

Ausarbeitung zum Vortrag im Rahmen des
Hauptseminars der Experimentalphysik

Physikalische Grundlagen der Energieumwandlung

Thema: Kernspaltung

Arkadius Ganczarczyk

Duisburg, Januar 2006

Inhaltsverzeichnis

1 Geschichte:	3
1.1 Oklo-Naturreaktor:	3
2 Kernspaltung:	5
2.1 Tröpfchenmodell	5
2.2 Fermigas- / Schalenmodell	8
2.3 Kerndeformation	10
2.4 Induzierte Kernspaltung von Uran 235	12
3 Eigenschaften von Spaltneutronen:	17
3.1 Neutronengeschwindigkeitsverteilung:	17
3.2 Wirkungsquerschnitte von Neutronen mit Uran 235 und Uran 238	18
3.3 Moderator	20
4 Kettenreaktion:	22
4.1 Neutronenzyklus	22
4.2 Kettenreaktionsgleichung:	23
5 Reaktorbetrieb:	25
5.1 Reaktivität, Reaktorperiode	25
5.2 Abbrand, Vergiftung	25
5.3 Reaktorsicherheit	27
6 Kernreaktoraufbau:	30
6.1 Reaktortypen	30
6.2 Druckwasserreaktor	32
6.3 EPR – European Pressurized Water Reactor	33
7 Zukünftige Entwicklung:	38
7.1 Generation IV	38
7.2 Transmutation	39
7.3 Molten Salt Reactor	40
8 Pro und Contra:	42
9 Literaturverzeichnis:	44

1 Geschichte:

- 1934 wurde die Kernspaltung zufällig von Enrico Fermi entdeckt, allerdings konnte er sie nicht nachweisen und seine Vermutungen galten damals als unseriös.
- Erst 1938 gelang es Otto Hahn und Fritz Straßmann einen Atomkern gezielt durch induzierte Spaltung zu spalten. Die beiden konnten dies auch beweisen, indem sie die Spaltprodukte chemisch nachweisen konnten. Lise Meitner hat kurz darauf die theoretische Erklärung dafür geliefert.
- 1942 gelang es schließlich Enrico Fermi eine erste sich selbst erhaltende Kettenreaktion durchzuführen.
- Dies führte schließlich dazu daß am 16. Juli 1945 die erste Atombombe in den USA gezündet wurde.
- 1954 wurde das erste Atomkraftwerk bei Moskau fertig gestellt, kurz darauf das nächste in England.
- Das erste Atomkraftwerk wurde in Deutschland Ende 1960 fertig gestellt [13].
- Ende 2005 waren schließlich 443 Kernkraftwerke weltweit in Betrieb, 24 in Bau [5].

1.1 **Oklo-Naturreaktor:**

Der erste Kernreaktor auf der Erde entstand allerdings nicht erst vor 50 Jahren, sondern schon vor 1,7 Milliarden Jahren bei Oklo, in Gabun. Dieser natürliche Kernreaktor wurde 1972 entdeckt und zwar durch einen niedrigen Uran 235 Isotopenanteil in einer Uranprobe der dortigen Uranmine (und durch andere Unregelmäßigkeiten in der Zusammensetzung der Probe). Außerdem gab es auffällige Isotopenanteile von vielen Materialien, die nur bei der Spaltung von Uran entstehen können. Der Reaktor lief für insgesamt ca. 0,5 Millionen Jahre, seine thermische Leistung betrug dabei zwar nur bis zu 100 kW, allerdings wurden über die Jahrtausende insgesamt ca. 100 Milliarden kWh Energie frei. Eine weitere Besonderheit an dem Reaktor war, daß er zyklisch lief, das heißt für eine halbe Stunde lief er überkritisch, dann kühlte er ca. 2 Stunden ab. Der Grund dafür ist, daß Regen- und Grundwasser als Moderator diente. Das angesammelte Wasser ermöglichte einen Start der Kettenreaktion, woraufhin der Reaktor für eine halbe Stunde überkritisch lief, bis das Wasser verdampfte. Da jetzt der Moderator fehlte, wurde die Kettenreaktion solange

gestoppt, bis sich wieder genügend Wasser angesammelt hatte. Dann begann der Zyklus vom neuen. Ermöglicht wurde der Reaktor durch das poröse Gestein, hohe Urankonzentration und dem Fehlen von neutronenabsorbierenden Materialien.



Abbildung 1: Uranmine bei Oklo, Gabun [14]

2 Kernspaltung:

2.1 Tröpfchenmodell

In diesem Abschnitt soll die Frage beantwortet werden, wieso man überhaupt durch Kernspaltung Energie gewinnen kann und wie ein Kernspaltungsvorgang überhaupt abläuft.

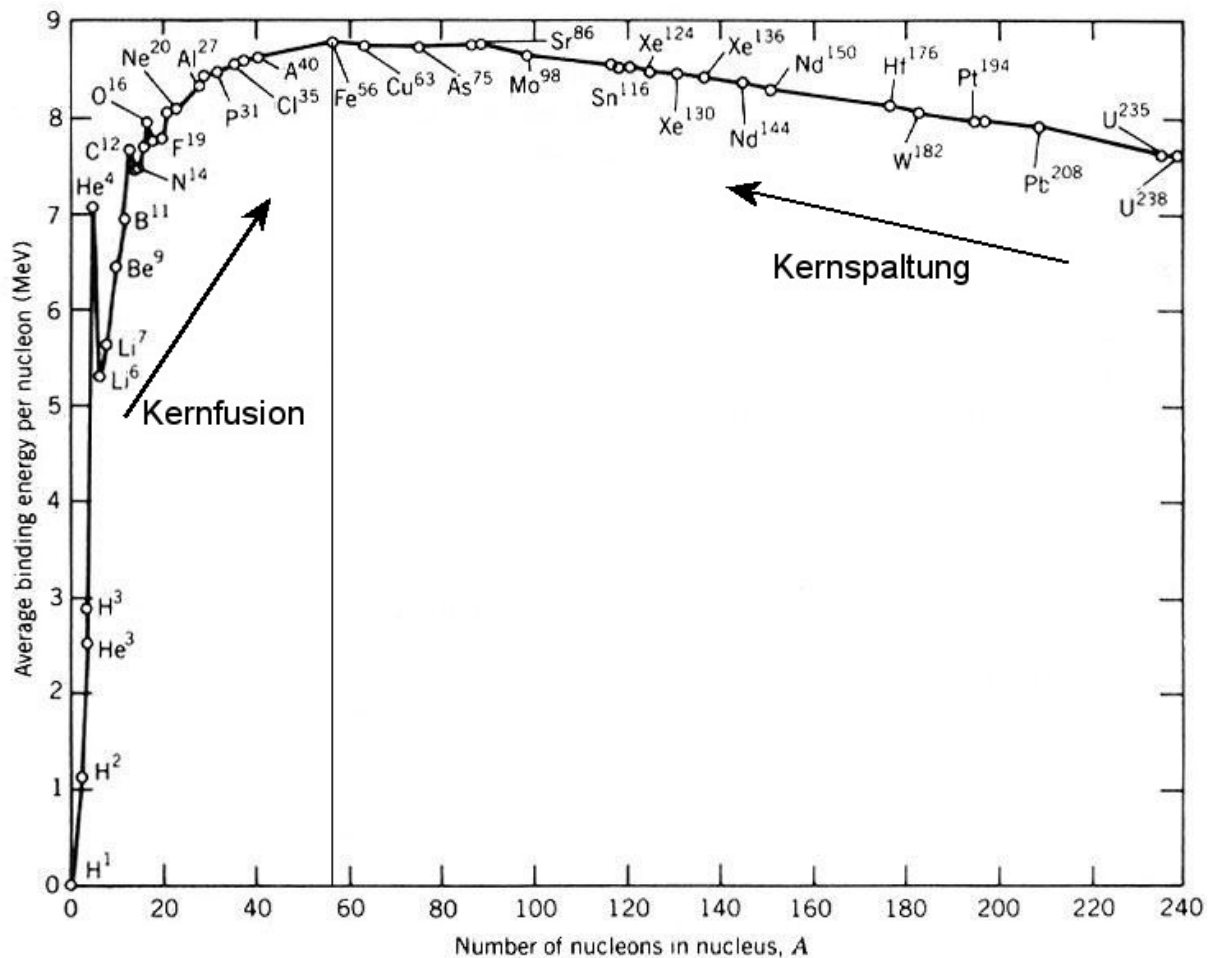


Abbildung 2: Spezifische Bindungsenergie in Abhängigkeit von der Massenzahl [14]

In Abbildung 2 kann man die spezifische Bindungsenergie, also die Bindungsenergie pro Nukleon, über der Massenzahl A, also der Anzahl der Nukleonen im Kern, aufgetragen sehen. Man sieht, daß für leichte Kerne die spezifische Bindungsenergie mit einigen leichten Schwankungen ansteigt, bis sie bei Eisen 56 ihr Maximum erreicht hat. In diesem Bereich kann man Energie durch Kernfusion gewinnen. Dazu haben wir vor einigen Wochen 2 Vorträge gehört. Allerdings kann man durch die Spaltung von zum Beispiel Lithium 7 in Helium 4 Kerne auch Energie gewinnen, wenn die spezifische

Bindungsenergie von einem Lithiumkern viel kleiner ist als die spezifische Bindungsenergie von einem Heliumkern. Ab Eisen 56 fällt die spezifische Bindungsenergie. In diesem Bereich kann man Energie durch Kernspaltung gewinnen, das heißt indem man einen schweren Kern, zum Beispiel einen Urankern, in 2 leichtere spaltet.

Als einfachster Erklärungsansatz für diese experimentellen Ergebnissen dient das Tröpfchenmodell. Hier überträgt man die Eigenschaften eines Wassertropfchens auf einen Atomkern. Die Eigenschaften, welche man dem Atomkerntröpfchen dann zuordnet, sind eine konstante Dichte, Kurzreichweitigkeit der Kräfte (Starke Wechselwirkung), Sättigung, Deformierbarkeit und eine Oberflächenspannung. Der Unterschied ist zwischen einem Wassertropfchen und einem Atomkerntröpfchen ist, daß die mittlere freie Weglänge der Nukleonen groß ist gegenüber der Ausdehnung des Tropfens im Gegensatz zu einem Wassertropfen. Bei einem Atomkerntröpfchen handelt es sich um eine sogenannte Quantenflüssigkeit.

Daraus kann man dann 5 Beiträge zur Bindungsenergie bestimmen und zwar zuerst die Volumenenergie, die aus der starken Wechselwirkung zwischen den Nukleonen herrührt. Als nächstes die Oberflächenenergie, welche als Korrekturterm für die Volumenenergie dient, da die Nukleonen am Rand der Atomkerns mit weniger Nukleonen wechselwirken, als in der Mitte. Dann kommt der Beitrag der Coulombabstoßung zwischen den Protonen dazu. Dann hat es sich herausgestellt, daß symmetrische Kerne, also Kerne mit einer gleichen Anzahl von Protonen und Neutronen, sich als besonders stabil erweisen. Das heißt daß Kerne mit einem großen Neutronenüberschuss instabil gegenüber Beta-Minus-Zerfall und Neutronenemission sind. Zuletzt kommt die Paarungsenergie hinzu, das heißt gg-Kerne, also Kerne mit einer geraden Anzahl an Protonen und geraden Anzahl an Neutronen, sind stabiler als uu-Kerne, welche eine ungerade Anzahl an Protonen und eine ungerade Anzahl an Neutronen haben. Die letzten beiden Beiträge zur Bindungsenergie können mit dem Fermigas- und Schalenmodell begründet werden, welche etwas später in der Ausarbeitung erläutert wird.

Daraus ergibt sich dann die Bethe-Weizsäcker-Formel für die Bindungsenergie eines Atomkerns, wo die 5 Beiträge berücksichtigt werden [1]:

$$E_B(A, Z) = a_v A - a_s A^{\frac{2}{3}} - a_c \frac{Z^2}{A^{\frac{1}{3}}} - a_a \frac{(N - Z)^2}{4 A} + \frac{\delta}{A^{\frac{1}{2}}}$$

Dabei ist A die Zahl der Nukleonen, Z die Protonenzahl und N die Neutronenzahl. Die

Koeffizienten können nur experimentell bestimmt werden und zwar in dem man 5 beliebige Atomkerne nimmt und deren Bindungsenergien bestimmt. Allerdings unterscheiden sich die 5 Koeffizienten immer etwas, abhängig davon welche 5 Kerne man gewählt hat. Für die Koeffizienten ergibt sich dann [1]:

$$a_v = 15,67 \text{ MeV}$$

$$a_s = 17,23 \text{ MeV}$$

$$a_c = 0,714 \text{ MeV}$$

$$a_a = 93,15 \text{ MeV}$$

$$\delta = \begin{cases} +11,2 \text{ MeV} & \text{falls } Z \text{ und } N \text{ gerade sind} \\ 0 \text{ MeV} & \text{falls } A \text{ ungerade ist} \\ -11,2 \text{ MeV} & \text{falls } Z \text{ und } N \text{ ungerade sind} \end{cases}$$

In Abbildung 3 sieht man die spezifische Bindungsenergie pro Nukleon, die aus der Bethe-Weizsäcker-Formel folgt, über der Massenzahl auftragen. Zum einem sieht man die einzelnen Beiträge (bis auf die Paarungsenergie, deren Auswirkungen aber relativ klein sind) aufgetragen und die draus resultierende spezifische Bindungsenergie als rote Kurve. Es fällt sofort auf, daß der Verlauf der spezifischen Bindungsenergie ziemlich ähnlich zu der in Abbildung 2 ist, vor allem für große Massenzahlen.

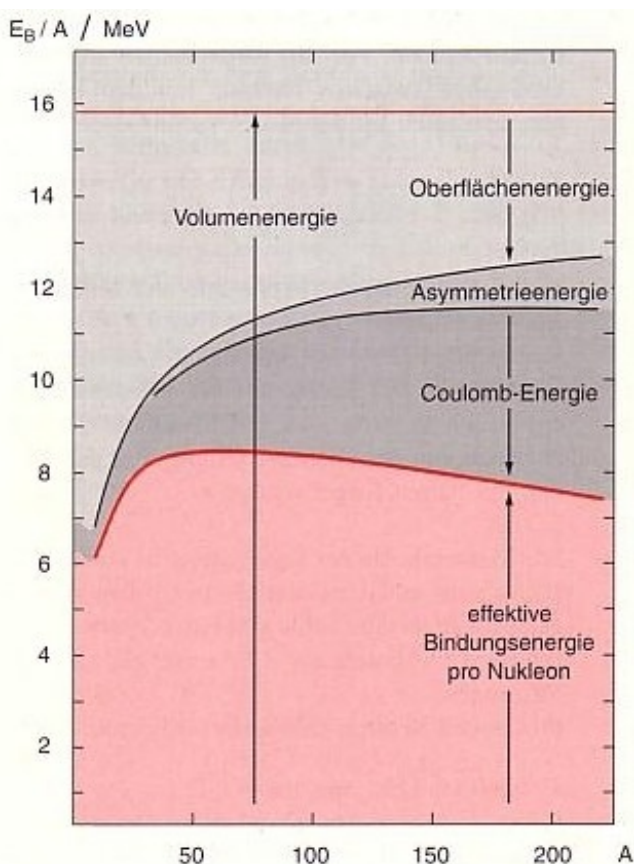


Abbildung 3: Spezifische Bindungsenergie nach dem Tröpfchenmodell [3]

2.2 Fermigas- / Schalenmodell

In Abbildung 4 sieht man beide Kurven übereinander gelegt, also die experimentell ermittelte Kurve und die nach dem Tröpfchenmodell. Die gestrichelte Kurve ist die theoretisch ermittelte, die durchgezogene die experimentell ermittelte. Man sieht deutlich, daß beide Kurven vor allem für große Massenzahlen übereinander liegen, allerdings sieht man auch auffällige Abweichungen, vor allem für kleine Massenzahlen. Die größten Abweichungen sieht man bei Massenzahl links von Eisen 56. Die sieht man allerdings auch rechts davon, allerdings nicht so ausgeprägt, zum Beispiel Zinn 120, Europium 153, Bismut 209, Uran 238. Man konnte sich diese Abweichungen lange Zeit nicht erklären, deshalb nannte man die Neutronen- und Protonenzahlen, bei denen eine besonders hohe spezifische Bindungsenergie auftrat, magische Zahlen. Erst mit dem Fermigas- und Schalenmodell wurde eine Erklärung dafür geliefert.

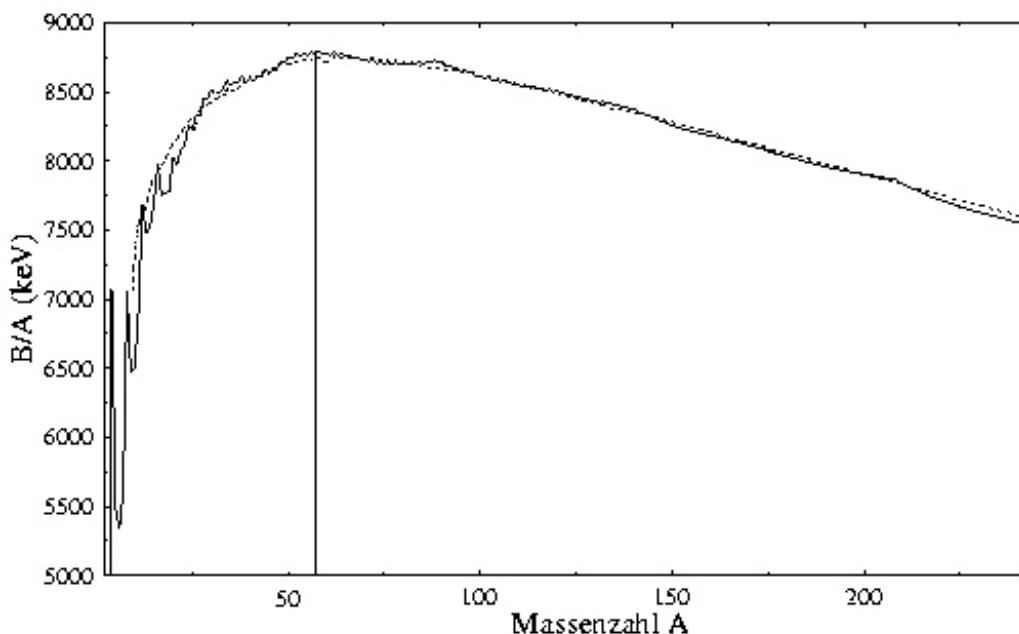


Abbildung 4: Spezifische Bindungsenergie [10]

Beim Fermigas-Modell betrachtet man ein Nukleon als ein quasi freies Teilchen, welches in einem Potentialtopf (Abbildung 5) eingesperrt ist. Der Potentialtopf entsteht durch die Wechselwirkung des Nukleons mit den anderen Nukleonen. Jedes Nukleon sieht die Überlagerung der Potentiale der übrigen Nukleonen als effektives Potential. Protonen und Neutronen haben jeweils ihren eigenen Potentialtopf, da bei den Protonen noch die Coulombabstoßung dazu gerechnet werden muß. Für die Nukleonen bilden sich in den Potentialtöpfen Energieniveaus, die von unten nach dem Pauliprinzip besetzt werden, also

jeder Niveau kann nur von 2 Nukleonen besetzt werden.

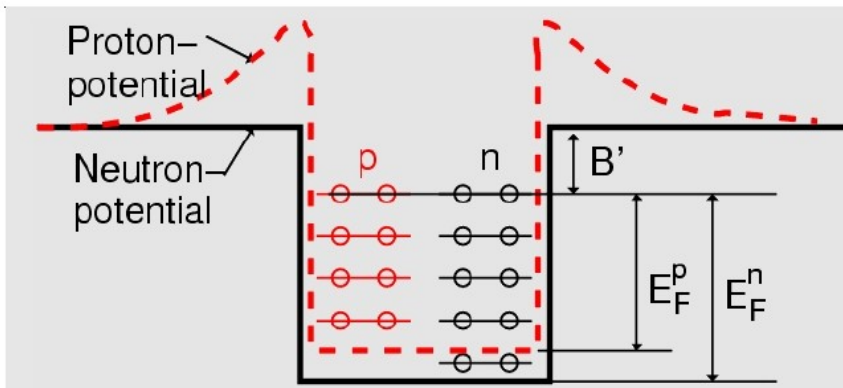


Abbildung 5: Fermigasmodell [3]

Durch Verfeinerungen dieses Modells entstand das Schalenmodell, bei dem die Energieniveaus Schalen im Kern bilden, ähnlich wie bei den Atomelektronenhüllen. In Abbildung 6 kann man das Schalenmodell für die Neutronen eines Kerns mit 82 Neutronen sehen. Hierbei ist der einfache Quantentopf durch ein genaueres Woods-Saxon-Potential ersetzt worden und die Spin-Bahn-Kopplung wurde berücksichtigt. Es ist deutlich zu sehen, wie sich nach jeweils 2, 8, 20, 28, 50, 82, 126 usw. besetzten Energieniveaus große Energielücken bilden. Diese Zahlen werden auch magische Zahlen genannt (siehe oben), denn man konnte früher messen, daß Kerne, deren Protonen- oder Neutronenzahl einer magischen Zahl entsprach, besonders stabil waren und auch andere besondere Eigenschaften besaßen wie zum Beispiel eine hohe erste Anregungsenergie,

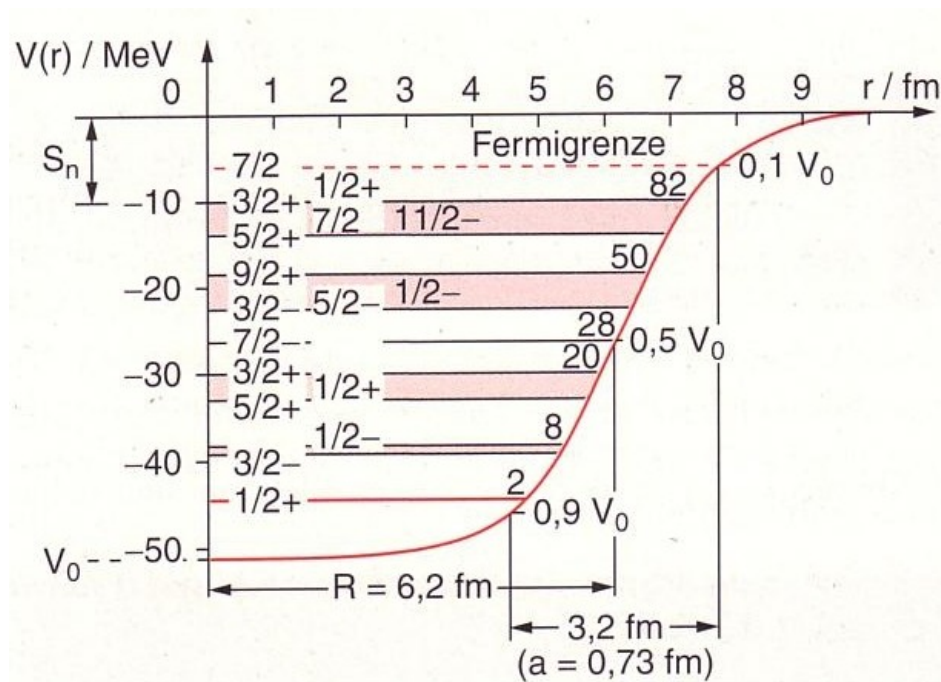


Abbildung 6: Schalenmodell [3]. Neutronenniveaus eines Kerns mit $N=80$ im Kernpotential (Woods-Saxon-Potential)
 $V(r) = -V_0(1 + \exp(r-R)/a)^{-1}$

aber man konnte es sich nicht erklären. Das soll hier zum Fermigas- und zum Schalenmodell reichen, da man diese beiden Modelle nicht für die Erklärung der Kernspaltung braucht.

2.3 Kerndeformation

Eine Kernspaltung kann man modellhaft als eine Kerndeformation erklären. Man geht davon aus, daß sich ein sphärischer oder bereits ein leicht elliptischer Kern deformiert und zwar so lange bis der Kern sich spaltet. Als Grad der Deformation des Kerns nimmt man den Deformationsparameter ϵ . Man kann dann die Achsen des Rotationsellipsoids (Abbildung 7) mit Hilfe des Deformationsparameters ausdrücken [3]:

$$a = R(1 + \epsilon)$$

$$b = \frac{R}{(1 + \epsilon)^{\frac{1}{2}}}$$

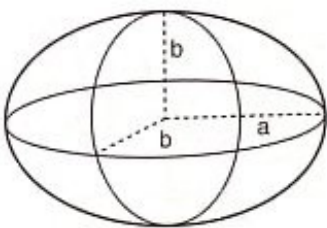


Abbildung 7:
Rotationsellipsoid [3]

Um eine Bedingung dafür aufzustellen, ob ein Kern von selbst spontan zerfallen kann, benutzt man hier das Tröpfchenmodell. Wenn ein Kern seine Form verändert, dann ändern sich 2 Beiträge zur Bindungsenergie, und zwar die Coulombenergie und Oberflächenenergie. Die Oberfläche einer Kugel beträgt $4 \pi R^2$, die eines Rotationsellipsoids beträgt $4 \pi R^2(1 + 2/5 \epsilon^2)$. Die Oberflächenenergie und Coulombenergie eines Rotationsellipsoids beträgt im Vergleich zum sphärischen Kern [1]:

$$E_e^S = E_0^S(1 + 2/5 \epsilon^2) = E_0^S + \Delta E^S$$

$$E_e^C = E_0^C(1 - 1/5 \epsilon^2) = E_0^C - \Delta E^S$$

mit

$$E_0^S = \text{Oberflächenenergie des kugelförmigen Kerns}$$

$$E_0^C = \text{Coulombenergie des kugelförmigen Kerns}$$

$$E_e^S = \text{Oberflächenenergie des rotationsellipsoidförmigen Kerns}$$

$$E_e^C = \text{Coulombenergie des rotationsellipsoidförmigen Kerns}$$

Wenn für kleine Deformationen die Änderung der Oberflächenenergie größer ist als die

Änderung der Coulombenergie, dann bleibt der Kern stabil. Wenn aber die Änderung der Coulombenergie größer gleich als die Änderung der Oberflächenergie ist, dann kann der Kern spontan zerfallen [1].

$\Delta E^S > \Delta E^C$: Kern bleibt stabil

$\Delta E^S \leq \Delta E^C$: Kern kann spontan zerfallen

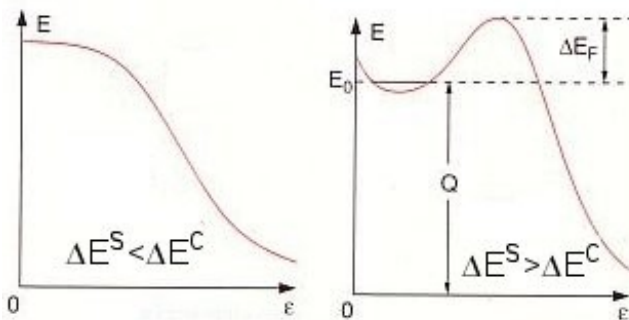


Abbildung 8: Potentielle Energie in Abhängigkeit vom Deformationsparameter [3]

Dies kann man sich mit Hilfe von Abbildung 8 verdeutlichen. Hier ist die potentielle Energie des Kerns in Abhängigkeit vom Deformationsparameter ϵ aufgetragen. Der linke Graph zeigt den Fall, wo der Kern spontan zerfallen kann, hier nimmt die potentielle Energie des Kerns mit zunehmender Deformation ab, es ist für den Kern energetisch günstiger, wenn er sich spaltet. Im rechten Graph nimmt die potentielle Energie des Kerns mit zunehmender Deformation zu, so daß der Kern auf dem Weg zur Spaltung erst einen Potentialberg überwinden muß.

Man kann nun den Spaltbarkeitsparameter X_S einführen, der das Verhältnis zwischen der Änderung der Oberflächenenergie und der Änderung der Coulombenergie angibt. Wenn der Spaltbarkeitsparameter größer gleich 1 ist, kann ein Kern spontan zerfallen. Mit den experimentell ermittelten Werten kann man die Bedingung für die Kernzusammensetzung aufstellen, die besagt, daß wenn die Protonenzahl zum Quadrat durch die Massenzahl größer als 51 ist, der Kern spontan zerfallen kann [1]:

$$\frac{Z^2}{A} \geq 51 : \text{Kern kann spontan zerfallen}$$

$$\frac{Z^2}{A} < 51 : \text{Kern kann durch Tunneleffekt oder induzierte Spaltung zerfallen}$$

Dies wurde experimentell bestätigt, da auf der Erde kein natürlich vorkommendes Isotop gefunden wurde, das ein solches Verhältnis aufweisen kann. Alle anderen Kerne weisen das Verhalten auf, was nebenstehend in dem Graph zu betrachten ist. Es gibt 2

Möglichkeiten, mit denen solche Kerne trotzdem gespalten werden können und zwar den Tunneleffekt und die induzierte Spaltung.

Den Spaltvorgang durch Deformation kann man sich nochmal genau mit Hilfe von Abbildung 9 verdeutlichen.

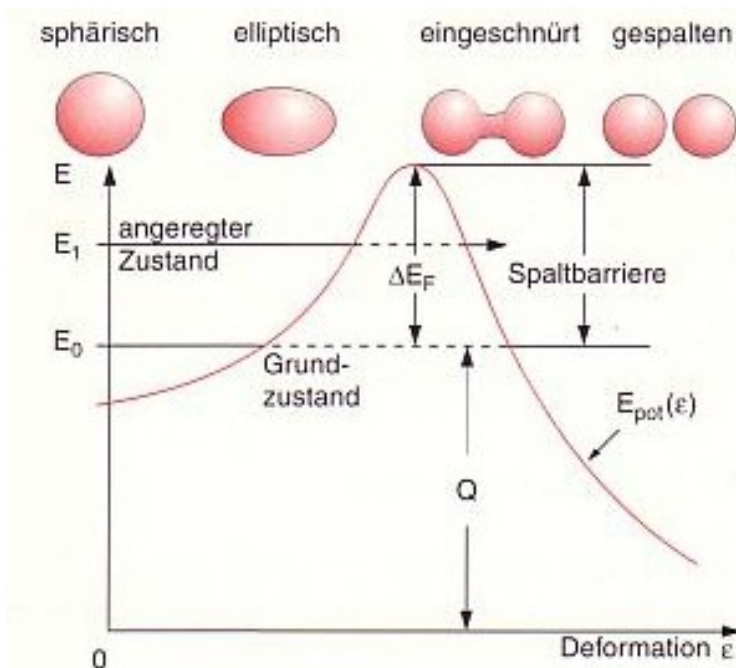


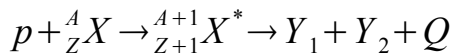
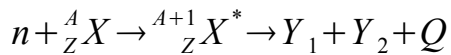
Abbildung 9: Spaltvorgang durch Deformation; potentielle Energie in Abh. vom Deformationsparameter [3]

2.4 Induzierte Kernspaltung von Uran 235

Induzierte Spaltung bedeutet, daß man ein Teilchen benutzt, welches die Spaltung eines Kerns auslöst. Ein solches spaltendes Teilchen kann zum Beispiel ein Proton oder ein Neutron sein, wobei es bei Protonen noch eine zusätzliche Schwierigkeit gibt, weil das Proton noch den Coulombwall überwinden muß, also in der Regel eine sehr hohe kinetische Energie besitzen muß. Ein Elektron zum Beispiel kommt allerdings nicht in Frage, weil es nicht der starken Wechselwirkung unterliegt.

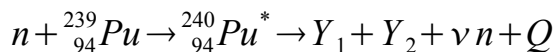
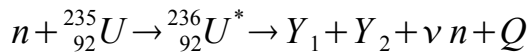
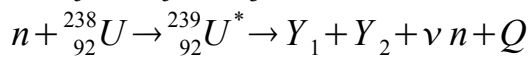
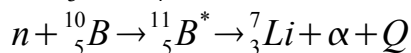
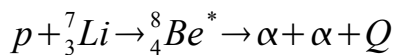
Allgemein sieht eine induzierte Spaltung folgendermaßen aus: Ein Neutron trifft auf einen Targetkern mit A Nukleonen und Z Protonen. Daraus entsteht ein Zwischenkern, ein sogenannter Compoundkern, dessen Protonenzahl konstant bleibt, aber die Nukleonenzahl um eins zunimmt. Dieser Compoundkern zerfällt anschließend in zwei „beliebige“ leichtere Kerne und die sogenannte Wärmetönung. Die Wärmetönung besteht aus Strahlung, insbesondere Gamma-Quanten, Teilchen (zum Beispiel Neutronen) und vor allem aus der kinetischen Energie der Spaltprodukte und der Spaltteilchen. Eine

Spaltung welche durch Protonen induziert wird, läuft ähnlich dazu ab.



Y_1 und Y_2 sind 2 beliebige leichtere Spaltprodukte

Es gibt viele Beispielreaktionen für eine induzierte Spaltung. Wie schon erwähnt kann man auch leichte Kerne spalten. Zum Beispiel wird ein Lithium 7 Kern durch ein Proton in 2 α – Kerne gespalten. Oder ein Bor 10 Kern wird durch ein Neutron in ein Lithium 7 Kern und ein α – Kern gespalten. Aber für eine industrielle Nutzung kommt nur die induzierte Spaltung von schweren Kernen, insbesondere von Uran in Frage [3]:



Wieso Uran als Spaltmaterial benutzt wird, kann man in Tabelle 1 sehen:

Targetkern	Compoundkern	E_F (MeV)	E_B (MeV)	ΔE_F (MeV)	Häufigkeit
U-233	U-234	5,8	7,0	-1,2	synth.
U-234	Uran 235	5,8	5,3	+0,5	0,0055%
Uran 235	U-236	5,3	6,4	-1,1	0,72%
Uran 238	U-239	6,1	5,0	+1,1	99,27%

Tabelle 1: Vergleich von Uranisotopen [3]

In dieser Tabelle werden verschiedene Uranisotope verglichen, um zu zeigen, wieso fast nur Uran 235 als Brennstoff für Kernreaktoren in Frage kommt. In der ersten Spalte der Tabelle steht der in Frage kommende Brennstoffkern, in der 2. der jeweilige Compoundkern. In der nächsten Spalte steht die Höhe der Spaltbarriere in MeV. Allerdings muß davon noch die Bindungsenergie des spaltenden Neutrons abgezogen werden, welche frei wird, wenn sich aus dem Neutron und dem Targetkern ein Compoundkern bildet. Diese frei werdende Bindungsenergie kann man in der 4. Spalte sehen, und die Differenz zwischen der Höhe der Spaltbarriere und der Bindungsenergie des Neutrons im Compoundkern in der 5. Hier wird deutlich, daß Uran 233 und Uran 235 am besten für eine Nutzung der Kernspaltung geeignet sind, weil die Differenz negativ wird, das heißt die Spaltbarriere verschwindet vollständig und der Compoundkern kann

spontan zerfallen. Allerdings kommt Uran 233 in der Natur nicht vor, es muss künstlich zum Beispiel aus Thorium 232 hergestellt werden. Die Spaltbarriere von Uran 234 und Uran 238 wird nur verkleinert, allerdings ist die Spaltbarriere noch vorhanden. Damit diese Isotope trotzdem noch gespalten werden können, muß das Neutron eine hohe kinetische Energie mitbringen, welche mindestens so groß ist wie die Spaltschwellenenergie. In der letzten Spalte kann man die relative Häufigkeit der in der Natur vorkommenden Uranisotope sehen. In dieser Spalte kann man erkennen, daß in der Natur fast ausschließlich Uran 235 mit 0,72% Isotopenanteil und Uran 238 mit einem Anteil von 99,27% vorkommt.

Aus diesen Gründen (relative Häufigkeit, Fehlen einer Spaltbarriere) wird Uran 235 als primärer Brennstoff in Kernkraftwerken benutzt.

Als nächstes will ich näher auf die Frage eingehen, welche Spaltprodukte bei einer Spaltung von Uran 235 entstehen, denn sie sind nicht so beliebig wie zuerst angedeutet.

Als typische Spaltprodukte können zum Beispiel 141 Barium, 92 Krypton und 3 Neutronen entstehen [3]:

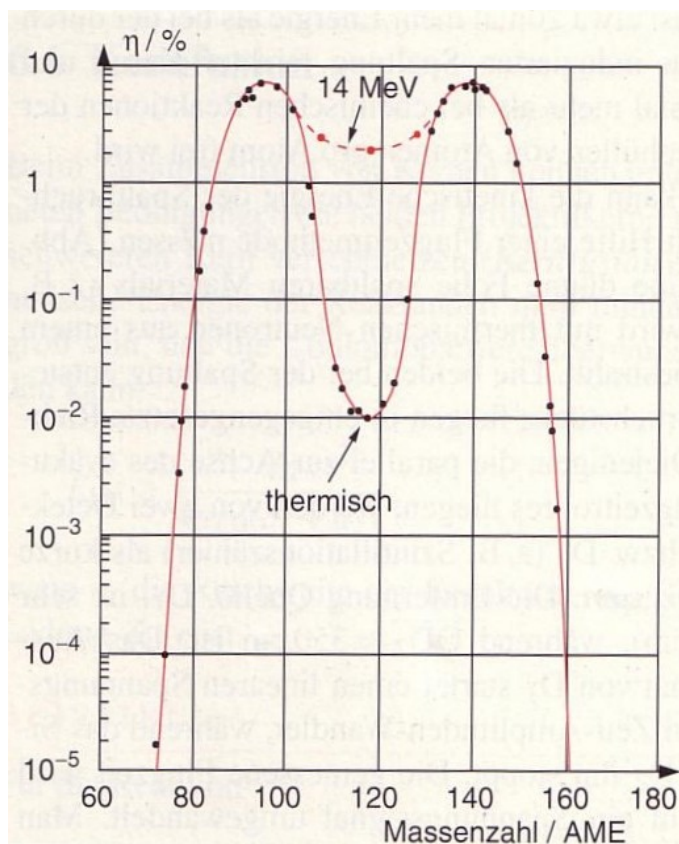
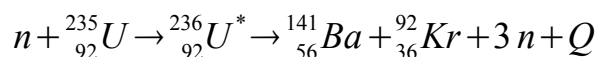
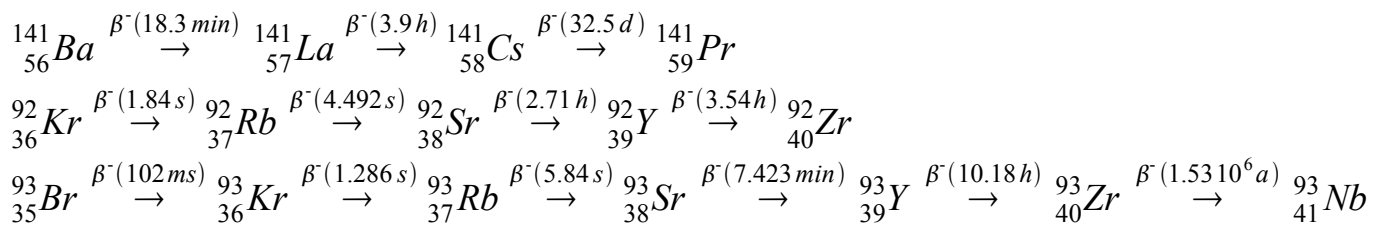


Abbildung 10: relative Spaltausbeute in Abh. von der Massenzahl [3]

In Abbildung 10 ist die relative Spaltausbeute in Abhängigkeit von der Massenzahl zu sehen. Es ist deutlich zu sehen, daß die Verteilung einer Gesetzmäßigkeit folgt, die von der kinetischen Energie der spaltenden Neutronen abhängt. Den genauen Kurvenverlauf kann man mit dem Schalenmodell erklären [4].

Nachfolgend sind 3 typische Zerfallsreihen angegeben [6]:



Graph of mass M [MeV/c²] versus atomic number Z for $A=101$. The y-axis ranges from 0 to 5 MeV/c². The x-axis shows Z from 42 to 47. Data points are shown for Mo (Z=42), Tc (Z=43), Ru (Z=44), Rh (Z=45), and Pd (Z=46). A legend indicates that filled circles represent β -unstable nuclei and open circles represent stable nuclei. The curve shows a minimum at $Z=44$ (Ru).

15

werdenden Energie E ($\frac{1}{\tau} \propto E^5$) und den Kerneigenschaften von Mutter- und

Tochterkern. Mit Hilfe einer Massenparabel (siehe Abbildung 11) kann man die großen Unterschiede in der frei werdenden Energie sehen und damit die stark unterschiedlichen Lebensdauern. Vor allem sieht man, daß die letzten Zerfälle einer Zerfallsreihe (Parabelmitte) eine relativ niedrige frei werdende Energie haben und damit eine sehr hohe Lebensdauer, was auch experimentell zu beobachten ist.

Als nächstes will ich noch kurz auf die Energie eingehen, welche bei der induzierten Spaltung eines Uran 235 Kerns frei wird. Die Energiebilanz einer Uran 235 Spaltung kann man in Tabelle 2 sehen:

Energie, die pro Spaltung eines Uran 235 Kerns frei wird:	
E_{kin} (Spaltprodukte)	167 MeV
E_{kin} (Spaltneutronen)	6 MeV
direkte γ -Strahlung während der Spaltung	7 MeV
Gesamte prompte Energie pro Spaltung	180 MeV
Verzögerte Energieabgabe der Spaltprodukte pro Spaltung eines Kerns:	
γ -Strahlung der Spaltprodukte	6 MeV
β^- -Strahlung der Spaltprodukte	5 MeV
Antineutrino-Strahlung	10 MeV
Gesamte verzögerte Energie pro Spaltung eines Kerns	21 MeV
Insgesamt bei einer Spaltung freiwerdende Energie:	<u>201 MeV</u>

Tabelle 2: Energiebilanz einer induzierten Uran 235 Spaltung [3]

Die meiste Energie wird direkt bei der Spaltung des Kerns frei und zwar ca. 180 MeV, davon wird die meiste Energie als kinetische Energie der Spaltprodukte frei. Die restliche Energie wird in Form von Gamma-Quanten und als verzögerte Energie auf Grund des Zerfalls der Spaltprodukte frei. Die sogenannte verzögerte Energie beträgt weitere 21 MeV, so daß im Schnitt pro Spaltung eines Uran 235 Kerns eine Energie von 201 MeV frei wird!

3 Eigenschaften von Spaltneutronen:

Wie wir vorhin gesehen haben, braucht man zur Spaltung eines Urankern ein Neutron, aber es entstehen bei der Spaltung auch Neutronen, die man für die Spaltung weiterer Urankerne nutzen kann. Auf dieser Grundlage baut man eine Kettenreaktion auf. Zum besseren Verständnis sind folgende Eigenschaften der Neutronen wichtig: die Geschwindigkeit der Neutronen, die bei einer Spaltung entstehen, und die Wirkungsquerschnitte von Neutronen mit Uranisotopen, insbesondere mit Uran 235 und Uran 238.

3.1 *Neutronengeschwindigkeitsverteilung:*

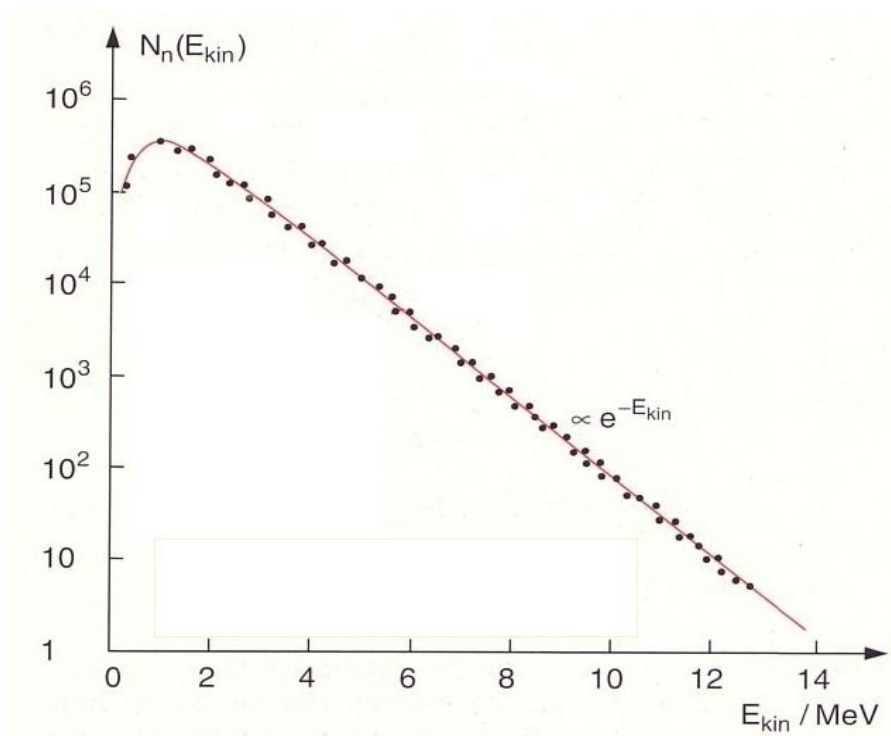


Abbildung 12: Neutronengeschwindigkeitsverteilung [3]

In Abbildung 12 kann man die Anzahl N_n der bei einer Spaltung entstehenden Neutronen in Abhängigkeit von ihrer kinetischen Energie E_{kin} sehen. Man sieht deutlich, daß die meisten Neutronen eine Geschwindigkeit im MeV - Bereich haben. Also würden sie für eine induzierte Spaltung in Frage kommen. In der Natur kommt fast nur Uran 238 vor, Uran 235 nur zu 0,72%. Es stellt sich also die Frage warum Uran 235 in fast allen kommerziellen Kernkraftwerken auf der Welt als Brennstoff benutzt wird und nicht Uran 238. Man könnte ja die schnellen Neutronen zur Spaltung nutzen, die bei der Spaltung

selbst entstehen.

3.2 Wirkungsquerschnitte von Neutronen mit Uran 235 und Uran 238

Wenn man sich die Spaltwirkungsquerschnitte von Uran 235 und Uran 238 ansieht, stellt man fest, daß Uran 235 für eine Spaltung viel geeigneter ist.

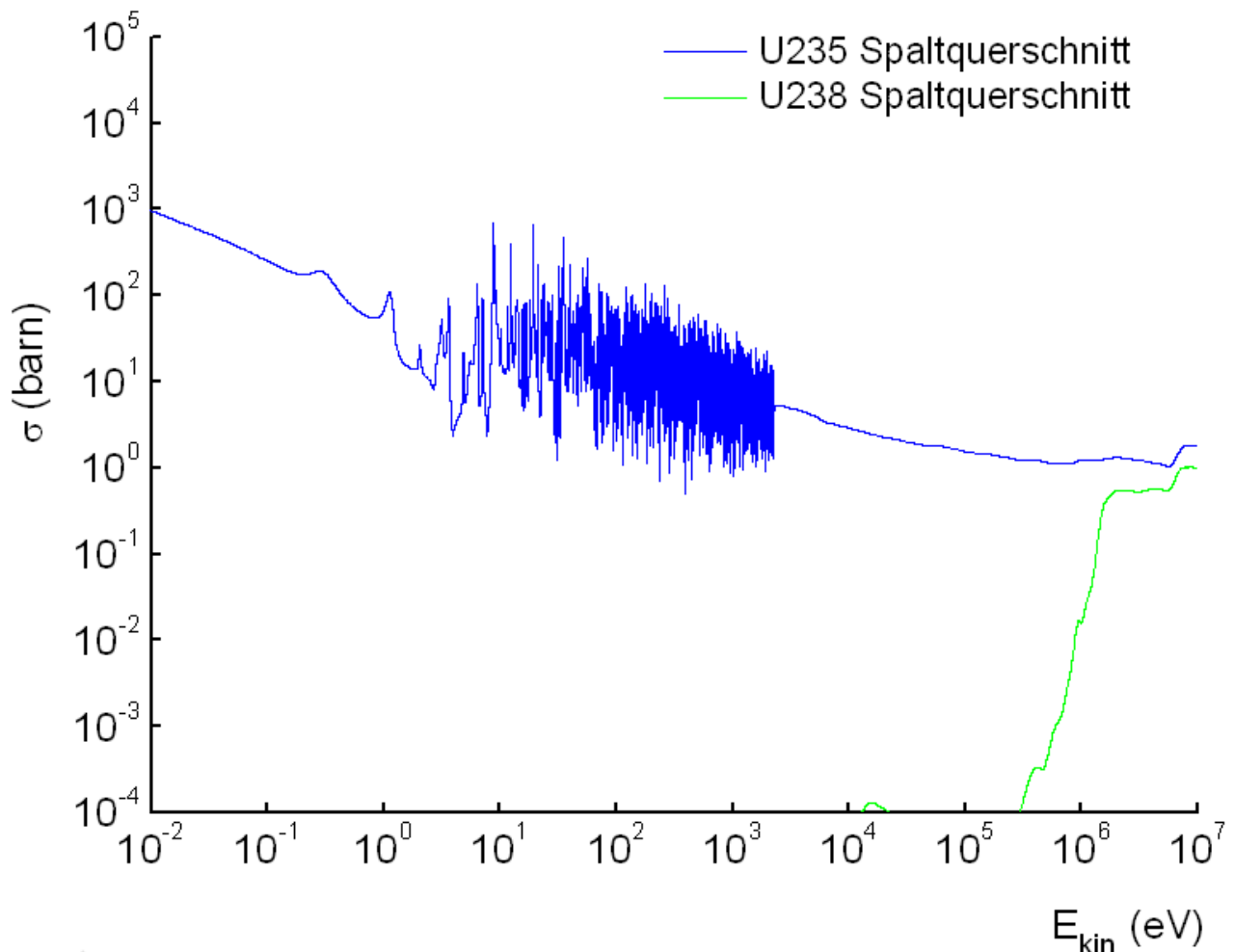


Abbildung 13: Wirkungsquerschnitte einer induzierten Spaltung von Uran 235 und 238 durch Neutronen [6]

In Abbildung 13 ist auf der y-Achse der Wirkungsquerschnitt logarithmisch aufgetragen, auf der x-Achse logarithmisch die kinetische Energie der spaltenden Neutronen. Der blaue Graph zeigt den Spaltwirkungsquerschnitt von Uran 235, der bei 1 eV um den Faktor 100 größer ist als bei 1 MeV. Das heißt, die Spaltwahrscheinlichkeit ist bei langsamen (thermischen) Neutronen um diesen Faktor höher als bei schnellen Neutronen.

Wenn man dies mit dem Spaltwirkungsquerschnitt von Uran 238 vergleicht, sieht man, daß Uran 238 erst ab ca. 1,1 MeV einen nennenswerten Spaltwirkungsquerschnitt hat, dies entspricht der Spaltbarriere des Uran 238 Compoundkerns (siehe Tabelle 1).

Allerdings ist er kleiner als der Spaltwirkungsquerschnitt von Uran 235. Man könnte nun

annehmen, daß man die schnellen Neutronen im Brennstoff lassen kann. Sie würden entweder das Uran 238 spalten, was relativ unwahrscheinlich ist, oder so lange abgebremst werden, bis sie einen Uran 235 Kern spalten. Allerdings sind bei dieser Überlegung die Absorptionsquerschnitte von Uran 235 und Uran 238 vor allem in ihrem Resonanzbereich nicht berücksichtigt.

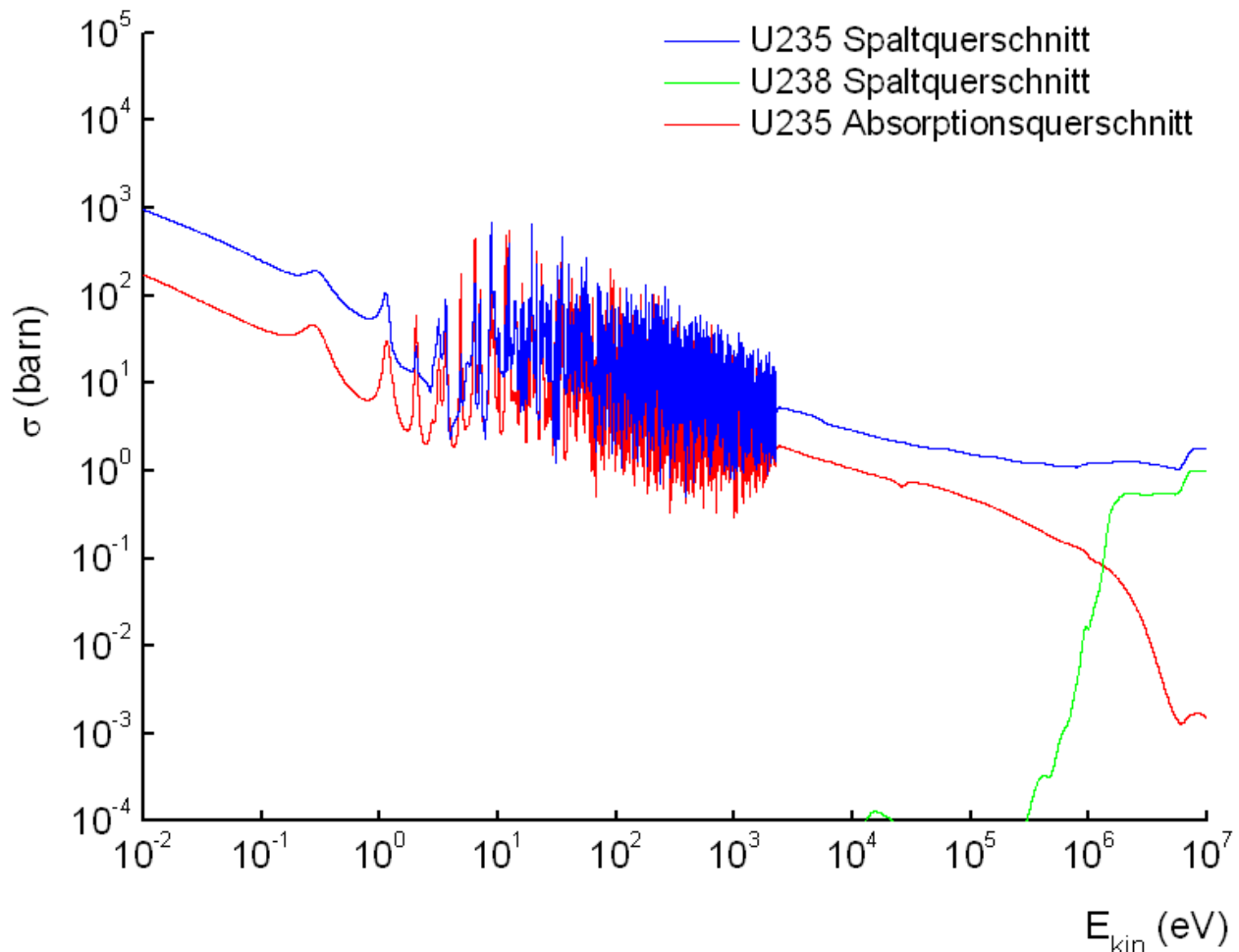


Abbildung 14: Wirkungsquerschnitte einer induzierten Spaltung von Uran 235 und 238 durch Neutronen und Neutronenabsorptionsquerschnitt von Uran 235 [6]

In Abbildung 14 sieht man noch zusätzlich den Uran 235 Absorptionsquerschnitt, der ist allerdings um ca. den Faktor 10 kleiner als der Uran 235 Spaltwirkungsquerschnitt und spielt folglich bei dieser Überlegung nur eine untergeordnete Rolle.

Wenn man den Uran 238 Absorptionsquerschnitt in Abbildung 15 ansieht, kann man das Problem verstehen. Im Resonanzbereich zwischen 10 eV und 10 keV, haben die Resonanzspitzen von Uran 238 einen 10 - 100 mal höheren Absorptionsquerschnitt als die Resonanzspitzen der Spaltwirkungsquerschnitte von Uran 235. Wenn man die Spaltneutronen im Brennstoff lassen würde, würden sie bei der Abbremsung den gesamten Resonanzbereich von Uran 238 durchlaufen und würden mit sehr hoher

Wahrscheinlichkeit vom Uran 238 absorbiert werden. Deswegen ist es erforderlich die Neutronen außerhalb des Brennstoffs abzubremesen, im sogenannten Moderator. Den Grund für die Resonanzen hier zu darzulegen, würde viel zu lange dauern, und man kann es viel besser in [2] S. 252ff nachlesen

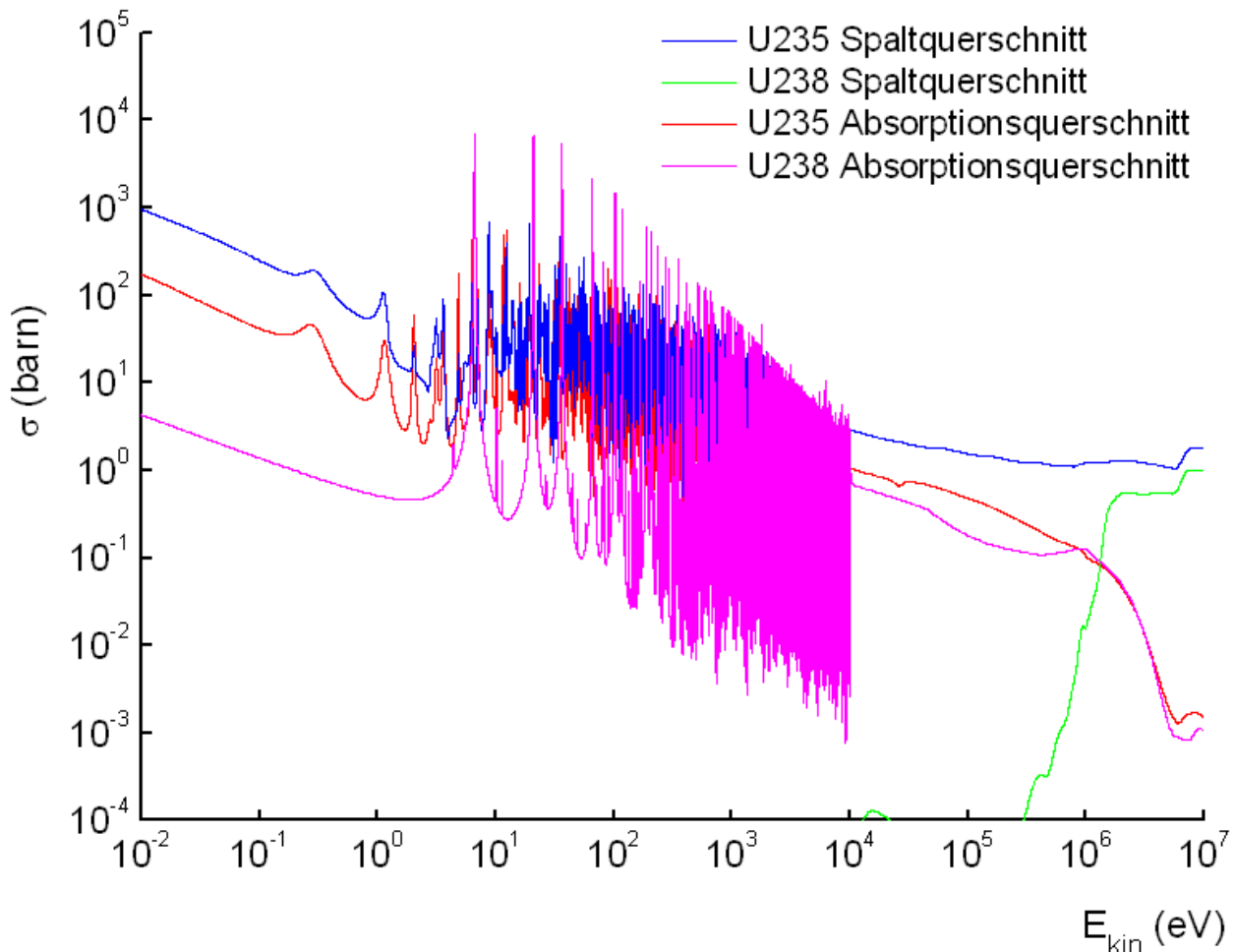


Abbildung 15: Wirkungsquerschnitte einer induzierten Spaltung von Uran 235 und 238 durch Neutronen und Neutronenabsorptionsquerschnitt von Uran 235 und Uran 238 [6]

3.3 Moderator

Es gibt mehrere Anforderungen an einen Moderator. Er muß aus möglichst leichten Kernen bestehen, so daß die Neutronen durch elastische Streuung möglichst schnell abgebremst werden. Dazu sollte der Moderator einen möglichst niedrigen Absorptionsquerschnitt haben. In der Praxis werden vor allem 3 Moderatoren verwendet: Leichtes Wasser (H_2O), Schweres Wasser (D_2O) und Kohlenstoff in der Form von Graphit. Leichtes Wasser hat natürlich die niedrigste Bremslänge (5,3 cm [2]). Die Bremslänge ist die Länge im Moderator auf der ein schnelles Neutron auf eine thermische

Geschwindigkeit abgebremst wird. Allerdings hat leichtes Wasser einen relativ hohen Neutronenabsorptionsquerschnitt (siehe Abbildung 16). Zum effektiven Betrieb muß daher die Uran 235 Konzentration von 0,72% auf ca. 3-4% angereichert werden, um die Neutronenabsorption durch den Moderator zu kompensieren.

Schweres Wasser hat auch eine kleine Bremslänge (11,2 cm [2]) und einen sehr niedrigen Neutronenabsorptionsquerschnitt. Dadurch kann in einem Reaktor, der durch schweres Wasser moderiert ist, natürliches Uran verwendet werden. Allerdings ist die Herstellung vom Schweren Wasser teuer. Ein weiterer Vorteil vom leichten und schweren Wasser ist der negative Temperaturkoeffizient, das heißt die Moderationsfähigkeit von Wasser nimmt mit steigender Temperatur ab. Später in der Ausarbeitung wird diese Thematik nochmal angesprochen werden.

Graphit hat einen erheblich niedrigeren Neutronenabsorptionsquerschnitt als leichtes Wasser, allerdings eine höhere Bremslänge (19,1 cm [2]) und einen positiven Temperaturkoeffizienten (bessere Moderationsfähigkeit bei hohen Temperaturen).

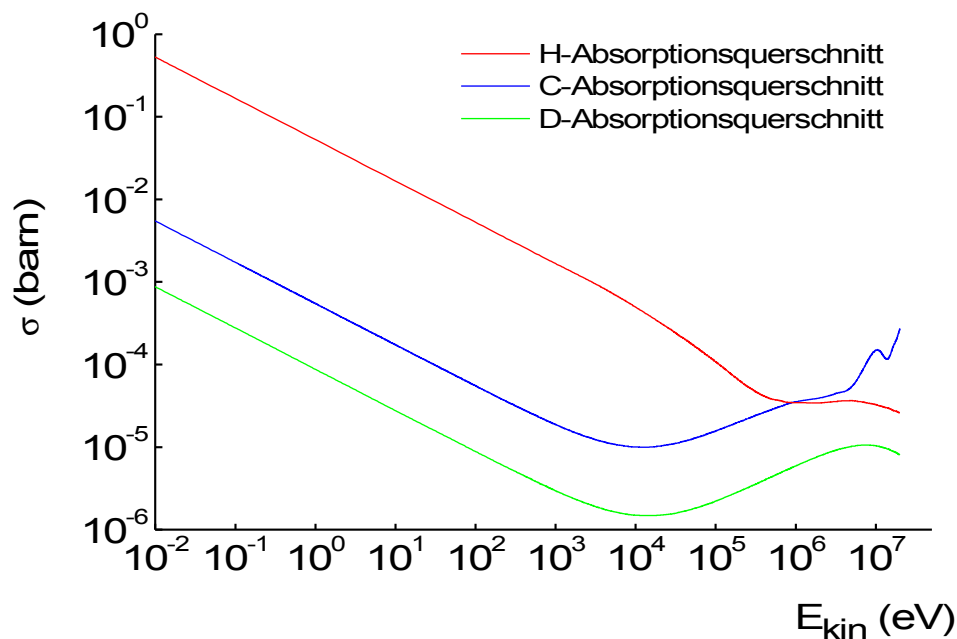


Abbildung 16: Neutronenabsorptionsquerschnitte von Wasserstoff, Deuterium und Kohlenstoff [6]

4 Kettenreaktion:

4.1 Neutronenzyklus

Da bei der Spaltung von Uran mehrere Neutronen entstehen, kann eine Kettenreaktion im großen Maßstab aufgebaut werden. Eine Generation von Neutronen erzeugt die nächste Generation, welche dann wieder Urankerne spalten, usw. Man kann nun den Multiplikationsfaktor k einführen, der als Verhältnis der Anzahl der Neutronen einer Generation zur Anzahl der Neutronen der vorherigen Generation definiert ist [3]:

$$k = \frac{\text{Anzahl der Neutronen einer Generation}}{\text{Anzahl der Neutronen der vorherigen Generation}}$$

Wenn der Multiplikationsfaktor gleich 1 ist, nennt man dies einen kritischen Zustand; wenn er größer als 1 ist, nennt man dies einen überkritischen Zustand. Das heißt, die Anzahl der Neutronen pro Generation nimmt zu, damit auch die Anzahl der Spaltungen und die Menge der freigesetzten Energie. Wenn der Multiplikationsfaktor kleiner als 1 ist, dann man dies einen unterkritischen Zustand - analog zum überkritischen.

Man kann den Multiplikationsfaktor auch anders ausdrücken und zwar durch die Vierfaktorformel. Die Vierfaktorformel für einen unendlich großen Reaktor lautet [3][16]:

$$k_{\infty} = \eta \epsilon p f$$

η ist die Neutronenausbeute, das heißt die Anzahl von Neutronen die durchschnittlich durch ein thermisches Neutron erzeugt werden. Für einen typischen Reaktor ist der Faktor ca. 1,7 und damit kleiner als die Anzahl von Neutronen die bei einer Spaltung von einem Uran 235 Kern im Mittel entsteht (ca. 2,3). Die Neutronenausbeute ist deswegen kleiner, weil eine gewisse Anzahl von thermischen Neutronen von Uran 235 und Uran 238 absorbiert werden. ϵ nennt man den Schnellspaltfaktor, der die Neutronen berücksichtigt, die bei der Spaltung von Uran 238 durch schnelle Neutronen entstehen. Während die schnellen Neutronen abgebremst werden, kommt es zu 2 Arten von Verlusten, nämlich durch die Neutronenresonanzabsorption von Uran 238, welche durch den Faktor p berücksichtigt wird. Die andere Verlustart wird vom Faktor f berücksichtigt, der die Wahrscheinlichkeit angibt, daß ein Neutron während des Abbremsens vom Moderator absorbiert wird.

Für reelle Reaktoren müssen noch die sogenannten Leckageverluste berücksichtigt werden, also die Wahrscheinlichkeit, daß in einem endlichen Reaktor ein Neutron aus dem

Reaktorkern komplett entweichen kann. Die Verluste werden durch die beiden Faktoren P_s und P_{th} ausgedrückt. Damit ergibt sich für die Vierfaktorformel [3][16]:

$$k_{eff} = \eta \epsilon p f P_s P_{th}$$

Den gesamten Neutronenzyklus kann man sich nochmal genau in Abbildung 17 ansehen.

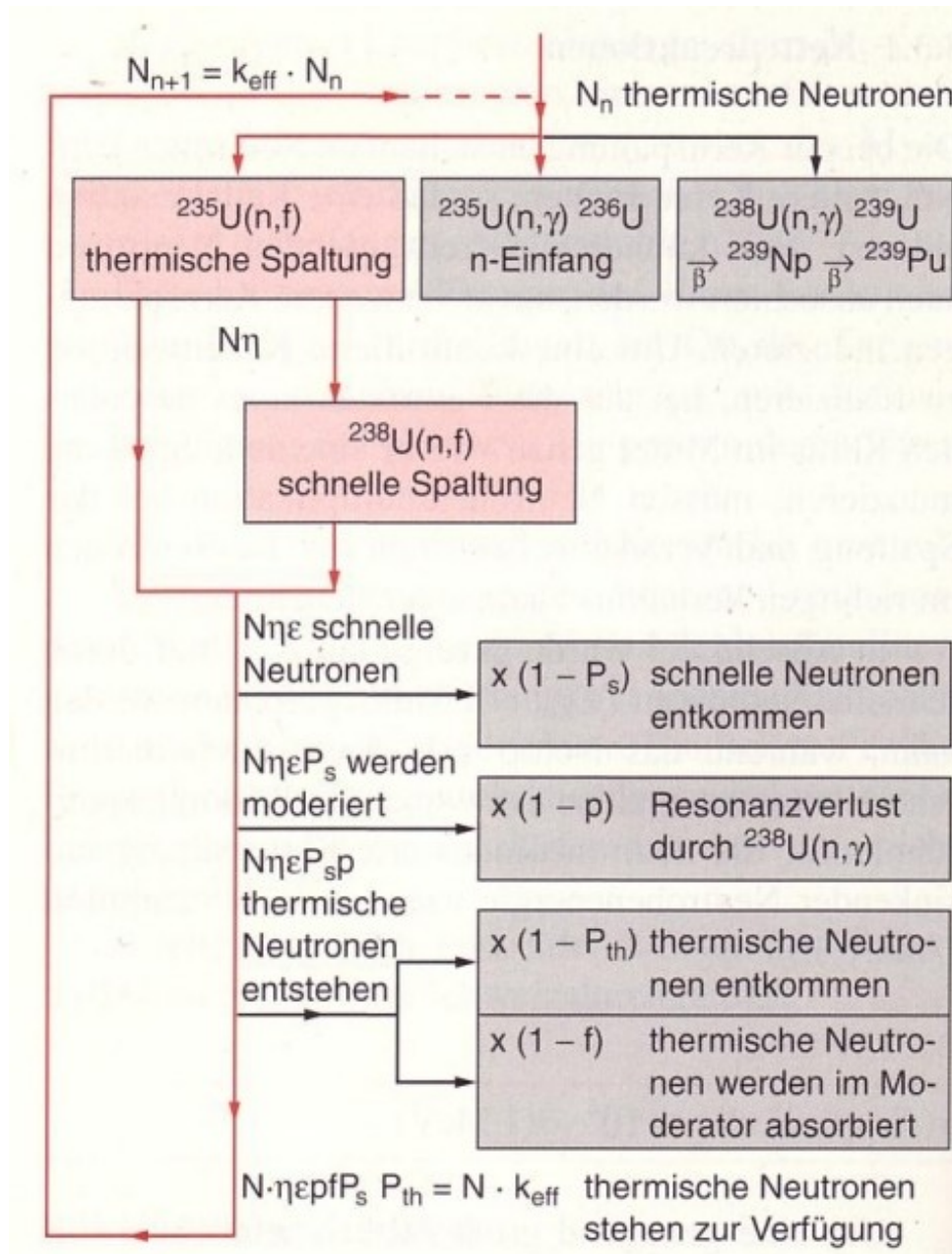


Abbildung 17: Neutronenzyklus [3]

4.2 Kettenreaktionsgleichung:

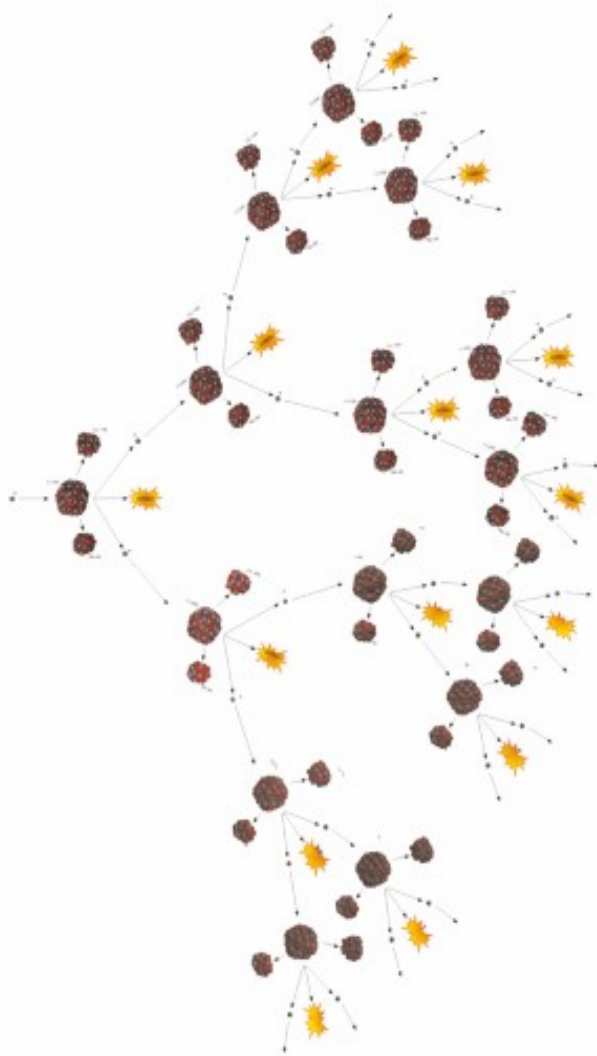
Basierend auf der Definition vom Multiplikationsfaktor kann man eine Gleichung aufstellen, welche integriert die Kettenreaktionsgleichung ergibt [3]:

$$dN = \frac{k_{eff} - 1}{T_p} N dt$$

mit $T_p = \text{Reaktorperiode} = \text{Zeit zwischen 2 Spaltgenerationen}$

$$\Rightarrow N = N_0 e^{\frac{(k_{eff} - 1)t}{T_p}}$$

N_0 ist die Anzahl von Neutronen einer beliebigen Generation, k_{eff} der Multiplikationsfaktor, t die verstrichene Zeit, und T_p die Zeit zwischen 2 Spaltgenerationen, die sogenannte Reaktorperiode. N ist die Anzahl der Neutronen die nach der Zeit t bestehen. Man kann deutlich sehen, daß die Kettenreaktion exponentiell ansteigt, wenn k_{eff} größer als 1 ist. Darin besteht auch die Gefahr beim Betrieb eines Kernreaktors, nämlich daß die Leistung eines Reaktors in kürzester Zeit buchstäblich explodieren kann.



5 Reaktorbetrieb:

In diesem Abschnitt wird auf einige wichtige ausgewählte Aspekte des Betriebs eines Reaktor eingegangen.

5.1 **Reaktivität, Reaktorperiode**

Die wichtigste Eigenschaft eines Kernreaktors ist die Reaktivität ρ [3]:

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

Entsprechend zum Multiplikationsfaktor nennt man einen Reaktor kritisch, wenn $\rho = 0$ ist.

Wenn $\rho > 0$ ist, nennt man einen Reaktor überkritisch, wenn $\rho < 0$ ist, nennt man einen Reaktor unterkritisch.

Als erstes soll die Frage beantwortet werden, wieso man einen Reaktor überhaupt regeln kann, obwohl es sich um eine exponentielle Funktion handelt und die Reaktorperiode ($\approx 1 \mu s$) sehr kurz ist. Wenn man nun annimmt, daß $k = 1,01$ ist, also die Neutronenanzahl pro Generation um 1% ansteigt, dann ist die Anzahl der Neutronen nach einer Millisekunde um 22000 gestiegen. Unter solche Bedingungen wäre ein Reaktor nicht zu regeln. Allerdings wurden dabei die verzögerten Neutronen nicht berücksichtigt, das heißt die Neutronen, die durch Neutronenemission aus den Spaltprodukten entstehen. Man fährt nun einen Reaktor so, daß die Reaktivität eines Reaktors ohne die verzögerten Neutronen kleiner als 0 (unterkritisch) ist. Nur mit den verzögerten Neutronen kann die Reaktivität größer gleich 0 werden. So steigt die Reaktorperiode auf ca. 70 Sekunden, dies ergibt sich aus der mittleren Zerfallszeit der Spaltprodukte [16]:

$$T_p = \frac{\lambda \rho}{\beta - \rho} = 69 - 71 s$$

mit

$\lambda = \text{mittlere Zerfallskonstante der Spaltprodukte} (0,081 \text{ 1/s})$

$\beta = \text{Anteil der verzögerten Neutronen} (0,65 - 0,75)$

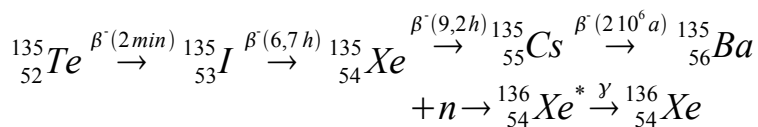
5.2 **Abbrand, Vergiftung**

Es gibt 2 Prozesse in einem Reaktor, welche die Reaktivität des Reaktors vermindern. Die beiden Prozesse nennt man Abbrand und Vergiftung [3][16].

Unter Abbrand versteht man die Menge an Wärmeenergie, die pro Masseneinheit in einem

Brennelement erzeugt wurde. Der Abbrand wird meist in Gigawatt-Tagen pro Tonne Spaltmaterial ausgedrückt. Allerdings versteht man unter Abbrand auch die Verminderung der Konzentration des Spaltmaterials im Reaktorkern, es wird abgebrannt. Die Anzahl der spaltbaren Uran 235 Atome nimmt ja ab. Dadurch nimmt natürlich die Reaktivität des Reaktors mit fortschreitender Reaktionsdauer ab, das heißt die thermische Leistung eines Reaktors würde die ganze Zeit sinken.

Unter Vergiftung versteht man die Entstehung von Isotopen aus den Spaltprodukten, die eine hohen Neutronenabsorptionsquerschnitt haben, wie zum Beispiel Xenon oder Samarium. Die Neutronenabsorber bzw. Neutronengifte absorbieren die Neutronen, die eigentlich einen Uran 235 Kern spalten sollten. Dadurch wird die Reaktivität des Reaktors gesenkt. Insbesondere Xenon 135 spielt in der Reaktortechnik eine sehr wichtige Rolle, weil es in großen Mengen entsteht. Xenon 135 kann durch β^- – Zerfall aus Tellur 135 entstehen [16]:



Die Vergiftung V wird folgendermaßen mathematisch definiert [3]:

$$V = \frac{\text{totaler Neutronenabsorptionsquerschnitt der Spaltprodukte}}{\text{totaler Neutronenabsorptionsquerschnitt des Brennstoffs}}$$

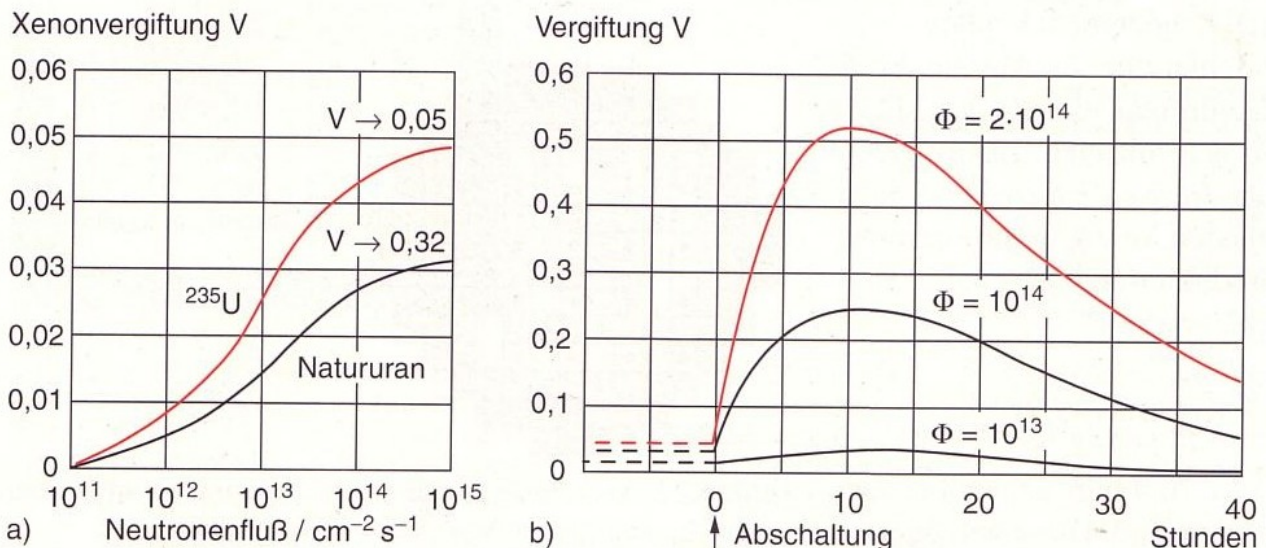


Abbildung 18: a) Xenonvergiftung in Abh. vom Neutronenfluß; b) totale Vergiftung in Abh. von der Zeit nach der Abschaltung des Reaktors und des Neutronenflusses ϕ [3]

Die Problematik die sich aus der Vergiftung des Reaktors ergibt sieht man in Abbildung 18. In Abbildung 18a) ist die Vergiftung in Abhängigkeit vom Neutronenfluß aufgetragen.

Man sieht deutlich, daß die Vergiftung mit steigendem Neutronenfluß stark zunimmt. Um die zunehmende Vergiftung zu kompensieren müsste man den Neutronenfluss erhöhen was wieder einen höhere Vergiftung zur Folge hat. Das größere Problem wird in Abbildung 18b) gezeigt, wo die Vergiftung in Abhängigkeit von der Zeit nach der Abschaltung des Reaktors dargestellt ist. Sie nimmt nämlich vor allem bei hohen Neutronenflüssen nach der Abschaltung stark zu, da die Neutronengifte durch den Zerfall der Spaltprodukte weiterhin entstehen. Erst nachdem die Neutronengifte selbst zerfallen sind, sinkt die Vergiftung wieder. Das ist der Hauptgrund, wieso man einen Kernreaktor nicht so einfach ausschalten und dann direkt wieder einschalten kann. Vor allem nach einer langen Laufdauer mit einem hohen, aber nicht maximalen Abbrand ist es oft unmöglich den Reaktor wieder zu starten.

Es gibt zwei Möglichkeiten um diese beiden Prozesse zu kompensieren, zu einem durch die Umschichtung der Brennelemente nach einiger Zeit und durch die Erhöhung der Anfangsreaktivität des Reaktors, das heißt der Reaktor wird am Anfang überkritisch laufen, wenn die Erhöhung nicht kompensiert werden würde. Dies hat den Zweck damit der Reaktor während der gesamten Betriebsdauer mit einer konstanten Leistung laufen kann, also damit die Leistung des Reaktors sich nicht mit der Zeit wegen des Abbrands verringert. Um die erhöhte Anfangsreaktivität zu kompensieren, benutzt man zum einem Steuerstäbe, die aus Neutronenabsorbern bestehen, wie zum Beispiel Aluminium, Cadmium, Borverbindungen, die in den Reaktorkern rein- und rausgefahren werden können. Eine weitere Möglichkeit ist die Zugabe von Borsäure ins Kühlwasser bei einigen Reaktortypen. Bor hat einen relativ hohen Neutronenabsorptionsquerschnitt. Eine sehr beliebte Möglichkeit den Abbrand zu kompensieren, ist die Zugabe von abbrennbaren Neutronengiften ins Brennmaterial, das heißt Materialien, die einen hohen Neutronenabsorptionsquerschnitt haben. Sie werden dann während des Betriebs parallel zum Spaltmaterial abgebrannt und halten so die Reaktivität des Reaktors konstant.

5.3 Reaktorsicherheit

Als letzten Punkt des Reaktorbetriebs wird hier die Reaktorsicherheit besprochen. Die Reaktorsicherheit teilt man in der Regel in 3 Teile ein, die Kettenreaktionskontrolle, die Kühlung und den Strahlenschutz.

Zur Kontrolle der Kettenreaktion benutzt man zu einem den negativen Temperaturkoeffizienten des Reaktors, der in allen deutschen Kernkraftwerken erfüllt sein muß. Das bedeutet, daß die Reaktivität eines Reaktors automatisch fällt, wenn die

Temperatur des Reaktorkerns steigt. Darauf haben vor allem 2 Sachen einen Einfluß. Zwar sinkt die Neutronenabsorption von Wasser (und auch aller anderen Moderatoren) mit steigender Temperatur, was zu einem positiven Temperaturkoeffizienten führt. Allerdings ist dieser Effekt klein gegenüber der Senkung der Moderationsfähigkeit von Wasser mit steigender Temperatur. Mit steigender Temperatur sinkt nämlich die Dichte von Wasser, bis sich sogar Dampfblasen bilden, die kaum noch Neutronen moderieren. Dies führt zu einem großen negativen Temperaturkoeffizienten. Wegen der Dampfblasenbildung nennt man den Temperaturkoeffizienten auch den Dampfblasenkoeffizienten. Um ansonsten einen Reaktor zu regeln, benutzt man bei den meisten Reaktoren Steuerstäbe, um den Multiplikationsfaktor zu beeinflussen. In einigen Reaktortypen benutzt man allerdings auch die Konzentration von Bor im Kühlwasser. Die Steuerstäbe werden dafür möglichst selten benutzt, um den Verschleiß zu reduzieren. Allerdings kann zum Beispiel in einem Leichtwasserreaktor kein Bor im Kühlwasser benutzt werden, weil dadurch die Turbinen zerstört werden würden. Die Steuerstäbe werden nur für eine kurzfristige und langfristige Regelung des Reaktors benutzt.

Die Kühlung eines Atomkraftwerks ist sehr komplex, hier wird nur auf die wichtigsten Sachen eingegangen, nämlich die Beherrschung des GAUs bzw. Verhinderung des Super-GAUs. Deutsche Kernkraftwerke sind so ausgelegt, daß sie den sogenannten GAU noch kontrollieren können müssen. Als GAU bei einem Kernkraftwerk bezeichnet man in der Regel eine erhebliche Störung der Hauptkühlung, zum Beispiel den Riss einer Hauptkühlleitung, wodurch die Wärmeenergie vom Reaktorkern nicht mehr ausreichend abtransportiert werden kann. Deswegen muß sich der Reaktor sofort abschalten können. Dies geschieht bei den meisten Reaktoren durch das automatische sofortige Einfahren der Steuerstäbe. In Druckwasserreaktoren, wo die Steuerstäbe über dem Reaktorkern angebracht sind, geschieht das durch das Eigengewicht der Stäbe. In Leichtwasserreaktoren wo die Steuerstäbe unter dem Reaktorkern angebracht sind müssen die Stäbe von unten eingefahren werden. Falls die Mechanik dafür versagen sollte, wird der gesamte Reaktorkern mit Wasser mit einer sehr hohen Borkonzentration geflutet. Allerdings genügt das nicht, da es selbst bei einer sofortigen Abschaltung eines Kernreaktors zu der sogenannten Nachwärmeproduktion kommt, auf Grund des Zerfalls der Spaltprodukte. Die Nachwärmeproduktion beträgt in der Regel ca. 5-8% der thermischen Leistung eines Reaktors, bei modernen Kernkraftwerken entspricht die Nachwärmeproduktion bis zu 350 MW. Deswegen gibt es verschiedene aktive und passive Notkühlsysteme, um den Reaktorkern noch eine längere Zeit zu kühlen. Wenn es nach

einer Reaktorschnellabschaltung nicht zu einer Kühlung kommt, droht die Gefahr einer Kernschmelze, dem sogenannten Super-GAU. Bei einer Kernschmelze schmilzt der Brennstoff samt Brennelementhüllen, und der gesamte Brennstoff bildet dann am Boden des Reaktordruckbehälters eine kritische Masse. Jetzt kann die Kettenreaktion unkontrolliert ohne die Hilfe eines Moderators ablaufen, die Schmelze würde sich weiter erhitzen, bis sie sich durch den Boden des Reaktordruckbehälters gefressen hätte. In neusten Kernkraftwerken wurde für diesen extrem unwahrscheinlichen Fall der „Core Catcher“ (Abbildung 19) entwickelt. Er hat die Aufgabe den Kern aufzufangen, und die Reaktormasse im gesamten Auffangbehälter auszubreiten und dann dort mit boriierten Wasser zukühlen.



Abbildung 19: Core Catcher des EPR [7]

Als letzten Punkt wird hier der Strahlenschutz angesprochen, denn der Reaktorkern ist eine intensive Quelle Radioaktiver Strahlung. Es entstehen Neutronen, Alpha-, Beta- und Gamma-Strahlen aus den Spaltprodukten, aus durch Neutronen aktivierten Materialien und aus den Brennstoffkernen. Dafür gibt es mehrere Schutzmechanismen. Zum einem die Brennstoffhülle, dann einen Neutronenreflektor um den Reaktorkern herum, den Reaktordruckbehälter, verschiedene Rückhalteeinrichtungen bei einem Unfall und dem Containment selbst, einem massiven Sicherheitsbehälter, der einen Durchmesser von 55 m hat, und aus zwei 1,3 m dicken Betonhüllen und einer 0,6 cm dicken Metallschicht besteht. Der Sicherheitsbehälter steht auf einem 6 m dicken Fundament.

6 Kernreaktoraufbau:

6.1 Reaktortypen

Reaktortyp	Brennstoff	Moderator	Kühlmittel	Beispiel
Druckwasserreaktor (DWR)	U-235 (a)	H ₂ O	H ₂ O	EPR (Olkilouto), Biblis
Siedewasserreaktor (SWR)	U-235 (a)	H ₂ O	H ₂ O	Brunsbüttel, SWR-1000
Schwerwasserreaktor (HWR)	U-235	D ₂ O	D ₂ O	Candu
Brutreaktor (Schneller Brüter)	U-238, Pu	-----	Natrium	Kalkar
Hochtemperaturreaktor (HTR)	T-232	Graphit	Helium	Hamm-Uentrop
Leichtwassergekühlte Graphitmoderierte Reaktoren (RBMK)	U-235	Graphit	H ₂ O	Tschernobyl
Gasgekühlte Graphitmoderierte Reaktoren	U-235	Graphit	CO ₂	Magnox

Tabelle 3: Reaktortypen [3][13]

Etwas später werde ich mich mit dem Druckwasserreaktor beschäftigen. Hier wird kurz auf die anderen Reaktortypen, die in Tabelle 3 stehen, eingegangen werden.

Das Prinzip des Siedewasserreaktors ist sehr ähnlich zum Druckwasserreaktor (siehe Kapitel 6.2 Druckwasserreaktor), nur daß der Siedewasserreaktor nur einen Wasserkreislauf hat. Das Kühlwasser des Reaktors selbst verläßt das Containment und treibt die Generatoren an. Leichtwasserreaktoren sind die am meisten benutzten Reaktortypen auf der Welt.

Schwerwasserreaktoren benutzen schweres Wasser als Moderator im Gegensatz zum Druckwasserreaktor und Siedewasserreaktor, die leichtes Wasser benutzen. Ansonsten ist der Aufbau ähnlich zu den Leichtwasserreaktoren. Schwerwasserreaktoren kommen mit natürlich Uran aus, auf die teure und aufwendige Urananreicherung, die bei Leichtwasserreaktoren nötig ist, kann verzichtet werden. Schwerwasserreaktoren werden

vor allem in Kanada benutzt.

Brutreaktoren bzw. Schnelle Brüter benutzen im Prinzip Uran 238 als Brennstoff. Aus dem Uran 238 wird mittels Neutroneneinfang Plutonium 239 erbrütet, welches dann als Spaltmaterial benutzt wird. Aus diesem Grund wird in Brutreaktoren kein Moderator verwendet, damit die Neutronen nicht abgebremst werden. Die schnellen Neutronen, die bei der Spaltung entstehen, spalten daraufhin entweder ein Uran 238 oder Plutonium 239 Kern, oder werden von einem Uran 238 Kern eingefangen, und ein Plutonium 239 Kern wird erbrütet. Deswegen nennt man diesen Reaktortyp einen Schnellen Brüter. Als Kühlmittel wird Natrium verwendet, auf Grund seiner guten Wärmeleitungseigenschaften und seiner Schmelz- und Siedetemperatur (98°C und 883°C). Allerdings ist Natrium sehr reaktionsfreudig, wodurch eine Reihe von Problemen im Betrieb entstehen. Brutreaktoren haben sich weltweit noch nicht durchgesetzt, weil sie im Vergleich zu konventionellen Reaktortypen politisch umstritten und nicht wirtschaftlich sind, da die Uran 235 Vorräte noch sehr hoch sind.

Hochtemperaturreaktoren bzw. Kugelhaufenreaktoren gelten als inhärent sicher, das heißt die Gefahr einer Kernschmelze ist nicht nur extrem niedrig, sondern physikalisch auf Grund des Aufbaus der Reaktors unmöglich. Dies folgt aus dem Kugelhaufenaspekt des Reaktors. Das heißt der Brennstoff ist in Graphitkugeln eingeschlossen. Im allgemeinen liegt das Spaltmaterial in Form kleiner Körner vor, die gleichmäßig in der Kugel verteilt sind, zwischen den Körnern befindet sich das Graphit der Kugel. Als Brennstoff kommt neben Uran 235 auch Thorium 232 in Frage, aus dem Uran 233 erbrütet werden kann, welches dann als Spaltmaterial dient. Als Kühlmittel werden Reaktionsträge Gase verwendet, meistens Helium, da es nicht radioaktiv werden kann. Ein weiterer Vorteil des Reaktors ist Möglichkeit den Reaktor bei hohen Temperatur bis zu 1000° C zu betreiben. Dadurch ist es möglich relativ sehr hohe Wirkungsgrade zu erreichen.

Leichtwassergekühlte Graphitmoderierte Reaktoren, wie zum Beispiel der sowjetische RBMK (reaktor bolshoi moshnosty kanalny = Hochleistungs-Reaktor mit Kanälen), benutzen leichtes Wasser als Kühlmittel und Graphit als Moderator. Auf Grund der Kühlmittel und Moderator Kombination hat der RBMK einen positiven Temperaturkoeffizienten, wodurch es zusammen mit menschlichen Versagen, Schlamperei und anderen technischen Konstruktionsfehlern zur Katastrophe in Tschernobyl gekommen ist, wo es in einem RBMK Reaktor zur Kernschmelze gekommen ist.

Magnox-Reaktoren gehören zu den Generatoren der ersten Generation und wurden hier

nur der Vollständigkeit halber erwähnt.

6.2 Druckwasserreaktor

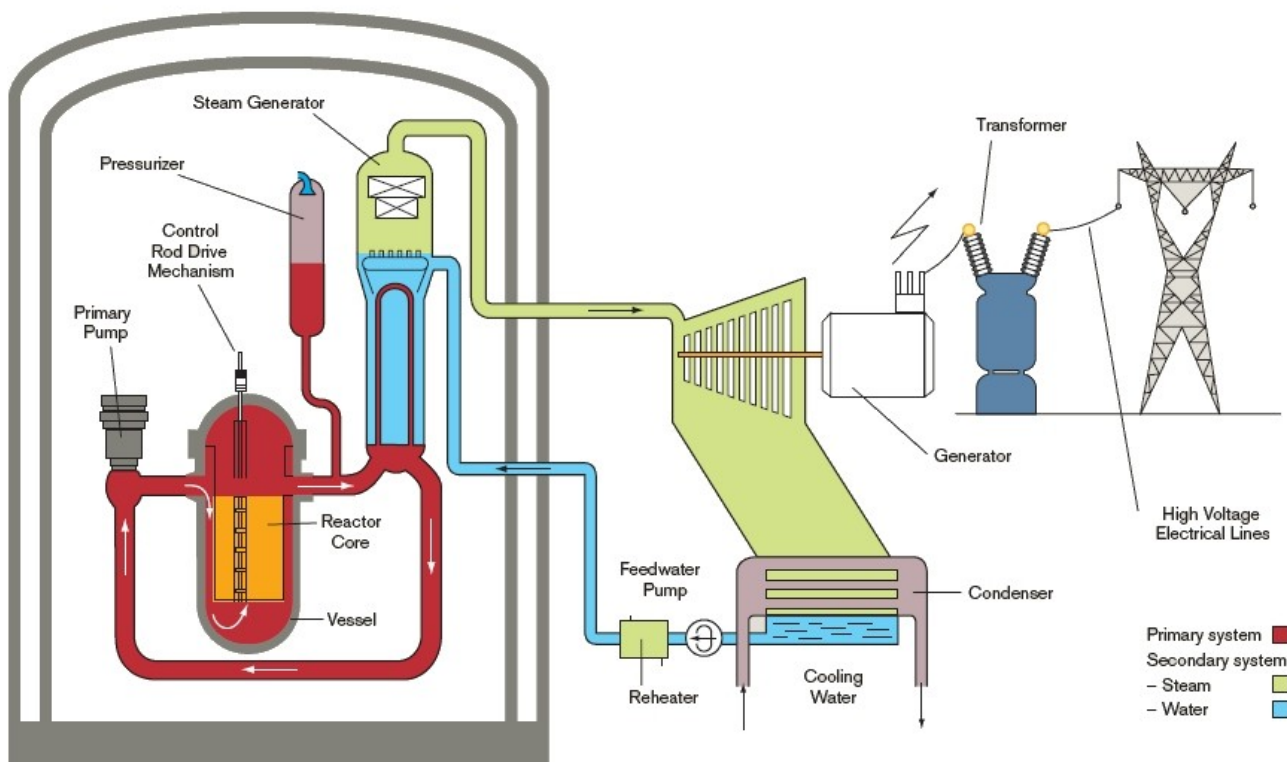


Abbildung 20: Schematischer Aufbau eines Druckwasserreaktors [7]

In Abbildung 20 ist eine schematische Darstellung eines Druckwasserreaktors gezeigt. Der Reaktorkern ist durch einen Reaktordruckbehälter umschlossen. Auf dem Reaktorkern sind die Steuerstäbe befestigt, welche im Fall einer Reaktorschnellabschaltung durch ihr Eigengewicht in den Reaktorkern fallen können. Der rot gezeichnete Kreislauf ist der primäre Kühlkreislauf, der unter sehr hohen Druck steht. An den Primärkreislauf ist eine Pumpe und ein Druckhalter angeschlossen. In dem Dampferzeuger wird Wärmeenergie vom Primär- auf den Sekundärkreislauf übertragen. Der Sekundärkreislauf besteht im ersten Teil aus flüssigem Wasser, weil die Wärmeübertragung auf eine Flüssigkeit viel effizienter ist als auf ein Gas. Nach der Wärmeübertragung wird das flüssige Wasser des Sekundärkreislaufs verdampft und an den Generator weiter geleitet, wo elektrischer Strom erzeugt wird. Daraufhin wird das gasförmige Wasser des Sekundärkreislaufs wieder verflüssigt. Der Reaktordruckbehälter samt Primärkreislauf wird vom Sicherheitsbehälter umgeben.

6.3 EPR – European Pressurized Water Reactor

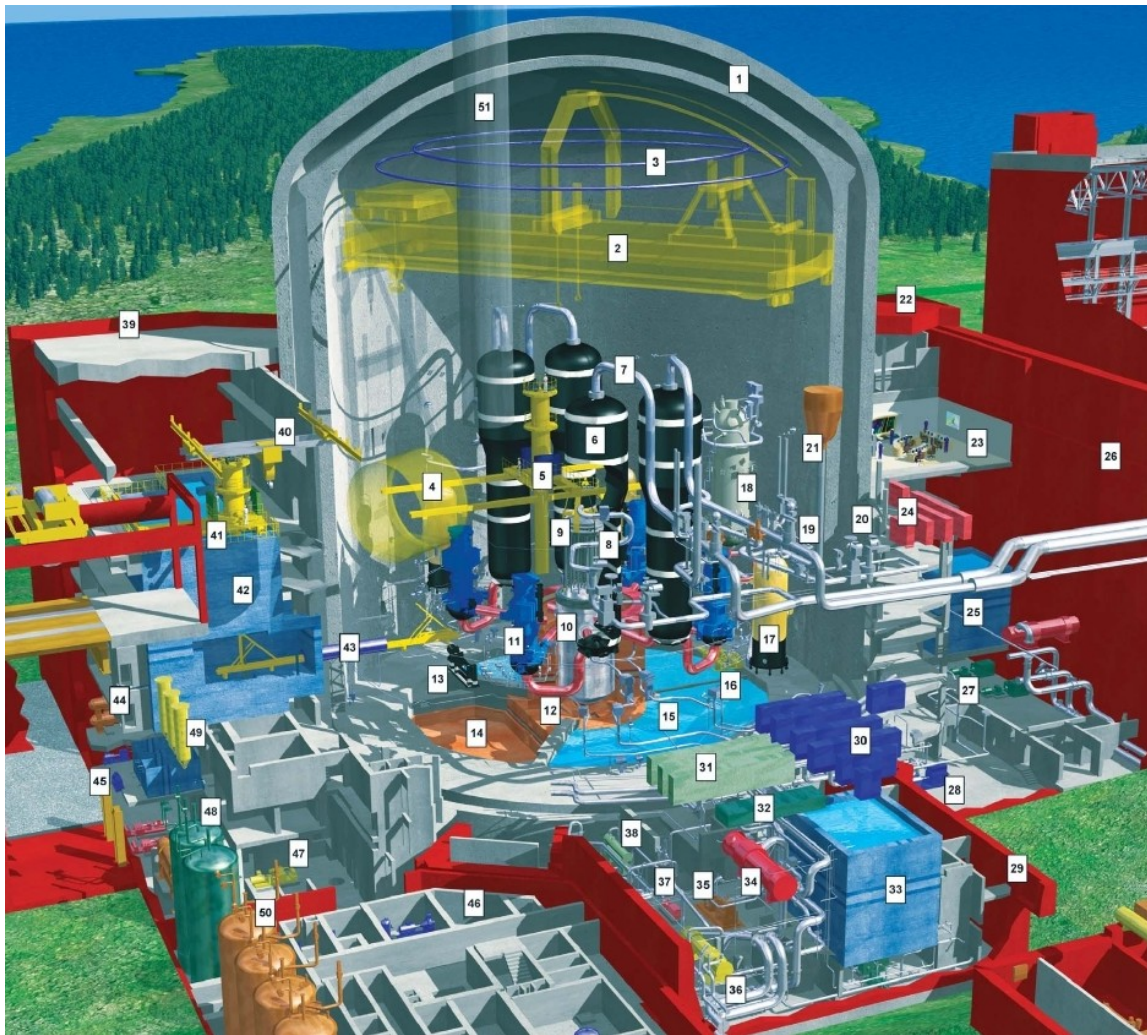


Abbildung 21: 3D - Schema des EPR [7]

Thermische Leistung	4280 MW
Elektrische Leistung	ca. 1550 MW
Wirkungsgrad	36,2 %
Frischdampfdruck	78 bar
Anzahl der Kühlkreisläufe	4
Kühlwasserfluss pro Kreislauf	28.330 m ³ /h
Betriebsdruck	155 bar
Kühlmitteltemperatur (Eintritt/Austritt)	295,6 / 326,3 °C
Anzahl der Brennelemente	241
Länge der Brennelemente	4,2 m
Anzahl der Regelstabelemente	89
Betriebsdauer	60 Jahre

Tabelle 4: Leistungsdaten des EPR [7]

In Abbildung 21 kann man das maßstabgerechte 3D Schema und in Tabelle 4 die wichtigsten Leistungsdaten des EPR sehen.

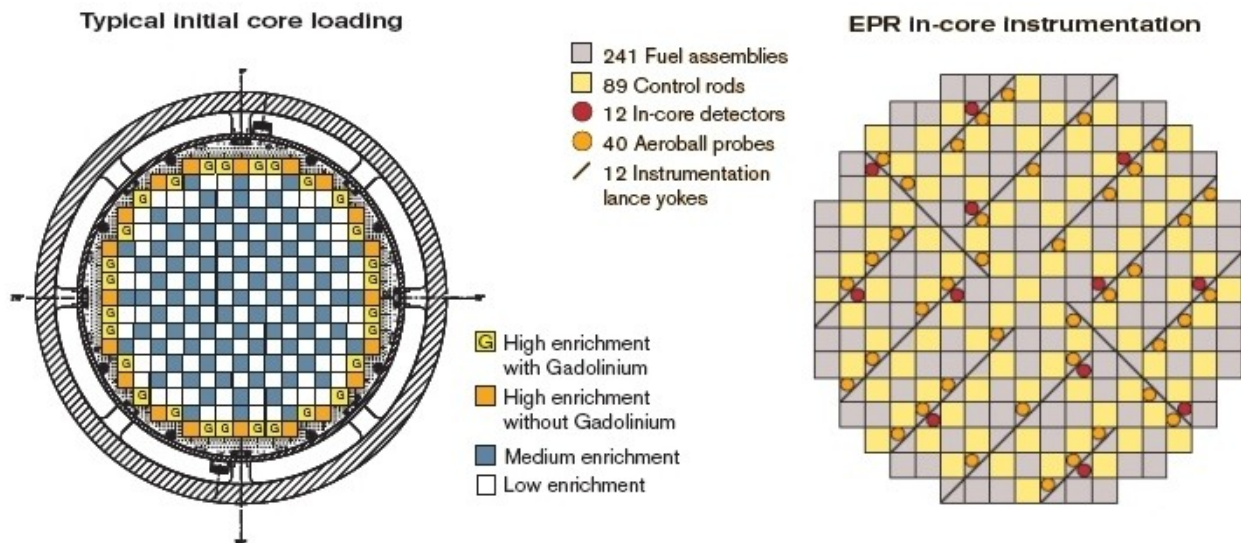


Abbildung 22: Initiale Kernbeladung und Sensorik des Reaktorkerns beim EPR [7]

In Abbildung 22 kann man zu einem die Initiale Kernbeladung des Reaktorkerns beim EPR sehen. In die Mitte des Reaktorkerns lädt man Brennstäbe mit einer relativ niedrigen Uran 235 Konzentration und außen kommen die Brennstäbe mit einer hohen Konzentration hin. Nach einer gewissen Zeit wird der Reaktor für ein paar Tage ausgeschaltet, die inneren Brennstäbe entfernt, die äußeren Brennstäbe in die Mitte getan und außen frische Brennstäbe eingesetzt. Dies hat den Zweck damit der Brennstoff optimal ausgenutzt wird. Außerdem haben einige äußere Brennstäbe eine gewisse Konzentration an dem abbrennbaren Neutronengift Gadolinium in Form von Gd_2O_3 , um die erhöhte Anfangsreaktivität zu kompensieren.

Ein sehr wichtiger Teil des Reaktorkerns in seine Sensorik wie im rechten Teil von Abbildung 22 zu sehen, das heißt vor allem die Ermittlung der Temperatur und des Neutronenflusses im gesamten Reaktorkern. Im Reaktorkern sind zu einem eine Reihe von fest installierten Thermoelementen und Neutronendetektoren vorhanden. Allerdings kann man mit diesen Neutronendetektoren nur eine Änderung des Neutronenflusses messen. Sie dienen nur dazu, um eine spontane Änderung des Neutronenflusses im Kern registrieren zu können. Um genaue Daten für den Neutronenfluß im Reaktorkern zu haben, benutzt man das sogenannte „Aeroball Probes“ - System. Dafür werden in gewissen Zeitabständen vorhandene senkrechte Leitungen mit Kugeln aus einer Vanadium Legierung aufgefüllt. Nach 5 Minuten werden sie mittels Preßluft wieder raus geholt und ihre Aktivierung 3 Minuten lang gemessen. Damit kann eine sehr genaue 3D

Karte des Neutronenflusses im Reaktorkern erzeugt werden.

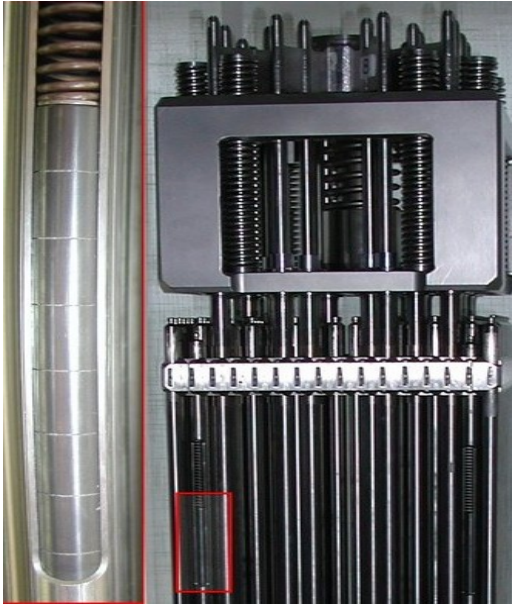


Abbildung 23: Brennelement beim EPR [7]

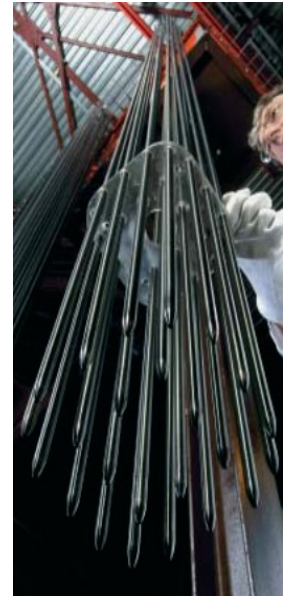


Abbildung 24: Steuerelement beim EPR [7]

In Abbildung 23 kann man den oberen Teil eines Brennelementes beim EPR sehen. Der Brennstoff eines Brennelementes besteht aus UO_2 oder aus Mischoxiden, das heißt aus einer Mischung von Uran- und Plutoniumoxiden (MOX-Brennelemente). Der Brennstoff wird zu Tabletten gepresst (Pelletform). Das Uran 235 in einem Brennelement ist zu einer Konzentration zwischen 3 – 8% angereichert. Die Brennstofftabletten werden in eine Hülle aus einer Zirkonlegierung gefüllt, zusammen bilden sie den Brennstab. Die Maße eines Brennstabs betragen: 4,2 m Länge, 9,5 mm Radius, 0,57 mm Dicke. Ein Brennelement besteht aus 17 x 17 Brennstäben, allerdings sind 24 Brennstäbe durch 24 Führungsröhren für Steuerstäbe ersetzt, also sind pro Brennelement 265 Brennstäbe vorhanden. Als weitere Materialien für das Brennelement kommen Nickel-Chrom-Eisen Legierungen und verschiedene Edeltahle zum Einsatz.

In Abbildung 24 kann man ein Steuerelement des EPR sehen, welches aus 24 Steuerstäbe besteht. Insgesamt gibt es 89 Steuerelemente welche auf 241 Brennelemente verteilt sind. Die 89 Steuerelemente sind auf 2 Steuerbänke verteilt. Bank 1, die aus 37 Steuerelementen besteht, ist für die Regulierung schneller Leistungsänderungen zuständig, Bank 2 (52 Steuerelemente) ist für die Reaktorschnellabschaltung (RESA) zuständig. Ein Steuerstab (4,2 m Länge) besteht aus 2 Teilen, der obere Teil (2,6 m Länge, 7,47 mm Radius) besteht aus B_4C -Pellets, der untere Teil (1,5 m Länge, 7,65 mm Radius) besteht aus einer Ag, In, Cd – Legierung. Die beiden Teile sind mit einer

Doppeledelstahlhülle umgeben (7,72 mm bzw. 9,68 mm Radius). Im Hohlraum der Doppeledelstahlhülle fließt Helium, welches als Kühlmittel für den Steuerstab dient.

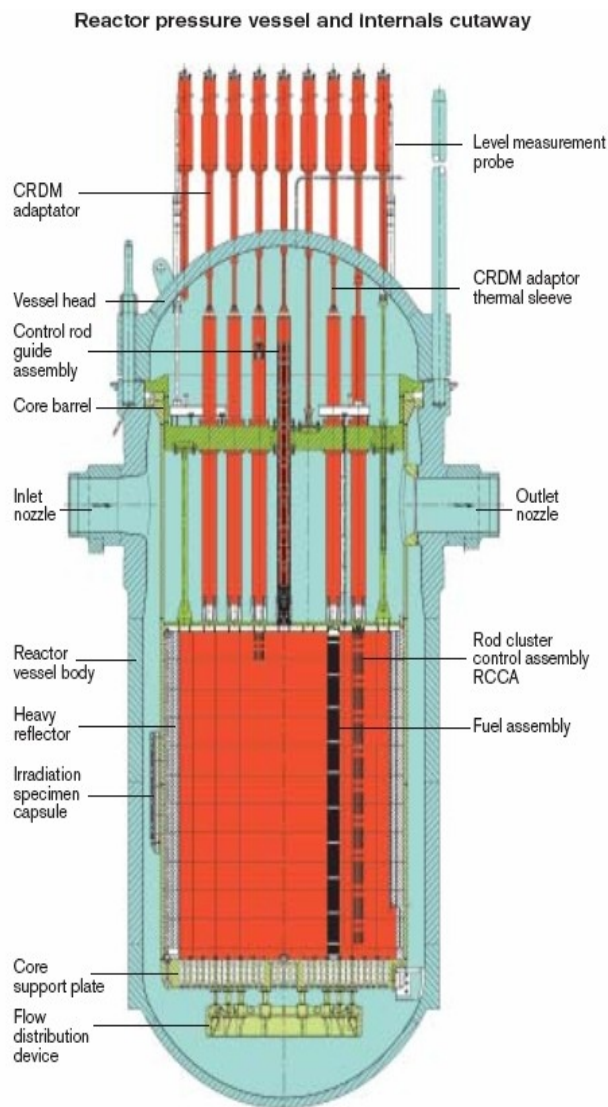


Abbildung 25: Reaktordruckbehälter (RPV) des EPR [7]

Den schematischen Aufbau des Reaktordruckbehälters (RPV) des EPR kann man in Abbildung 25 sehen. Seine Aufgabe ist, die Umgebung vom Reaktorkern zu schützen. Der Reaktordruckbehälter besteht aus 2 Teilen, einmal aus dem eigentliche Reaktordruckbehälterkörper und aus dem Reaktordruckbehälterkopf. Der RPV-Körper besteht aus mehreren gegossenen Ringen, welche zusammen verschweißt worden sind. Im oberen Teil des RPV-Körpers gibt es mehrere Ein- und Auslassöffnungen für das Kühlwasser. Der Kopf wird mittels eines mechanischen Verfahrens an den Körper befestigt. Der RPV besteht aus einem ferritisch geschmiedeten Edelstahl und die inneren Teile aus Chrom-Nickel Edelstahl mit einem sehr niedrigen Kobalt- und Kohlenstoffanteil .

Der RPV hat einen Durchmesser von 4,88 m, die Wände sind 25 cm dick, der Kopf ist 23 cm dick und der Boden nur 14,5 cm. Die Lebenszeit des RPV ist auf 60 Jahre ausgelegt. Um den Reaktorkern herum befindet sich ein schwerer Neutronenreflektor, um den RPV vor starken Neutronenfluss zu schützen und um die Leckageverluste zu vermindern. Der gesamte RPV ist zudem noch von einem Betonmantel umgeben.

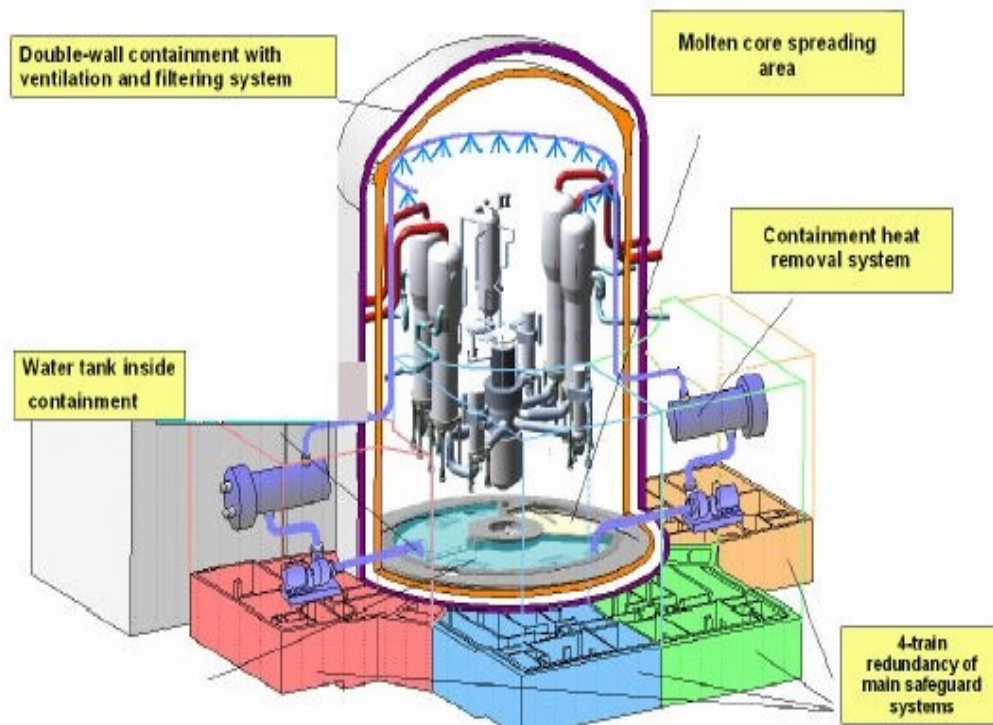


Abbildung 26: Kühlsysteme des EPR [7]

In Abbildung 26 sieht man die wichtigsten Notkühlsysteme des EPR. Neben den 4 unabhängigen Hauptkühlkreisläufen des EPR, hat der EPR auch 4 unabhängige, physikalisch getrennte Notkühlsysteme, wovon jedes für sich den Reaktorkern im Fall eines GAUs kühlen kann. Alle Sicherheitssysteme und Steuerungseinrichtungen der Kühlsysteme sind 4-fach redundant vorhanden. Dazu existiert noch eine Reihe von weiteren Kühl- und Sicherheitssystemen, zum Beispiel eine Sprinkleranlage für das gesamte Containment, Wärmetauscher, Lüftungen mit Filtersystemen, der „Core Catcher“, ein Notfalltank mit borierter Wasser für den „Core Catcher“, etc.

7 Zukünftige Entwicklung:

7.1 Generation IV

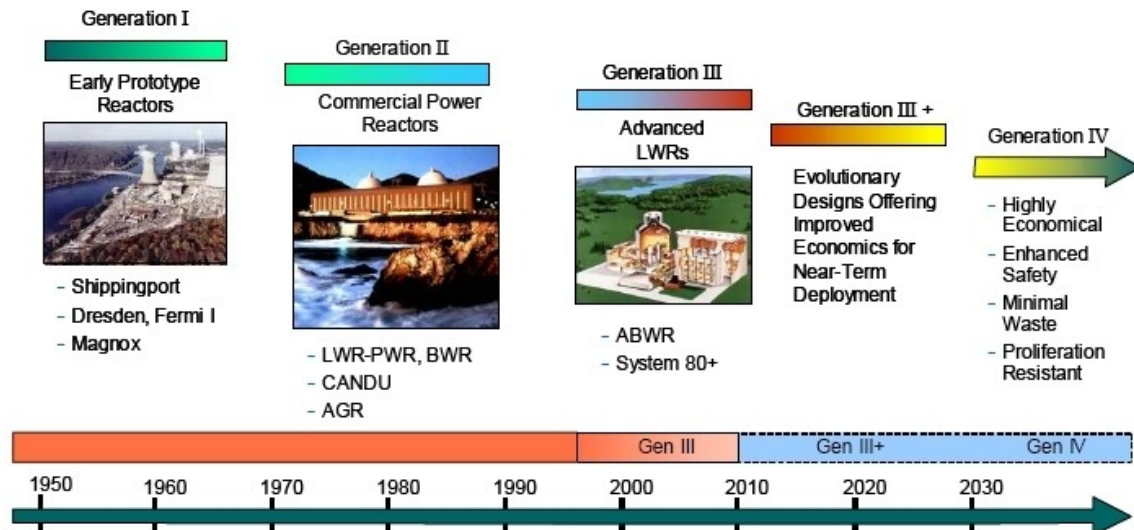


Abbildung 27: Geschichte und Zukünftige Entwicklung von Reaktoren nach dem Generation IV Konzept [9]

Eine sehr wichtige Rolle in der Entwicklung und Förderung von neuen Reaktorkonzepten spielt das Generation IV International Forum, welches aus Argentinien, Brasilien, Kanada, Frankreich, Japan, Korea, Südafrika, Schweiz, Großbritannien, USA und der EU in Form der Euratom-Behörde besteht. Das Ziel des Forums ist es die Entwicklung von Reaktoren der 4. Generation voranzutreiben. Diese Reaktoren sollen konkurrenzlos nachhaltig, wirtschaftlich, sicher und zuverlässig sein und außerdem Proliferation resistent sein. Momentan gibt es 6 Reaktorkonzepte, welche diese Kriterien erfüllen und vom Generation IV Forum gefördert werden [9]:

- Gas-Cooled Fast Reactor (GFR)
- Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR)
- Lead-Cooled Fast Reactor (LFR)
- Very-High-Temperatur Reactor (VHTR)
- Supercritical-Water-Cooled Reactor (SCWR)
- Molten Salt Reactor (MSR)

Wie man sehen kann, handelt es sich bei den 6 Reaktorkonzepten entweder um Schnelle Reaktoren ohne Moderator oder Hochtemperaturreaktoren bzw. eine Mischung aus beiden Konzepten. Als Kühlmittel sollen zum Beispiel Natrium, Blei, Superkritisches Wasser, Salzlösungen, etc. benutzt werden. Der Sinn dahinter ist es, Reaktoren mit einem

möglichst hohen Wirkungsgrad zu entwickeln bzw. die Wärme des Kühlwassers für andere Zwecke zu nutzen, zum Beispiel um Wasserstoff emissionsfrei herzustellen. Außerdem möchte man möglichst einen sogenannten „closed-fuel-cycle“ erstellen, das heißt, möglichst natürliches Uran als Brennstoff benutzen und dann den Brennstoff komplett nutzen, das heißt inklusive der Erbrütung von Spaltmaterial aus nicht spaltbaren Materialien. Dazu möchte man noch möglichst den Atommüll verringern mittels Transmutation. Bevor ich den Molten Salt Reactor vorstelle, will ich noch die Idee der Transmutation vorstellen.

7.2 Transmutation

Die Idee der Transmutation ist, die instabilen langlebigen Isotope in stabile oder instabile kurzlebige Isotope zu transmutieren. Dafür werden zum Beispiel Protonen mit einer Energie von bis zu 1,5 GeV auf Targets, zum Beispiel eine Bleischmelze geschossen. Dadurch entsteht eine große Anzahl von Neutronen durch Spallation. Mit diesen Neutronen wird der flüssige Brennstoff beschossen, der aus Actiniden (zum Beispiel Plutonium, Neptunium, Americum, usw.) und den Spaltprodukten besteht (zum Beispiel Jod, Cäsium, usw.). Dabei werden die Actinide durch induzierte Spaltung gespalten und die Spaltprodukte durch Neutroneneinfang transmutiert. Dies führt man solange durch, bis nur noch unproblematischer Müll besteht. Berechnungen zu Folge ließe sich mit dieser Methode 99,9% der Actinide und 99% der Spaltprodukte transmutieren [11]. In Abbildung

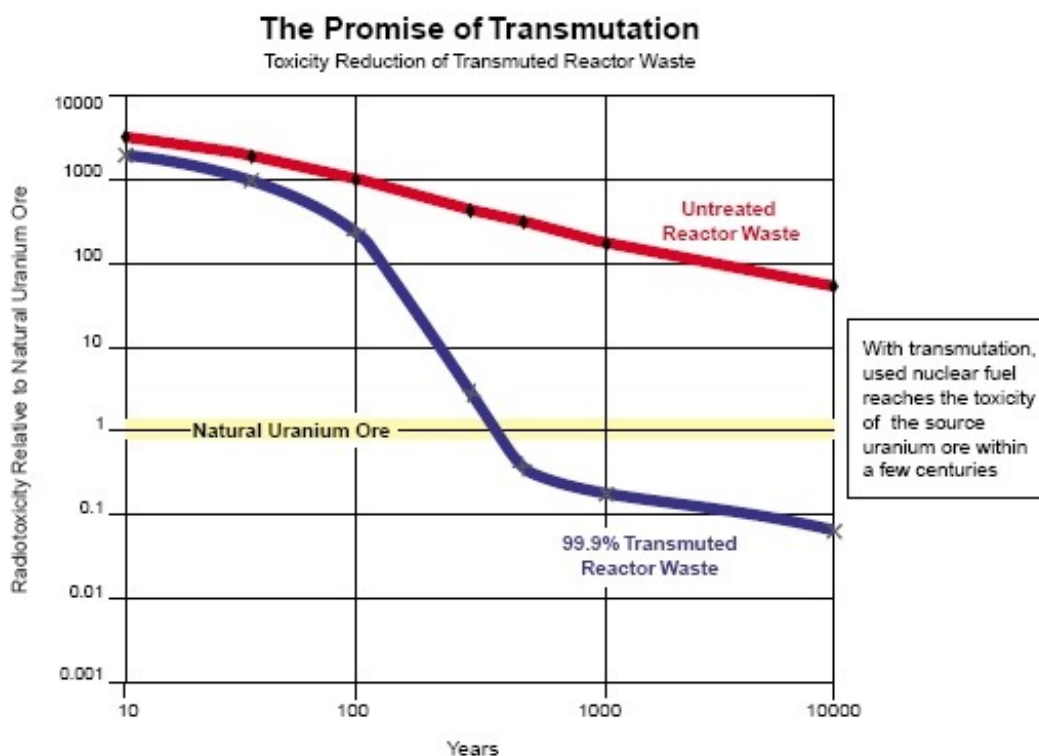


Abbildung 28: Radioaktivität von Atommüll im Vergleich zu Natururan mit und ohne Transmutation [11]

28 kann man die Radioaktivität von Atom­müll im Vergleich zu Natururan mit und ohne Transmutation sehen. Mit speziellen Transmutationsreaktoren könnte man den gesamten heute schon bestehenden Atom­müll transmutieren und das mit einer positiven Energiebilanz. Diese oder eine ähnliche Methode könnte man auch mit allen 3 vorgeschlagenen Schnellen Reaktoren und einigen der Hochtemperaturreaktoren kombinieren, zum Beispiel aber auch mit dem Molten Salt Reactor, den ich als nächstes vorstellen will. So würde die Menge von Atom­müll verringert werden und auch der Brennstoff effizienter genutzt werden.

7.3 Molten Salt Reactor

In Abbildung 29 kann man den schematischen Aufbau des Molten Salt Reactors sehen. Hier ist der Brennstoff und der Kühlkreislauf das gleiche, das heißt eine Mischung aus verschiedenen geschmolzenen Salzen, in dem der Brennstoff, zum Beispiel Urantetrafluorid gelöst ist. Dieser Brennstoff wird nun durch den Reaktor gepumpt, der aus einer Graphitmatrix besteht. Nur in dieser Graphitmatrix kann es zu einer Kettenreaktion kommen. In einem Wärmetauscher übergibt der Brennstoff die erzeugte Wärmeenergie an

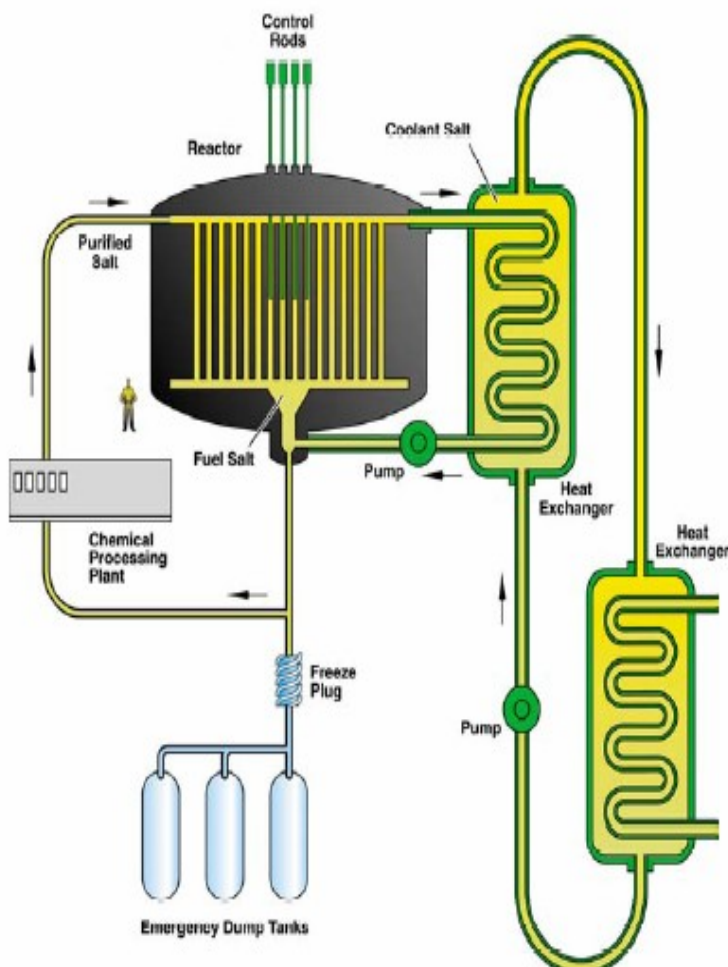


Abbildung 29: Schematischer Aufbau des Molten Salt Reactors [10]

einen Sekundärkreislauf. Dieser Reaktor würde inhärent sicher sein, das heißt eine Kernschmelze ist physikalisch unmöglich und kann also gar nicht eintreten, im Gegensatz zu heutigen Reaktoren wo eine Kernschmelze nur sehr sehr unwahrscheinlich aber theoretisch möglich ist.

8 Pro und Contra:

Vorteile der Kernkraft:

- Kostengünstige Stromerzeugung (siehe Abbildung 30)
- Große Brennstoffvorkommen (siehe Abbildung 31)
- Klimaschutz (siehe Abbildung 32)
- Brennstoff eignet sich nur zur Stromerzeugung
- Eignet sich zur Grundlastdeckung

Nachteile der Kernkraft:

- Unfälle (Windscale, Tscheljabinsk, Harrisburg, Tschernobyl)
- Atommüll
- Verbreitung von Atomwaffen

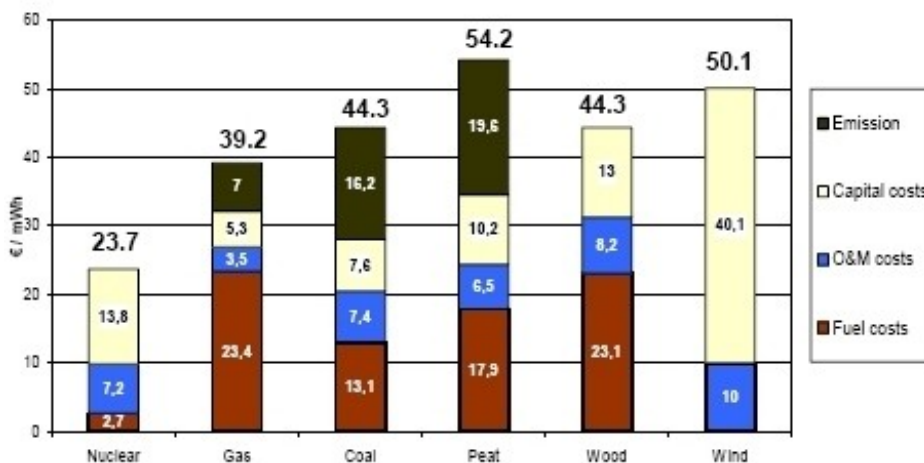


Abbildung 30: Energieproduktionskosten einer Auswahl von Energieträgern [15]

Kategorie	Uranvorräte, nach Produktionskosten			Statische Reichweite ¹⁾
	< 40 \$/kg U	< 80 \$/kg U	< 130\$/kg U	<130 \$/kg U
Hinreichend gesicherte Vorräte	> 1.730.000	2.458.000	3.169.000	47 Jahre
Geschätzte zusätzliche Vorräte – Kategorie I	> 793.000	1.079.000	1.419.000	
Zwischensumme: Bekannte Vorräte	> 2.523.000	3.537.000 ²⁾	4.588.000	67 Jahre
Geschätzte zusätzliche Vorräte – Kategorie II	k. A.	1.475.000	2.255.000	
Summe		5.012	6.843.000	101 Jahre
Vermutete Vorräte	k. A.	k. A.	4.437.000	
Summe			11.280.000	166 Jahre

k. A. = keine Angabe ¹⁾ bei konstantem jährlichem Verbrauch von 68 000 t ²⁾ „Reserven“, statische Reichweite: 52 Jahre

Abbildung 31: Uranvorkommen nach einer Studie der OECD und IAEA [15]

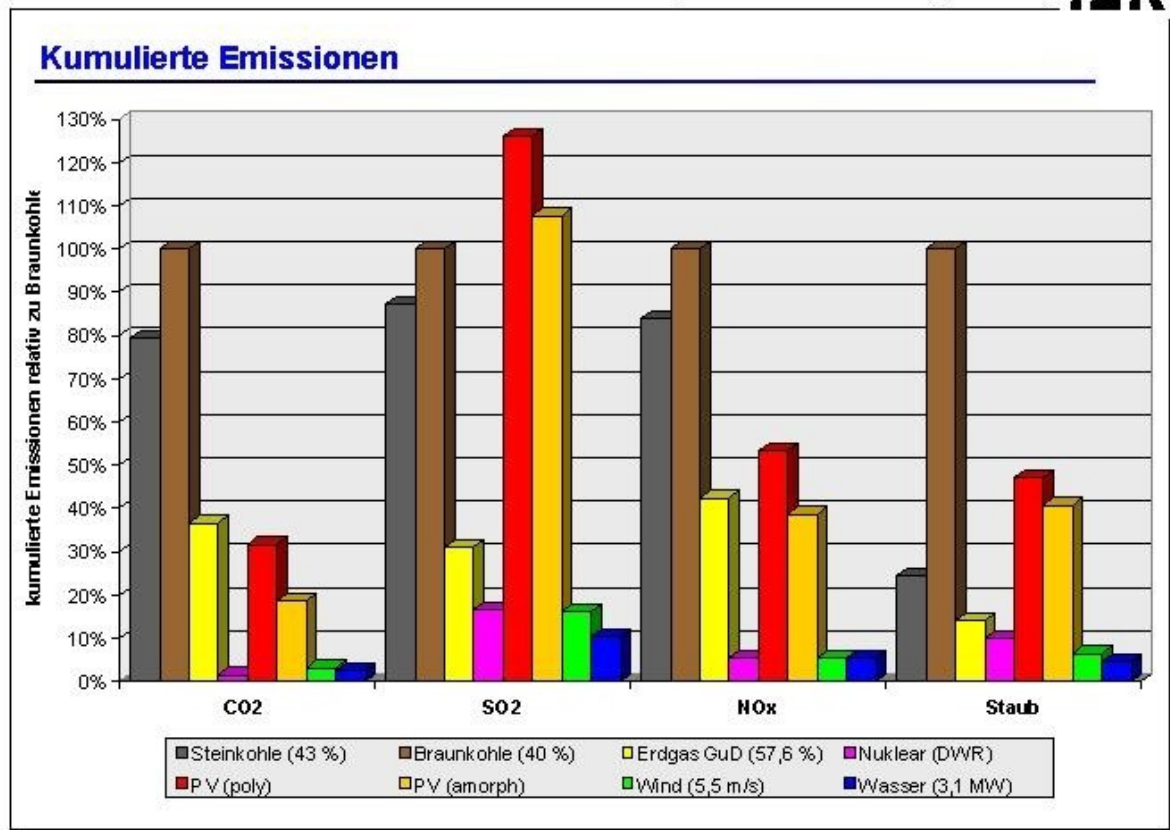


Abbildung 32: Kumulierte Emissionen von verschiedenen Stromerzeugungsmethoden [15]

9 Literaturverzeichnis:

- [1] Povh, Rith, Scholz, Zetsche: Teilchen und Kerne, 5. Auflage, 1999
- [2] Mayer-Kukuck, T.: Kernphysik, 4. Auflage, 1984
- [3] Demtröder, W.: Experimentalphysik, 1998
- [4] Musiol, Ranft, Reif, Seeliger: Kern- und Elementarteilchenphysik, 1988
- [5] <http://www.iaea.org>
- [6] <http://www-nds.iaea.org/>
- [7] <http://www.framatome.de/>
- [8] <http://www.gsi.de>
- [9] <http://gen-iv.ne.doe.gov/>
- [10] <http://nuclear.inl.gov/>
- [11] <http://aaa.lanl.gov/>
- [12] <http://www.pnl.gov/>
- [13] <http://de.wikipedia.org/>
- [14] <http://en.wikipedia.org/>
- [15] <http://www.energie-fakten.de/>
- [16] <http://www.kernenergie-wissen.de/>
- [17] <http://www.greenpeace.org/>
- [18] <http://www.bund-gegen-atomkraft.de/>
- [19] <http://www.anti-atom.de/>