

7 Kernenergie und Brennstoffkreislauf

7.1 Grundlagen Kernspaltungsreaktoren

7.1.1 Energiegewinnung durch die Spaltung mittels Neutronen

Mit thermischen Neutronen sind folgende in technisch nutzbarer Menge verfügbare Kerne spaltbar: ^{235}U , ^{233}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu (Abbildung 7.1). Von diesen kann nur ^{235}U aus natürlichen Erzen gewonnen werden. Die Isotopenhäufigkeit von ^{235}U in Natururan beträgt 0,72%. Die bei der Spaltung von einem ^{235}U -Kern freiwerdende Bindungsenergie beträgt ca 210 MeV (Abbildung 7.2). Der grösste Teil wird als kinetische Energie auf die Kernbruchstücke übertragen, der Rest verteilt sich auf Spaltneutronen, prompte Gammastrahlung, Neutrinos sowie β - und γ -Strahlung der radioaktiven Spaltprodukte. Durch den Verlust der Neutrinos sowie eines Teils der prompten Gammastrahlung und der Zerfallsenergie der Spaltprodukte sind nur etwa 190 MeV/Spaltung tatsächlich thermisch nutzbar. Da 1 eV/Atom einer Energie von 96,3 kJ/Mol entspricht, kann die Energieausbeute durch Spaltung von 1 kg ^{235}U mit $7,80 \times 10^7$ MJ berechnet werden. Das entspricht $2,16 \times 10^4$ MWh oder 913 MWd. Umgekehrt benötigt man für 1 W Reaktorleistung $3,1 \times 10^{10}$ Spaltungen/Sekunde. Ein Reaktor mit 3000 MW thermischer Leistung (entspricht etwa 1000 MW elektrischer Leistung) verbraucht somit ca 1 t ^{235}U /Jahr. Ein vergleichbares kalorisches Kraftwerk würde bei gleichem Wirkungsgrad der Energieumsetzung 3×10^6 t Steinkohle pro Jahr (369 t/h) verbrauchen. Zum Vergleich liefert die Verbrennung von:

1 kg Kohlenstoff	33,9 MJ	(= 9,4 kWh) + 1854L CO ₂ (Normalbedingungen)
1 kg Steinkohle	29,3 MJ	(= 8,14 kWh)
1 kg Heizöl	42 MJ	(= 11,4 kWh)
1 kg Methan	55,7 MJ	(= 15,5 kWh)
1 kg Oktan	47,8 MJ	(= 13,3 kWh)

Bei der Explosion der Hiroshima-Bombe wurde ca 1 kg ^{235}U gespalten, die Energiefreisetzung betrug $8,6 \times 10^7$ MJ und entsprach damit der Sprengkraft von 20000 t TNT (1 t Trinitrotoluen entspricht $4,184 \times 10^3$ MJ). Weitaus höhere Quantitäten thermischer Energie werden bei Vulkanausbrüchen freigesetzt:

Tambora 1815	2×10^{14} MJ	(= $2,56 \times 10^6$ kg ^{235}U)
Krakatau 1883	3×10^{13} MJ	(= $0,38 \times 10^6$ kg ^{235}U)
Vesuv 79	6×10^{12} MJ	(= $0,077 \times 10^6$ kg ^{235}U)
Mt St Helens 1980	10^{12} MJ	(= $0,013 \times 10^6$ kg ^{235}U)

7 Kernenergie und Brennstoffkreislauf

„Abgereichertes“ Uran wird wegen seiner hohen Dichte ($19,13 \text{ g/cm}^3$) in panzerbrechender Munition und für Trimmgewichte an Großflugzeugen verwendet (z.B. Boeing 747: ca 360 kg U).

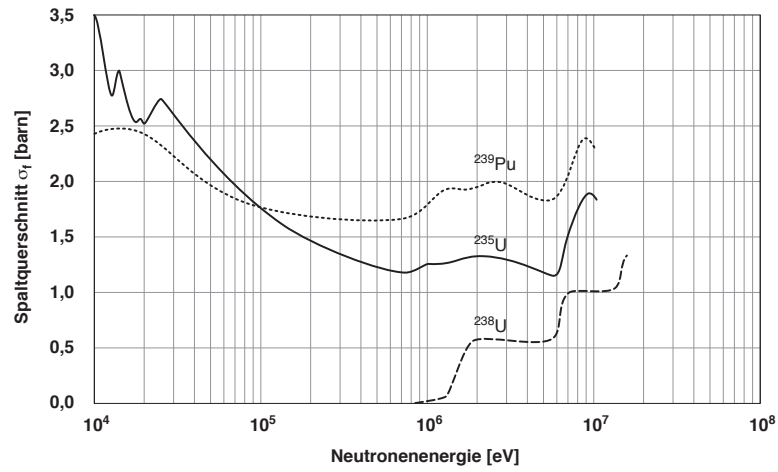


Abbildung 7.1: Wirkungsquerschnitte für die Spaltung von ^{235}U , ^{238}U , und ^{239}Pu in Abhängigkeit von der Neutronenenergie (nach L. Yaffee, Nuclear Chemistry 1968)

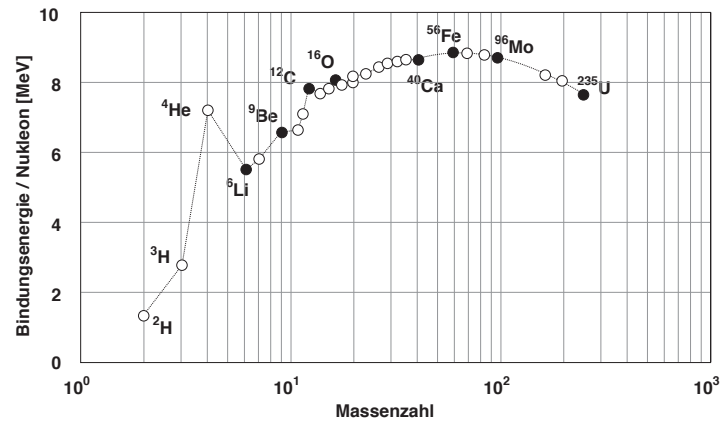


Abbildung 7.2: Beziehung Bindungsenergie–Massenzahl

7.1.2 Abbrand – Konversion (Brutrate)

Der Abbrand ist der in Prozent ausgedrückte Quotient aus der Masse des verbrauchten Brennstoffs und der Masse des zu Beginn vorhandenen Brennstoffs. Eine zweite Möglichkeit besteht in der Angabe des Verhältnisses der erzeugten Wärmemenge zur Masse des zu Beginn vorhandenen Brennstoffs in MWd/t Brennstoff. 1% Abbrand entspricht ca 104 MWd/t. In einem modernen KKW mit 3000 MW thermischer Leistung (entspricht ca 1000 MW elektrischer Leistung) wird durchschnittlich ein Abbrand von 2,5 bis 3,5% erreicht. Je nach Bauform werden 10-80% des Spaltstoffinventars gespalten.

Während des Betriebs wird durch eine Reihe von Neutroneneinfangsreaktionen zusätzlich spaltbares Material, nämlich die Nuklide ^{233}U , ^{239}Pu und ^{241}Pu erzeugt. Diesen Vorgang nennt man Konversion oder Brutprozess. Der untenstehende Ausschnitt aus der Karlsruher Nuklidkarte (Abbildung 7.3) gibt Auskunft über die Wirkungsquerschnitte und Eigenschaften der betreffenden Nuklide. Die Konversionsrate (Brutrate) gibt das Verhältnis der erzeugten spaltbaren Kerne zu den verbrauchten spaltbaren Kernen an.

Bei einer mittleren Standzeit der Brennelemente von 3 Jahren stammt die während dieser Zeit produzierte Energie zu 40% aus der Spaltung von ^{239}Pu , im 3. Jahr sogar zu 70%.

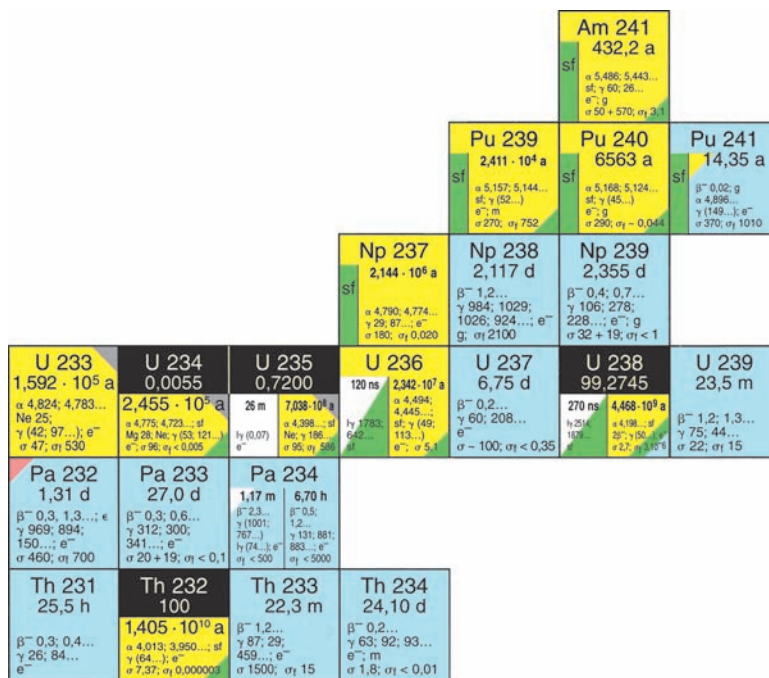


Abbildung 7.3: Ausschnitt aus der Karlsruher Nuklidkarte

7.2 Brennstoffkreislauf

7.2.1 Urangewinnung

Im Jahr 1789 wurde vom Chemiker Martin Heinrich Klaproth im Mineral Pechblende aus der westböhmisches Stadt St. Joachimsthal (heute Jachymov, Republik Tschechien) ein unbekanntes Element entdeckt, dem er erst den Namen Uranit, später Uranium gab. Trotz zahlreicher Versuche gelang die Darstellung als Metall erst Eugène M. Peligot im Jahr 1841 durch thermische Reduktion des wasserfreien Urantetrachlorides mit Kalium in einem Platintiegel. Die Häufigkeit des Elementes ist früher stark unterschätzt worden. Sein Anteil in der Erdkruste beträgt etwa 1,8 g/t. Es ist damit häufiger als Quecksilber (0,08), Antimon (0,2), Silber (0,07), Cadmium (0,2) und vergleichbar mit Molybdän (1,5), Arsen (1,8), Zinn (2) und Blei (13). Die Konzentration in C1-Chondriten, die vermutlich die für die Erdentstehung verfügbare Pauschalzusammensetzung besitzen, beträgt 0,0074 g/t. Uran kommt in zahlreichen Mineralen vor. Beispiele sind die Oxide Uraninit (UO_2 - UO_3) mit der Varietät Pechblende (meist nicht-stöchiometrisch U_3O_8), das Silikat Coffinit (USiO_4), das auch als Uranglimmer bezeichnete Phosphat Autunit ($\text{Ca}[\text{UO}_2]_2[\text{PO}_4]_2 \cdot 10 \text{H}_2\text{O}$) und das Vanadat Carnotit ($\text{K}_2[\text{UO}_2]_2[\text{VO}_4]_2 \cdot 3 \text{H}_2\text{O}$). Einige davon können auch durch sowohl mechanische als auch chemische Anreicherung auf sekundärer Lagerstätte auftreten. Das größte Uranreservoir stellt allerdings das Meerwasser mit einer Durchschnittskonzentration von 3 mg/t dar (Gesamtmenge ca 4 Gt). Die Verhüttung der Erze erfolgt in einer ersten Stufe durch mechanische Anreicherung (Flotation), gefolgt von einem chemischen Prozess, der neben der Entfernung des tauben Materials vor allem die Herstellung eines Produktes gewährleistet, das frei von Elementen mit großen Wirkungsquerschnitten für Neutroneneinfang ist (Abbildung 7.4).

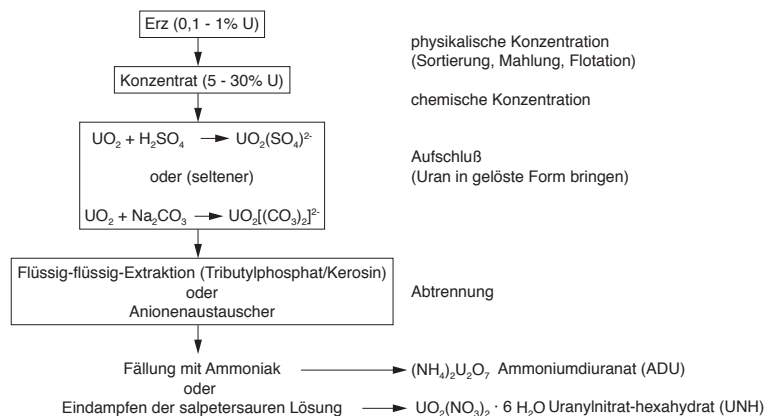


Abbildung 7.4: Verarbeitungsschritte zur Herstellung von Uran zur Isotopenanreicherung

Die Verarbeitung zu UF_6 erfolgt durch Behandlung mit HF nach vorheriger Reduktion von ADU oder UNH zu UO_2 mittels Wasserstoff. Uranhexafluorid ist bei Umgebungstemperatur fest, besitzt einen sehr niedrigen Sublimationspunkt ($56,5^\circ$) und ist das Ausgangsprodukt für die nun folgenden Anreicherungs-schritte.

7.2.2 Anreicherung

Für die meisten Reaktortypen ist ein Prozess zur Anreicherung des mit thermischen Neutronen spaltbaren Uranisotops mit der Masse 235 erforderlich. Die natürliche Isotopenhäufigkeit beträgt 0,72% und muss für die meisten Reaktortypen auf 3% erhöht werden. Als Ausgangsmaterial dient das flüchtige UF_6 . Zur Isotopentrennung stehen grundsätzlich mehrere Verfahren zur Verfügung. Aus wirtschaftlichen Gründen kommt neben der Gasdiffusion praktisch nur das Zentrifugenverfahren zum Einsatz. Weitere Möglichkeiten sind die Thermodiffusion, Druckdiffusion sowie elektromagnetische Methoden (Massenspektrometer).

Gasdiffusion

Für die Diffusionsverfahren nützt man die geringfügig höhere Diffusionsgeschwindigkeit des leichteren Isotops. Die Differenz bei der Diffusion eines Gases durch eine Membran ist indirekt proportional der Wurzel aus der Masse des betreffenden Nuklids. Der theoretisch maximal erreichbare Trennfaktor im System $^{235}\text{U} - ^{238}\text{U}$ beträgt 1,006. Praktisch erreicht man durch Auswahl von Membranen mit geeigneten Porendurchmessern eine Anreicherung von etwa 1,004. Entsprechend müssen ca 1300 solcher Trennstufen hintereinandergeschaltet werden um brauchbares Spaltmaterial zu erhalten.

Zentrifugation

Mit dem Zentrifugenverfahren kann ein Anreicherungsfaktor von bis zu 1,4 erreicht werden. Zur Herstellung von reaktortauglichem Spaltmaterial werden damit nur 10 Trennstufen benötigt. Die Wirkungsweise kann mit Hilfe der barometrischen Höhenformel veranschaulicht werden. Für das Verhältnis der Partialdrücke p_1 und p_2 zweier Gase mit den Molmassen M_1 und M_2 in der Höhe h und der Gravitation g gilt:

$$\frac{p_1(h)}{p_2(h)} = \frac{p_1(0)}{p_2(0)} \cdot e^{-(M_1 - M_2) \cdot \frac{gh}{RT}}$$

Analog gilt dies für eine Zentrifuge mit der Winkelgeschwindigkeit ω und dem Radius r

$$\frac{p_1(r)}{p_2(r)} = \frac{p_1(0)}{p_2(0)} \cdot e^{-(M_1 - M_2) \cdot \frac{\omega^2 r^2}{2RT}}$$

Bei einem Zentrifugenradius von 160 mm und einer Drehzahl von 18000 Upm ergibt sich für einen Massenunterschied von 1 bei 25° ein Trennfaktor von 1,0183.

Trenndüsenverfahren (Jet Nozzle Process)

Das Trenndüsenverfahren nutzt ebenfalls hauptsächlich Zentrifugalkräfte für die Isotopenseparation. Ein Gemisch von 4% UF_6 und 96% He wird durch eine schlitzförmige Düse gepresst und abgelenkt. Die schwereren Isotope werden bevorzugt geradeaus weiterfliegen, mit dem Gasstrom kann die leichtere Fraktion abgetrennt werden (siehe Abbildung 7.5). Der Trennfaktor liegt zwischen 1,015 bis 1,026.

Lasertechnik

Eine interessante Variante stellt die Laseranregung der ^{235}U Atome in der Gasphase dar. Die geringfügigen Unterschiede in den Absorptionsspektren der Uranisotope erlauben eine selektive Photoionisation. Solcherart produzierte Ionen können über ein elektrisches Feld praktisch rein abgesaugt werden (AVLIS, atomic vapor laser isotope separation process, USA, F) Analog wird auch an der Ausnützung molekularer Laseranregung (MLIS) gearbeitet (Deutschland, derzeit noch nicht wirtschaftlich).

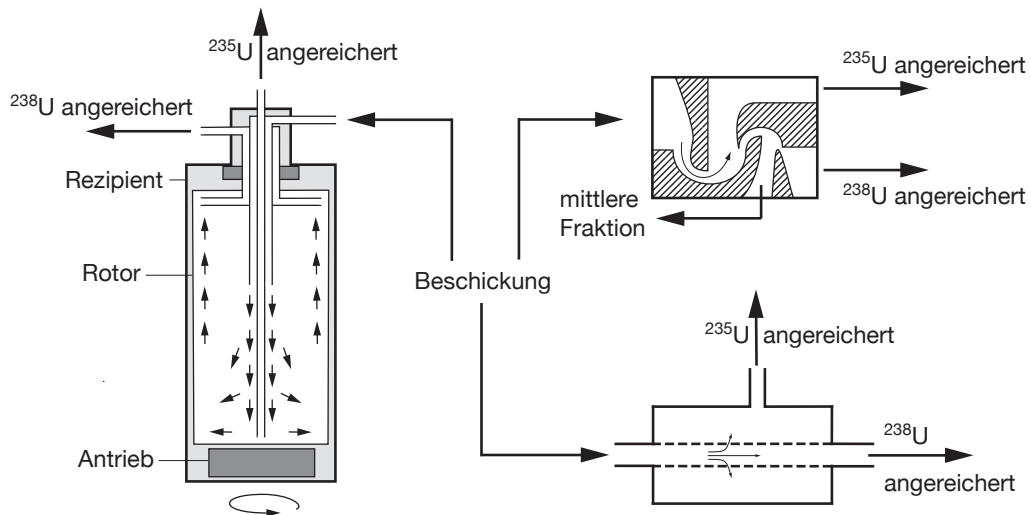


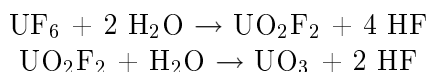
Abbildung 7.5: Zentrifugenverfahren, Trenndüsenverfahren (Brazilian double deflection nozzle system) und Gasdiffusion zur Anreicherung von ^{235}U

7.2.3 Brennelemente

Im Konversionsprozess werden aus UF_6 sinterfähige Pulverpresslinge (pellets) mit der Zusammensetzung UO_2 hergestellt. Vier Verfahren werden derzeit weltweit zu diesem Zweck benutzt. Sie sollen einfach, quantitativ, ohne gefährliche Nebenprodukte und mit einfachen Apparaturen durchführbar sein (=billig). An das Produkt werden folgende Anforderungen gestellt: nukleare Reinheit (nuclear-grade purity), der Fluorgehalt muss wegen der Korrosionsgefahr für die Brennelementhüllen unter 20 mg/kg liegen, das Pulver muss gute Verarbeitungseigenschaften betreffend Korngrösse, Rieselfreudigkeit und Sintertauglichkeit besitzen.

„Wet Process“

Hydrolytische Zersetzung des UF_6 und Bildung von UO_3 in zwei Schritten, Reduktion zu UO_2 durch Wasserstoff bei 600° . Diese Vorgangsweise unterstützt die Minimierung des Fluorgehalts im Endprodukt.



Ammoniumuranylcarbonat-Prozess (AUC-Process)

UF_6 wird gemeinsam mit NH_3 und CO_2 über Düsen in eine Ammoniumcarbonatlösung eingebracht und bei einem pH-Wert von 5,5-7,5 fällt Tetraammoniumtricarbonatdioxouranate $[(\text{NH}_4)_4 \cdot \text{UO}_2(\text{CO}_3)_3]$ mit einer Korngrösse von ca 40 μm aus. Adsorbiertes Ammoniumfluorid wird in einem Waschprozess mit Methanol abgetrennt. Anwendung derzeit bei ABB-Atom, KNFC (Korea) und INB (Argentinien). Die Reduktion zu UO_2 erfolgt durch thermische Behandlung (500°) in einer Atmosphäre von Wasserdampf und Wasserstoff.

Thermische Zersetzungsverfahren

Die Zersetzung von Uranylнитrat in einem Mikrowellenfeld liefert ein Produkt mit besonders grosser spezifischer Oberfläche. Die Reaktion von organisch (peptid-) stabilisierten Uranylнитrat-Tröpfchen mit Ammoniak führt zu Bildung von Gelen und Solen, die durch thermische Zersetzung zu UO_2 reduziert werden können. Beide Methoden kommen nur in kleinem Umfang zur Anwendung.

„Dry Process“

Im „trockenen Verfahren“ wird ein kontinuierlicher Strom von UF_6 und N_2 mit Wasserdampf und Wasserstoff in der Gasphase umgesetzt. Die UO_2 -Partikel bilden durch kontinuierliches Anwachsen eine zwiebelartige Textur von grosser Stabilität. Sie ist auch nach dem Sinterprozess an Dünnschliffproben noch erkennbar. Die Produkteigenschaften können durch Variation der Reaktionsbedingungen dem

Bedarf angepasst werden. Die „trockenen“ Verfahren schneiden bezüglich der Umweltverträglichkeit besser ab, weil HF als Nebenprodukt gewonnen und weniger kontaminierte Abwässern produziert werden.

Pellets

Die Herstellung der Brennstoff-Pellets stellt höchste Anforderungen an die Konstanz der Eigenschaften des Ausgangsproduktes. Für den Sinterprozess sind vor allem die auf den Korneigenschaften basierenden Kenngrößen wie Schüttdichte, spezifische Oberfläche, Wärmeleitfähigkeit, Wärmekapazität, und das Verhältnis Uran zu Sauerstoff entscheidend. Entsprechend müssen die Eigenschaften durch standardisierte Tests überprüft werden (SEM).

Im Einsatz soll ein Brennelement eine Wärmeleistung von 500 W pro cm Brennelementlänge an das Kühlmittel übertragen, wobei die Temperatur im Zentrum möglichst weit unter dem Schmelzpunkt von UO_2 liegen sollte (2850°). Auch der Wärmeübergang von Brennstoff auf die Hüllrohre ist hier von grössten Bedeutung. Probleme werden in diesem Zusammenhang vor allem durch die Fertigungstoleranz im Sinterprozess verursacht, die bei den gegebenen Brennstoffabmessungen (Pellets mit 8-10 mm Durchmesser, 10-12 mm Länge) nicht unter ± 10 mm gedrückt werden kann. Eine nachträgliche Korrektur durch Schleifen ist notwendig. Der Ausstoß einer Brennstofftablettentfertigung liegt in der Größenordnung von einigen Pellets/Sekunde, daher auch die hohen Anforderungen an die Fließfähigkeit, die durch mechanische Vorbehandlungen wie Siebung, Granulation mit Bindemitteln, Vorpressung oder auch durch dem Zusatz von Schmiermitteln wie Zinkstearat (einige Zehntelprozent) erreicht werden.

Während des Sinterprozesses nimmt das Volumen der Pellets durch Rekristallisation des UO_2 bei $1100-1700^\circ$ um ca 18% ab. Nach abschliessenden Tests (Reinheit, Urangehalt, U:O Verhältnis, Feuchte, Dichte, Abmessungen, Dünnschliffüberprüfung) können die Pellets in die Brennstoffrohre gefüllt werden.

In vielen Fällen kann der Zusatz von stark neutronenabsorbierenden Nukliden für die erste Phase des Einsatzes erwünscht sein. Diese Nuklide müssen sich in dieser Phase verbrauchen, d.h. es dürfen keine Folgeprodukte mit ähnlichen Eigenschaften entstehen. Beispiele sind der Zusatz von Gd_2O_3 zum UO_2 oder die Aufbringung einer ZrB_2 Oberflächenbeschichtung. Die Brennelementhüllen für Leichtwasserreaktoren werden aus Zircaloy, einer Zirkoniumlegierung gefertigt (Zry2 für Siedewasserreaktoren und Zry4 für Druckwasserreaktoren). Die Legierungen enthalten neben Zr noch 1,2-1,7% Sn, 0,05-0,15% Cr, 0,07-0,24% Fe und 0,03-0,08% Ni. Wichtigste Eigenschaften sind eine geringe Neutronenabsorption und möglichst keine Neigung zur Versprödung durch die Bestrahlungssituation, vor allem auch durch Einbau von Wasserstoffatomen. Gasgekühlte (meist He) Hochtemperaturreaktoren erfordern eine andere Brennstofftechnologie, die sich aber noch im Entwicklungszustand befindet. Grundlage sind stecknadelkopfgrosse Brennstoffkügelchen, die von mehreren keramischen (Siliciumcarbid oder Pyrokohlenstoff) Hüllen umgeben sind und in einer Graphitmatrix eingebettet werden.

7.2.4 Aufarbeitung

Historisch: Das erste, grosstechnisch eingesetzte Verfahren zur Plutoniumproduktion war der so genannte Wismut-Phosphat-Prozess (BIPO), der im Rahmen des Manhattan-Projektes entwickelt wurde. Die Versuchsanlage stand im heutigen Oak Ridge National Laboratory, die grosstechnische Version war bis 1951 in Hanford, Washington, in Betrieb. Genutzt wurde die Mitfällung von Pu^{4+} mit Wismutphosphat aus salpetersaurer Lösung. Alle später entwickelten Verfahren basieren auf kontinuierlicher Flüssig-flüssig-Extraktion. Im Redox-Prozess (1951 bis 1966, Hanford) kam Methylisobutylketon („Hexon“, $\text{H}_3\text{C-CO-C}_4\text{H}_9$) zur gemeinsamen Extraktion von Pu^{4+} und U^{6+} , ebenfalls aus salpetersaurer Lösung, zum Einsatz. Der nachträgliche Schritt der Plutoniumreduktion zu unlöslichem Pu^{3+} mittels Eisen(II)amidosulfat („Fe-Sulfamat“ FeNH_2SO_3) gab dem Verfahren den Namen. Analog arbeitete der in Großbritannien entwickelte „Butex“-Prozess. In diesem Fall war das Extraktionsmittel Diethenglykol-dibutyläther (Butex, Dibutyl-Carbitol, $\text{H}_9\text{C}_4\text{-O-C}_2\text{H}_4\text{-O-C}_2\text{H}_4\text{-O-C}_4\text{H}_9$)

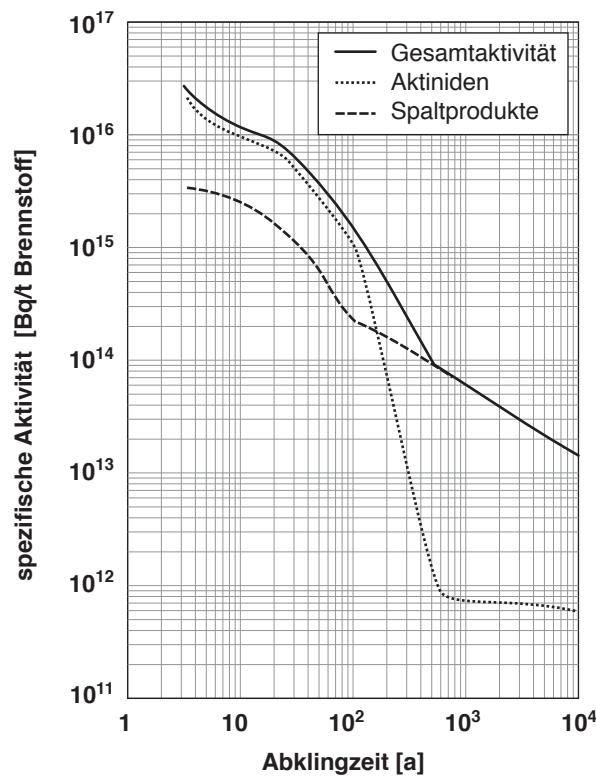


Abbildung 7.6: Abnahme der Radioaktivität von Brennelementen nach der Entnahme aus dem Reaktor

Der PUREX-Prozess (Plutonium, Uranium, Reduction, EXtraction) ist das einzige heute wirtschaftlich bedeutende Wiederaufbereitungsverfahren für abgebrannte LWR-Brennelemente. Er wurde um 1940 von Lanham und Runion im Oak Ridge Lab entwickelt und basiert auf einer Flüssig-flüssig-Extraktion zur Abtrennung der Spaltprodukte von Uran und Plutonium.

Die Brennelemente werden nach einer mehrjährigen (gekühlten) Zwischenlagerung am Reaktorstandort zur Aufbereitungsanlage transportiert, wo eine weitere, ebenfalls gekühlte Lagerung vorgesehen ist. Vor der Aufbereitung sind Abklingzeiten von 3 bis 7 Jahren gängige Praxis. Die zeitliche Entwicklung der Aktivitäten der Spaltprodukte und der Aktiniden ist in Abbildung 7.6 dargestellt. Die Zusammensetzung eines Brennstoffs mit einer Ausgangsanreicherung von 3,3%, einem Abbrand von 34000 MWd/t und einer Abklingdauer von 1 Jahr (nach Lieser, 1991) ist in Tabelle 7.1 aufgelistet.

Die Brennelemente werden mechanisch zerkleinert und in siedender 8 M Salpetersäure gelöst. Die Hüllrohre aus Zircaloy sind unter diesen Bedingungen unlöslich, Uran und Plutonium werden zu U^{6+} und Pu^{4+} oxidiert. Nach Einstellung der Lösung auf ca 3-4 M HNO_3 wird einer kontinuierlichen Abtrennung mit einer 30% Tributylphosphatlösung in Dodekan (entspricht ca Kerosin) unterzogen, wobei U^{6+} und Pu^{4+} in die organische Phase extrahiert werden. Die Spaltproduktlösung wird neutralisiert und eingedampft, in machen Fällen zur Gewinnung bestimmter Spaltprodukte weiterbehandelt, im Wesentlichen jedoch in verglastem Zustand der Endlagerung zugeführt (Borosilikatgläser). Während des gesamten Prozesses muss sichergestellt sein, dass die gasförmigen Spaltprodukte (vor allem T und ^{85}Kr) nicht aus den Reaktionsgefäßen entweichen können. Die organische Phse wird mittels U^{4+} reduziert, bis Pu^{3+} in verdünnte HNO_3 extrahiert werden kann. Eine Darstellung der Verteilungskoeffizienten in Abhängigkeit der Säurenkonzentration ist in Abbildung 7.7 gegeben. Mehrere Trennstufen werden hintereinander ausgeführt um ein, den Reinheitsanforderungen für die Wiederverwendung entsprechendes Produkt zu gewinnen.

Tabelle 7.1: Zusammensetzung eines Brennstoffs mit einer Ausgangsanreicherung von 3,3%, einem Abbrand von 34000 MWd/t und einer Abklingdauer von 1 Jahr (nach Lieser, 1991)

Nuklid	Konzentration (Gew. %)
^{235}U	0,756
^{236}U	0,458
^{237}U	3×10^{-9}
^{238}U	94,2
Np (total)	0,05
^{238}Pu	0,018
^{239}Pu	0,527
^{240}Pu	0,220
^{241}Pu	0,105
^{242}Pu	0,038
Am (total)	0,015
Cm (total)	0,007
Spaltprodukte	
Stabile Nuklide	3,00
^{85}Kr	0,038
^{90}Sr	0,028
^{129}I	0,09
$^{134}\text{Cs} + ^{137}\text{Cs}$	0,275
Andere	0,19

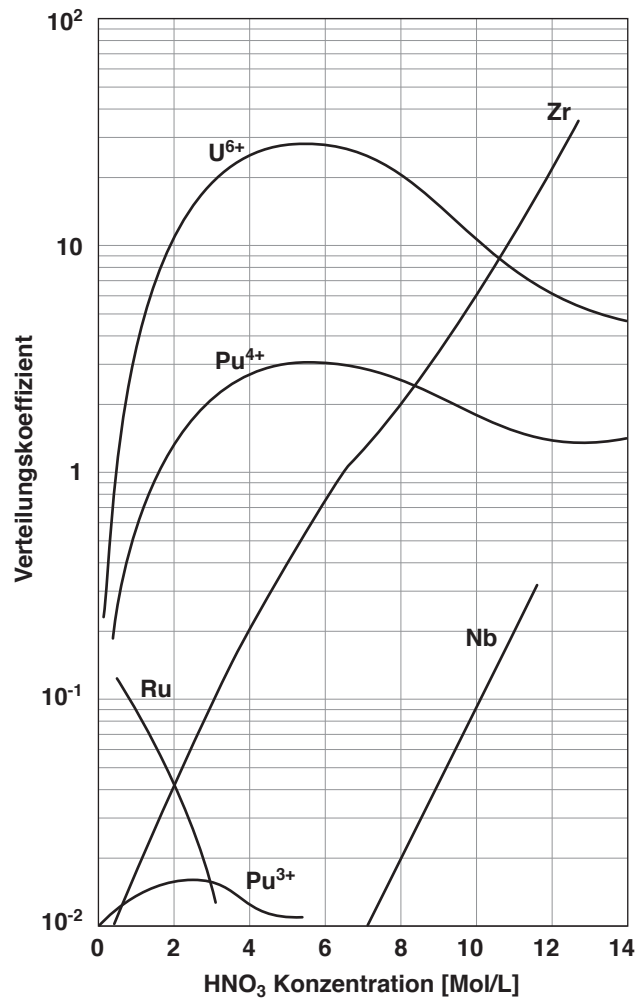


Abbildung 7.7: Abhängigkeit der Verteilungskoeffizienten von U, Pu, Ru, Nb und Zr von der Oxidationsstufe und der Säurekonzentration

Tabelle 7.2: Technische Daten typischer Leistungsreaktoren (nach Ullmanns Enzyklopädie der technischen Chemie, 7, 2003)

	PWR Biblis B	BWR Krümmel	D ₂ O-R. Atucha	Magnox Wylfa	AGR Heysham A	HTR* THTR-300 Uentrop	FBR* Creys- Malville
Power[MW]							
Electrical(gross)	1300	1316	340	655	666	307	
Electrical (net)	1240	1260	319	590	622	296	1200
Thermal (core)	3733	3690	1100	1876	1510	750	3000
Efficiency (net) [%]	33,2	34,1	29	31,4	41,2	40,5	41,3
Fuel	UO ₂	UO ₂	UO ₂	U	UO ₂	UO ₂ / ThO ₂	UO ₂ / PuO ₂
Heavy metal (hm) content (U, Th, Pu) [t]	102,7	155,8	38,6	595	110	6,49 Th 0,65 U	32
Enrichment %	3	2,6	natural	natural	2,1-2,6	93	14,5 / 18,5
Average specific power							
MW/t _{hm}	36,4	23,7	27,3	3,15	13,7	101	93,8
MW/t fissile material	1212	911	3845	444	536	1157	≈550
Core							
Height / diameter [m]	3,9 / 3,64	3,71 / 4,99	5,30 / 4,54	9,10 / 17,4	8,2 / 9,3	5,1 / 5,6	1 / 3,66
Average power density [kW/L]	92	50,9	12,8	0,87	2,71	6	275
Average burnup							
MWd/t _{hm}	32500	27500	7500	3500	18000	100000	70000
Conversion rate CR	≈0,55	≈0,6	≈0,8	≈0,8	≈0,6	≈0,53	≈1,2
Maximum fuel temperature [°C]	2430	1900	2320	569	1500	1250	2100
Coolant; pressure [MPa]	H ₂ O; 15,5	H ₂ O; 7,0	D ₂ O; 11,5	CO ₂ ; 2,8	CO ₂ ; 4,1	He; 4,0	Na; 0,6
Inlet/outlet temperature [°C]	290/323	215/286	272/306	247/414	287/651	260/750	395/545
Throughput [t/h]	72000	55600	23400	36948	13272	1080	59040
Moderator	H ₂ O	H ₂ O	D ₂ O	graphite	graphite	graphite	
Control rods							
Material/number	AgInCd/61	B ₄ C/205	AgInCd/29	BSt/185	BSt/81	B ₄ C/78	B ₄ C/24
Steam [MPa/°C] in front of the turbine	5,2/266	6,7/282	4,2/253	4,6/401	16,0/538	19,0/535	17,7/487

