bewirkt dieser Effekt eine Stabilisierung. Wenn durch irgendeine Störung der Neutronenfluss ansteigt, finden in den Brennstäben mehr Spaltungen pro Zeiteinheit statt, so dass eine höhere Leistung freigesetzt wird, die Temperatur des Urans ansteigt und infolge der *Dopplerverbreiterung* mehr Neutronen durch die Resonanzen von Uran-238 absorbiert werden.

Druckwasserreaktor

Im primären Kreislauf eines Druckwasserreaktors ist der Druck so hoch (typischerweise 150 bis 160 bar), dass das Wasser nicht verdampfen kann, sondern im flüssigen Zustand bleibt. In einem Wärmeaustauscher, im so genannten Dampferzeuger, gibt das Wasser des primären Kreislaufs die Wärme an das Wasser des sekundären Kreislaufs ab. In diesem ist der Druck niedriger, so dass das Wasser im Dampferzeuger verdampft. Von dort strömt der Dampf zu den Turbinen.

Elektron

Elementarteilchen mit einer negativen Elementarladung und einer Masse von $9.10938 \cdot 10^{-31}$ kg.

Elektronenvolt

Das *Elektronenvolt* (eV) ist eine Energieeinheit, die in der Atomphysik, der Kernphysik und der Teilchenphysik sehr zweckmässig ist. 1 eV ist die Energie, die ein Teilchen mit einer Elementarladung, ein Elektron oder ein Proton, gewinnt, wenn es eine Spannungsdifferenz von 1 Volt frei durchläuft. Für die Umrechnung in die übliche Energieeinheit Joule gilt: $1 \text{ eV} = 1.602 \cdot 10^{-19} \text{ J}$. Häufig werden Vielfache der Einheit Elektronenvolt verwendet: $1 \text{ keV} = 1000 \text{ eV} = 10^3 \text{ eV}$, $1 \text{ MeV} = 10^6 \text{ eV}$. Moderne Beschleuniger erreichen Energien von GeV und TeV. $1 \text{ GeV} = 10^9 \text{ eV}$. $1 \text{ TeV} = 10^{12} \text{ eV}$.

Elementarladung

Die *Elementarladung* ist $1.602 \cdot 10^{-19}$ As.

Gammaquant

Ein *Gammaquant* ist ein Quant, d.h. ein "Energiepaket", einer sehr kurzwelligen elektromagnetischen Strahlung. Die Wellenlänge ist 10^3 bis über 10^6 mal kürzer als die Wellenlänge der elektromagnetischen Strahlung, die dem sichtbaren Licht entspricht.

GWd

GWd = Gigawatt-Tage. $1 \text{ GWd} = 2.4 \cdot 10^7 \text{ kWh}$.

Halbwertszeit

Die *Halbwertszeit* ist die Zeit, in der die Hälfte einer gegebenen Zahl von radioaktiven Kernen zerfällt. In der nächsten Halbwertszeit zerfällt nicht etwa die andere Hälfte der Kerne, sondern wiederum nur die Hälfte der noch vorhandenen Kerne. Nach zwei Halbwertszeiten ist also noch ein Viertel der ursprünglichen Zahl der Kerne vorhanden, nach drei Halbwertszeiten noch ein Achtel, usw.

Isotop

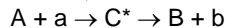
Siehe unter "Nuklid".

Kernreaktionen

Ein Teilchen a (z.B. ein Nukleon) wird auf einen Atomkern A geschossen. Ein Teilchen b wird emittiert und es entsteht ein Atomkern B.



Dieser Prozess kann als *Direktreaktion* ablaufen, d.h. das Teilchen a trifft innerhalb des Kerns A das Teilchen b, wodurch dieses aus dem Kern A hinausgeschleudert wird. Die typische Zeitdauer für einen solchen Prozess ist in der Grössenordnung 10^{-22} s. Das Teilchen a kann aber auch vom Kern A absorbiert werden. Dabei entsteht ein Zwischenkern C und die Energie verteilt sich auf alle Nukleonen von C gleichmässig, der Kern C ist in einem angeregten Zustand, was durch die Schreibweise C^* ausgedrückt wird. Der Kern C^* zerfällt dann in $B + b$.



Eine solche *Zwischenkernreaktion* dauert typischerweise 10^{-14} s. Beide Prozesse sind extrem schnell, aber der Unterschied ist sehr gross. Als Vergleich: Würde eine Direktreaktion 1 Sekunde beanspruchen, so würde eine Zwischenkernreaktion 3 Jahre dauern.

Kettenreaktion

Ein Uran-235-Kern, der durch die Absorption eines Neutrons gespalten wird, emittiert zusätzlich bei der Spaltung 2 bis 3 Neutronen. Diese können weitere Uran-235-Kerne spalten.

keV

Siehe Elektronenvolt

MeV

Siehe Elektronenvolt

MW

MW = Megawatt. $1 \text{ MW} = 10^3 \text{ kW} = 10^6 \text{ W}$. $MW_e = \text{MW elektrisch}$. $MW_{th} = \text{MW thermisch}$.

Moderator

Ein *Moderator* ist ein Material, das Neutronen möglichst schnell abbremsst und sie möglichst wenig absorbiert. Als Moderator werden vor allem leichtes Wasser, schweres Wasser und Graphit verwendet.

Multiplikationsfaktor

Der *Multiplikationsfaktor* ist das Verhältnis der Neutronenzahl in einer Generation zur Neutronenzahl in der unmittelbar vorhergehenden Generation. Es sei n_i die Zahl der in der i -ten Generation vom Brennstoff absorbierten Neutronen. Der Multiplikationsfaktor ist definiert als $k = n_{i+1}/n_i$.

Wenn $k = 1$, bleibt die Zahl der Neutronen und damit die Zahl der Spaltungen pro Zeiteinheit und somit die Leistung konstant. Dieser Zustand des Reaktors wird als *kritisch* bezeichnet. Das ist der Zustand im normalen Betrieb des Reaktors, und der Begriff "kritisch" hat in diesem Zusammenhang überhaupt nichts zu tun mit der Bedeutung "bedrohlich" oder "gefährlich".

Wenn $k > 1$, nimmt die Zahl der Neutronen und damit die Zahl der Spaltungen und somit die Leistung zu. Der Reaktor wird als *überkritisch* bezeichnet.

Für $k < 1$ nimmt die Zahl der Neutronen und der Spaltungen ab und die Leistung sinkt. Der Reaktor ist *unterkritisch*.

Neutrino

Das (Elektron-) *Neutrino* ist ein elektrisch neutrales Elementarteilchen mit sehr schwacher Wechselwirkung mit Materie. Ein Neutrinostrahl würde die ganze Erde praktisch ohne Abschwächung durchdringen. Die Masse der Neutrinos konnte bisher nicht bestimmt werden. Es gibt jedoch Hinweise dafür, dass die Neutrinomasse nicht grösser als 0.04 Millionstel der Elektronenmasse ist. Neben den Elektron-Neutrinos gibt es noch die Myon-Neutrinos und die Tau-Neutrinos (sowie jeweils ihre Antiteilchen).

Neutron

Elektrisch neutrales Elementarteilchen mit einer Masse von $1.67493 \cdot 10^{-27}$ kg. Die Masse des Neutrons ist um 0.14 % grösser als die des Protons. Das (freie) Neutron kann daher durch Betazerfall in das Proton zerfallen. Die Halbwertszeit ist rund 10 Minuten.

Neutronen, prompte

Die unmittelbar nach der Spaltung freigesetzten Neutronen werden *prompte Neutronen* genannt. Sie haben im Mittel eine Energie von etwa 2 MeV, aber weisen Energien bis über 10 MeV auf.

Neutronen, schnelle

Neutronen mit einer Energie von mehr als 0.1 MeV.

Neutronen, thermische

Thermische Neutronen haben eine mittlere Energie, die gleich gross ist wie die mittlere Energie der Atome des Mediums, in dem sie sich bewegen. Bei einer Temperatur von 20° C haben thermische Neutronen eine Energie von 0.025 eV.

Neutronen, verzögerte

Die Betazerfälle der Spaltfragmente führen meist auf hochangeregte Zustände der Folgekerne, die durch Emission von Gammaquanten zerfallen. Gelegentlich entstehen aber auch Zustände, die durch Emission eines Neutrons zerfallen. Die so entstehenden Neutronen werden *verzögerte Neutronen* genannt. Die Halbwertszeiten für verzögerte Neutronen liegen zwischen 0.2 und 56 Sekunden. Der Anteil der verzögerten Neutronen ist sehr klein, bei der Spaltung von U-235 mit thermischen Neutronen beträgt er 0.64 %. Trotz ihres geringen Anteils sind die verzögerten Neutronen für die Regelung eines Reaktors von grösster Bedeutung. Bei einer positiven Reaktivität von 0.001 würde es bei einem thermischen Reaktor (ohne Dopplereffekt und ohne Regelung) 2.5 Minuten dauern, bis die Reaktorleistung auf das Zehnfache angestiegen wäre. Auch ohne den bremsenden Dopplereffekt bliebe so reichlich Zeit für Eingriffe. Ohne verzögerte Neutronen würde dagegen bei der gleichen positiven Reaktivität die Reaktorleistung in etwa 0.2 Sekunden auf den zehnfachen Wert ansteigen.

Nukleonen

Die Bausteine der Atomkerne werden als *Nukleonen* bezeichnet. Ein Atomkern besteht aus Protonen und Neutronen (der einfachste Atomkern, der Kern des Wasserstoffatoms, besteht nur aus einem Proton). Protonen und Neutronen sind somit Nukleonen.

Nuklid

Ein *Nuklid* ist eine durch ihre Protonen- und Neutronenzahl bestimmte Atomart. Die Summe von Protonenzahl (= chemische Ordnungszahl) Z und Neutronenzahl N ist die Massenzahl: $A = Z + N$. Nuklide mit gleicher Protonenzahl aber unterschiedlicher Neutronenzahl werden *Isotope* genannt. Um ein Isotop zu kennzeichnen, wird die Massenzahl oben links neben das chemische Symbol geschrieben, also ${}^A X$, z.B. ${}^{235}\text{U}$, oder rechts daneben: $X-A$, z.B. $\text{U}-235$. Die Ordnungszahl kann unten links neben das chemische Symbol geschrieben werden: ${}_Z X$, z.B. ${}_{92}\text{U}$. Ein Nuklid, dessen Kern sich in einem angeregten Zustand (d.h. in einem höheren Energiezustand) befindet, wird durch einen Stern gekennzeichnet: ${}^{12}\text{C}^*$. Genau genommen werden ${}^{12}\text{C}$ und ${}^{12}\text{C}^*$ als zwei verschiedene Nuklide betrachtet.

Proton

Elementarteilchen mit einer positiven Elementarladung und einer Masse von $1.67262 \cdot 10^{-27}$ kg.

Radionuklid

Radioaktives Nuklid.

Radiotoxizität

Die *Radiotoxizität* ist ein Mass für die Gesundheitsschädlichkeit eines Radionuklids. Sie wird bestimmt durch die Strahlenart und die Strahlenenergie beim Zerfall des Nuklids und durch die Resorption und die Verweildauer des Nuklids im Körper.

Reaktivität

Die *Reaktivität* ist definiert als $\rho = (k - 1)/k$. Für den Bereich, in dem k ungefähr gleich 1 ist, kann die Näherung $\rho \approx k - 1$ verwendet werden.

Reaktivitätsregelung

Würde die Überschussreaktivität durch entsprechend tiefes Eintauchen der Regelstäbe kompensiert, so würde in dem Bereich, in dem sich die Regelstäbe befinden, der Neutronenfluss und damit auch der Abbrand des Spaltstoffs reduziert. Der Spaltstoff würde dadurch im Reaktor ungleichmässig aufgebraucht. Für die langfristigen Regelvorgänge wird daher eine zweite Art der Reaktivitätsregelung verwendet. Bei einem Druckwasserreaktor wird dem Kühlwasser mehr oder weniger Borsäure (H_3BO_3) zugesetzt. Bor hat einen grossen Neutronenabsorptionsquerschnitt. Bei einem Siedewasserreaktor wird die Reaktivität durch die Änderung der Wasserdurchflusses beeinflusst. Ein geringerer Wasserdurchfluss ergibt einen höheren Dampfblasengehalt. Da Dampf eine kleinere Dichte als Wasser hat, bewirkt ein höherer Dampfblasengehalt eine schwächere Moderierung und dadurch eine Reduktion der Reaktivität. Durch diese zusätzliche Reaktivitätsregelung können die Regelstäbe nahezu ganz aus dem Reaktor ausgefahren werden (aber nur so weit, dass sie bei einer Bewegung sofort eine Reaktivitätsänderung bewirken). Damit wird ein gleichmässiger Abbrand über den ganzen Reaktorkern erreicht.

Reaktorkern

Der *Reaktorkern* ist der Teil des Reaktors, der die Brennelemente enthält. Der Begriff *Reaktorkern* (englisch *core*) sollte nicht mit dem Begriff *Atomkern* (englisch *nucleus*) verwechselt werden.

Reaktor, schneller

Ein *schneller Reaktor* ist ein Reaktor, in dem die Kettenreaktion hauptsächlich durch schnelle Neutronen aufrecht erhalten wird.

Reaktor, thermischer

Ein *thermischer Reaktor* ist ein Reaktor, der mit thermischen Neutronen betrieben wird.

Regelstäbe

Damit ein Reaktor überhaupt in Betrieb gesetzt werden kann, muss der Multiplikationsfaktor grösser als 1 sein. Sobald der gewünschte Leistungspegel erreicht ist, muss der Multiplikationsfaktor genau gleich 1 gemacht werden. Dazu dienen (u.a.) die *Regelstäbe*. Regelstäbe enthalten ein Material (z.B. Cadmium), das Neutronen stark absorbiert. Durch mehr oder weniger starkes Eintauchen der Regelstäbe in den Reaktor kann der Neutronenfluss reguliert und damit der Multiplikationsfaktor gesteuert werden.

Resonanzen

Wenn die Energie des einfallenden Teilchens a zusammen mit seiner Bindungsenergie im Zwischenkern C gerade mit der Energie eines angeregten Zustandes des Zwischenkerns übereinstimmt, ist der Wirkungsquerschnitt besonders gross und in der Anregungskurve entsteht eine scharfe hohe Spitze, eine *Resonanz*. Da im Zwischenkern bei hohen Anregungsenergien sehr viele angeregte Zustände dicht aufeinander folgen, gibt es in der Anregungskurve einen Bereich, in dem sehr viele Resonanzen dicht nebeneinander liegen. Für die Absorption von Neutronen durch U-238 liegt dieser Bereich zwischen 0.1 und 10 keV.

Schwermetall (SM)

Gemeint ist Uran oder Plutonium.

Siedewasserreaktor

Bei einem Siedewasserreaktor ist der Druck im Reaktordruckbehälter typischerweise 70 bar. Das Kühlwasser verdampft im Reaktordruckbehälter, und der Dampf strömt direkt vom Reaktor zu den Turbinen.

Spaltbarkeit

Aus Gründen, auf die in diesem Rahmen nicht näher eingegangen werden kann, sind in der Regel nur Isotope mit ungerader Neutronenzahl durch thermische Neutronen gut spaltbar, und Isotope mit gerader Neutronenzahl können nur durch schnelle Neutronen gut gespalten werden.

Spaltfragmente

Atomkerne, die bei einer Kernspaltung entstehen.

Spaltprodukte

Nuklide, die bei einer Kernspaltung oder beim nachfolgenden radioaktiven Zerfall eines bei einer Kernspaltung entstandenen Nuklids entstehen.

Spaltstoffe

Spaltstoffe sind Nuklide, die sich nach Einfang eines Neutrons spalten und dabei mehrere Neutronen emittieren. Bei der Spaltung wird Energie freigesetzt.

Temperaturkoeffizient

Änderung der Reaktivität in Bezug auf die Temperaturänderung. Bei einem negativen Temperaturkoeffizienten nimmt mit steigender Temperatur die Reaktivität ab.

Transmutation

Umwandlung von Nukliden durch Kernreaktionen. In der Kerntechnik ist das Ziel der Transmutation die Umwandlung langlebiger Radionuklide in kurzlebige oder stabile Nuklide.

Überschussreaktivität

Während des Abbrandes nimmt die Konzentration der Spaltstoffe (z.B. ^{235}U) stetig ab. Zudem nimmt die Konzentration neutronenabsorbierender Nuklide ("Neutronengifte") zu. Wenn am Ende der Betriebsdauer der Brennelemente die erreichbare Reaktivität noch für eine selbsterhaltende Kettenreaktion ausreichend sein soll, ist sie für frische Brennelemente deutlich grösser als null. Diese *Überschussreaktivität* muss durch die Reaktivitätsregelung kompensiert werden.

Uran

Uran (${}_{92}\text{U}$) besteht zu 99.27 % aus dem Isotop Uran-238 und zu 0.72 % aus dem Isotop Uran-235 (sowie zu 0.0055% aus dem Isotop Uran-234). Ein Uran-235-Kern wird bereits gespalten, wenn er von einem thermischen Neutron getroffen wird, während ein Neutron eine Energie von mindestens 1.5 MeV haben muss, damit es einen Uran-238-Kern spalten kann (siehe "Spaltbarkeit"). Nur ein Teil der bei einer Spaltung freiwerdenden Neutronen hat eine genügend hohe Energie, und von diesen Neutronen bewirkt nur ein Teil eine Spaltung, wenn sie von einem Uran-238-Kern eingefangen werden. Daher ist in Uran-238 keine selbsterhaltende Kettenreaktion möglich. Dagegen kann Uran-235 von thermischen Neutronen gespalten werden, und für solche ist der Spalt-Wirkungsquerschnitt sogar besonders gross. Damit die Neutronen auf thermische Energien abgebremst werden und dabei den Energiebereich, in dem sie durch Resonanzabsorption von Uran-238 eingefangen werden (ohne Spaltung zu verursachen), möglichst schnell durchqueren, wird in thermischen Reaktoren ein Moderator eingesetzt. Mit schwerem Wasser als Moderator kann ein Reaktor mit natürlichem Uran betrieben werden. Wird hingegen leichtes Wasser verwendet, das etwas mehr Neutronen absorbiert als schweres Wasser, muss das Uran angereichert werden (d.h. der Anteil von Uran-235 muss auf 3 bis 5 % erhöht werden), damit die Neutronenbilanz für eine Kettenreaktion hinreichend ist.

Vergiftung

Es gibt Spaltprodukte, die einen grossen Wirkungsquerschnitt für Neutroneneinfang haben und dadurch die Neutronenbilanz beeinflussen können. Besonders störend ist die Vergiftung durch Xenon 135. Dieses Nuklid entsteht durch den Betazerfall des primären Spaltprodukts Iod 135 mit einer Halbwertszeit von 6.58 Stunden. Wenn ein Reaktor mit hoher Leistung betrieben und dann abgeschaltet wird, zerfällt das vorhandene Iod 135 in Xenon 135. Dieses zerfällt dann mit einer Halbwertszeit von 9.14 Stunden in Cäsium 135, aber wird nicht mehr zusätzlich durch Neutronenabsorption abgebaut. Deshalb erreicht die Xenonkonzentration 11.1 Stunden nach dem Abschalten ein Maximum. Wenn nicht eine hinreichend grosse Überschussreaktivität zur Verfügung steht, kann der Reaktor während einer gewissen Zeit nach dem Abschalten nicht mehr angefahren werden.

Wasser, leichtes

Das gewöhnliche Wasser wird gelegentlich zur Unterscheidung von schwerem Wasser auch als *leichtes Wasser* bezeichnet. Ein Molekül des leichten Wassers besteht aus einem Sauerstoffatom und zwei Wasserstoffatomen.

Wasser, schweres

Ein Molekül des *schweren Wassers* besteht aus einem Sauerstoffatom und zwei Deuteriumatomen.

Wirkungsquerschnitt

Der *Wirkungsquerschnitt* ist eine fiktive Fläche, die einem Kern A für eine bestimmte Kernreaktion $A(a,b)B$ zugeordnet wird und die ein Mass für die Wahrscheinlichkeit dieser Reaktion ist. Die Reaktion findet statt, wenn das punktförmig gedachte Teilchen a diese Fläche trifft. Der Wirkungsquerschnitt kann für ein und denselben Kern für verschiedene Reaktionen ganz verschiedene Werte haben. Der "Reaktionswirkungsquerschnitt" wird meist kurz "Reaktionsquerschnitt" genannt, also z.B. bedeutet "Neutronenabsorptionsquerschnitt" eigentlich "Wirkungsquerschnitt für die Absorption von Neutronen". Der Wirkungsquerschnitt wird meist in barn angegeben.

1 barn = 10^{-24} cm². "Barn" ist das englische Wort für "Scheune".

Quellen

Hans Nichaelis: Handbuch der Kernenergie, Band 1 + 2, Deutscher Taschenbuchverlag, München 1982.
Einschlägige Wikipedia-Artikel

Weitere Internetquellen, u.a.:

<http://www-pub.iaea.org/books/iaeabooks/8954/Nuclear-Power-Reactors-in-the-World-2012-Edition>
<http://www.eike-klima-energie.eu/climategate-anzeige/fukushima-jubilaem-die-welt-zieht-mit-kernenergie-am-vorreiter-deutschland-vorbei-ein-bericht-ueber-die-fast-reactor-konferenz-der-iaea-in-paris-4-7-maerz-2013/>
<http://energyfromthorium.com/ornl-document-repository/>
<http://www.youtube.com/watch?v=AAFWelP8JT0>
<http://moltensalt.org/references/static/downloads/pdf/WhyMSRsAbandonedORNLWeinbergsFiringV3.pdf>
<http://moltensalt.org.s3-website-us-east-1.amazonaws.com/references/static/downloads/pdf/>
<http://nucleargreen.blogspot.ch/2011/02/alvin-weinberg-history-of-molten-salt.html>
<http://www.energyfromthorium.com/pdf/MSadventure.pdf>
<http://www.c4tx.org/ctx/pub/smsr.pdf>
<http://threeconsulting.com/pdfs/TH-ornldocu.Pub36448.pdf>
<http://home.earthlink.net/~bhoglund/#Introduction>
http://mon-co2.org/documents/documents_in_english/MSR-Molten-salt-reactor.pdf
<http://energyfromthorium.com/ornl-document-repository/>
<http://dual-fluid-reaktor.de/technik>
<http://festkoerper-kernphysik.de/dfr.pdf>
<http://dual-fluid-reactor.org/iaea-fr13-proceeding>
<http://www.eike-klima-energie.eu/climategate-anzeige/der-dual-fluid-reaktor-ein-neues-konzept-fuer-einen-kernreaktor/>
<http://nuklearia.de/2013/07/15/dual-fluid-reaktor-macher-antworten-auf-kritik/>
<http://www.terrapower.com/>
<http://www2.technologyreview.com/article/412188/tr10-traveling-wave-reactor/>
<http://thesciencecouncil.com/george-stanford/183-is-a-traveling-wave-reactor-better-than-an-ifr.html>