



DAtF | Kernenergie
im Dialog

Kernenergie Basiswissen



Kernenergie Basiswissen

Martin Volkmer

Herausgeber:
DAtF
Deutsches Atomforum e.V.
Robert-Koch-Platz 4
10115 Berlin

info@
www. kernenergie.de

Wissenschaftliche Beratung:
Winfried Koelzer

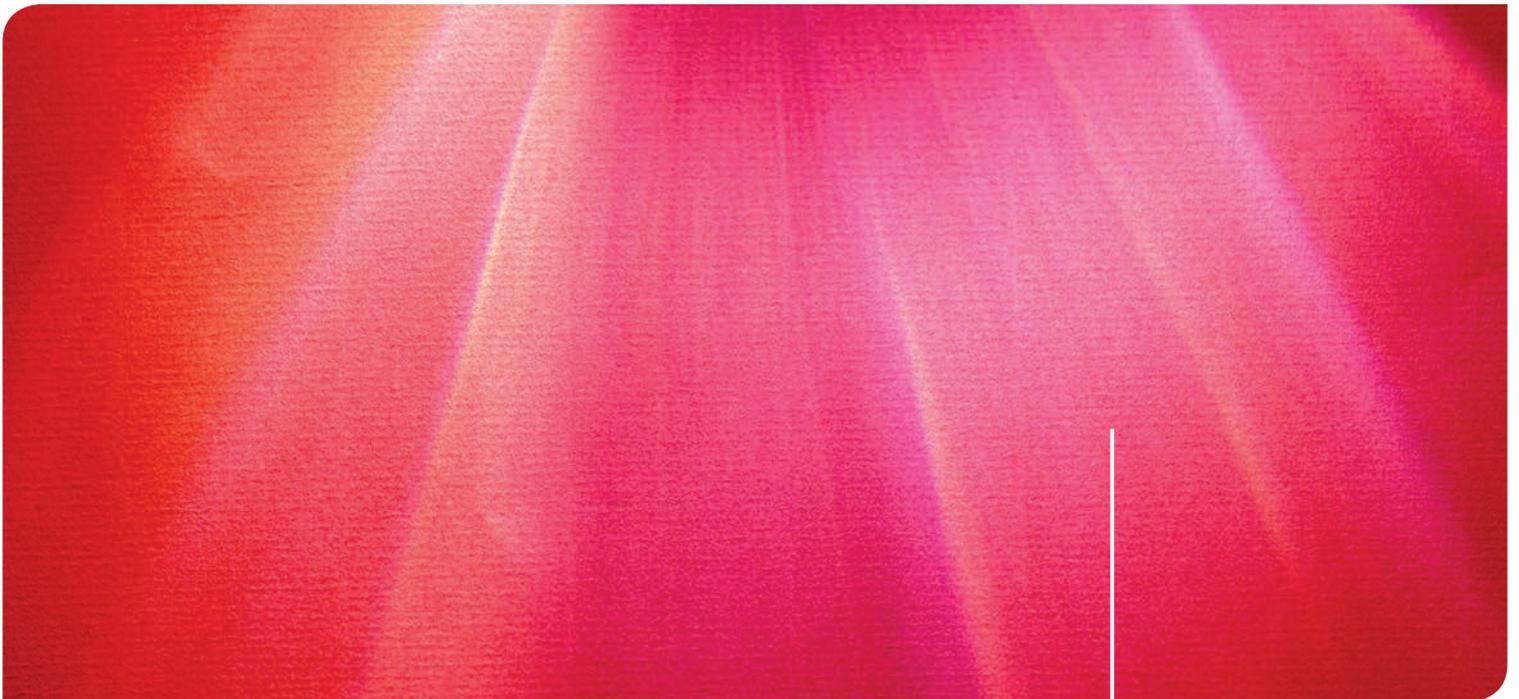
November 2013

Alle Rechte vorbehalten.

1 Das Atom	7	5 Kontrollierte Kernspaltung	38
1.1 Chemische Elemente und ihre kleinsten Teilchen	8	5.1 Aufbau eines Kernreaktors	39
1.2 Aufbau der Atomhülle und des Atomkerns	9	5.2 Spaltneutronen	39
1.3 Eigenschaften der Kernkräfte	12	5.3 Moderator	41
1.4 Massendefekt und Bindungsenergie .	13	5.4 Temperaturabhängigkeit des Moderatoreffekts	42
2 Kernumwandlungen und Radioaktivität	16	5.5 Steuerung der Kettenreaktion	43
2.1 Alphastrahlen	17	5.6 Homogener und heterogener Reaktor	45
2.2 Betastrahlen	18	5.7 Verfahren zur Anreicherung von U-235	46
2.3 Gammastrahlen	19	5.8 Naturreaktor von Oklo	47
2.4 Der Elektroneneinfang	19	6 Kernkraftwerke	48
2.5 Protonen- und Neutronenstrahlen . .	20	6.1 Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor Beispiel: Kernkraftwerk Gundrem- mingen Block C	49
2.6 Halbwertszeit	21	6.2 Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor Beispiel: Kernkraftwerk Brokdorf	50
2.7 Aktivität	22	6.3 Weitere Reaktortypen	51
3 Das Wesen der Energie	24	6.3.1 Kernkraftwerk mit Schwer- wasser-Druckröhren-Reaktor (CANDU)	51
3.1 Energiearten und Energie- umwandlungen	25	6.3.2 Kernkraftwerk mit graphit- moderiertem Druckröhren- Siedewasserreaktor (RBMK)	52
3.2 Energieumwandlungen bei Kohle- kraftwerk und Kernkraftwerk	25	6.3.3 Kernkraftwerk mit graphit- moderiertem gasgekühltem Reaktor (AGR)	52
3.3 Beschreibung der Wärme im Teilchenmodell	26	6.3.4 Kernkraftwerk mit Hochtemperaturreaktor	53
3.4 Energieeinheit Elektronvolt	27	6.3.5 Kernkraftwerk mit Schnellem Reaktor	54
3.5 Energie der Teilchenstrahlung	28	7 Sicherheitseinrichtungen bei Kernkraftwerken	55
3.5.1 Alphateilchen	28	7.1 Strahlenquellen in einem Kernkraftwerk	56
3.5.2 Betateilchen	28	7.2 Grundlegendes Sicherheitskonzept . .	57
3.5.3 Neutronen	29	7.3 Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe	58
3.6 Energie und Wellenlänge der Gammastrahlen	29	7.3.1 Brennstab	59
3.7 Erzeugung von Wärme durch radioaktive Stoffe	29	7.3.2 Reaktordruckgefäß	59
4 Kernspaltung und Kettenreaktion	31	7.3.3 Sicherheitsbehälter	60
4.1 Entdeckung der Kernspaltung	32	7.3.4 Rückhalteinrichtungen für flüssige und gasförmige radioaktive Stoffe (Beispiel für einen Siedewasserreaktor)	61
4.2 Kernspaltung und Spaltprodukte . . .	33	7.3.5 Kontrollierte Abgabe radioaktiver Stoffe	61
4.3 Energiebilanz bei der Kernspaltung .	34	7.4 Druckdifferenz als Sicherheitsbarriere	62
4.4 Kettenreaktion im Uran-235	36	7.4.1 Unterdruckzonen	62
4.5 Erzeugung von Plutonium-239 und von Uran-233	37	7.4.2 Personenschleuse	63
		7.4.3 Wellendichtung und Sperrmedium	63
		7.4.4 Kondensator	63
		7.5 Notkühlsystem	64
		7.6 Unfälle	66

8 Versorgung und Entsorgung von Kernkraftwerken	67	9 Strahlenmessung und die Strahlenexposition des Menschen	78
8.1 Kraftwerke als Energiewandler und Stoffwandler	68	9.1 Ionisationskammer	79
8.2 Die Versorgung eines Kernkraftwerkes mit Spaltstoff	68	9.2 Energiedosis	79
8.2.1 Uranvorkommen	68	9.3 Organdosis	80
8.2.2 Urangewinnung.	69	9.4 Effektive Dosis	81
8.2.3 Anreicherung von Uran-235.	69	9.5 Folgedosis.	81
8.2.4 Herstellung von Brennelementen.	69	9.6 Somatische und genetische Schäden.	81
8.3 Die Entsorgung von radioaktiven Abfällen aus Kernkraftwerken	70	9.7 Natürliche Strahlenexposition des Menschen	83
8.3.1 Entladen der Brennelemente aus dem Reaktor und Zwischenlagerung	71	9.7.1 Kosmische Strahlung und durch sie erzeugte Radionuklide.	83
8.3.2 Direkte Endlagerung	72	9.7.2 Terrestrische Strahlung	84
8.3.3 Wiederaufarbeitung	73	9.7.3 Eigenstrahlung des Körpers.	85
8.3.4 Konditionierung radioaktiver Abfälle.	73	9.7.4 Gesamtbetrag der natürlichen Strahlenexposition	85
8.3.5 Endlagerung radioaktiver Abfälle in Deutschland	74	9.8 Zivilisatorisch bedingte Strahlenexposition des Menschen.	86
8.4 Transporte bei der Ver- und Entsorgung	75	9.8.1 Strahlenexposition durch Anwendung ionisierender Strahlen und radioaktiver Stoffe in der Medizin	86
8.5 Behandlung radioaktiver Betriebsabfälle in einem Kernkraftwerk.	76	9.8.2 Strahlenexposition durch Reaktorunfälle	87
8.5.1 Behandlung gasförmiger Reaktorbetriebsabfälle	76	9.8.3 Strahlenexposition durch Kernwaffentests	87
8.5.2 Behandlung flüssiger Reaktorbetriebsabfälle	77	9.8.4 Strahlenexposition durch Flugverkehr	88
8.5.3 Behandlung fester Reaktorbetriebsabfälle	77	9.8.5 Strahlenexposition durch Kernkraftwerke	88
		9.9 Zusammenfassung der Strahlenexposition	89
		Sachwortverzeichnis	90

Das Atom 1



1.1 Chemische Elemente und ihre kleinsten Teilchen

Zurzeit sind 118 chemische Elemente (Tab. 1.01) bekannt. Alle Elemente mit der Ordnungszahl 95 und höher sind künstlich hergestellt. Einige Elemente – Technetium, Promethium, Astat, Neptunium und Plutonium – wurden zuerst künstlich hergestellt und erst später auch ihr natürliches Vorkommen nachgewiesen.

In der Erdkruste einschließlich Wasser und Luft sind Sauerstoff (49,2 %), Silizium (25,7 %) und Aluminium (7,5 %) die häufigsten Elemente. Der Mensch besteht im Wesentlichen aus Sauerstoff (65 %), Kohlenstoff (18 %) und Wasserstoff (10 %) (alle Angaben in Gewichtsprozent).

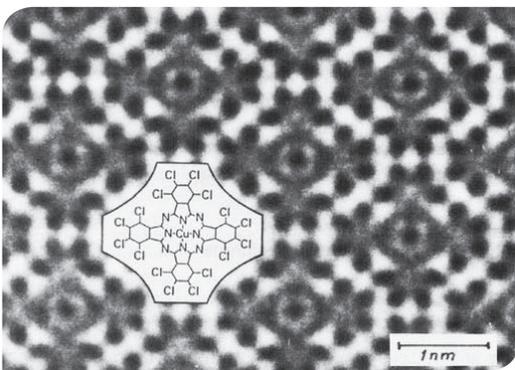
Element	Symbol	OZ	Element	Symbol	OZ	Element	Symbol	OZ
Wasserstoff	H	1	Niob	Nb	41	Thallium	Tl	81
Helium	He	2	Molybdän	Mo	42	Blei	Pb	82
Lithium	Li	3	Technetium	Tc	43	Wismut	Bi	83
Beryllium	Be	4	Ruthenium	Ru	44	Polonium	Po	84
Bor	B	5	Rhodium	Rh	45	Astat	At	85
Kohlenstoff	C	6	Palladium	Pd	46	Radon	Rn	86
Stickstoff	N	7	Silber	Ag	47	Francium	Fr	87
Sauerstoff	O	8	Cadmium	Cd	48	Radium	Ra	88
Fluor	F	9	Indium	In	49	Actinium	Ac	89
Neon	Ne	10	Zinn	Sn	50	Thorium	Th	90
Natrium	Na	11	Antimon	Sb	51	Protactinium	Pa	91
Magnesium	Mg	12	Tellur	Te	52	Uran	U	92
Aluminium	Al	13	Iod	I	53	Neptunium	Np	93
Silizium	Si	14	Xenon	Xe	54	Plutonium	Pu	94
Phosphor	P	15	Cäsium	Cs	55	Americium	Am	95
Schwefel	S	16	Barium	Ba	56	Curium	Cm	96
Chlor	Cl	17	Lanthan	La	57	Berkelium	Bk	97
Argon	Ar	18	Cer	Ce	58	Californium	Cf	98
Kalium	K	19	Praseodym	Pr	59	Einsteinium	Es	99
Calcium	Ca	20	Neodym	Nd	60	Fermium	Fm	100
Scandium	Sc	21	Promethium	Pm	61	Mendelevium	Md	101
Titan	Ti	22	Samarium	Sm	62	Nobelium	No	102
Vanadium	V	23	Europium	Eu	63	Lawrencium	Lw	103
Chrom	Cr	24	Gadolinium	Gd	64	Rutherfordium	Rf	104
Mangan	Mn	25	Terbium	Tb	65	Dubnium	Db	105
Eisen	Fe	26	Dysprosium	Dy	66	Seaborgium	Sb	106
Kobalt	Co	27	Holmium	Ho	67	Bohrium	Bh	107
Nickel	Ni	28	Erbium	Er	68	Hassium	Hs	108
Kupfer	Cu	29	Thulium	Tm	69	Meitnerium	Mt	109
Zink	Zn	30	Ytterbium	Yb	70	Darmstadtium	Ds	110
Gallium	Ga	31	Lutetium	Lu	71	Roentgenium	Rg	111
Germanium	Ge	32	Hafnium	Hf	72	Copernicium	Cn	112
Arsen	As	33	Tantal	Ta	73	noch ohne Namen		113
Selen	Se	34	Wolfram	W	74	Flerovium	Fl	114
Brom	Br	35	Rhenium	Re	75	noch ohne Namen		115
Krypton	Kr	36	Osmium	Os	76	Livermorium	Lv	116
Rubidium	Rb	37	Iridium	Ir	77	noch ohne Namen		117
Strontium	Sr	38	Platin	Pt	78	noch ohne Namen		118
Yttrium	Y	39	Gold	Au	79			
Zirkonium	Zr	40	Quecksilber	Hg	80			

Tab. 1.01

Tabelle der chemischen Elemente, nach der Ordnungszahl (OZ) (Protonenzahl) geordnet

Die kleinsten Teilchen der chemischen Elemente werden Atome genannt. Die kleinsten Teilchen des Wasserstoffs, Kohlenstoffs oder Urans, die noch die charakteristischen Eigenschaften dieser Elemente besitzen, nennt man also Wasserstoffatome, Kohlenstoffatome bzw. Uranatome.

Der Durchmesser der Atome beträgt etwa 10^{-7} mm. Erst 10 Millionen Atome aneinander gereiht ergeben etwa 1 mm. Die Atome sind also für das menschliche Auge unsichtbar. Mit speziellen Mikroskopen ist es aber gelungen, sie schemenhaft zu erkennen. In Abb. 1.01 zeigen die dunklen Flecken die Stellen an, an denen sich die einzelnen Atome eines größeren Moleküls befinden. Über den inneren Aufbau der Atome gibt es keine mikroskopischen Aufnahmen.



Um dennoch eine Vorstellung über den inneren Aufbau zu erhalten, hat man Modelle entwickelt. Es sind anschauliche Bilder, mit denen Beobachtungen und Messergebnisse in übersichtlicher Weise beschrieben und gedeutet werden. Dabei ist jedoch zu bedenken, dass Modelle immer nur einen Teil der Erfahrungstatsachen beschreiben können. Nach einem im Wesentlichen von Rutherford und Bohr zu Anfang des

20. Jahrhunderts entwickelten Modell besteht das Atom aus einem sehr kleinen Kern, in dem fast die gesamte Masse vereinigt ist, und einer Hülle.

Der Kern baut sich aus elektrisch positiv geladenen Protonen (p^+) und elektrisch neutralen Neutronen (n) auf. Sie werden auch als Kernteilchen oder Nukleonen bezeichnet. Die Atome eines jeden Elements haben in ihren Kernen jeweils eine charakteristische Anzahl von Protonen (Tab. 1.01). Jedes Element wird also durch die Protonenzahl eindeutig bestimmt. Bis zum Element Calcium (20 Protonen) stimmt die Protonenzahl etwa mit der Neutronenzahl überein, von da ab überwiegt die Anzahl der Neutronen.

In der Atomhülle befinden sich in der Regel ebenso viel negativ geladene Elektronen (e^-) wie im Kern Protonen vorhanden sind. Da das Elektron eine negative Elementarladung und das Proton eine positive Elementarladung trägt, gleichen sich die Ladungen aus. Das Atom ist dann nach außen elektrisch neutral. Verliert ein Atom ein Elektron aus seiner Hülle, überwiegen die positiven Ladungen im Kern (positives Ion). Nimmt ein Atom ein weiteres Elektron in seine Hülle auf, überwiegen die negativen Ladungen (negatives Ion) (Abb. 1.02).

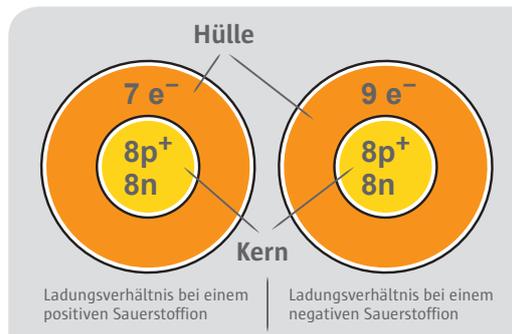


Abb. 1.01
Atome in einem Kupfer-Chlor-Phthalocyanin-Kristall
Quelle: Bergman/Schäfer, Lehrbuch der Experimentalphysik, Band III, 8. Auflage, Walter de Gruyter, 1987

Abb. 1.02
Ladungsverhältnisse bei Ionen
(Kerne übertrieben groß dargestellt)

Aufbau der Atomhülle und des Atomkerns 1.2

Die in einem Kern vorhandenen Protonen müssten sich eigentlich aufgrund ihrer positiven Ladungen gegenseitig abstoßen und dadurch den Kern zum Zerplatzen bringen. Da aber stabile Atomkerne mit z. T. recht vielen Protonen existieren, kann daraus geschlossen werden, dass es andere Kräfte geben muss, die die Kernteilchen aneinander binden. Diese anziehenden Kernkräfte sind stärker als die im Kern wirkenden abstoßenden elektrischen Kräfte.

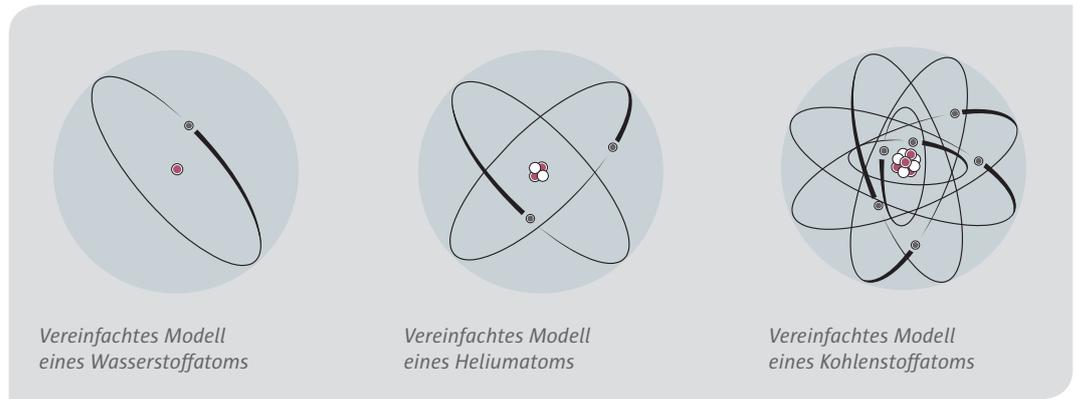
In der Atomhülle befinden sich negativ geladene Elektronen. Elektronen und Protonen müssten sich aufgrund ihrer unterschiedlichen elektrischen Ladungen anziehen, die Hüllenelektronen also auf den Kern fallen. Da das aber nicht eintritt, ist anzunehmen, dass auch hier andere

Kräfte wirksam sind. Sie sorgen dafür, dass Kern und Hülle nicht aufeinander fallen.

Um ein Elektron aus der Atomhülle abzutrennen, benötigt man Energie. Dabei zeigt sich, dass für die einzelnen Elektronen einer Hülle unterschiedlich viel Energie aufgewendet werden muss. Die Elektronen sind also unterschiedlich fest an den Kern gebunden bzw. sie besitzen gegenüber dem Atomkern unterschiedliche Energie. Diese Energiewerte der Elektronen unterscheiden sich aber nicht kontinuierlich, sondern stufenartig voneinander (Energienstufen). Um diese Tatsache im Modell zu veranschaulichen, weist man den einzelnen Elektronen bestimmte Bahnen bzw. Schalen zu, die um den Kern angeordnet sind (K-, L-, M-, N-, O-, P- und Q-Schale, am Kern beginnend) (Abb. 1.03).

Abb. 1.03
Atome in vereinfachter Modelldarstellung. Das Atom besteht aus dem elektrisch positiv geladenen Kern und der elektrisch negativ geladenen Hülle.

- Bestandteile des Atomkerns:
 ● Proton (+)
 ○ Neutron (0) Ausnahme: H-1
 Bestandteile der Atomhülle:
 ● Elektron (-)



Elektronen mit festerer Bindung an den Kern werden auf kernnahen Bahnen oder Schalen gezeichnet, Elektronen weniger fester Bindung an den Kern auf kernferneren Bahnen oder Schalen. Diese Bahnen oder Schalen existieren nicht wirklich. Es sind lediglich Hilfsvorstellungen zur Veranschaulichung der unterschiedlichen Energiestufen. Das Größenverhältnis von Atomhülle zu Atomkern ist bemerkenswert. Der Durchmesser der Hülle beträgt etwa 10^{-10} m, der Durchmesser des Kerns etwa 10^{-14} m. Der Kern ist also etwa 10.000-mal kleiner als die Hülle. Zur Veranschaulichung dieses Verhältnisses kann man das Atom in Gedanken auf das 10^{12} -fache vergrößern. Die Hülle hätte dann einen Durchmesser von 100 m, der Kern wäre aber nur 1 cm groß (Abb. 1.04).

Proton und Neutron haben fast die gleiche Masse. Die Masse des Elektrons beträgt aber nur $1/1.836$ der Masse des Protons. Das ist ein so geringer Betrag, dass man ihn bei Betrachtung der Atommassen vernachlässigen kann. Praktisch ist die gesamte Masse eines Atoms in seinem Kern vereinigt (Tab. 1.02).

Wenn man die Atome eines großen Ozeandampfers in Gedanken so zusammenpresst, dass sich die Elektronen dicht an den Atomkernen befinden, erhielte man nur eine winzige Menge an Materie in der Größe eines Stecknadelkopfes. Die Masse des Ozeandampfers würde aber erhalten bleiben.

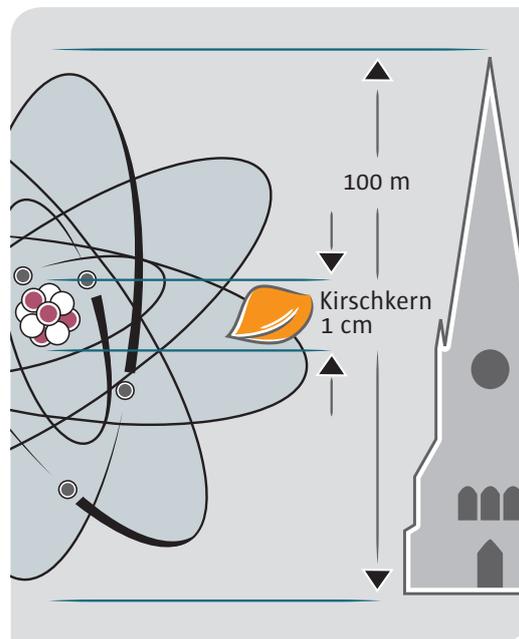


Abb. 1.04
Größenverhältnis in einem Atom (Atomhülle zu Atomkern wie Kirchturm zu Kirschkern)

Die Massen von Proton und Neutron liegen im Bereich von 10^{-27} kg. Da das Rechnen mit so kleinen Werten ungünstig ist, gibt man zur Beschreibung der Masse eines Atomkerns lediglich an, wie viele Protonen und Neutronen er enthält. Das ist seine Massenzahl.

Neben der Masse ist die elektrische Ladung die zweite wichtige Eigenschaft des Atomkerns. Jedes Proton besitzt die kleinste bisher nachgewiesene positive Ladungsmenge, die deshalb auch Elementarladung genannt wird. Die Anzahl der Protonen ist also gleich der Anzahl der Elementarladungen. Das wird durch die Kernladungszahl beschrieben. Sie entspricht der Ordnungszahl der chemischen Elemente.

Zur Kennzeichnung des Kernaufbaus wird die Massenzahl (Anzahl der Protonen und Neutronen) oben links, die Kernladungszahl (Anzahl der Protonen) unten links neben das chemische Symbol gesetzt (Tab. 1.03 und Abb. 1.05).

Tab. 1.02
Masse und elektrische Ladung der drei wichtigsten Elementarteilchen

Elementarteilchen	Masse (Ruhemasse)		Ladung	
	in kg	in Elektronenmassen	in Coulomb	in Elementarladungen
Elektron	$9,10938 \cdot 10^{-31}$	1	$-1,6022 \cdot 10^{-19}$	-1
Proton	$1,67262 \cdot 10^{-27}$	1.836,15	$1,6022 \cdot 10^{-19}$	+1
Neutron	$1,67493 \cdot 10^{-27}$	1.838,68	0	0

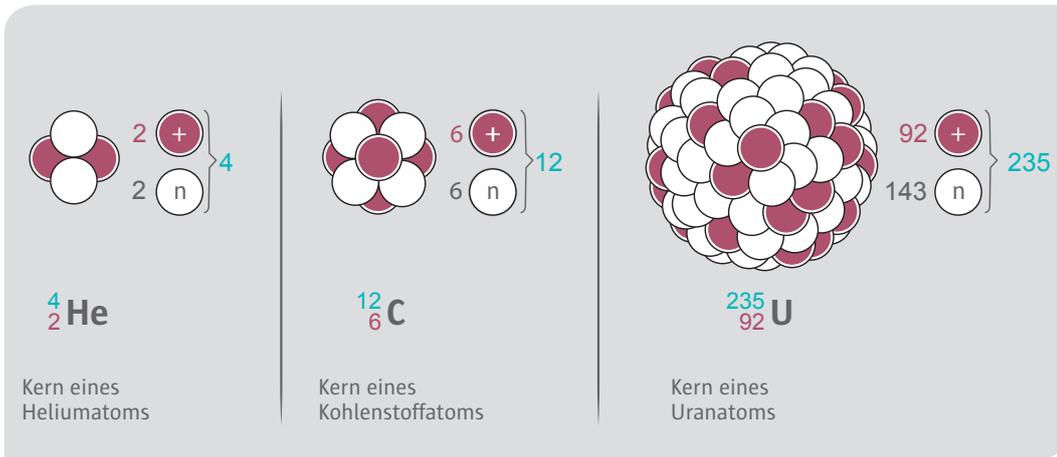
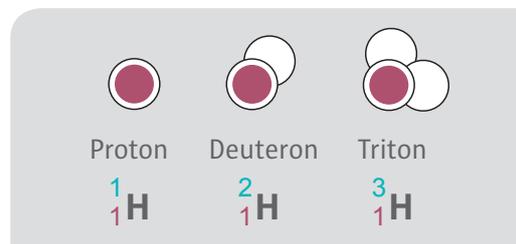


Abb. 1.05
Aufbau der Atomkerne im Modell
Massenzahl:
Gesamtzahl der Protonen
und Neutronen
Kernladungszahl:
Anzahl der Protonen

Kern eines Heliumatoms	Kern eines Kohlenstoffatoms	Kern eines Uranatoms
${}^4_2\text{He}$	${}^{12}_6\text{C}$	${}^{235}_{92}\text{U}$
Massenzahl: 4 Kernladungszahl: 2	Massenzahl: 12 Kernladungszahl: 6	Massenzahl: 235 Kernladungszahl: 92

Im natürlichen Wasserstoff treten drei Isotope auf (Abb. 1.06):



Tab. 1.03
Kennzeichnung des Kernaufbaus

Abb. 1.06
Die Kerne der Wasserstoffisotope
(Modelldarstellung)

Für die Elementarteilchen gilt:

${}^1_1\text{p}$	${}^1_0\text{n}$	${}^0_{-1}\text{e}$
Proton	Neutron	Elektron

Eine Atomart, die durch Protonenzahl und Neutronenzahl charakterisiert ist, wird als Nuklid bezeichnet.

Die Atome eines Elements können bei gleicher Protonenzahl eine unterschiedliche Neutronenzahl besitzen. Solche Atome mit gleicher Kernladungszahl (Ordnungszahl), aber mit unterschiedlicher Massenzahl, bezeichnet man als Isotope. Sie unterscheiden sich nicht in ihren chemischen, wohl aber in ihren kernphysikalischen Eigenschaften.

Da die 118 Elemente z. T. viele Isotope haben, existieren insgesamt etwa 3.850 Nuklide. Davon sind 257 stabil, alle anderen zerfallen spontan, d. h. sie sind radioaktiv. Man nennt sie deshalb Radionuklide.

Proton, Neutron und Elektron gehören zu den Elementarteilchen. Es sind kleinste Teilchen, aus denen sich die Materie aufbaut oder die beim radioaktiven Zerfall entstehen, bei der kosmischen Strahlung auftreten bzw. durch Kernreaktionen künstlich erzeugt werden können. Elementarteilchen stellen keine unwandelbaren Gebilde dar, sondern können auf verschiedene Weise umgewandelt, erzeugt und vernichtet werden.

99,989% ${}^1_1\text{H}$ Wasserstoff, leichter Wasserstoff
Der Kern besteht aus einem Proton (${}^1_1\text{p}$).

0,011% ${}^2_1\text{H} = \text{D}$ Schwerer Wasserstoff oder Deuterium (D)
Der Kern besteht aus einem Proton und einem Neutron.

kleinste Mengen ${}^3_1\text{H} = \text{T}$ Überschwerer Wasserstoff oder Tritium (T)
Der Kern besteht aus einem Proton und zwei Neutronen. Tritium wird in den oberen Schichten der Atmosphäre durch die kosmische Strahlung ständig neu gebildet und entsteht auch in Kernkraftwerken. Tritium ist radioaktiv.

Ein Wassermolekül, das z. B. die Wasserstoffisotope H-1 und H-3 (T) enthält, wird deshalb HTO abgekürzt. Enthält das Molekül nur das Isotop H-2, kürzt man es D₂O ab.

Abb. 1.07 gibt für die ersten zehn Elemente des Periodensystems die Isotope an.

Da die Kernladungszahl für jedes Element festliegt, die Massenzahl aber verschieden sein kann, wird bei einer abgekürzten Schreibweise lediglich die Massenzahl rechts neben den Namen oder das Symbol des betreffenden Elements geschrieben, z. B.: H-3, He-4, C-12, U-235, U-238.

Anzahl der Protonen

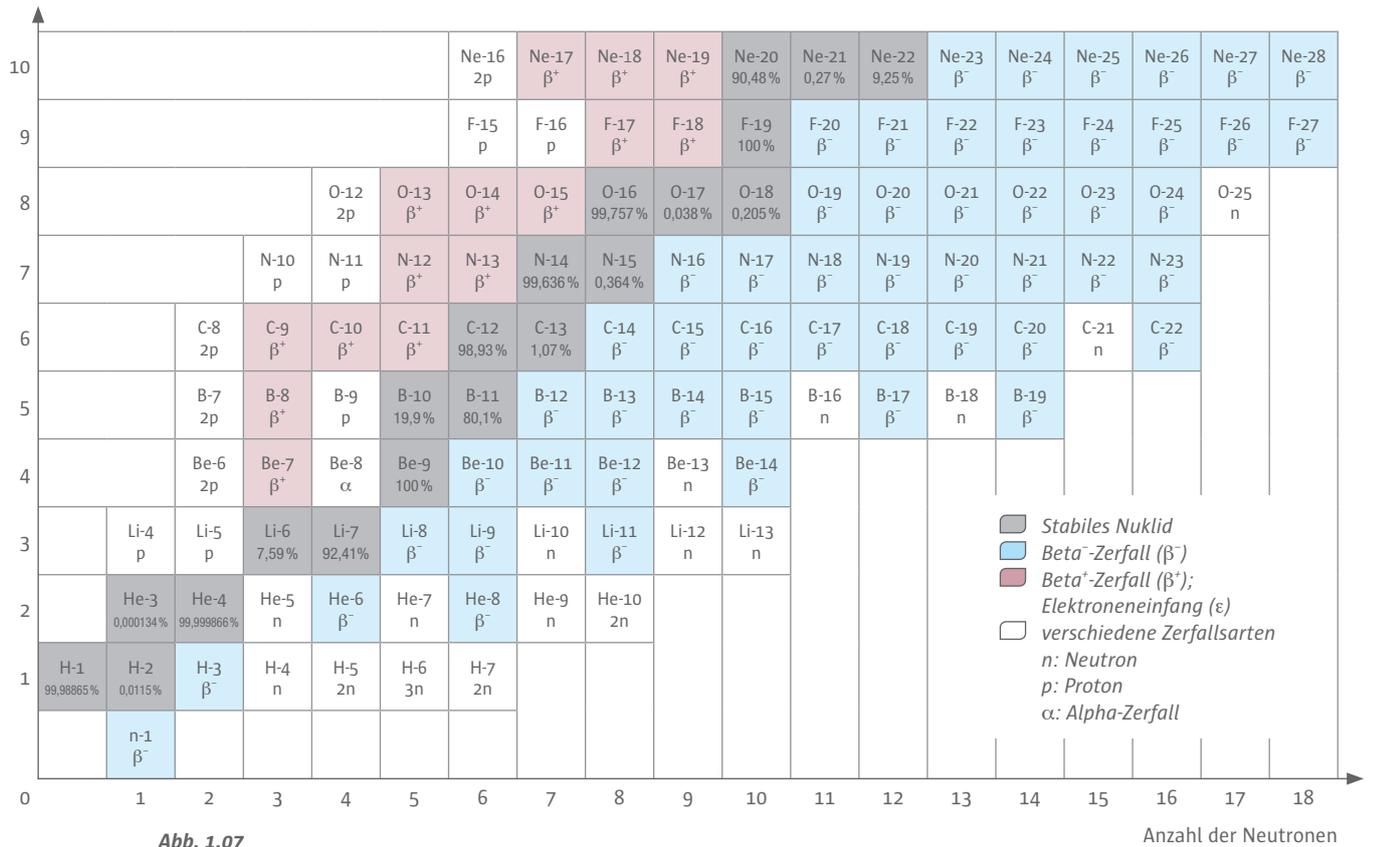


Abb. 1.07

Die Isotope der Elemente mit den Kernladungszahlen 1 bis 10 (Auszug aus der Karlsruher Nuklidkarte)

1.3 Eigenschaften der Kernkräfte

In den Atomkernen werden Protonen und Neutronen auf kleinstem Raum zusammengehalten. Das bewirken sehr starke Kernkräfte, die den abstoßenden Kräften zwischen den positiv geladenen Protonen entgegenwirken.

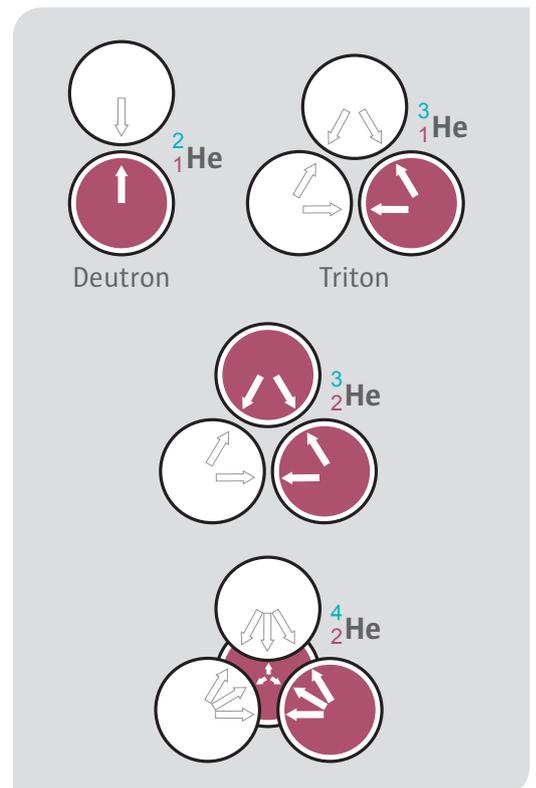
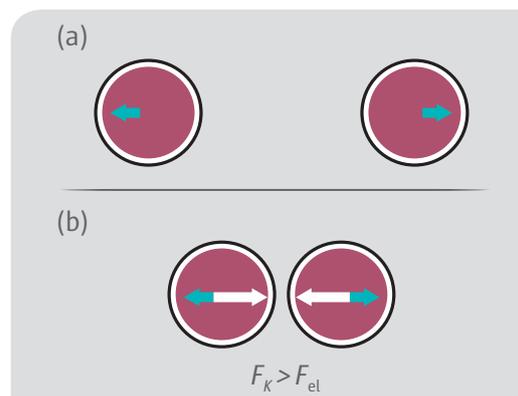
Die Kernkräfte F_K haben eine sehr geringe Reichweite. Erst wenn die Kernteilchen so dicht beieinander liegen, dass sie sich fast berühren, beginnen die Kräfte zu wirken. Es ist so ähnlich wie bei klebrigen Bonbons, die erst aneinander haften, wenn sie sich berühren.

Abb. 1.08 (links)
 Bei größerer Entfernung zwischen zwei Protonen wirken nur die abstoßenden elektrischen Kräfte (a).
 Bei geringer Entfernung werden die Kernkräfte wirksam (b). Sie sind stärker als die elektrischen Kräfte.

F_{el} :
 F_K :

Abb. 1.09

Kernkräfte können nur zwischen benachbarten Kernteilchen wirken



Die elektrischen Kräfte F_{el} , die zwischen den Protonen wirken, haben im Prinzip eine unendliche Reichweite. Ihre Stärke nimmt jedoch mit der Entfernung r gemäß $1/r^2$ ab (Abb. 1.08).

Wegen der geringen Reichweite werden die Kernkräfte nur zwischen unmittelbar benachbarten Kernteilchen wirksam. Das ist immer nur zwischen einer begrenzten Anzahl von Teilchen der Fall. Besteht ein Atomkern aus nur einigen wenigen Teilchen, ist jedes Teilchen mit jedem anderen in Kontakt, so dass die Kernkräfte wirksam werden können (Abb. 1.09).

Ist die Teilchenzahl größer, kann nicht mehr jedes Kernteilchen über Kernkräfte mit jedem anderen in Wechselwirkung treten. Anders ist es bei den im Kern auftretenden elektrischen Kräften. Sie stoßen sich alle untereinander ab, auch über die Entfernung vieler Kernteilchen hinweg (Abb. 1.10).

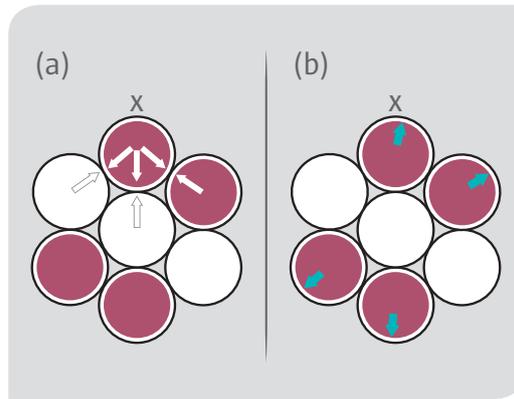


Abb. 1.10
Kernkräfte (\leftrightarrow) und elektrische Kräfte (\rightarrow) sind nur für das mit (x) bezeichnete Proton angegeben.
„Anziehende“ Kernkräfte sind nur zwischen benachbarten Kernteilchen wirksam, „abstoßende“ elektrische Kräfte wirken auch über größere Entfernungen.

Eine weitere Eigenschaft der Kernkräfte ist, dass sie zwischen allen Teilchen wirken, unabhängig von ihrer Ladung. Die Kernkräfte haben also gleiche Größe zwischen den Teilchenpaaren Proton/Proton, Proton/Neutron und Neutron/Neutron.

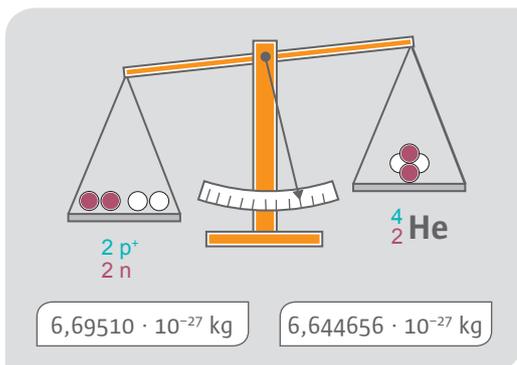
Massendefekt und Bindungsenergie 1.4

Wie stark die Kernteilchen im Kern zusammengehalten werden, lässt sich berechnen. Das ist am einfachsten am Kern des Heliumatoms darzustellen. Er besteht aus zwei Protonen und zwei Neutronen. Die Masse des Kerns müsste sich eigentlich aus zwei Protonenmassen und zwei Neutronenmassen ergeben:

$$2 \cdot m_p = 2 \cdot 1,67262 \cdot 10^{-27} \text{ kg} = 3,34524 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$$

$$2 \cdot m_n = 2 \cdot 1,67493 \cdot 10^{-27} \text{ kg} = 3,34986 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$$

$$m_{2p+2n} = 6,69510 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$$



Sehr genaue Massenbestimmungen des Heliumkerns haben aber ergeben, dass seine Masse $m_{He} = 6,644656 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$ beträgt. Die Masse des Heliumkerns ist also um $0,050444 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$ geringer als die Summe der Massen der einzeln existierenden Teilchen. Dieser Verlust macht etwa 0,8 % aus (Abb. 1.11).

Der Massenverlust (auch Massendefekt genannt) kommt dadurch zustande, dass beim Zusammenschluss von Protonen und Neutronen zu einem

Kern ein kleiner Teil ihrer Massen in Energie umgewandelt wird. Diese Energie wird in Form einer unsichtbaren energiereichen Lichtart (Gammastrahlung) abgegeben und tritt auch z. T. als Bewegungsenergie des entstandenen Kerns auf. Würde der Heliumkern wieder in seine Bestandteile zerlegt werden, müsste genau die verloren gegangene Energie dem Kern wieder zugeführt werden. Der Massenverlust (und damit die abgegebene Energie) ist also für das Zusammenhalten der Kernteilchen verantwortlich.

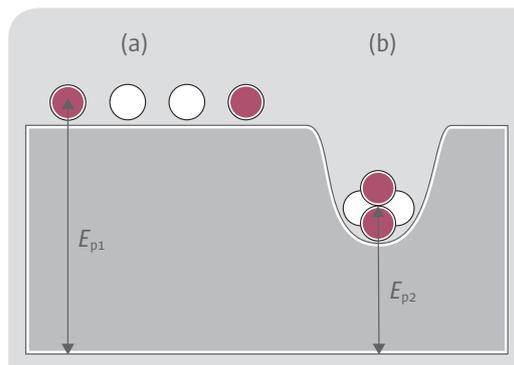


Abb. 1.11 (links)
Bei der Entstehung eines Atomkerns aus Nukleonen tritt ein Massenverlust auf

Abb. 1.12
Zusammenfügen von Kugeln zu einer stabileren Einheit durch Energieabgabe (Vergleich zur Entstehung eines Atomkerns aus Kernteilchen)

Dass durch Energieabgabe Teilchen zu einer stabilen Einheit zusammengefügt werden können, lässt sich anhand eines mechanischen Modells veranschaulichen (Abb. 1.12).

- (a) Vier Kugeln liegen getrennt voneinander auf einer Ebene (indifferentes Gleichgewicht). Sie haben gegenüber der unteren Ebene potentielle Energie E_{p1} („Höhenenergie“). (Die vier Kugeln entsprechen den zwei Protonen und den zwei Neutronen.)

(b) Fallen die vier Kugeln anschließend in die Vertiefung, liegen sie dicht beieinander im stabilen Gleichgewicht. Da sie nun gegenüber der ursprünglichen Position niedriger liegen, haben sie potenzielle Energie („Höhenenergie“) verloren bzw. abgegeben. (Das entspricht der Energieabgabe beim Auftreten der Kernkräfte.)

Wie viel Energie einer bestimmten Masse entspricht, kann nach dem von Einstein formulierten Gesetz berechnet werden:

$$E = m \cdot c^2$$

(E : Energie; m : Masse; c : Lichtgeschwindigkeit).

So entspricht 1 kg Masse einer Energie von $E = 9 \cdot 10^{16}$ J. Stünde dieser Betrag als elektrische Energie zur Verfügung, könnte damit die Stadt Hamburg zwei Jahre lang mit elektrischer Energie versorgt werden.

Beim Heliumkern ergibt sich aus dem Massenverlust von $m = 0,050444 \cdot 10^{-27}$ kg eine Energie von $E = 0,4536 \cdot 10^{-11}$ J = 28,3 MeV (eV: Elektronvolt, $1 \text{ eV} = 1,60 \cdot 10^{-19}$ J). Dieser Energiebetrag wurde bei der Kernentstehung abgegeben. Auf jedes einzelne Kernteilchen entfällt dann rechnerisch eine Energie von $E = 7,1$ MeV.

Tab. 1.04

Bindungsenergie bei einigen Nukliden

haben ergeben, dass die Bindungsenergie pro Kernteilchen bei den Kernen der einzelnen Elemente bzw. deren Isotopen unterschiedlich ist (Tab. 1.04). Die Bindungsenergie je Nukleon ist in Abb. 1.13 graphisch dargestellt.

Nuklid	Gesamt-Bindungsenergie in MeV	mittlere Bindungsenergie je Nukleon in MeV
H-2	2,225	1,113
He-3	7,7118	2,573
He-4	28,296	7,074
Li-7	39,244	5,606
O-16	127,620	7,976
Cl-35	298,20	8,520
Fe-57	499,90	8,770
Ag-107	915,387	8,555
Lu-176	1.418,40	8,059
Pb-208	1.636,455	7,868
U-235	1.783,889	7,591

Je größer bei einer Kernentstehung der Massenverlust und damit die Energieabgabe ist, desto fester sind die Kernteilchen aneinander gebunden. Man nennt diese Energie deshalb auch Bindungsenergie. Genaue Messungen

Abgesehen von den sehr leichten Atomkernen liegt die Bindungsenergie je Nukleon zwischen 7 MeV und fast 9 MeV. Die Energie, mit der die äußeren Elektronen der Atomhülle gebunden sind, liegt dagegen nur bei 2 bis 3 eV.

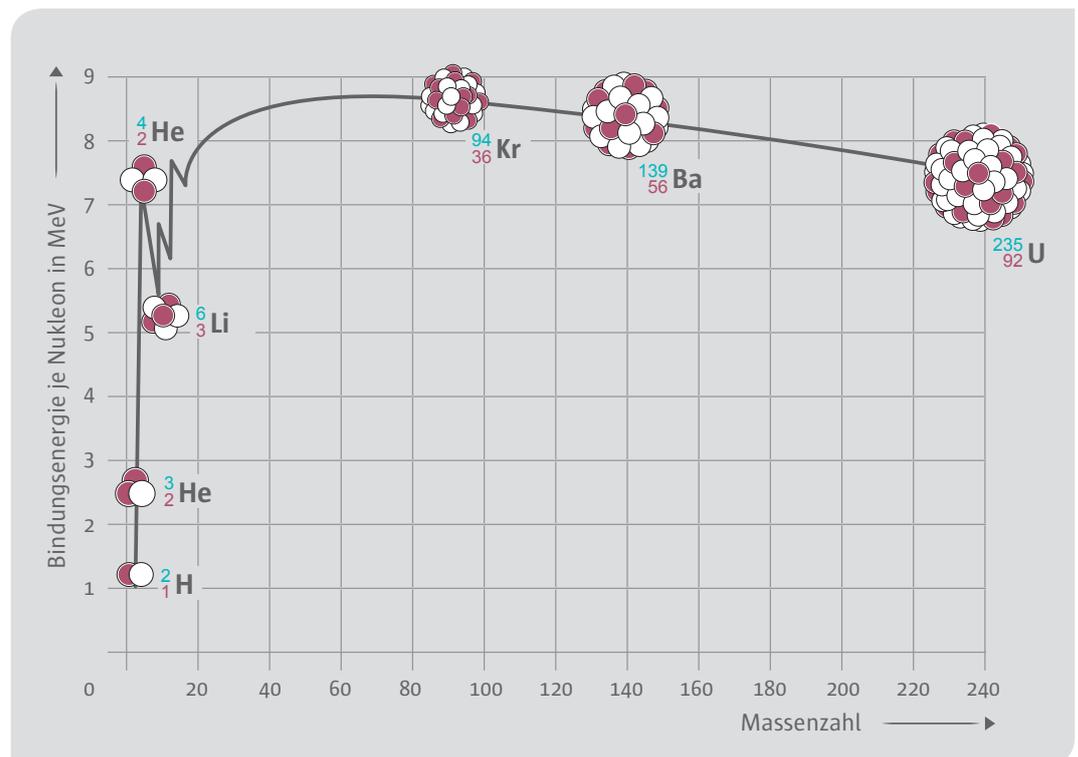


Abb. 1.13

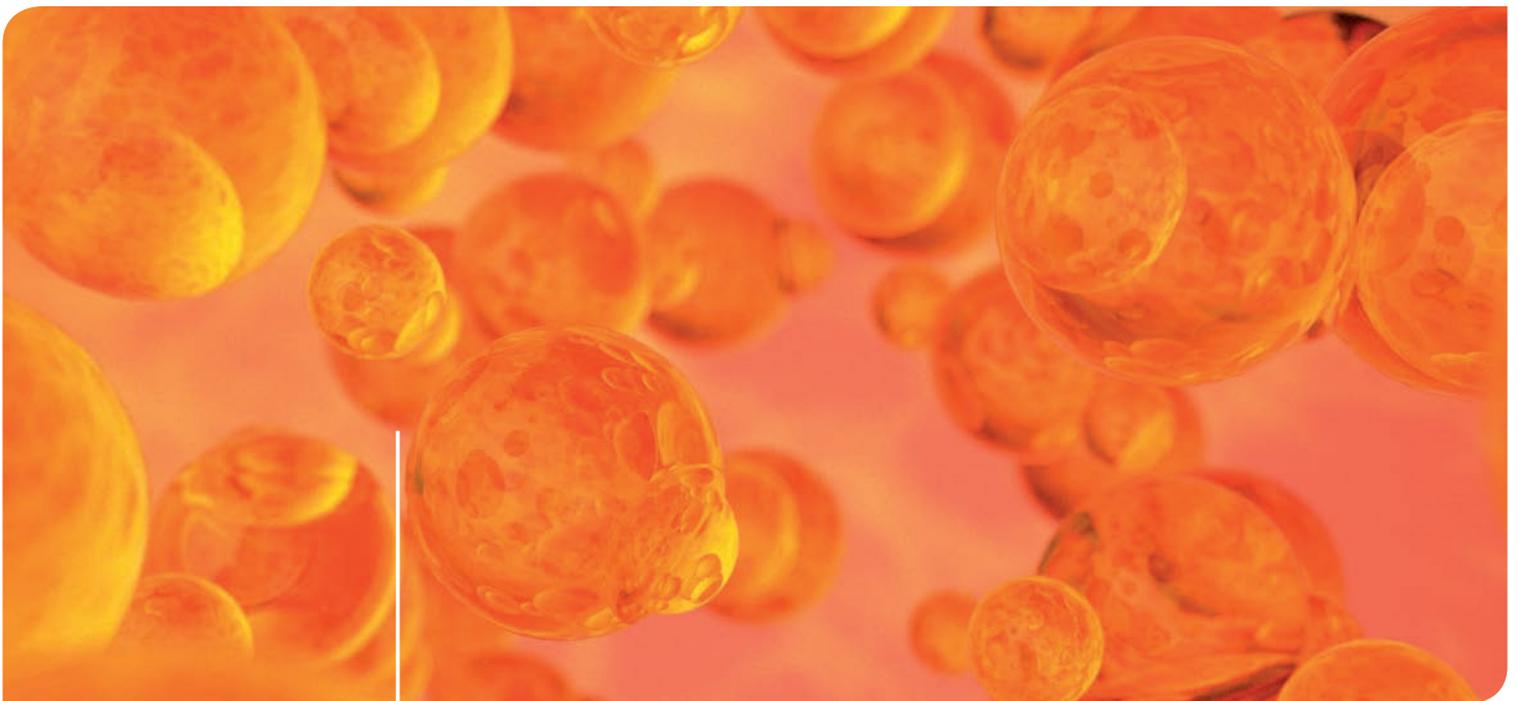
Mittlere Bindungsenergie je Nukleon in Abhängigkeit von der Massenzahl

Die mittlere Bindungsenergie je Nukleon hat bei Kernen mit den Massenzahlen 40 bis 100 (z. B. Fe-57, Kr-87) ihren höchsten Wert und nimmt zu den leichteren und den schwereren Kernen hin ab. Für die Nutzung der Kernbindungsenergie stehen also grundsätzlich zwei Möglichkeiten zur Verfügung:

- Es werden sehr leichte Kerne (z. B. ${}^2_1\text{H} + {}^3_1\text{H}$) miteinander verschmolzen. Daraus entstehen dann schwerere Kerne, deren Kernteilchen stärker aneinander gebunden sind. Das ist mit einem Massenverlust und somit einer Energieabgabe verbunden. Nach diesem Prinzip arbeiten die Energiefreisetzung im Innern der Sonne und der geplante Fusionsreaktor.
- Schwere Kerne werden in mittelschwere gespalten. Da die Bindungsenergie je Nukleon bei mittelschweren Kernen größer ist als bei schweren Kernen, tritt auch dabei Massenverlust und damit Energiefreisetzung auf. Auf diesem Prinzip beruht die Energiegewinnung in Kernkraftwerken.

Dass die Bindung der Nukleonen bei den schweren Kernen lockerer wird, ist darauf zurückzuführen, dass bei Vergrößerung der Nukleonenzahl die Kernkräfte insgesamt zwar zunehmen, aber eben nur zwischen den benachbarten Teilchen wirken. Die abstoßenden Kräfte zwischen den Protonen nehmen ebenfalls zu, sie wirken aber zwischen allen Protonen. Dadurch wird der Zusammenhalt zwischen den Kernteilchen wieder etwas gelockert. Von einer bestimmten Protonenzahl an sind die Kerne nicht mehr stabil, sondern instabil (radioaktiv).

2 Kernumwandlungen und
Radioaktivität



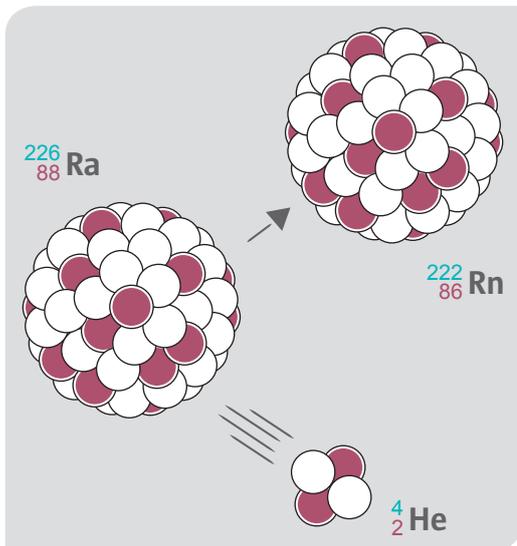
1896 entdeckte der französische Physiker Antoine Henri Becquerel, dass Uransalze eine unsichtbare Strahlung aussenden, die lichtdicht verpackte Fotoplatten schwärzte und ein geladenes Elektroskop entladen konnte. Die Eheleute Marie und Pierre Curie untersuchten solche Strahlen aussendenden Mineralien genauer. Dabei fanden sie 1898 die Elemente Polonium und das sehr viel stärker strahlende Radium. Im selben Jahr wurde die Strahlung von G. C. Schmidt auch bei Thorium nachgewiesen.

Die neu entdeckten Strahlen ließen sich durch physikalische Einwirkungen auf den strahlenden Stoff oder durch chemische Prozesse nicht beeinflussen. Daraus schloss man, dass die Strahlenaussendung nicht durch chemische Vorgänge verursacht wird. Heute weiß man, dass die Strahlen aus den Kernen instabiler Atome ausgesandt werden. Diese Gesamterscheinung wird Radioaktivität genannt. Die Kerne radioaktiver Atome heißen Radionuklide.

Bei den in der Natur vorkommenden Radionukliden spricht man von natürlicher Radioaktivität; bei den durch künstliche Kernumwandlung erzeugten Radionukliden von künstlicher Radioaktivität. Von den bisher bekannten rund 3.850 verschiedenen Nukliden, die Isotope der 118 chemischen Elemente sind, sind nur 257 stabil, alle anderen zerfallen spontan. Beim Zerfall wird eine „Strahlung“ ausgesandt. Nach der Haupteigenschaft der Strahlung, Stoffe zu ionisieren, bezeichnet man sie als ionisierende Strahlung. Die Strahlung entsteht dadurch, dass die Kerne radioaktiver Atome Masse- und Energieportionen mit hoher Geschwindigkeit ausschleudern. Diesen Vorgang nennt man radioaktiven Zerfall.

Alphastrahlen 2.1

Die beim radioaktiven Zerfall von Atomkernen ausgesandten Heliumkerne (2 Protonen, 2 Neutronen) werden Alphateilchen genannt (Abb. 2.01). Als Teilchenstrom bilden sie die Alphastrahlen. Die Anfangsgeschwindigkeit der austretenden Alphateilchen liegt zwischen 15.000 und 20.000 km/s.



Der Kern des Radium-226 hat 88 Protonen und 138 Neutronen. Seine Kernladungszahl beträgt demnach 88, seine Massenzahl 226. Der Kern ist nicht stabil, da die Kernkräfte die abstoßenden Kräfte der Protonen untereinander nicht vollständig aufheben können. Der Kern hat deshalb das Bestreben, in einen stabileren Zustand überzugehen. Das geschieht in mehreren Stufen,

von denen hier nur eine dargestellt ist. Der Kern schleudert einen Heliumkern heraus, wodurch die Kernladungszahl um 2, die Massenzahl um 4 sinkt. Es entsteht das neue Element Radon (Rn). Dieser Vorgang wird auch Alphazerfall genannt.

Er kann durch eine Kernreaktionsgleichung beschrieben werden:



In der Gleichung wird links vom Reaktionspfeil der Kernaufbau des Ausgangsatoms, rechts davon das Ergebnis des Zerfalls geschrieben. Dabei müssen auf beiden Seiten die Summe der Kernladungszahlen ($88 = 86 + 2$) und die Summe der Massenzahlen ($226 = 222 + 4$) übereinstimmen. Das beim Zerfall entstandene Radon-222 ist ebenfalls radioaktiv und zerfällt weiter. Das entstandene Radon gibt zwei Hüllenelektronen an die Umgebung ab. Die ausgesandten Alphateilchen nehmen aus der Umgebung zwei Elektronen auf, wodurch Heliumatome entstehen.

Bei alphastrahlenden Substanzen, die sich in geschlossenen Behältern befinden, kann deshalb nach einiger Zeit Heliumgas nachgewiesen werden. 1 g Radium und seine Folgeprodukte erzeugen in einem Jahr insgesamt $0,156 \text{ cm}^3$ Heliumgas (Angaben bezogen auf 0°C und Atmosphärendruck). Das entspricht etwa $4,29 \cdot 10^{28}$ Heliumatomen.

Abb. 2.01
Alphazerfall in Modelldarstellung

2.2 Betastrahlen

Beim Betazerfall wird aus dem Kern eines Radionuklids ein Elektron abgegeben. Seine Geschwindigkeit kann zwischen Null und nahezu Lichtgeschwindigkeit liegen. Diese Elektronen bilden dann die Betastrahlen (Abb. 2.02). Das ausgeschleuderte Elektron stammt nicht aus der Atomhülle! Es entsteht, wenn sich im Kern ein Neutron in ein Proton und ein Elektron umwandelt.

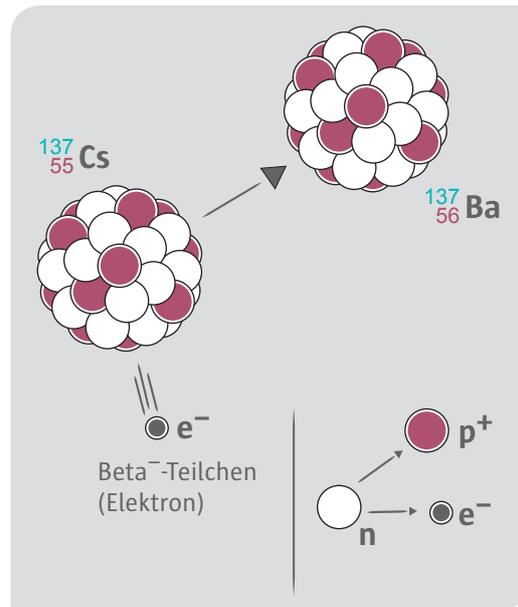


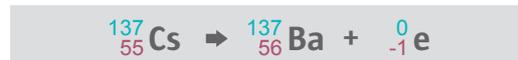
Abb. 2.02 (links)
Modell zur Entstehung der Beta⁻-Strahlen

Abb. 2.03
Modell zur Entstehung der Beta⁺-Strahlen

Reaktionsgleichung:



Beispiel eines Beta⁻-Zerfalls:

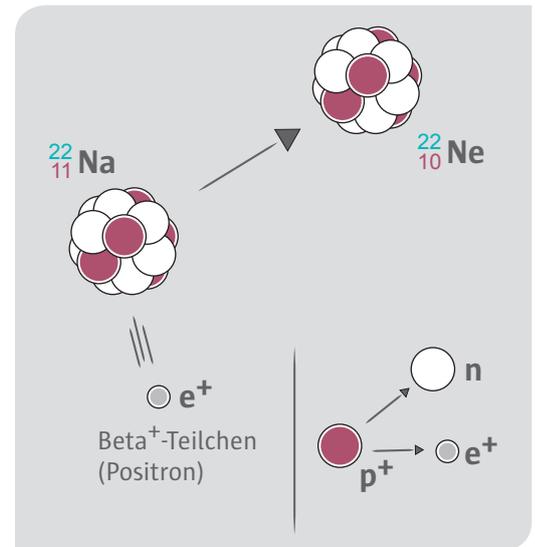


Cäsium-137 wandelt sich unter Aussenden eines Elektrons in Barium-137 um.

Da die Elektronen je eine negative Elementarladung tragen, werden die Strahlen auch als Beta⁻-Strahlen bezeichnet.

Da nach dem Aussenden eines Betateilchens (eines Elektrons) der Kern ein Proton mehr besitzt, muss auch die Kernladungszahl des neu entstandenen Elements um eins höher liegen. Die Anzahl der Kernteilchen hat sich jedoch insgesamt nicht verändert, wodurch die ursprüngliche Massenzahl erhalten bleibt. Beta⁻-Strahlen bilden einen Elektronenstrom, der die gleichen Eigenschaften zeigt wie der elektrische Strom in metallischen Leitern. So erzeugen z. B. beide ein Magnetfeld, das in konzentrischen Kreisen um den Elektronenstrom liegt.

Bei manchen natürlichen und künstlich hergestellten Radionukliden tritt eine Strahlung auf, bei der Teilchen von der Masse eines Elektrons, aber mit einer positiven Ladung ausgeschleudert werden. Es sind Positronen. Die Strahlung wird deshalb Positronenstrahlung oder Beta⁺-Strahlung genannt (Abb. 2.03). Das Positron entsteht im Kern, wenn sich ein Proton in ein Neutron und ein Positron umwandelt.



Reaktionsgleichung:



Beispiel eines Beta⁺-Zerfalls:



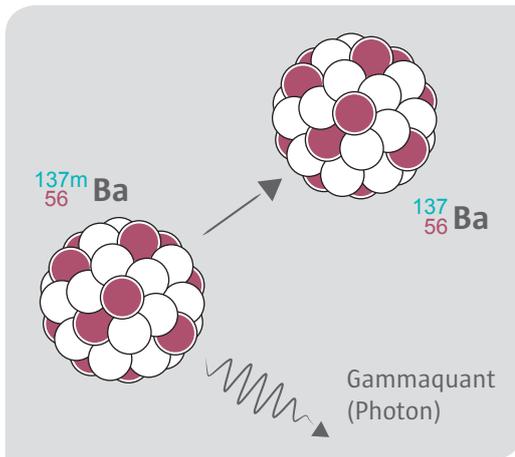
Natrium-22 wandelt sich unter Aussenden eines Positrons in Neon-22 um.

Beim Beta⁺-Zerfall nimmt die Kernladungszahl um eine Einheit ab, während sich die Massenzahl nicht verändert.

Beim Betazerfall wird außerdem ein weiteres Teilchen ausgesandt, das eine sehr, sehr kleine Ruhemasse (2 eV oder weniger) und keine elektrische Ladung besitzt. Bei der Umwandlung des Neutrons in ein Proton und ein Elektron entsteht zusätzlich ein Antineutrino, bei der Umwandlung des Protons in ein Neutron und ein Positron entsteht ein Neutrino. Neutrinos und Antineutrinos besitzen ein großes Durchdringungsvermögen, weil sie mit Materie kaum in Wechselwirkung treten. Sie sind deshalb schwer nachzuweisen. (Bei den Kernreaktionsgleichungen werden hier aus Gründen der Vereinfachung Neutrino oder Antineutrino nicht mit angegeben.)

Gammastrahlen 2.3

Bei den Kernumwandlungen kann eine energiereiche Strahlung auftreten, die die gleiche Natur wie das sichtbare Licht hat, nur energiereicher als dieses ist. Sie trägt den Namen Gammastrahlung. Abgesehen von der Art des Entstehens ist sie praktisch identisch mit der Röntgenstrahlung. Die Gammastrahlung wird – wie auch das sichtbare Licht – in einzelnen „Portionen“ (Quanten, Photonen) abgegeben (Abb. 2.04).



Die Gammaquanten bewegen sich mit einer konstanten Geschwindigkeit $c_0 = 299.792.458 \text{ m/s}$ (Vakuumllichtgeschwindigkeit). Gammastrahlen treten häufig bei Alpha- oder Betazerfall auf. Nach dem Ausschleudern eines Alpha- oder Beta-Teilchens gibt der Atomkern noch vorhandene überschüssige Energie in Form eines oder mehrerer Gammaquanten ab. Durch den Gammazerfall ändert sich der Energieinhalt des Kerns, nicht jedoch dessen Kernladungs- und Massenzahl.

Beispiel:



Ein energiereicherer, angeregter (metastabiler) Bariumkern gibt ein Gammaquant ab und geht dadurch in einen niedrigeren und gleichzeitig stabileren Energiezustand über.

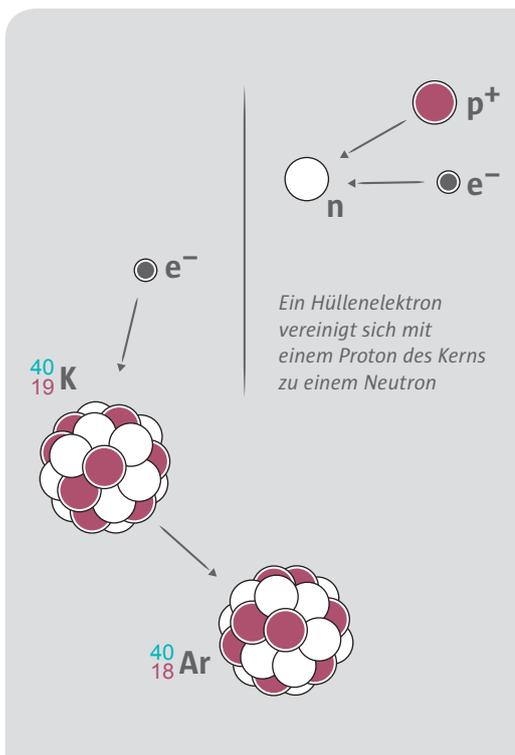
Gammaquanten treten außer bei Kernumwandlungen auch noch bei anderen Reaktionen zwischen Elementarteilchen auf.

Abb. 2.04

Emission eines Gamma-Quants aus einem angeregten Kern in Modell-darstellung

Der Elektroneneinfang 2.4

Bei natürlichen und künstlich erzeugten Radionukliden kann noch eine weitere Umwandlungsart auftreten, der so genannte Elektroneneinfang.



Der Kern eines neutronenarmen Atoms fängt meist aus der innersten Schale der Elektronenhülle – der K-Schale, daher auch der Name K-Einfang – ein Elektron ein, wodurch sich ein Proton in ein Neutron umwandelt (Abb. 2.05). Der in der Atomhülle frei gewordene Platz wird von einem äußeren Elektron wieder aufgefüllt. Dabei entsteht eine charakteristische Röntgenstrahlung.

Reaktionsgleichung:



Beispiel:



Das in der Natur vorkommende Isotop Kalium-40 wandelt sich zum Teil unter Elektroneneinfang in das Isotop Argon-40 um. Beim Elektroneneinfang nimmt die Kernladungszahl um eine Einheit ab, während die Massenzahl unverändert bleibt. Der Elektroneneinfang führt also zu dem gleichen Ergebnis wie die Abgabe eines Positrons.

Abb. 2.05

K-Einfang (Einfang eines Hüllenelektrons) in Modell-darstellung

2.5 Protonen- und Neutronenstrahlen

Die erste künstliche Kernumwandlung wurde in einer mit Stickstoff gefüllten Nebelkammer beobachtet. Aus den Untersuchungen ergab sich folgende Erklärung: Ein Alphateilchen (Heliumkern) dringt in den Kern eines Stickstoffatoms ein und verschmilzt mit ihm für kurze Zeit zu einem hochangeregten Zwischenkern des Elements Fluor. Der Fluorkern zerfällt in einen Sauerstoffkern und ein Proton (Abb. 2.06).

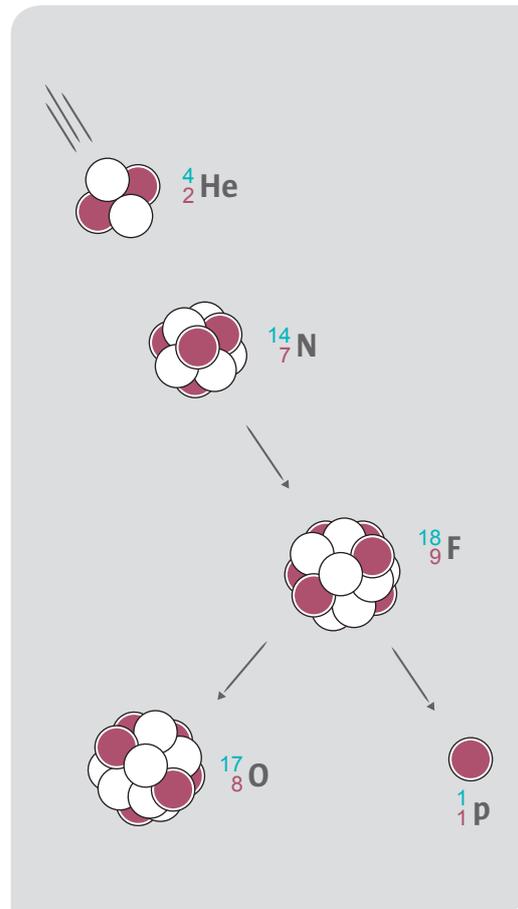


Abb. 2.06 (links)
Nachweis freier Protonen durch Rutherford (1919) in Modelldarstellung

Kernreaktionsgleichung:

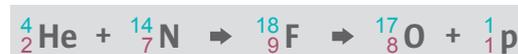


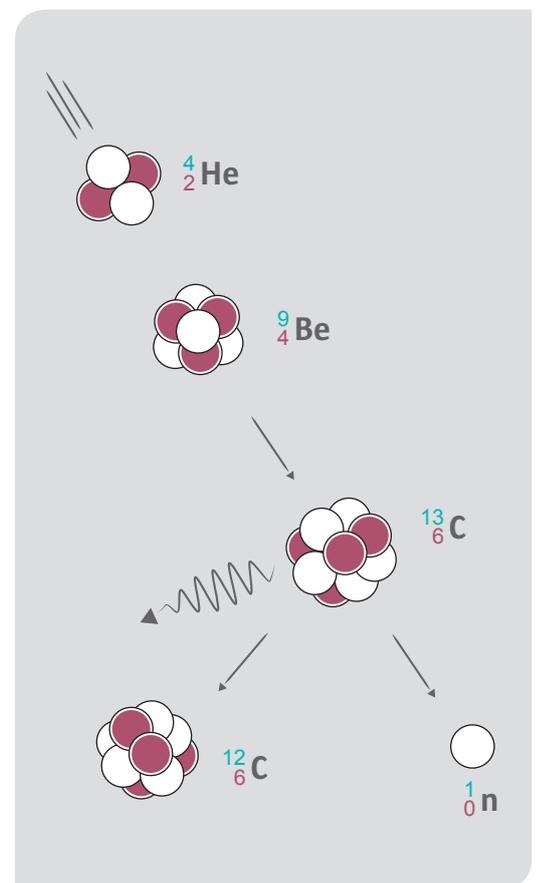
Abb. 2.07
Nachweis freier Neutronen durch Chadwick (1932) in Modelldarstellung

Bei Kernreaktionen wird auch die folgende abgekürzte Schreibweise benutzt:



Nach der Kernreaktion erfolgt ein Elektronenausgleich, d. h. es werden aus der Umgebung so viele Elektronen aufgenommen (oder in anderen Fällen an sie abgegeben), dass die beteiligten Atome wieder elektrisch neutral sind.

Werden Neutronen aus einem Atomkern herausgeschlagen oder herausgeschleudert, entsteht dadurch eine Neutronenstrahlung. Das kann z. B. in den oberen Schichten der Atmosphäre durch Zusammenprall der kosmischen Primärteilchen mit den Luftmolekülen geschehen oder bei Kernspaltungen in einem Kernkraftwerk. Der Nachweis freier Neutronen gelang erstmals dem Engländer Chadwick 1932 beim Beschuss von Beryllium mit Alphateilchen (Abb. 2.07).



Kernreaktionsgleichung:

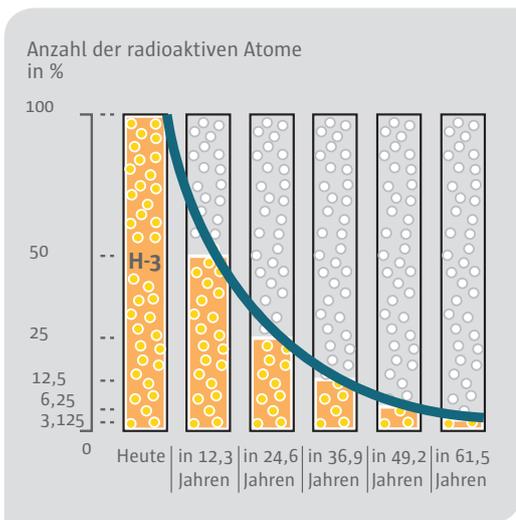


Ein freies Neutron ist radioaktiv. Es zerfällt in ein Proton und ein Elektron sowie ein Antineutrino (in der Reaktionsgleichung weggelassen).

Reaktionsgleichung:



Bei einem einzelnen radioaktiven Atomkern kann man nicht vorhersagen, zu welchem Zeitpunkt er zerfallen wird. Er kann in der nächsten Sekunde oder erst in Tausenden von Jahren zerfallen. Bei einer großen Anzahl von Atomen lässt sich aber eine Wahrscheinlichkeitsaussage über den Ablauf des Zerfalls machen. Es zerfallen zum Beispiel von einer Menge Wasserstoff-3 (Tritium) in ca. 12,3 Jahren die Hälfte der Atome, nach weiteren 12,3 Jahren ist von dem Rest wiederum die Hälfte zerfallen usw. (Abb. 2.08).



Die Zeit, nach der die Hälfte einer bestimmten Anzahl von Atomkernen zerfallen ist, wird Halbwertszeit ($T_{1/2}$) genannt. Sie ist für jedes Radionuklid eine charakteristische Größe.

Die Halbwertszeiten liegen zwischen vielen Milliarden Jahren und Sekundenbruchteilen (siehe Tab. 2.01 und Tab. 2.02). Eine sehr große Halbwertszeit besitzt beispielsweise Tellur-128 mit $7,7 \cdot 10^{24}$ Jahren, während für Radium-216m die Halbwertszeit nur $7 \cdot 10^{-9}$ Sekunden beträgt.

Bei einer angenommenen Anzahl von 12.000.000 radioaktiven Atomkernen kann man sich den Ablauf des Zerfalls anhand einer Auflistung (Tab. 2.03) deutlich machen. Als Radionuklid ist auch hier wieder Wasserstoff-3 (Tritium) gewählt worden. Es zerfällt mit einer Halbwertszeit von etwa 12,3 Jahren unter Aussenden eines Betateilchens zu dem nicht mehr radioaktiven Heliumisotop He-3 (Abb. 2.09).

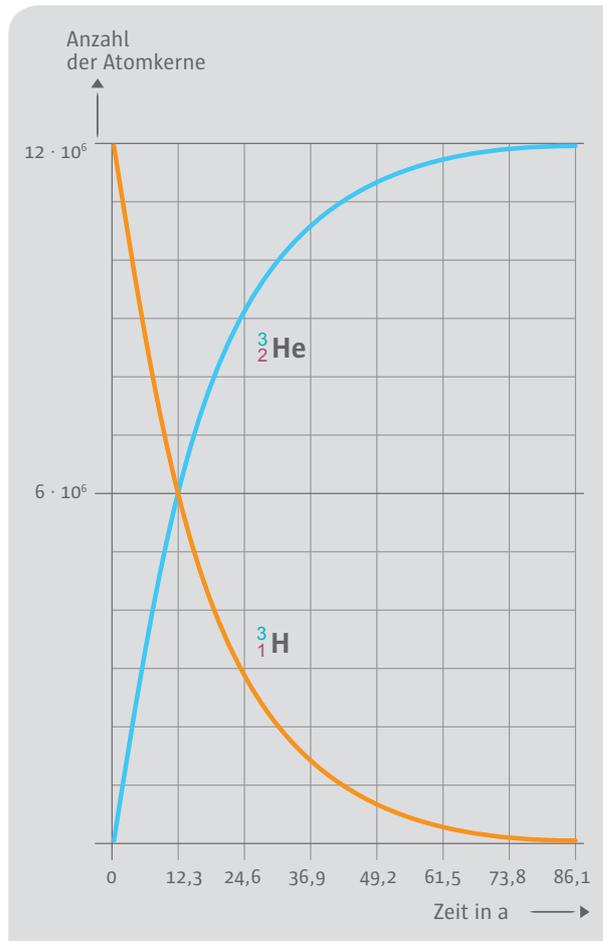


Abb. 2.08 (links)
Abklingen der Aktivität bei Tritium (Wasserstoff-3)
☐ radioaktiv
☐ nicht radioaktiv

Abb. 2.09
Anzahl radioaktiver Ausgangskerne (H-3) und nicht mehr radioaktiver Tochterkerne (He-3) in Abhängigkeit von der Zeit

Radionuklid	Halbwertszeit	Zerfallsart
H-3	12,33 a	Beta-Minus
C-14	5.730 a	Beta-Minus
K-40	$1,277 \cdot 10^9$ a	Beta-Minus, K-Einfang
Te-128	$7,2 \cdot 10^{24}$ a	Beta-Minus
Bi-214	19,9 min	Alpha, Beta-Minus
Po-210	138,376 d	Alpha
Po-214	$1,643 \cdot 10^{-4}$ s	Alpha
Rn-222	3,8235 d	Alpha
Ra-226	$1,6 \cdot 10^3$ a	Alpha
Th-232	$1,405 \cdot 10^{10}$ a	Alpha
U-235	$7,038 \cdot 10^8$ a	Alpha
U-238	$4,468 \cdot 10^9$ a	Alpha

Radionuklid	Halbwertszeit	Zerfallsart
N-16	7,13 s	Beta-Minus
Kr -85	10,756 a	Beta-Minus
Sr -90	28,79 a	Beta-Minus
Te-132	3,204 d	Beta-Minus
I-131	8,0207 d	Beta-Minus
Cs-134	2,0648 a	Beta-Minus
Cs-135	$2,3 \cdot 10^6$ a	Beta-Minus
Cs-137	30,08 a	Beta-Minus
Ba-140	12,752 d	Beta-Minus
La-147	4,015 s	Beta-Minus
Pu-239	24.110 a	Alpha
Cm-242	162,8 d	Alpha

Tab. 2.01 (links)
Beispiele für natürliche Radionuklide und ihre Halbwertszeiten

Tab. 2.02
Beispiele für künstlich erzeugte Radionuklide und ihre Halbwertszeiten
a: Jahr; d: Tag; min: Minute; s: Sekunde

Zeit in Jahren	Anzahl der abgelaufenen Halbwertzeiten	Anzahl der radioaktiven Kerne	Anzahl der nicht mehr radioaktiven Tochterkerne
0	0	12.000.000 (100 %)	0 (0 %)
12,3	1	6.000.000 (50 %)	6.000.000 (50 %)
24,6	2	3.000.000 (25 %)	9.000.000 (75 %)
36,9	3	1.500.000 (12,5 %)	10.500.000 (87,5 %)
49,2	4	750.000 (6,25 %)	11.250.000 (93,75 %)
61,5	5	375.000 (ca. 3,12 %)	11.625.000 (96,88 %)
73,8	6	187.500 (ca. 1,56 %)	11.812.500 (98,44 %)
86,1	7	93.750 (ca. 0,78 %)	11.906.250 (99,22 %)
98,4	8	46.875 (ca. 0,39 %)	11.953.125 (99,61 %)
110,7	9	23.438 (ca. 0,20 %)	11.976.562 (99,80 %)
123	10	11.719 (ca. 0,10 %)	11.988.281 (99,90 %)

Tab. 2.03

Zahlenmäßige Beschreibung des radioaktiven Zerfalls bei H-3

Die Auflistung (Tab. 2.03) lässt Folgendes erkennen:

- In jeder Halbwertzeit wandelt sich stets die Hälfte der jeweils zu Beginn noch vorhandenen radioaktiven Atomkerne um.
- Die Anzahl der radioaktiven Kerne nimmt erst schnell, dann immer langsamer ab. Die Anzahl der nicht mehr radioaktiven Kerne nimmt erst schnell, dann immer langsamer zu.
- Nach vier Halbwertzeiten ist das Radionuklid zu mehr als 90 % zerfallen, nach zehn Halbwertzeiten zu mehr als 99,9 %.

Wird die Anzahl der zu Beginn eines Zerfalls vorhandenen radioaktiven Kerne mit N_0 , die am Ende der Abklingzeit t noch vorhandenen Kerne mit N_t und die Halbwertzeit mit $T_{1/2}$ bezeichnet, so ergibt sich die Anzahl dann noch radioaktiver Kerne nach der Gleichung:

$$N_t = N_0 \cdot \left(\frac{1}{2}\right)^{t/T_{1/2}} = \frac{N_0}{2^{t/T_{1/2}}}$$

Rechenbeispiel: Wie viele radioaktive Kerne des Wasserstoff-3 sind nach 98,4 Jahren (acht Halbwertzeiten) noch vorhanden, wenn es am Anfang 12.000.000 waren?

$$N_t = \frac{12.000.000}{2^{98,4/12,3}} = \frac{12.000.000}{2^8} = \frac{12.000.000}{256} = 46.875$$

Neben der Halbwertszeit $T_{1/2}$ wird häufig auch die Zerfallskonstante λ (bezeichnet mit dem griechischen Kleinbuchstaben Lambda) benutzt. Zwischen der Halbwertszeit und der Zerfallskonstanten besteht die Beziehung:

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

Damit lässt sich die Zerfallsgleichung umformen zu:

$$N_t = \frac{N_0}{2^{t/T_{1/2}}} = N_0 \cdot 2^{-t/T_{1/2}} = N_0 \cdot 2^{-\lambda t / \ln 2}$$

Unter Berücksichtigung von $2 = e^{\ln 2}$ folgt:

$$N_t = N_0 (e^{\ln 2})^{-\lambda t / \ln 2} = N_0 e^{-\lambda t}$$

2.7 Aktivität

Die Zeit, in der die Hälfte einer großen Anzahl von radioaktiven Atomkernen sich umwandelt, wird Halbwertzeit genannt. Sie hat für jedes Radionuklid einen charakteristischen Wert. Für den Umgang mit radioaktiven Substanzen ist es aber wichtiger zu wissen, wie viele radioaktive Atomkerne sich in einer bestimmten Zeit umwandeln

(z. B. in 1 Sekunde). Beim Vergleich mehrerer Substanzen weiß man dann, welche Substanz stärker aktiv ist, d. h. in welcher Substanz mehr Kernumwandlungen pro Zeiteinheit stattfinden. Zur Beschreibung dieses Sachverhaltes hat man die Aktivität oder Zerfallsrate festgelegt.

Sie gibt die Anzahl der Kernumwandlungen pro Zeiteinheit an:

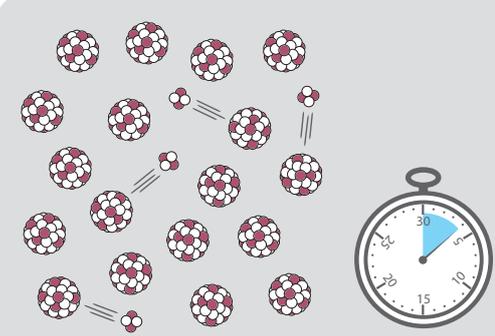
$$\text{Aktivität} = \frac{\text{Anzahl der Kernumwandlungen}}{\text{Zeit}}$$

Die Anzahl der Kernumwandlungen wird als Zahlenwert ohne Einheit angegeben. Für die Zeit wird als Einheit die Sekunde gewählt. Die Einheit der Aktivität ist also $1/s = s^{-1}$ (reziproke Sekunde). Als besonderer Einheitenname für die Aktivität wurde das Becquerel (Bq) eingeführt:

$$1 \text{ Bq} = 1 \cdot s^{-1}$$

Die Zahlenangabe in Becquerel gibt also die Anzahl der Kernumwandlungen pro Sekunde an. In Abb. 2.10 wird davon ausgegangen, dass in einer bestimmten Menge radioaktiver Atome (nur die Atomkerne sind in der Abbildung dargestellt) in vier Sekunden vier Kernumwandlungen stattfinden. Die Aktivität beträgt dann:

$$A = \frac{4}{4s} = \frac{1}{1s} = 1 \cdot s^{-1} = 1 \text{ Bq}$$



Kernumwandlungen
 $\Delta n = 4$

Zeit
 $\Delta t = 4 \text{ s}$

$$\text{Aktivität} = \frac{\text{Anzahl der Kernumwandlungen}}{\text{Zeit}}$$

$$A = \frac{\Delta n}{\Delta t} = \frac{4}{4s} = 1 \cdot s^{-1} = 1 \text{ Bq}$$

Bei zehn Kernumwandlungen pro Sekunde ergibt sich eine Aktivität von 10 Bq, bei 1.000 Kernumwandlungen pro Sekunde eine Aktivität von 1.000 Bq = 1 kBq.

Viele Radionuklide bilden nach ihrer Umwandlung Tochterkerne, die wiederum radioaktiv sind. So wandelt sich z. B. Ra-226 in das radioaktive Edelgas Rn-222 um. Aktivitätsangaben für ein Radionuklid beziehen sich aber immer auf die Ausgangssubstanz, nicht auf die angesammelten Folgeprodukte.

Abgeleitete Aktivitätseinheiten:

- Spezifische Aktivität (Bq/kg, Bq/g usw.) (Tab. 2.04)
- Aktivitätskonzentration (Bq/m³, Bq/l usw.)
- Flächenaktivität (Bq/m², Bq/cm² usw.)
- Aktivitätsrate: Bildung, Zufuhr oder Abgabe von Aktivität pro Zeitintervall (Bq/a, Bq/h, Bq/s usw.)

Eine veraltete Einheit der Aktivität ist das Curie, Einheitenzeichen Ci. Für die Umrechnung gilt:

$$1 \text{ Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$$

Radionuklid	Spezifische Aktivität in Bq/g
H-3	$3,6 \cdot 10^{14}$
C-14	$1,7 \cdot 10^{11}$
K-nat	$3,1 \cdot 10^1$
Fe-59	$1,8 \cdot 10^{15}$
Co-60	$4,1 \cdot 10^{13}$
Kr-85	$1,4 \cdot 10^{13}$
Sr-90	$5,3 \cdot 10^{12}$
I-131	$4,6 \cdot 10^{15}$
Xe-133	$6,8 \cdot 10^{15}$
Cs-134	$4,8 \cdot 10^{13}$
Cs-137	$3,2 \cdot 10^{12}$
U-nat	$2,5 \cdot 10^4$
Pu-239	$2,3 \cdot 10^9$

Hinweis

„Aktivität“ ist eine physikalische Größe und beschreibt die Zerfallsrate eines radioaktiven Stoffs. Mit „Radioaktivität“ bezeichnet man die Eigenschaft der spontanen Umwandlung instabiler Atomkerne in andere Atomkerne.

Abb. 2.10
Definition der Aktivität

Tab. 2.04
Spezifische Aktivität einiger Radionuklide (gerundet)

3 Das Wesen der Energie



Energiearten und Energieumwandlungen 3.1

Um Lasten hochzuheben, Maschinen anzutreiben, Werkstücke zu verformen, elektrische Geräte zu betreiben sowie zum Erwärmen und Beleuchten benötigt man Energie. Sie muss den Geräten und Maschinen zugeführt werden, wenn sie die gewünschten Arbeiten verrichten sollen. Energie kommt in verschiedenen Formen vor, als Bewegungsenergie, potenzielle Energie (Lageenergie, Spannenergie), Wärmeenergie, Lichtenergie, elektrische Energie, chemische Energie und Kernenergie. So wird z. B. zum Antrieb eines Autos die chemische Energie des Treibstoffs eingesetzt, bei einem Wasserkraftwerk die potenzielle Energie des gestauten Wassers, bei einem Windkraftwerk die Bewegungsenergie der Luft, beim Generator eines Kernkraftwerks die Kernenergie und zum Erwärmen einer Kochplatte elektrische Energie.

Wenn mit Hilfe von Energie eine Arbeit verrichtet wird, wandelt sich immer die zugeführte Energie in eine andere Energieform um. Es gilt nämlich

allgemein, dass Energie nicht vernichtet und nicht neu geschaffen werden kann. Man vermag lediglich eine Energieform in eine andere umzuwandeln. Dabei entstehen aber stets Verluste. Nur ein Teil wird in eine neue, nutzbare Energieform, ein anderer Teil in eine nicht oder nur schwer nutzbare Energieform umgewandelt. Zum Beispiel wandelt ein Elektromotor die zugeführte elektrische Energie nicht nur in nutzbare Bewegungsenergie, sondern zu einem kleinen Teil auch in nicht nutzbare Wärmeenergie um. Man merkt es daran, dass sich der Motor beim Betrieb erwärmt.

Wie groß bei Energieumwandlungen der Anteil nutzbarer Energie ist, wird durch den Wirkungsgrad η ausgedrückt (η : griechischer Buchstabe „eta“). Der Wirkungsgrad ist stets kleiner als 1.

$$\text{Wirkungsgrad} = \frac{\text{nutzbare Energie}}{\text{angewendete Energie}} \quad \eta = \frac{E_2}{E_1}$$

Energieumwandlungen bei Kohlekraftwerk und Kernkraftwerk 3.2

Bei großen technischen Anlagen finden meist mehrere Energieumwandlungen statt, so dass sich eine Umwandlungsreihe bzw. Umwandlungskette ergibt. Zwischen Ausgangs- und Endenergie treten dann weitere Energieformen auf. Bei einem Kohlekraftwerk sind es vier Energieumwandlungsstufen (Abb. 3.01):

- Im Brenner wird die zu Staub zermahlene Kohle verbrannt und dabei die chemische Energie der Kohle in Wärmeenergie umgewandelt.
- Im Kessel führt die Wärme zum Verdampfen des Wassers. Da der Dampf unter hohem Druck gehalten wird, ist die Wärmeenergie in potenzielle Energie des hochgespannten Dampfes umgewandelt worden.

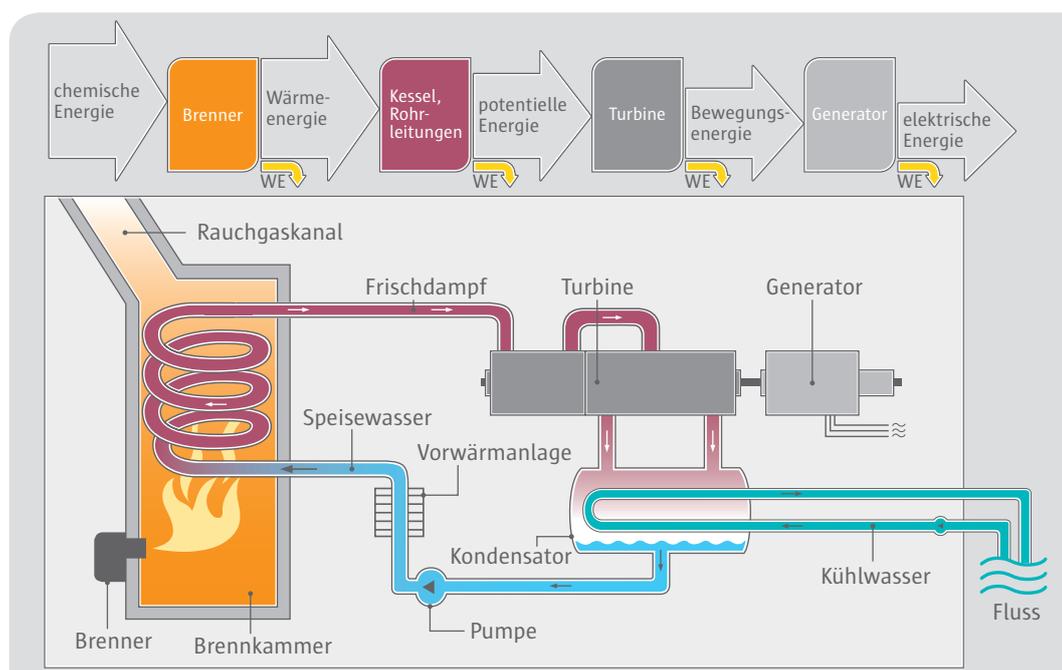


Abb. 3.01
Energieumwandlungen bei einem Kohlekraftwerk
(WE: Wärmeenergieverluste)

- Lässt man den hochgespannten Dampf aus den Düsen gegen die Schaufeln der Dampfturbine strömen, wandelt sich die potenzielle Energie in Bewegungsenergie um.
- Die letzte Energieumwandlung findet im Generator statt, der an die Dampfturbine gekoppelt ist. Bewegungsenergie wird in elektrische Energie umgewandelt.

In Kernkraftwerken finden ebenfalls vier Energieumwandlungen statt (Abb. 3.02). Dabei ist lediglich die erste Energieumwandlung anders als in Kohlekraftwerken. In den Brennelementen werden die Kerne bestimmter Uranatome gespalten, wodurch sich die Brennelemente erhitzen. Es findet also eine Umwandlung von Kernenergie in Wärmeenergie statt. Alle anderen Energieumwandlungsstufen stimmen mit denen der Kohlekraftwerke überein. Der Gesamtwirkungsgrad eines Kernkraftwerks beträgt etwa 0,34.

Bei fast jeder Umwandlungsstufe wird Wärmeenergie ungenutzt an die Umgebung abgegeben. Diese Verluste führen dazu, dass der Gesamtwirkungsgrad von Kohlekraftwerken heute bei maximal 0,46 liegt.

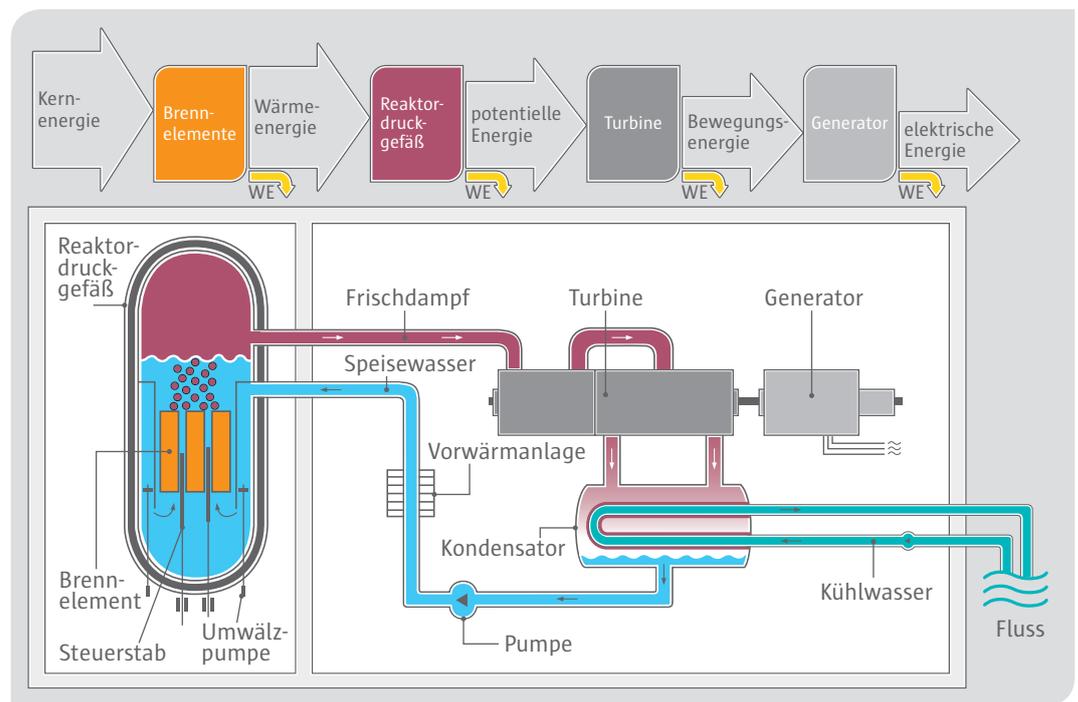


Abb. 3.02
Energieumwandlungen
bei einem Kernkraftwerk
(hier mit Siedewasserreaktor)

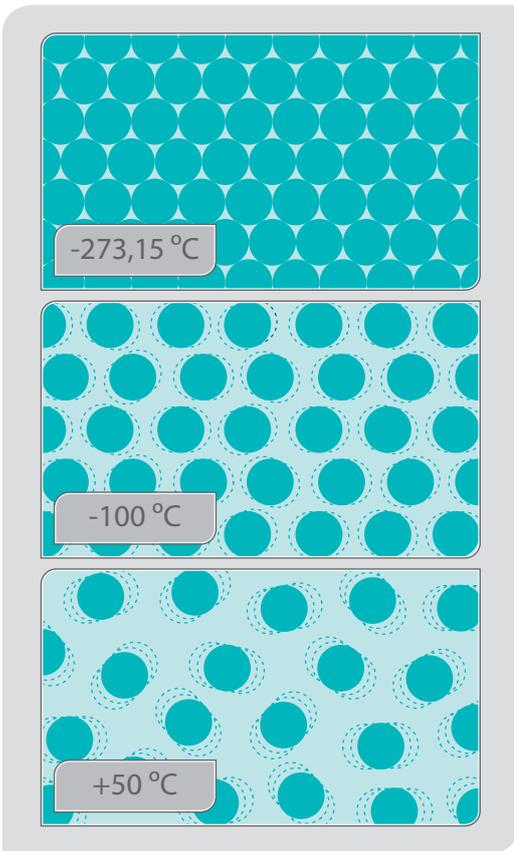
3.3 Beschreibung der Wärme im Teilchenmodell

Sowohl bei Kohlekraftwerken als auch bei Kernkraftwerken wird durch eine erste Energieumwandlung Wärme erzeugt. Damit lässt sich die Temperatur des Wassers erhöhen und Wasserdampf erzeugen. Diese Vorgänge können mit dem Teilchenmodell genauer beschrieben werden:

- Alle festen, flüssigen und gasförmigen Stoffe sind aus kleinsten Teilchen aufgebaut. Es können Moleküle, Atome oder Ionen sein. Wasser besteht z. B. aus Wassermolekülen, Eisen aus Eisenatomen und Kochsalz aus Natrium- und Chloridionen.
- Oberhalb des absoluten Nullpunktes (-273,15 °C) befinden sich die Teilchen in dauernder ungeordneter Bewegung.

Je heftiger sich die Teilchen bewegen (je größer ihre mittlere Geschwindigkeit ist), desto höher ist die Temperatur des Stoffes. Bei festen Stoffen führen die Teilchen Schwingungen um ihre Position im Kristallgitter aus (siehe Abb. 3.03). Kommen die Teilchen zur Ruhe, ist die tiefstmögliche Temperatur erreicht. Das ist der absolute Nullpunkt von -273,15 °C.

- Die Geschwindigkeit der Teilchen kann auf zweierlei Weise erhöht werden:
 - Durch mechanische Arbeit (Reibung) steigt die mittlere Geschwindigkeit der Teilchen. Die mechanische Energie ist dann in Bewegungsenergie der Teilchen umgewandelt worden. Die Energie, die in Form der Teilchenbewegung vorliegt, wird innere Energie genannt.



- Ein Körper höherer Temperatur hat Kontakt mit einem Körper niedrigerer Temperatur. Es stoßen dann die schnelleren Teilchen des heißen Körpers die langsameren Teilchen des kälteren Körpers an. Dadurch werden die schnelleren Teilchen langsamer und die langsamen Teilchen schneller. Die innere Energie des einen Körpers wird dabei erniedrigt und die des anderen Körpers erhöht.

Bei einem Kohlekraftwerk sind die heißen Verbrennungsgase in Kontakt mit den kälteren Rohrleitungen des Kessels und diese wiederum in Kontakt mit dem Wasser. Die Energieübertragung erfolgt von den schnelleren Gasteilchen zu den langsameren Eisen- bzw. Wasserteilchen. Besitzen die Wasserteilchen eine genügend große Geschwindigkeit, können sie die Flüssigkeit verlassen, d. h. Wasser verdampft.

Bei einem Kernkraftwerk werden Kerne des Uran-235 gespalten. Die Spaltprodukte fliegen mit großer Geschwindigkeit auseinander und versetzen die umgebenden UO_2 -Moleküle im Brennstab in heftigere Schwingungen. Die Temperatur steigt daraufhin im Zentralbereich des Brennstabs bis auf etwa 800 °C an. Die Bewegungsenergie der UO_2 -Moleküle wird dann durch Stöße auf die Atome der Brennstabhülle und letztlich auf die Wassermoleküle übertragen (Abb. 3.04). Daraufhin steigt die Wassertemperatur an, und es entsteht Dampf.

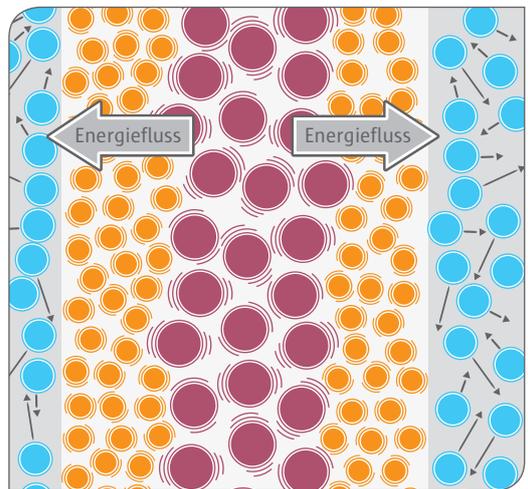


Abb. 3.03 (links)
Teilchenmodell eines festen Körpers bei unterschiedlichen Temperaturen

Abb. 3.04
Darstellung eines Brennstabes im Teilchenmodell
 ● UO_2 -Molekül
 ● Metallatom (Zirkaloy-Hülle)
 ● Wassermolekül

Energieeinheit Elektronvolt 3.4

Als Energieeinheiten werden das Newtonmeter (Nm), das Joule (J) und die Wattsekunde (Ws) verwendet. Dabei gilt:

$$1\text{ Nm} = 1\text{ J} = 1\text{ Ws}$$

Bei einzelnen Kernumwandlungen treten sehr viel kleinere Energiewerte auf. Deshalb ist zusätzlich die Einheit Elektronvolt (eV) festgelegt worden. 1 eV ist die Energie, die ein Elektron aufnimmt, wenn es beim freien Durchlaufen einer Spannung von 1 V beschleunigt wird (Abb. 3.05).

Vielfache von 1 eV:

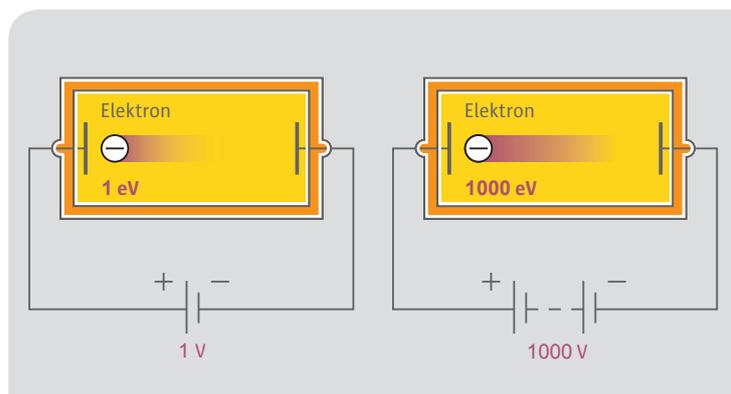
- 1 Kiloelektronvolt (keV) = 10^3 eV
- 1 Megaelektronvolt (MeV) = 10^6 eV
- 1 Gigaelektronvolt (GeV) = 10^9 eV

Für Umrechnungen gilt:

$$1\text{ eV} = 1,602 \cdot 10^{-19}\text{ J}$$

$$1\text{ J} = 6,242 \cdot 10^{18}\text{ eV}$$

Abb. 3.05
Veranschaulichung der Energieeinheit Elektronvolt



3.5 Energie der Teilchenstrahlung

3.5.1 Alphateilchen

Die von einem radioaktiven Atomkern ausgesandten Alphateilchen besitzen alle dieselbe Energie oder beim Zerfall in mehrere Gruppen unterschiedliche Energien. Die Alphateilchen einer Gruppe haben aber immer dieselbe Energie.

Beispiel für einen Gruppenzerfall:

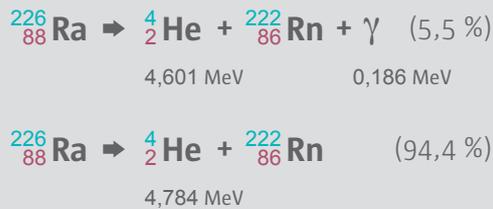
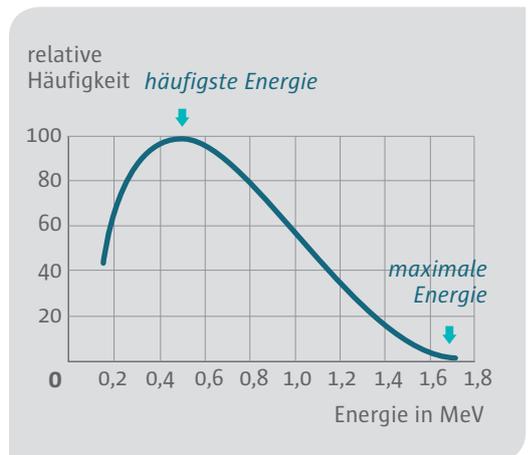


Abb. 3.06
Energieverteilung beim Beta-Zerfall des P-32



Hat das ausgesandte Alphateilchen die Maximalenergie erhalten, ist der Kern in den Grundzustand übergegangen. Ist die Energie des Alphateilchens kleiner, befindet sich der Kern noch in einem angeregten Zustand (metastabil). Die restliche Energie des angeregten Kerns wird in Form eines Gammaquants abgegeben.

Die Tab. 3.01 zeigt Beispiele für die Energie von Alphateilchen einiger Radionuklide:

Radionuklid	Energie der Alphateilchen in MeV in der Reihenfolge abnehmender Häufigkeit
Rn-222	5,48952; ...
Ra-226	4,78434; 4,601; ...
U-238	4,198; 4,151; ...
Pu-239	5,1566; 5,1443; ...

Tab. 3.01
Beispiele für Energien der Alphateilchen einiger Alphazerfälle
(Die Punkte hinter den Energiewerten weisen auf weitere Alphateilchen hin, die mit geringerer Häufigkeit auftreten.)

3.5.2 Betateilchen

Die beim Betazerfall auftretenden Elektronen und Positronen besitzen alle unterschiedliche Energien. Sie können zwischen Null und einem Maximalwert liegen, wobei die größte Häufigkeit etwa bei einem Drittel der Maximalenergie liegt (Abb. 3.06).

Die kontinuierliche Energieverteilung rührt daher, dass beim Betazerfall außer dem Elektron ein Antineutrino bzw. außer dem Positron ein Neutrino entsteht (ν : griechischer Buchstabe „nü“).

Beta-Zerfall:



Tab. 3.02
Maximale Beta-Energie einiger Radionuklide

Beta⁺-Zerfall:



Neutrinos und Antineutrinos sind elektrisch neutrale Elementarteilchen und besitzen nach dem Standardmodell der Teilchenphysik keine Masse. Sie stellen also eine Portion besonderer Energie dar. Da sie kaum mit Materie wechselwirken, besitzen sie ein außerordentlich hohes Durchdringungsvermögen und lassen sich deshalb nur schwer nachweisen.

Die frei werdende Zerfallsenergie verteilt sich dann nach Zufall in beliebigen Bruchteilen der Maximalenergie auf die beiden Elementarteilchen. Wird durch Elektron und Antineutrino bzw. Positron und Neutrino nicht die gesamte Zerfallsenergie verbraucht, entstehen zusätzlich noch ein Gammaquant oder mehrere Gammaquanten.

Die Tab. 3.02 gibt Beispiele für die maximale Energie von Beta-Teilchen einiger Radionuklide. In Kernreaktionsgleichungen und Tabellen wird nur die Maximalenergie angegeben. Beispiel:



Radionuklid	Maximalenergie von Beta-Teilchen in MeV
H-3	0,0186
Co-60	0,3; 1,5
Pb-210	0,02; 0,06
Bi-214	1,5; 3,3; ...

3.5.3 Neutronen

Abhängig von der Entstehungsart haben die bei Kernprozessen erzeugten Neutronen eine einheitliche Energie oder ihre Energie liegt zwischen fast Null und einem Höchstwert.

Die bei Kernspaltungen entstehenden Neutronen besitzen eine kontinuierliche Energieverteilung.

Ihre mittlere Energie beträgt etwa 1,5 MeV. Zur Spaltung weiterer Kerne des Uran-235 werden aber Neutronen mit einer Energie von etwa 0,025 eV benötigt. Das entspricht etwa einer Geschwindigkeit von 2.200 m/s. Die Tab. 3.03 gibt die Neutronengeschwindigkeiten für verschiedene Neutronenenergien an.

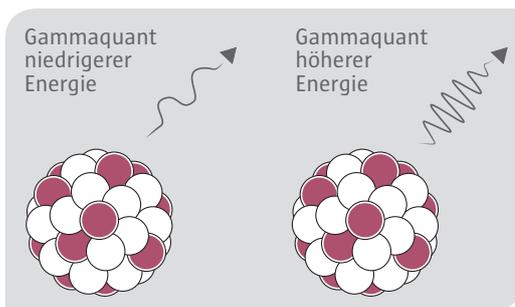
Energie in eV	100.000	100	0,1	0,025
Geschwindigkeit in m/s	$4,4 \cdot 10^6$	$1,4 \cdot 10^5$	$4,4 \cdot 10^3$	$2,2 \cdot 10^3$

Tab. 3.03
Energie und Geschwindigkeit von Neutronen

Energie und Wellenlänge der Gammastrahlen 3.6

Alphateilchen, Betateilchen, Protonen und Neutronen, die bei Kernumwandlungen ausgeschleudert werden, ergeben eine Teilchenstrahlung. Ausgeschleuderte Gammaquanten bilden eine elektromagnetische Wellenstrahlung. Sie hat dieselbe Natur wie z. B. die Rundfunkwellen, das sichtbare Licht oder die Röntgenstrahlen. Die Ausbreitungsgeschwindigkeit elektromagnetischer Wellen beträgt im Vakuum $c_0 = 299.792.458 \text{ m/s} \approx 300.000 \text{ km/s}$. Sie ist unabhängig von der Energie der einzelnen Gammaquanten (Photonen).

Die Energie eines einzelnen Quants ist nur von seiner Wellenlänge bzw. seiner Frequenz abhängig. Je kleiner die Wellenlänge (bzw. je größer die Frequenz) eines Quants, desto größer ist auch seine Energie (Abb. 3.07).



Die Abb. 3.08 zeigt, dass die Energie der Gammaquanten bis zu 10^7 -mal so groß sein kann wie die Energie der Lichtquanten.

Gammaquanten werden u. a. nach einem Alpha- oder Betazerfall von einem Kern abgestrahlt, wenn dieser noch überschüssige Energie besitzt. Das kann in einer oder in mehreren Stufen geschehen. Die Quanten einer bestimmten Stufe haben alle dieselbe Energie. Die Anzahl der ausgesandten Quanten kann also größer sein als die Anzahl der umgewandelten Atomkerne. Die Tab. 3.04 gibt Beispiele für die Energie von Gammaquanten einiger Radionuklide.

Radio-nuklid	Umwand-lungsart	Energie der häufigsten Gammaquanten in MeV
Be-7	K-Einfang	0,478
N-16	Beta-Minus	6,129; 7,115; ...
Na-22	Beta-Plus	1,275
Ba-137m	Gamma	0,662
U-235	Alpha	0,186; 0,144; ...

Abb. 3.07
Wellenlänge oder Frequenz eines Quants bestimmen seine Energie

Tab. 3.04
Gammaenergie einiger Radionuklide

Erzeugung von Wärme durch radioaktive Stoffe 3.7

Alpha- und Betateilchen, die aus radioaktiven Atomkernen ausgeschleudert werden, besitzen aufgrund ihrer Masse und ihrer Geschwindigkeit Bewegungsenergie. Je größer Masse und Geschwindigkeit sind, desto größer ist die Bewegungsenergie. Da der radioaktive Atomkern beim Ausschleudern eines Teilchens einen Rückstoß erfährt, besitzt er ebenfalls Bewegungsenergie.

Ausgesandte Teilchen und Rückstoßkerne stoßen mit den in unmittelbarer Umgebung vorhandenen Atomen zusammen und versetzen diese in heftigere Bewegungen. Das macht sich als Temperaturerhöhung bemerkbar.

Strahlenart	Frequenz	Wellenlänge	Energie	
	in s^{-1}	in m	in eV	in J
Niederfrequenz 	$3 \cdot 10^0$	10^8	$1,24 \cdot 10^{-14}$	$1,99 \cdot 10^{-33}$
	$3 \cdot 10^1$	10^7	$1,24 \cdot 10^{-13}$	$1,99 \cdot 10^{-32}$
	$3 \cdot 10^2$	10^6	$1,24 \cdot 10^{-12}$	$1,99 \cdot 10^{-31}$
	$3 \cdot 10^3$	10^5	$1,24 \cdot 10^{-11}$	$1,99 \cdot 10^{-30}$
Hochfrequenz 	$3 \cdot 10^4$	10^4	$1,24 \cdot 10^{-10}$	$1,99 \cdot 10^{-29}$
	$3 \cdot 10^5$	10^3	$1,24 \cdot 10^{-9}$	$1,99 \cdot 10^{-28}$
	$3 \cdot 10^6$	10^2	$1,24 \cdot 10^{-8}$	$1,99 \cdot 10^{-27}$
	$3 \cdot 10^7$	10	$1,24 \cdot 10^{-7}$	$1,99 \cdot 10^{-26}$
Höchstfrequenz 	$3 \cdot 10^8$	1	$1,24 \cdot 10^{-6}$	$1,99 \cdot 10^{-25}$
	$3 \cdot 10^9$	10^{-1}	$1,24 \cdot 10^{-5}$	$1,99 \cdot 10^{-24}$
	$3 \cdot 10^{10}$	10^{-2}	$1,24 \cdot 10^{-4}$	$1,99 \cdot 10^{-23}$
Licht 	$3 \cdot 10^{11}$	10^{-3}	$1,24 \cdot 10^{-3}$	$1,99 \cdot 10^{-22}$
	$3 \cdot 10^{12}$	10^{-4}	$1,24 \cdot 10^{-2}$	$1,99 \cdot 10^{-21}$
Röntgenstrahlung 	$3 \cdot 10^{13}$	10^{-5}	$1,24 \cdot 10^{-1}$	$1,99 \cdot 10^{-20}$
	$3 \cdot 10^{14}$	10^{-6}	$1,24 \cdot 10^0$	$1,99 \cdot 10^{-19}$
Quanten der Höhenstrahlung 	$3 \cdot 10^{15}$	10^{-7}	$1,24 \cdot 10^1$	$1,99 \cdot 10^{-18}$
	$3 \cdot 10^{16}$	10^{-8}	$1,24 \cdot 10^2$	$1,99 \cdot 10^{-17}$
energiereiche Strahlung γ -Strahlung 	$3 \cdot 10^{17}$	10^{-9}	$1,24 \cdot 10^3$	$1,99 \cdot 10^{-16}$
	$3 \cdot 10^{18}$	10^{-10}	$1,24 \cdot 10^4$	$1,99 \cdot 10^{-15}$
	$3 \cdot 10^{19}$	10^{-11}	$1,24 \cdot 10^5$	$1,99 \cdot 10^{-14}$
	$3 \cdot 10^{20}$	10^{-12}	$1,24 \cdot 10^6$	$1,99 \cdot 10^{-13}$
	$3 \cdot 10^{21}$	10^{-13}	$1,24 \cdot 10^7$	$1,99 \cdot 10^{-12}$
	$3 \cdot 10^{22}$	10^{-14}	$1,24 \cdot 10^8$	$1,99 \cdot 10^{-11}$
	$3 \cdot 10^{23}$	10^{-15}	$1,24 \cdot 10^9$	$1,99 \cdot 10^{-10}$
	$3 \cdot 10^{24}$	10^{-16}	$1,24 \cdot 10^{10}$	$1,99 \cdot 10^{-9}$

Abb. 3.08

Beziehung zwischen Frequenz, Wellenlänge und Energie elektromagnetischer Wellen

1 g Radium einschließlich aller radioaktiver Folgeprodukte gibt in jeder Stunde etwa 711,8 J an die Umgebung ab. Dabei wird der bei weitem überwiegende Anteil der Energie von den Alphateilchen abgegeben. Dieser je Stunde abgegebene Energiebetrag würde ausreichen, die Temperatur von etwa 1,7 g Wasser von 0 °C auf 100 °C zu erhöhen.

Bei größeren Massen radioaktiver Stoffe, deren spezifische Aktivität sehr hoch ist, kann die Erwärmung so stark sein, dass sich der Stoff bis zum Glühen erhitzt. Die Abb. 3.09 zeigt eine glühende Säule aus Curiumoxid. Das Radionuklid ist Cm-242, das Alphateilchen mit recht hohen Anfangsenergien von 6,113 MeV und 6,069 MeV aussendet. Auch die bei Kernkraftwerken in den Brennstäben anfallenden radioaktiven Spaltprodukte erwärmen die Brennstäbe so stark, dass diese nach Entnahme aus dem Reaktor zur ständigen Kühlung in einem Wasserbecken aufbewahrt werden müssen. Die Wärmeproduktion klingt im Laufe der Zeit ab.

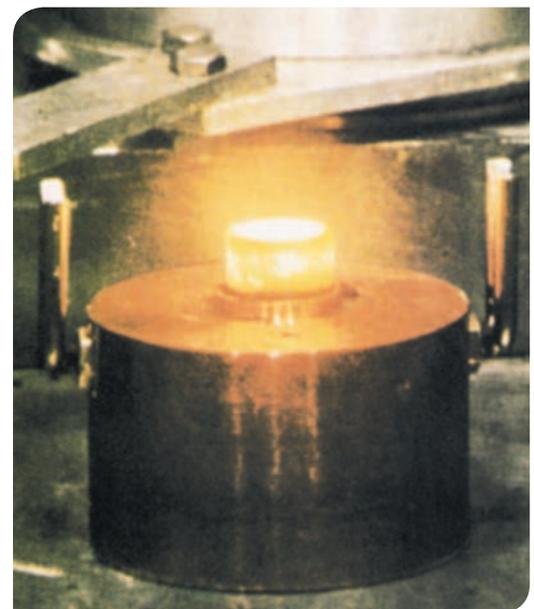


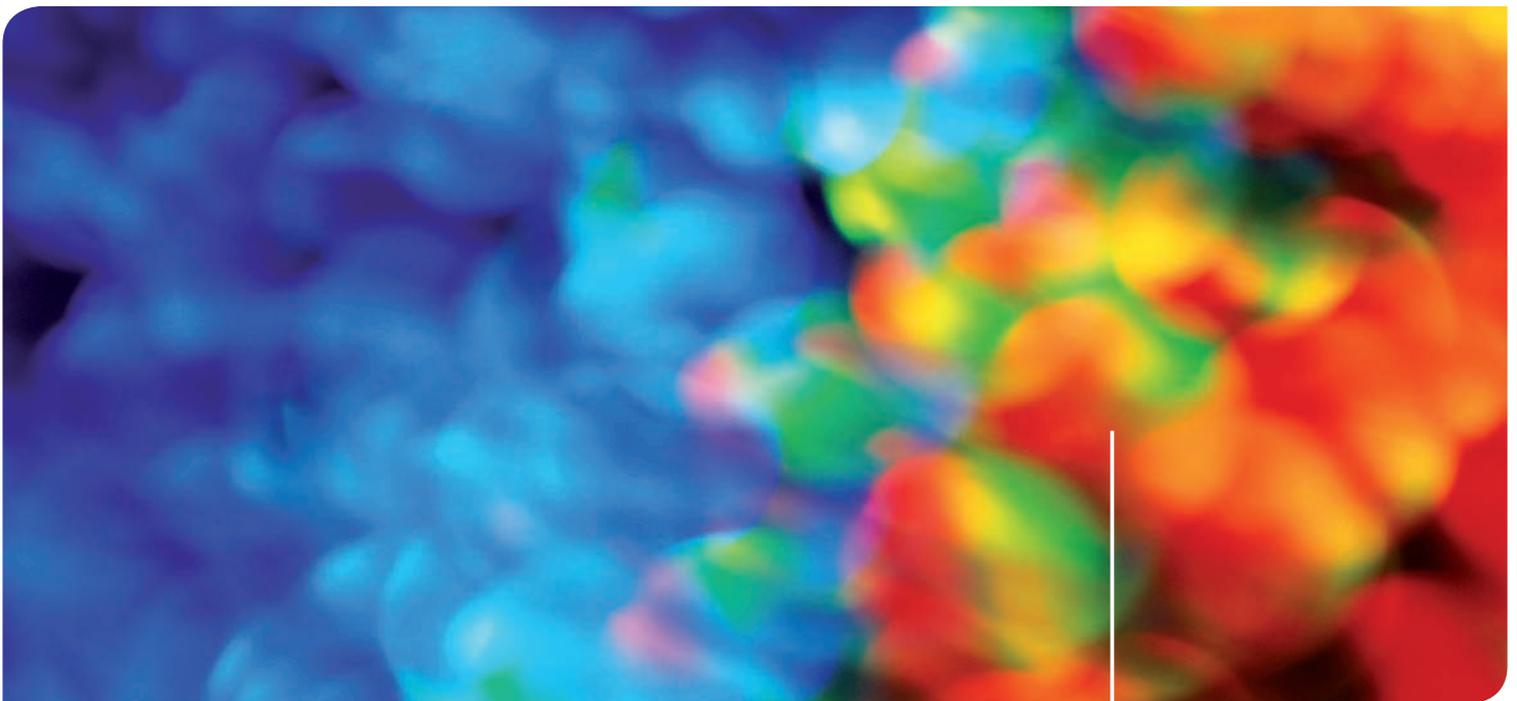
Abb. 3.09

„Selbsterhitzung“ eines Zylinders aus Curiumoxid. Die Wärmeleistung dieser Probe beträgt etwa 300 W.

(Quelle: Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, USA)

Kernspaltung und Kettenreaktion

4



4.1 Entdeckung der Kernspaltung

Im Jahr 1932 gelang dem Engländer Chadwick, die sehr durchdringenden Strahlen richtig zu deuten, die beim Beschuss von Beryllium mit Alpha-Teilchen neben der Gammastrahlung entstehen.



Die dabei auftretenden Teilchen nannte er wegen ihres elektrisch neutralen Charakters Neutronen.

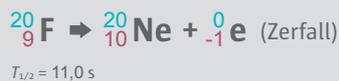
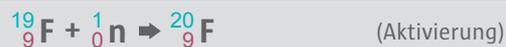
Nachdem das Proton bereits 1919 durch Rutherford entdeckt worden war, konnte man nun endlich den Aufbau der Atomkerne aus Protonen und Neutronen erklären.

Gleichzeitig hatte man ein Teilchen zur Verfügung, das sich relativ leicht in andere Atomkerne einbauen ließ, da ein Neutron von den positiven Ladungen der Protonen nicht abgestoßen wird, weil es ungeladen ist. Die freien Neutronen wurden zunächst zur Erzeugung künstlicher Isotope benutzt.

Beispiel einer Isotopenerzeugung mit stabilem Endkern:



Beispiel einer Isotopenerzeugung mit radioaktivem Endkern:



Beim Beschuss von Uran und Thorium mit Neutronen wurde 1934 erstmals die Vermutung geäußert, es könnten Elemente mit einer Kernladungszahl über 92 entstehen (Transurane).

Gleichzeitig tauchte im selben Jahr die Vermutung auf, dass bei der Beschießung schwerer Kerne mit Neutronen die Kerne in mehrere Bruchstücke zerfallen könnten. Diese Annahme wurde aber nicht weiter überprüft.

In Berlin waren die Chemiker Otto Hahn und Fritz Straßmann (bis 1938 zusammen mit der Physikerin Lise Meitner) damit beschäftigt, die geringen Mengen der erzeugten Isotope zu identifizieren. Chemische Untersuchungen legten die Annahme nahe, dass beim Beschuss von Uran mit Neutronen Radiumisotope entstanden seien. In einem Aufsatz, den Otto Hahn und Fritz Straßmann am 22. Dezember 1938 der Zeitschrift „Naturwissenschaften“ zur Publikation eingereicht hatten und der am 6. Januar 1939 erschien, heißt es:

„Unsere ‚Radiumisotope‘ haben die Eigenschaften des Bariums; als Chemiker müßten wir eigentlich sagen, bei den neuen Körpern handelt es sich nicht um Radium, sondern um Barium; denn andere Elemente als Radium oder Barium kommen nicht in Frage.“

Durch Gedankenaustausch mit anderen Forschern, vor allem mit der nach Schweden emigrierten Lise Meitner, festigte sich die Überzeugung, dass beim Beschuss von Uran mit Neutronen tatsächlich radioaktives Barium entstanden war. Das konnte dann aber nichts anderes bedeuten, als dass Urankerne „zerplatzten“, wie Hahn es nannte. Eine zweite Arbeit von Hahn und Straßmann, die im Januar 1939 zur Veröffentlichung eingereicht worden war, trägt bereits den Titel: „Nachweis der Entstehung aktiver Bariumisotope aus Uran und Thorium durch Neutronenbestrahlung; Nachweis weiterer aktiver Bruchstücke bei der Uranspaltung“.

In dieser am 28. Januar 1939 eingereichten Veröffentlichung wird erstmals für diese Reaktion das Wort Spaltung benutzt. Lise Meitner und ihr Neffe Otto Robert Frisch hatten bereits in einer am 16. Januar 1939 bei der Zeitschrift „Nature“ eingereichten (englischsprachigen) Mitteilung eine erste physikalisch-theoretische Deutung dieser von ihnen „fission“ genannten Kernreaktion gegeben und die dabei freigesetzte Energie mit 200 MeV schon recht genau abgeschätzt.

In beiden Veröffentlichungen wird auch darauf hingewiesen, dass durch die Neutronenbestrahlung nicht nur über den Spaltprozess neben Barium auch radioaktive Isotope von Krypton, Rubidium, Strontium und Yttrium entstanden waren, sondern dass auch aus U-238 durch Neutroneneinfang U-239 entsteht, das sich über einen Betazerfall in das Transuran Eka-Rhenium – heute Neptunium genannt – umwandelt.

Kernspaltung und Spaltprodukte 4.2

Grundsätzlich können alle Atomkerne (Ausnahme H-1) gespalten werden. Bei bestimmten Uran- und Plutoniumisotopen ist aber die Spaltung mit Hilfe von Neutronen besonders leicht durchzuführen. Außerdem wird bei der Spaltung dieser Kerne mehr Energie frei als dafür aufgewendet werden muss (exotherme Reaktion). In der Natur kommen drei Uranisotope vor, U-234, U-235 und U-238. Sie sind Alphastrahler mit unterschiedlichen Halbwertszeiten (Tab. 4.01).

Isotop	Halbwertszeit	Isotopenhäufigkeit
U-234	$2,455 \cdot 10^5$ a	0,0054 %
U-235	$7,038 \cdot 10^8$ a	0,7204 %
U-238	$4,468 \cdot 10^9$ a	99,2742 %

Alle drei Uranisotope haben zusätzlich die Eigenschaft (wie die meisten Transurane auch), sich spontan zu spalten. Die Spontanspaltung ergibt sich aus der Tatsache, dass bei schweren Atomkernen die Abstoßung zwischen den Protonen etwa so groß ist wie die zusammenhaltenden Kernkräfte. Die Stabilität solcher Kerne ist dadurch sehr geschwächt. Da Spontanspaltungen bei Uran sehr selten vorkommen, spielen sie für die Kerntechnik praktisch keine Rolle. Es werden deshalb hier nur Kernspaltungen beschrieben, die durch Neutronenbeschuss künstlich ausgelöst werden. Dabei verhalten sich die Uranisotope gegenüber Neutronenbeschuss unterschiedlich. Bei Uran-238 wird eine Spaltung nur selten erreicht und dann nur bei hoher Energie (Geschwindigkeit) der Neutronen. Die Kerne des Uran-235 lassen sich dagegen sehr viel leichter sowohl durch schnelle als auch durch thermische (langsame) Neutronen spalten. Mit langsamen Neutronen gelingt die Spaltung aber besonders leicht. Uran-234 spielt für Kernspaltungen wegen seines geringen Vorkommens in der Natur praktisch keine Rolle.

Bei den in Deutschland betriebenen Kernkraftwerken werden Kerne des Uran-235 (und z. T. auch des Plutonium-239) gespalten. Dafür braucht das Uran nicht als Element vorzuliegen. Es ist auch in Form chemischer Verbindungen (z. B. als UO_2) spaltbar. Eine Kernspaltung lässt sich durch eine Kernreaktionsgleichung beschreiben.



Trifft ein langsames (thermisches) Neutron auf einen Atomkern des Uran-235, wird es in den Kern aufgenommen (Abb. 4.01). Es entsteht ein hochangeregter Zwischenkern des Isotops Uran-236. Seine Lebensdauer beträgt nur etwa 10^{-14} s. Der neue Kern versucht, seine Anregungsenergie abzugeben. In etwa sechs von sieben Fällen tritt eine Spaltung ein, in einem Fall geht der Atomkern durch Aussenden eines Gammaquants in das langlebige Isotop Uran-236 über (Alphastrahler, $T_{1/2} = 2,342 \cdot 10^7$ a).

Die Spaltung kann man sich im Modell so vorstellen, dass nach dem Einfang des Neutrons der Urankern zu schwingen beginnt, sich ellipsenförmig verformt, hantelförmig einschnürt und letztlich in zwei mittelschwere Trümmerkerne sowie in zwei bis drei Neutronen zerfällt. An der Stelle der Einschnürung berühren sich nur wenige Nukleonen, so dass nur noch geringe Kernkräfte für den Zusammenhalt zur Verfügung stehen. Die abstoßenden elektrischen Kräfte zwischen den Protonen werden zwar mit zunehmender Entfernung etwas kleiner, sie bleiben aber insgesamt bestehen. Von einer bestimmten Einschnürung ab überwiegen sie schließlich und treiben die beiden Teile des Kerns auseinander. Außerdem überwiegt die Tendenz der Kernteilchen, sich zu kleineren Kernen zusammenzuballen, weil das energetisch günstiger ist.

Tab. 4.01

Die natürlichen Uranisotope

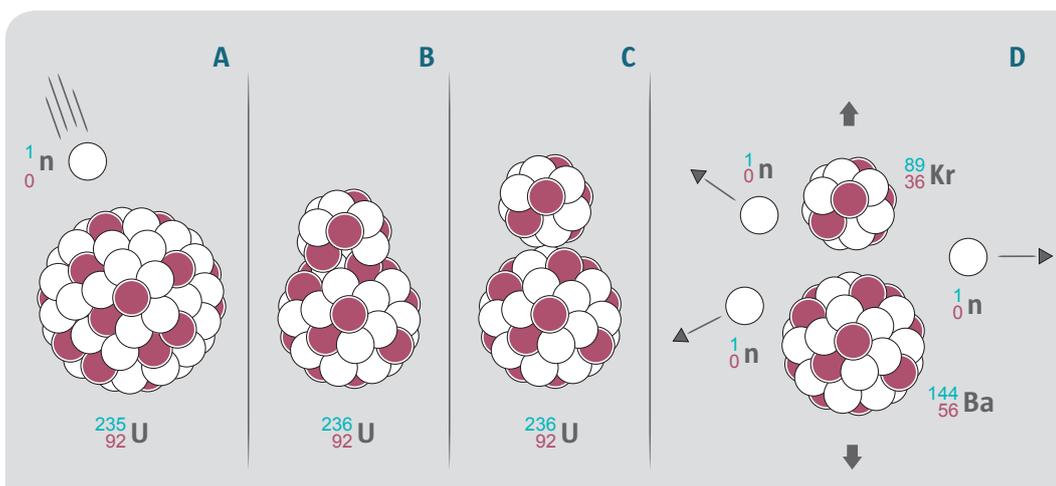


Abb. 4.01

Vier-Phasen-Modell zur Kernspaltung

Die Spaltung eines Uran-235-Kerns kann verschiedene Trümmerkerne (Spaltprodukte) ergeben. Dabei muss die Summe der Kernladungszahlen der Spaltprodukte gleich der Kernladungszahl des Urans sein. Die Summe der Massenzahlen der Trümmerkerne und der frei gewordenen Neutronen betragen stets 236.

Die Massenzahlen der Spaltprodukte liegen zwischen 64 und 170 sowie den Massenzahlen 1 bis 21 im Fall der ternären Spaltung (Spaltung des Urankerns in drei Bruchstücke). Ein Maximum liegt bei der Massenzahl 95, ein zweites Maximum bei der Massenzahl 140. Die Massenzahlen liegen am häufigsten im Verhältnis 2 : 3 zueinander.

Abb. 4.02
Häufigkeitsverteilung der bei der Spaltung von Uran-235 entstehenden Spaltprodukte

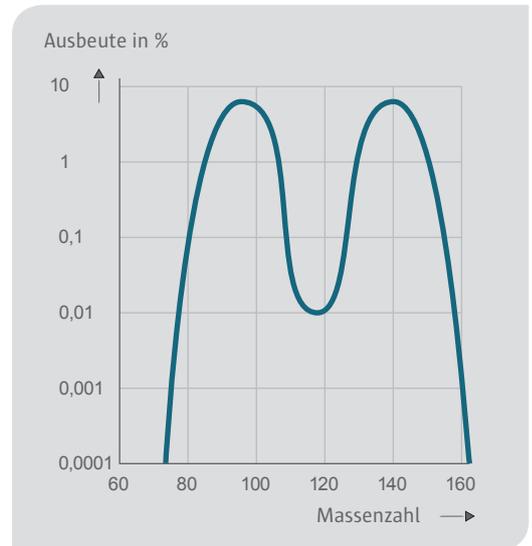


Abb. 4.02 zeigt die Häufigkeitsverteilung der bei der Spaltung von Uran-235 entstehenden Spaltprodukte. Man kennt heute fast 1.000 verschiedene Spaltprodukte des Uran-235, die sich auf 53 verschiedene Elemente beziehen, von Mangan bis Thulium; hinzu kommen noch einige Elemente im Bereich Wasserstoff bis Neon, die bei der ternären Spaltung entstehen.

Beispiele:



Aufgrund des Neutronenüberschusses sind die Spaltprodukte zum großen Teil radioaktiv. Sie wandeln sich unter Aussenden von Betastrahlen in stabile Kerne um. Dabei werden ganze Zerfallsreihen durchlaufen. Es ist aber auch Neutronenemission möglich.

Tab. 4.02
Radionuklide im Kernbrennstoff vor und nach dem Einsatz im Reaktor

Neben den Spaltprodukten entstehen durch Neutroneneinfang im Uran Plutonium und andere Actinoide (Actinoide ist eine Bezeichnung für die Elemente mit den Kernladungszahlen 89 [Actinium] bis 103). Die Tab. 4.02 gibt die Zusammensetzung von Kernbrennstoff vor und nach dem Reaktoreinsatz bei einem Abbrand von 45.000 MWd/t an. Ein Abbrand von 45.000 MWd/t bedeutet, dass der Kernbrennstoff so lange im Reaktor eingesetzt war, dass pro Tonne Kernbrennstoff eine Energie von 45.000 MWd gewonnen wurden (1 MWd = 24.000 kWh).

Natururan	99,30 % U-238 0,70 % U-235
Kernbrennstoff vor dem Reaktoreinsatz	96,70 % U-238 3,30 % U-235
Kernbrennstoff nach dem Reaktoreinsatz (Abbrand 45.000 MWd/t)	93,30 % U-238 0,45 % U-236 0,48 % U-235 4,64 % Spaltprodukte 1,03 % Pu 0,10 % übrige Actinoide

4.3 Energiebilanz bei der Kernspaltung

Im Urankern sind die Nukleonen (Protonen und Neutronen) mit einer mittleren Energie von etwa 7,6 MeV pro Nukleon gebunden. In den kleineren Spaltproduktkernen mit Massenzahlen zwischen 80 und 150 beträgt die mittlere Bindungsenergie je Nukleon aber etwa 8,5 MeV. Die Differenz von 0,9 MeV je Nukleon wird bei der Kernspaltung freigesetzt. Da der Urankern 235 Nukleonen besitzt, ergibt sich bei jeder Spaltung ein Energiebetrag

von $235 \cdot 0,9$ MeV, also rund 210 MeV, der sich aus mehreren Teilbeiträgen zusammensetzt (Tab. 4.03).

Von dem Energiebetrag 210 MeV können in einem Kernreaktor nur etwa 190 MeV = $1,9 \cdot 10^8$ eV genutzt werden, das sind rund 90 %, da die Energie der Gammastrahlen nur z. T. im Innern des Reaktors absorbiert und die Zerfallsenergie

Art der Energie	Energie
Bewegungsenergie der Spaltprodukte	175 MeV
Bewegungsenergie der Neutronen	5 MeV
Bei der Kernspaltung auftretende Gammastrahlung	7 MeV
Energie aus dem Betazerfall der Spaltprodukte	7 MeV
Energie der Gammaquanten der Spaltprodukte	6 MeV
Energie der Neutrinos	10 MeV
Summe	210 MeV

der Spaltprodukte z. T. erst im radioaktiven Abfall außerhalb des Reaktors frei wird. Die Energie der Neutrinos kann praktisch gar nicht genutzt werden, da sie mit Materie kaum wechselwirken. Die pro Kernspaltung nutzbare Energie von $1,9 \cdot 10^8$ eV ist ein sehr kleiner Betrag. Um 1 J Wärme zu erzeugen, müssen rund 33 Mrd. Urankerne gespalten werden:

$$1 \text{ J} = 6,242 \cdot 10^{18} \text{ eV}$$

$$N = \frac{6,242 \cdot 10^{18} \text{ eV}}{1,9 \cdot 10^8 \text{ eV}} = 3,3 \cdot 10^{10} = 33 \text{ Mrd.}$$

Um bei 1 kg Wasser die Temperatur von 0 °C auf 100 °C zu erhöhen, sind $E_{th} = 4,2 \cdot 10^5$ J erforderlich. Um diese Wärmemenge aus Kernenergie zu erzeugen, wären $N = 4,2 \cdot 10^5 \cdot 3,3 \cdot 10^{10} = 1,4 \cdot 10^{16}$ Kerne des Uran-235 zu spalten. Das entspricht einer Masse an reinem Uran-235 von etwa $m = 5,5 \mu\text{g}$.

Wie viele Urankerne gespalten werden müssten, wenn der Jahresbedarf an elektrischer Energie einer europäischen Stadt mit 1,5 Mio. Einwohnern vollständig aus Kernenergie gedeckt werden sollte, zeigt folgende Rechnung:

- Angenommener Jahresbedarf an elektrischer Energie:

$$E_{el} = 10^{10} \text{ kWh} = 3,6 \cdot 10^{16} \text{ Ws}$$

- Da der Wirkungsgrad von Kernkraftwerken etwa 0,34 ist, muss im Kraftwerk zunächst rund dreimal so viel Wärmeenergie erzeugt werden:

$$E_{th} = 3 \cdot 3,6 \cdot 10^{16} \text{ Ws} = 10,8 \cdot 10^{16} \text{ Ws} = 10,8 \cdot 10^{16} \text{ J}$$

- Umrechnung der Einheit J in die Einheit eV ($1 \text{ J} = 6,242 \cdot 10^{18} \text{ eV}$):

$$\begin{aligned} E_{th} &= 10,8 \cdot 10^{16} \text{ J} \\ &= 6,242 \cdot 10^{18} \text{ eV} \cdot 10,8 \cdot 10^{16} \\ &\approx 6,74 \cdot 10^{35} \text{ eV} \end{aligned}$$

Für den gesamten Energiebetrag von $6,74 \cdot 10^{35}$ eV ergibt sich eine sehr große Anzahl N von Kernspaltungen:

$$N = \frac{6,74 \cdot 10^{35} \text{ eV}}{1,9 \cdot 10^8 \text{ eV}} \approx 3,6 \cdot 10^{27}$$

Es bedeutet also, dass in einem Kernkraftwerk $N = 3,6 \cdot 10^{27}$ Urankerne gespalten werden müssen, um eine Wärmeenergie von $E_{th} = 10,8 \cdot 10^{16}$ J zu erhalten, die dann zu 34 % in $E_{el} = 3,6 \cdot 10^{16}$ Ws = 10 · 10⁹ kWh elektrische Energie umgewandelt wird.

- Die $N = 3,6 \cdot 10^{27}$ gespaltenen Atomkerne haben vor der Spaltung eine bestimmte Masse. Sie kann über die Loschmidtsche Zahl berechnet werden.

$6,023 \cdot 10^{23}$ U-235-Atome haben eine Masse von 235 g. $3,6 \cdot 10^{27}$ Uranatome haben eine Masse m :

$$\begin{aligned} m &= \frac{3,6 \cdot 10^{27} \cdot 235 \text{ g}}{6,023 \cdot 10^{23}} = 1,39 \cdot 10^6 \text{ g} \\ &= 1,39 \text{ t} \end{aligned}$$

Da die Dichte von Uran $\rho = 19 \text{ g/cm}^3$ beträgt, hätten 1,39 t Uran ein Volumen von $V = 73,158 \text{ cm}^3$. Das entspräche einem Würfel mit der Kantenlänge von etwas weniger als 0,42 m.

- Würde man dieselbe Menge an Wärmeenergie $E_{th} = 10,8 \cdot 10^{16}$ J durch Verfeuern von Steinkohle erzeugen wollen, wäre eine Masse von $m = 3,4 \cdot 10^6$ t erforderlich (das 2,5 Millionenfache des Urans). Der Heizwert von Steinkohle beträgt $E_h = 31,8 \cdot 10^6$ J/kg. Daraus errechnet sich:

$$\begin{aligned} m &= \frac{10,8 \cdot 10^{16} \text{ J} \cdot \text{kg}}{31,8 \cdot 10^6 \text{ J}} \approx 3,4 \cdot 10^9 \text{ kg} \\ &= 3,4 \cdot 10^6 \text{ t} \end{aligned}$$

Da die Schüttdichte von Steinkohle $\rho = 1 \text{ kg/dm}^3$ beträgt, hätte der Kohleberg ein Volumen von $V = 3,4 \cdot 10^9 \text{ dm}^3 = 3,4 \cdot 10^6 \text{ m}^3$. Das entspräche einem Würfel mit der Kantenlänge von etwas mehr als 150 m.

Tab. 4.03

Energiefreisetzung bei der Kernspaltung

4.4 Kettenreaktion im Uran-235

Hahn und Straßmann äußerten bereits in ihren beiden ersten Aufsätzen über die Kernspaltung die Vermutung, dass neben den beiden Spaltprodukten noch einige Neutronen entstehen müssten. Dies wurde von Forschern in Frankreich im März 1939 experimentell bestätigt. Damit hatte man die Möglichkeit erkannt, einen sich selbst erhaltenden Kernspaltungsprozess ablaufen zu lassen. Unter geeigneten Bedingungen können nämlich die freigesetzten Neutronen sofort weitere Uranatome spalten, so dass ein lawinenartig ablaufender Spaltprozess entsteht. Er wird allgemein als Kettenreaktion bezeichnet.

Abb. 4.03 zeigt den Beginn einer solchen Kettenreaktion im Modell. Geht man davon aus, dass nach jeder Spaltung zwei freie Neutronen zur Verfügung stehen (tatsächlich sind es im Mittel 2,4), sind es in den weiteren Schritten 4, 8, 16, 32, 64, 128 usw. Wenn genügend Urankerne vorhanden sind, keine Neutronen nach außen verloren gehen oder von Fremdatomen eingefangen werden, verdoppelt sich die Anzahl der Kernspaltungen von Neutronengeneration zu Neutronengeneration, der gesamte Vorgang läuft lawinenartig ab. Dabei werden ungeheure Mengen an Energie in kürzester Zeit frei.

Wenn man die Masse der Kernteilchen des Uran-235 und des primären Neutrons mit der Summe der Massen der Spaltprodukte und der sekundären Neutronen vergleicht, so ist nach der Kernspaltung ein geringer Massenverlust festzustellen. Dieser Verlust entspricht der bei der Spaltung frei werdenden Energie. Nach einem von Einstein 1905 formulierten Gesetz sind Masse

und Energie einander äquivalent. Es sind zwei Formen eines und desselben Phänomens. Masse lässt sich in Energie und Energie in Masse überführen. Das Gesetz lautet:

$$E = m \cdot c^2$$

(E: Energie, m: Masse, c: Lichtgeschwindigkeit)

Bei einer vollständigen Spaltung von 1 kg Uran-235 tritt ein Massenverlust von 1 g auf. Die Spaltprodukte und sekundären Neutronen haben nur noch eine Masse von 999 g. Die Masse von 1 g erscheint dann in Form von Energie:

$$1 \text{ g} = 10^{-3} \text{ kg} \quad c \approx 300.000 \text{ km/s} = 3 \cdot 10^8 \text{ m/s}$$

$$E = 10^{-3} \text{ kg} \cdot (3 \cdot 10^8)^2 \frac{\text{m}^2}{\text{s}^2}$$

$$E = 9 \cdot 10^{13} \frac{\text{kg m}^2}{\text{s}^2}$$

Es gilt:

$$1 \text{ N} = \frac{1 \text{ kg} \cdot \text{m}}{\text{s}^2} \quad \Rightarrow \quad 1 \text{ kg} = \frac{1 \text{ N} \cdot \text{s}^2}{\text{m}}$$

Daraus folgt:

$$E = 9 \cdot 10^{13} \frac{\text{N} \cdot \text{s}^2 \cdot \text{m}^2}{\text{m} \cdot \text{s}^2}$$

$$E = 9 \cdot 10^{13} \text{ N m} = 9 \cdot 10^{13} \text{ J}$$

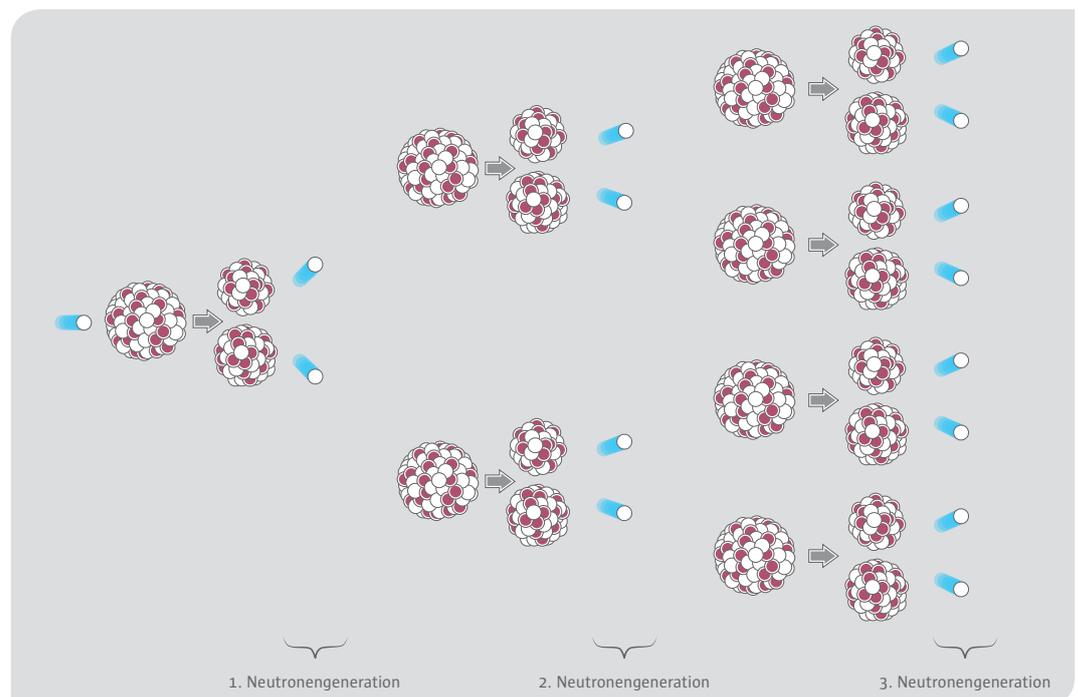


Abb. 4.03

Kettenreaktion im Uran-235

Erzeugung von Plutonium-239 und von Uran-233 4.5

Uran-235 wird am effektivsten von langsamen Neutronen gespalten. Neutronen mittlerer sowie höherer Geschwindigkeit können aber auch von Uran-238 aufgenommen werden. Dabei tritt keine Kernspaltung, sondern eine Umwandlung in das Uran-Isotop U-239 ein. Es wandelt sich in zwei Schritten unter Aussenden von Betateilchen zu Pu-239 um (Abb. 4.04). Pu-239 ist ein Alphastrahler und zerfällt mit einer Halbwertszeit von 24.110 Jahren. Pu-239 ist durch langsame und schnelle Neutronen spaltbar und daher als Kernbrennstoff für den Einsatz in Reaktoren geeignet.

Durch Aufnahme weiterer Neutronen bilden sich aus Pu-239 weitere Plutonium-Isotope: Pu-240, Pu-241, Pu-242 und Pu-243. Je länger die Uran-Brennelemente im Reaktor verbleiben, desto mehr Plutonium bildet sich. Bei der üblichen Einsatzdauer der Brennelemente sind das etwa 10 g Plutonium pro 1 kg Uran.

Plutonium ist das einzige künstliche Element, das in größeren Mengen erzeugt wird. In einem Leichtwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 1.300 MW entstehen jährlich insgesamt etwa 313 kg Plutonium. Davon sind 176 kg Pu-239, 74 kg Pu-240, 46 kg Pu-241 und 17 kg Pu-242. Die Isotope Pu-239 und Pu-241 sind durch thermische Neutronen leicht spaltbar. Das nicht im Reaktor selbst gesplante Plutonium kann durch Wiederaufarbeitung der Brennelemente isoliert und in Brennelementen erneut eingesetzt werden. In den so genannten Mischoxid-Brennelementen wird neben UO_2 bis zu 5 % PuO_2 verwendet.

Plutonium kommt in extrem kleinen Mengen auch in der Natur vor. In Uranerzlagern findet man Spuren von Pu-239, das durch die Neutronen der kosmischen Strahlung ständig neu gebildet wird. Es kann auch durch Neutronen erzeugt werden, die bei der Spaltung von U-238 oder U-235 entstehen. Spuren von Pu-244 ($T_{1/2} = 8,26 \cdot 10^7 \text{ a}$) stammen wahrscheinlich aus der Entstehungszeit der Erde. In 1 g natürlichem Uran sind 10^{-11} bis 10^{-12} g Plutonium enthalten. Dies bedeutet, dass für die Gewinnung von 1 mg natürlichem Plutonium 1.000 t natürliches Uran chemisch aufgearbeitet werden müssten.

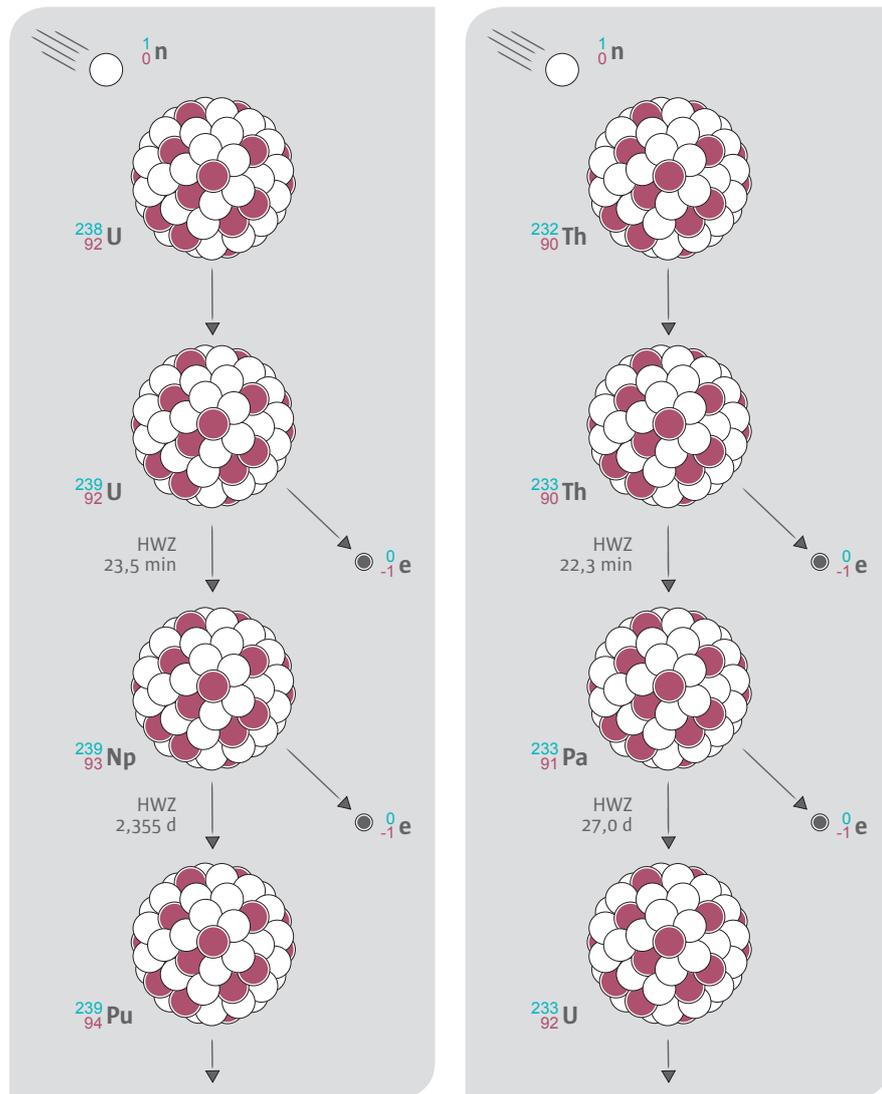


Abb. 4.04 (links)

Entstehung von Pu-239 aus U-238

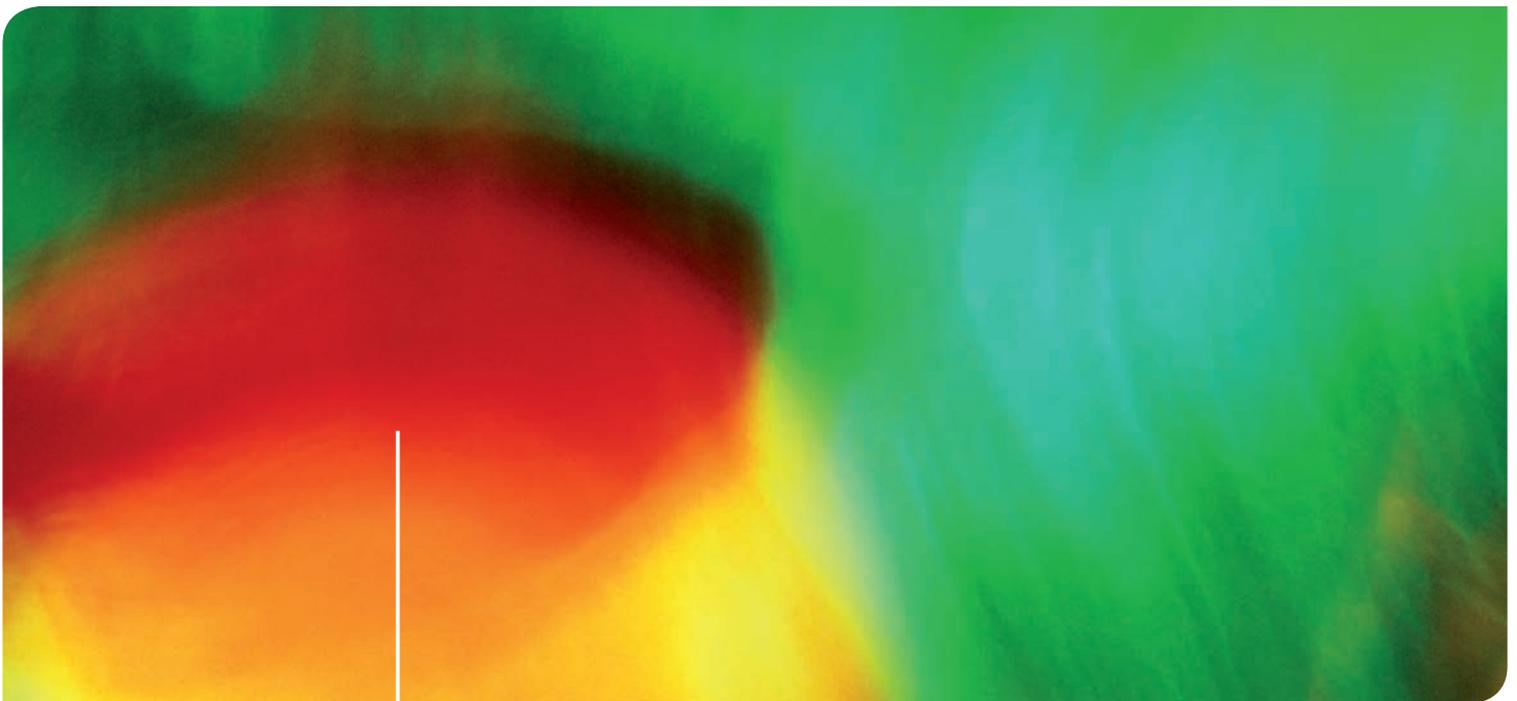
Abb. 4.05

Entstehung von U-233 aus Th-232

Das in der Natur vorkommende Element Thorium-232 kann durch einen ähnlichen Umwandlungsprozess in Uran-233 verwandelt werden, welches durch langsame Neutronen spaltbar ist. Ein Thoriumkern absorbiert ein Neutron, so dass das Thoriumisotop-233 entsteht ($T_{1/2} = 22,3 \text{ min}$). Dieses geht unter Aussenden eines Betateilchens in das Element Protactinium-233 über ($T_{1/2} = 27,0 \text{ d}$). Durch eine weitere Beta-Emission wandelt sich Protactinium-233 in Uran-233 um (Abb. 4.05). Uran-233 ist ein Alphastrahler und zerfällt mit einer Halbwertszeit von $1,592 \cdot 10^5$ Jahren in Thorium-229.

Die gezielte Gewinnung von Plutonium-239 und Uran-233 bezeichnet man allgemein als „breeding“ (Brüten). Auf diesem Vorgang beruht die Funktion eines so genannten Brutreaktors.

5 Kontrollierte Kernspaltung



Aufbau eines Kernreaktors 5.1

Anlagen, bei denen Kettenreaktionen kontrolliert ablaufen, bezeichnet man als Kernreaktoren oder kurz als Reaktoren. Sie bestehen im Prinzip aus fünf Komponenten (Abb. 5.01):

- Ausreichende Masse an spaltbarem Material,
- Stoff zur Abbremsung der Neutronen (Moderator), Ausnahme: Schneller Brutreaktor,
- Vorrichtungen zum Einfang von Neutronen (Steuer- bzw. Regelstäbe),
- Medium zur Wärmeabführung,
- Barrieren für den Strahlenschutz und die Rückhaltung radioaktiver Stoffe.

Nach dem Verwendungszweck können folgende Reaktortypen unterschieden werden:

- Forschungsreaktoren dienen der wissenschaftlichen Forschung sowie für Unterrichtszwecke. Dabei ist häufig nur die Neutronenstrahlung von Interesse.
- Leistungsreaktoren werden zur Erzeugung elektrischer Energie und als Brutreaktoren zusätzlich zur Erzeugung des Spaltstoffs Pu-239 aus U-238 verwendet.

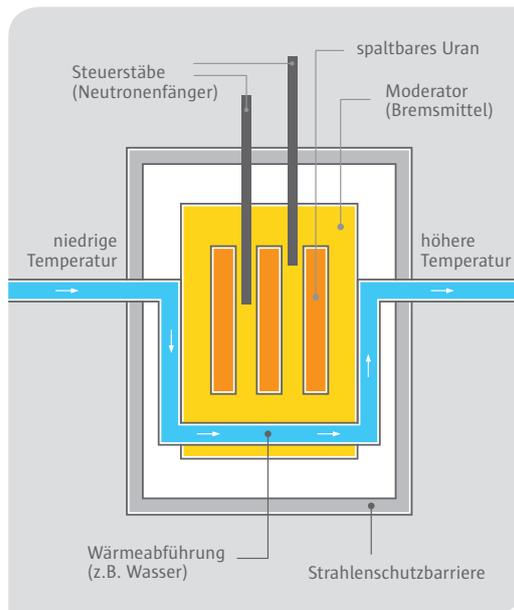
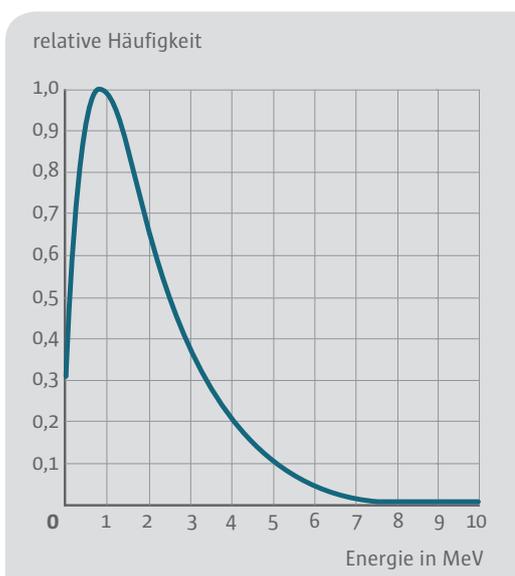


Abb. 5.01
Prinzip eines Kernreaktors

Spaltneutronen 5.2

Eine kontrollierte Kettenreaktion lässt sich nur entwickeln, wenn eine ausreichende Anzahl von Neutronen zur Verfügung steht. Bei der Spaltung eines Kerns U-235 entstehen zwei mittelschwere Trümmerkerne sowie zwei bis drei Neutronen. Diese Spaltneutronen haben unterschiedliche Energien (Geschwindigkeiten). Am häufigsten tritt der Wert von 0,7 MeV auf, im Mittel liegt ihre Energie bei etwa 1,5 MeV (Abb. 5.02).

Zur Charakterisierung der Neutronen nach ihrer Energie bzw. ihrer Geschwindigkeit wird die Einteilung nach Tab. 5.01 verwendet. Die angegebenen Energiebeträge stellen Richtwerte dar, die Übergänge sind fließend. Die bei der Spaltung von U-235-Kernen auftretenden Neutronen gehören also praktisch ausschließlich zu den schnellen Neutronen ($E > 0,1 \text{ MeV}$).



Bezeichnung	Energie
thermische Neutronen	0,025 eV (bei 300 K)
langsame Neutronen	< 10 eV
mittelschnelle (epithermische oder intermediäre) Neutronen	10 eV bis 0,1 MeV
schnelle Neutronen	> 0,1 MeV

Tab. 5.01
Einteilung der Neutronen nach ihrer kinetischen Energie

In einem Reaktor kann mit den Spaltneutronen grundsätzlich Folgendes geschehen:

- Sie verlassen die Spaltzone und gehen dadurch für weitere Spaltungen verloren.

Abb. 5.02
Energieverteilung der Neutronen, die bei der Spaltung von U-235 durch thermische Neutronen entstehen

Neutronen, die bei der Spaltung von Kernen des U-235 freigesetzt werden, haben eine relativ hohe Geschwindigkeit. Damit ist die Wahrscheinlichkeit, dass sie weitere Kernspaltungen hervorrufen, sehr gering. Wenn dennoch mit den schnellen Neutronen eine Kettenreaktion in Gang gehalten werden soll, muss man eine hohe U-235-Konzentration wählen und eine aufwendige Reaktortechnik anwenden. Man beschreitet diesen Weg ausschließlich, wenn nicht nur U-235-Kerne gespalten, sondern aus nicht spaltbarem Material mit Hilfe von schnellen Neutronen neuer Spaltstoff erzeugt werden soll.

Langsame Neutronen führen mit sehr viel größerer Wahrscheinlichkeit im U-235 zu Spaltungen. Die bei jeder Kernspaltung entstehenden schnellen Neutronen müssen deshalb durch geeignete Substanzen auf niedrige Geschwindigkeiten abgebremst werden. Das geschieht mit Hilfe so genannter Moderatoren (Bremsmittel). Die Neutronen werden an den Kernen des Moderators durch Stöße abgebremst (Abb. 5.06). Beim Einsatz eines Moderators kommt man mit niedrigen Spaltstoffkonzentrationen aus. Im Prinzip reicht dann der im natürlichen Uran vorhandene Anteil von etwa 0,7 % U-235.

Gute Moderatoren müssen zwei Bedingungen erfüllen:

- Die schnellen Neutronen sollen möglichst schnell durch wenige Stöße ihre Energie verlieren und so abgebremst werden. Dadurch kommen sie in großer Zahl über den Geschwindigkeitsbereich hinweg, bei dem sie verstärkt von U-238 absorbiert werden. Diese Bedingung ist dann erfüllt, wenn die Masse der Atomkerne des Moderators etwa so groß ist wie die Masse des Neutrons. Tab. 5.03 zeigt,

Moderator		Mittlere Stoßzahl für eine Abbremsung von 1,75 MeV auf 0,025 eV	Neigung zum Einfang thermischer Neutronen in relativen Einheiten
Wasserstoff	H-1	18	650
Deuterium	H-2	25	1
Beryllium	Be-9	86	7
Kohlenstoff	C-12	114	10
Uran	U-238	2.172	5.601

Tab. 5.03
Eigenschaften verschiedener Moderatorstoffe, Uran zum Vergleich

wie viele Zusammenstöße zwischen Neutronen und Atomkernen im Mittel notwendig sind, um schnelle Neutronen ($E = 1,75 \text{ MeV}$) auf langsame Geschwindigkeiten ($E = 0,025 \text{ eV}$) abzubremesen.

- Der Moderator darf nur eine geringe Neigung zum Einfang von Neutronen besitzen, denn vom Moderator absorbierte Neutronen gehen für weitere Kernspaltungen verloren. In Tab. 5.03 ist die Neigung zum Einfang thermischer Neutronen in relativen Einheiten angegeben worden. Für Deuterium wurde der Wert 1 festgelegt. Beryllium hat dann eine siebenmal so große Neigung, Wasserstoff eine 650-mal so große Neigung, Neutronen in die Atomkerne aufzunehmen. Deuterium in Form von Schwerem Wasser (D_2O) ist der beste Moderator, seine Herstellung ist jedoch sehr teuer. (Natürliches Wasser enthält ein H-2-Atom auf 6.420 H-1-Atome.) Als Moderator wird vielfach auch Graphit (reiner Kohlenstoff)

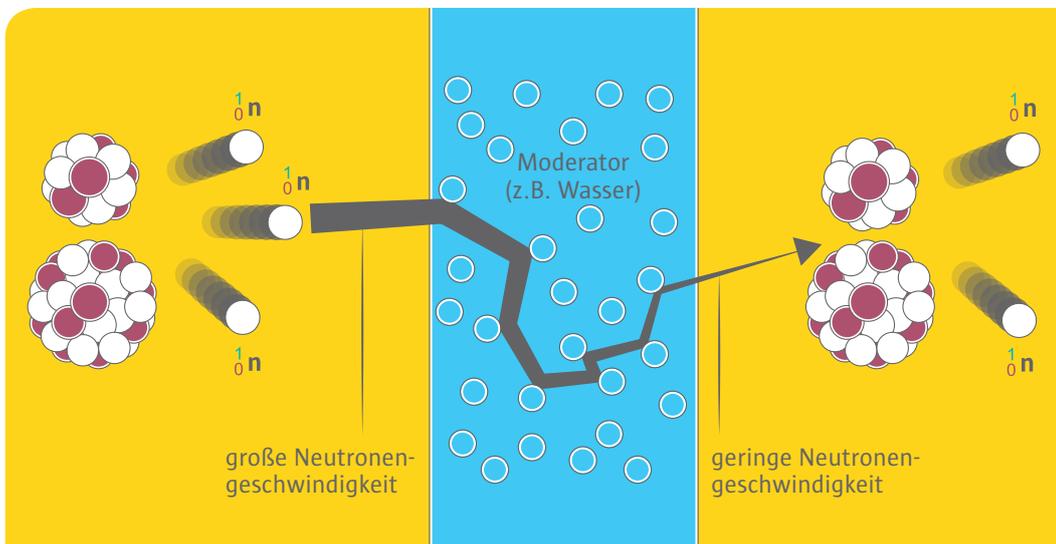


Abb. 5.06
Abbremsung schneller Neutronen durch einen Moderator im Modell

eingesetzt, da es gute mechanische und thermische Eigenschaften besitzt. Für eine Verwendung im Reaktor muss es jedoch absolut rein sein. Wasserstoff in Form von Leichtem Wasser (H₂O) ist zwar das beste Bremsmittel, es hat jedoch eine sehr große Neigung zum Einfang von Neutronen. Dabei entsteht Deuterium:



Die absorbierten Neutronen gehen für weitere Kernspaltungen verloren. Andererseits ist Wasser (H₂O) preiswert und besitzt zusätzlich günstige Eigenschaften, die die Sicherheit des Reaktors betreffen. Bei Verwendung von Wasser als Moderator muss der Neutronenverlust ausgeglichen werden. Dazu erhöht man den Anteil von U-235 von 0,7 % auf 3 bis 5 %. Man erhält dann mehr Spaltungen sowie mehr Neutronen. Uran mit einem über 0,7 % liegenden Anteil von U-235 nennt man angereichertes Uran.

5.4 Temperaturabhängigkeit des Moderatoreffekts

Die Temperatur in den Brennstäben eines Reaktors schwankt in Abhängigkeit von der verlangten Reaktorleistung. Sie liegt bei Vollast im Innern der Brennstäbe bei etwa 800 °C. Die Temperatur hat Einfluss auf die Wirksamkeit des Moderators. Ein Vergleich zwischen den Moderatoren Graphit und Wasser macht das deutlich.

In den Leichtwasserreaktoren ist das Wasser Kühlmittel und Moderator. Steigt die Anzahl der Kernspaltungen und damit auch die Leistung an, erhöht sich z. B. in einem Siedewasserreaktor der Dampfblasenanteil. Da das Wasser aber gleichzeitig Moderator ist, bedeuten mehr Dampfblasen eine „Verdünnung“ des Moderators. Es werden jetzt zwar weniger Neutronen absorbiert, noch weniger aber abgebremst (Moderatoreffekt ist von größerem Gewicht als der Absorptionseffekt) (Abb. 5.07). Dadurch sinkt die Anzahl der Kernspaltungen von selbst. Der Dampfblasen-

koeffizient ist hier also negativ. Bei dieser Art von Selbststabilisierung spricht man deshalb von inhärenter (innewohnender) Stabilität.

Bei dem Reaktor vom Typ Tschernobyl sind der Moderator (Graphit) und das Kühlmittel (Wasser) unterschiedliche Stoffe. Wenn die Anzahl der Kettenreaktionen und damit die Leistung ansteigen, entstehen im Kühlmittel Wasser mehr Dampfblasen.

Da Wasserdampf pro Volumen weniger Moleküle enthält als Wasser, werden weniger Neutronen absorbiert. Am Moderator Graphit kann nun eine höhere Anzahl von Neutronen abgebremst werden, so dass auch die Anzahl der Kernspaltungen steigt.

Durch eine erhöhte Anzahl von Kernspaltungen steigt dann aber auch die Leistung an, die zu

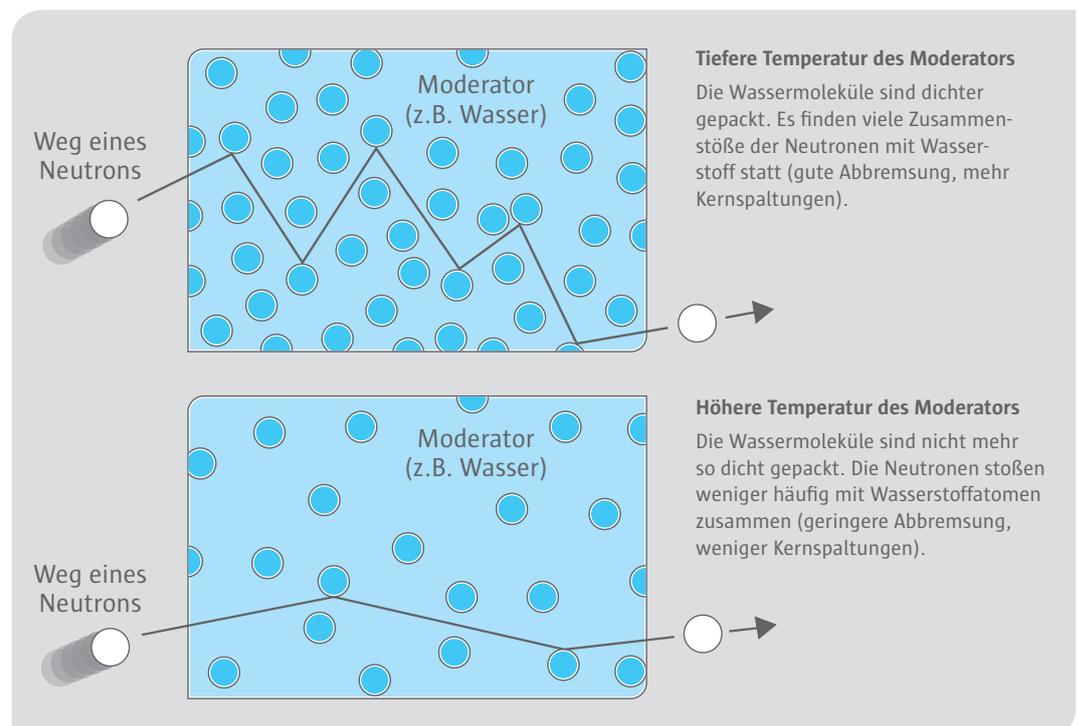


Abb. 5.07

Bei Wasser ist die Moderation von der Temperatur abhängig

noch mehr Dampfblasen führt usw. Man sagt, der Dampfblasenkoeffizient des Moderators ist positiv. Nur durch geeignete Sicherheitseinrichtungen wird verhindert, dass der Leistungsanstieg außer Kontrolle gerät.

Abb. 5.08 gibt für einen Reaktor vom Tschernobyl-Typ und einen Siedewasserreaktor an, welche Wärmeleistung sich ergeben würde, wenn die Hauptkühlmittelpumpen nach dem Abschalten ausliefen (Rotation klingt ab) und die Wärme von den Brennstäben nicht mehr abgeführt würde.

Unabhängig vom verwendeten Moderator gilt für alle Reaktortypen, dass das U-238 bei hoher Temperatur mehr, bei niedriger Temperatur weniger Neutronen absorbiert. Dieser Effekt wirkt einem Anstieg der Anzahl freier Neutronen und damit einem Anstieg der Kernspaltungen entgegen. Kleine Leistungsänderungen werden dadurch selbsttätig ausgeglichen.

Zum anderen bedeutet grundsätzlich eine Erhöhung der Moderator Temperatur, dass die Bewegungsenergie der Moderatoratome bzw.

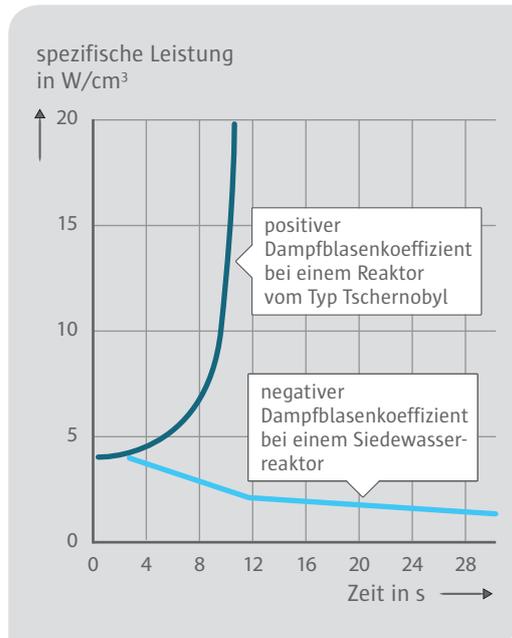


Abb. 5.08
Leistungsentwicklung bei Reaktoren mit positivem bzw. negativem Dampfblasenkoeffizient (angenommenes Szenario: Ausdrehen der Hauptkühlmittelpumpe)

Moderatormoleküle zunimmt. Sie überträgt sich dann auch auf die Neutronen, die nun nicht mehr so wirkungsvoll abgebremst werden.

Steuerung der Kettenreaktion 5.5

In einem Reaktor wird die Kettenreaktion dadurch gesteuert, dass man in den Neutronenhaushalt eingreift. Das geschieht mit Hilfe von Stoffen, die eine große Neigung zur Absorption von Neutronen besitzen (z. B. Bor, Indium, Silber, Cadmium). Werden diese Stoffe tief in die Spaltzone geschoben, absorbieren sie viele Neutronen. Zieht man sie wieder heraus, ist die Neutronenabsorption entsprechend geringer.

So kann z. B. eine 6,5 mm starke Schicht aus Boral (Legierung aus Aluminium und Borcarbid) die Anzahl freier Neutronen um den Faktor 10¹⁰ verringern. Der Einfang von Neutronen durch Bor oder Cadmium geschieht durch eine Kernreaktion, bei der eine Sekundärstrahlung ausgesandt wird (Abb. 5.09).



Das entstehende Lithium gelangt zum Teil in das Kühlmittel des Reaktors und wird – zusammen mit anderen Verunreinigungen – durch die Kühlmittelreinigungsanlage fortlaufend entfernt. Die Alphateilchen wandeln sich durch Aufnahme von Elektronen in Helium um, das in den Röhren der Steuerstäbe einen beachtlichen Gasdruck erzeugt. Die Abnahme der Borkonzentration und

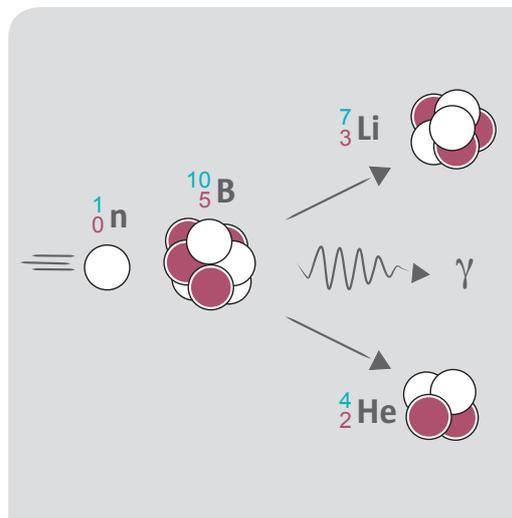


Abb. 5.09
Kernreaktion bei Neutroneneinfang mittels Bor in den Steuerstäben eines Reaktors

der Druckaufbau begrenzen die Lebensdauer der Steuerstäbe. Der Austauschrhythmus beträgt etwa sechs Jahre.

Der Zustand eines Reaktors kann durch den Multiplikationsfaktor k beschrieben werden. Er gibt das Verhältnis der Anzahl der Spaltungen einer Neutronengeneration zur Anzahl der Spaltungen der vorhergehenden Neutronengeneration an:

$$k = \frac{\text{Zahl der Spaltungen einer Neutronengeneration}}{\text{Zahl der Spaltungen der vorhergehenden Neutronengeneration}}$$

Beispiel für ein sehr kleines Volumen der Spaltzone:

1. Neutronengeneration: 3.750 Spaltungen
2. Neutronengeneration: 3.773 Spaltungen

$$k = \frac{3.773}{3.750} \approx 1,006$$

Beim so genannten Anfahren eines Reaktors muss der Multiplikationsfaktor größer als 1 sein ($k > 1$, überkritischer Reaktor), damit die Anzahl der Kettenreaktionen ansteigt. Ist ein bestimmtes Leistungsniveau erreicht, wird dafür gesorgt, dass $k = 1$ gilt (kritischer Reaktor).

Bei der Leistungsverringerung oder dem Abschalten eines Reaktors werden die Steuerstäbe zur Absorption der Neutronen zwischen die Brennstäbe eingefahren.

Die Kettenreaktion nimmt ab bzw. hört ganz auf ($k < 1$, unterkritischer Reaktor) (Abb. 5.10).

Bei starken Abweichungen vom normalen Reaktorbetrieb oder bei Störfällen kann der Reaktor durch schnelles Einfahren der Absorberstäbe innerhalb weniger Sekunden abgeschaltet werden.

Dieser „Schnellschuss“ wird automatisch ausgelöst, kann aber auch durch Betätigen eines Not Schalters herbeigeführt werden.

Bei einer Kettenreaktion tritt die Neutronenvermehrung in Bruchteilen von Sekunden auf.

Bei der Inbetriebnahme eines Reaktors oder der Steigerung seiner Leistung wäre eine Steuerung mit mechanischen Vorrichtungen nicht möglich, weil sie viel zu langsam wären.

Der Ablauf des Spaltungsvorganges selbst kommt den Menschen aber zu Hilfe. Etwa 0,75 % der bei der Spaltung frei werdenden Neutronen werden erst mit einer Verzögerung von durchschnittlich 10 bis 20 s durch die Spaltprodukte abgegeben.



Stellt man bei einer Leistungserhöhung den Reaktor so ein, dass sich die Neutronen von Generation zu Generation nicht mehr als um 0,75 % vermehren, wird der Zuwachs nur durch diese verzögerten Neutronen bewirkt. Die Zeit von 20 s reicht aus, um neutronenabsorbierende Steuerstäbe zwischen die Uran-Brennstäbe zu schieben.

Wie verzögerte Neutronen für die Reaktorsteuerung genutzt werden können, lässt sich durch eine Analogie veranschaulichen (Abb. 5.11 und Tab. 5.04). Das wird hier für den Fall der Leistungserhöhung des Reaktors erklärt.

Ein Wasserbehälter hat einen Zu- und einen Abfluss. Der Zulauf besteht aus einem Rohr mit großem und einem Rohr mit kleinem Querschnitt. Der Abfluss kann durch Betätigen eines Schiebers geöffnet werden, so dass sich der Behälter sehr schnell entleert.

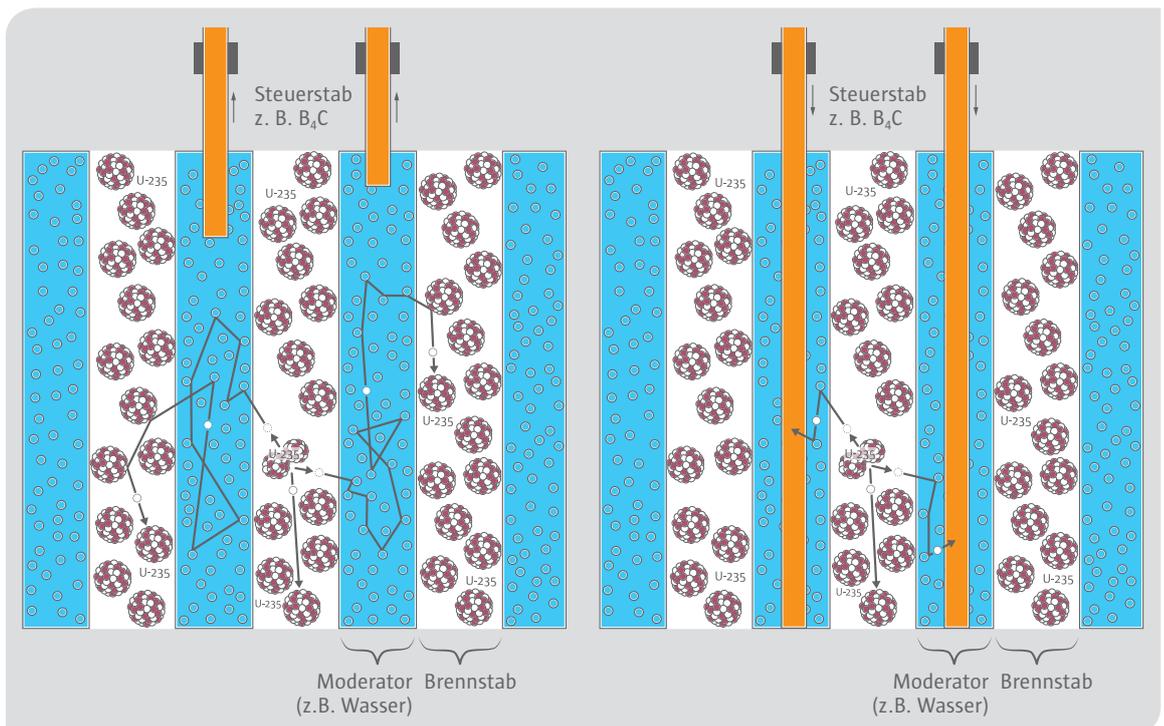
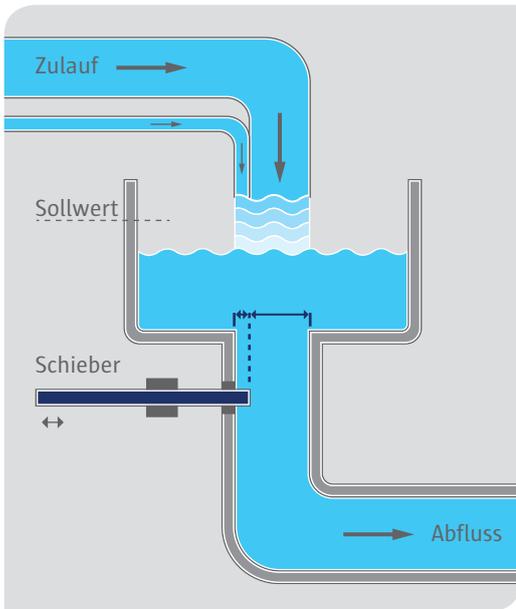


Abb. 5.10

Stellung der Steuerstäbe beim Anfahren und beim Abfahren eines Reaktors



Es soll nun erreicht werden, dass sich der Wasserstand nur in dem Maße erhöht, wie Wasser durch das Rohr mit dem kleinen Querschnitt zufließt.

Kontrollierte Kettenreaktion	Wassermodell
Prompte Neutronen (99,25 %)	Zufluss einer großen Wassermenge durch das große Rohr
Verzögerte Neutronen (0,75 %)	Zufluss einer kleinen Wassermenge durch das kleine Rohr
Neutronenfluss im Reaktor	Wasserstand im Behälter
Anfahren des Reaktors, Vermehrung der Neutronen von Generation zu Generation um maximal 0,75 %	Langsamer Anstieg des Wassers entsprechend dem Wasserzufluss durch das kleine Rohr
Der Reaktor hat sein Leistungsniveau erreicht.	Der Wasserstand erreicht einen Sollwert.
Vollständiges Einfahren der Regelstäbe, Neutronenabsorption, Erlöschen der Kettenreaktion	Vollständiges Herausziehen des Schiebers, das Wasser fließt in kürzester Zeit aus dem Behälter

Dazu muss der Schieber so weit geöffnet werden, dass soviel Wasser abfließt, wie durch das große Rohr zufließt. Der Wasserstand steigt dann nur langsam entsprechend dem Zufluss durch das kleine Rohr an und kann durch Verstellen des Schiebers leicht gesteuert werden.

Tab. 5.04

Vergleich der Steuerung einer Kettenreaktion mit einem Wassermodell

Abb. 5.11

Wassermodell zur Erklärung der Reaktorsteuerung mit Hilfe der verzögerten Neutronen

Homogener und heterogener Reaktor 5.6

Uran und Moderator lassen sich entweder miteinander mischen (homogener Reaktor) oder räumlich getrennt voneinander anordnen (heterogener Reaktor).

Bei einer homogenen Mischung beider Stoffe gibt es ein optimales Verhältnis, bei dem der Moderator seine maximale Wirkung hat. Der Multiplikationsfaktor (Neutronenvermehrungsfaktor) k ist dann am größten. Tab. 5.05 gibt für optimale homogene Mischungen von Natururan und Moderator den maximal erreichbaren Wert für k an.

Moderator	Maximaler Multiplikationsfaktor
Wasser (H ₂ O)	0,62
Beryllium (Be)	0,66
Graphit (C)	0,84
Schweres Wasser (D ₂ O)	1,33

Bei einem homogenen Reaktor, der mit Natururan (0,7 % U-235) betrieben wird, ist also eine Kettenreaktion nur bei Verwendung von Schwerem Wasser möglich. Nur dann kann der Multiplikationsfaktor $k > 1$ sein. Das ist der Grund, weshalb heute in Uranerzlagerstätten mit Hilfe von Regenwasser keine Kettenreaktion entstehen kann. Das wäre erst bei einem höheren Anteil an U-235 möglich.

Die bei Kernspaltungen entstehenden Neutronen werden in einem geringeren Maß von Kernen des

U-238 eingefangen, wenn Uran und Moderator getrennt angeordnet sind, der Moderator also das Uran umgibt (heterogener Reaktor). Dann gelingt es auch, mit Natururan und Graphit als Moderator einen Neutronenvermehrungsfaktor $k > 1$ zu erreichen.

Der erste Reaktor, der von Enrico Fermi 1942 in Chicago (USA) gebaut wurde, hatte diesen Aufbau. Dazu wurden rund 400 t Graphit sowie 36 t Natururan benötigt. Bei Verwendung von Schwerem Wasser hätten bereits 3 t Natururan ausgereicht.

Bei einem Kernreaktor setzt die Kettenreaktion nur ein, wenn eine Mindestmenge an U-235 (oder Pu-239) vorhanden ist. Da während des Reaktorbetriebs der Anteil an U-235 ständig geringer wird und der größer werdende Anteil an Spaltprodukten immer mehr Neutronen absorbiert, muss der Reaktor mit einem Überschuss an spaltbarem U-235 betrieben werden. Dieser Überschuss darf jedoch nicht zu groß sein, weil sonst die Reaktorsteuerung sehr schwierig wird.

Nach etwa einem Jahr sind die zusätzlichen Reserven an U-235 aufgebraucht. Das U-235 ist dann zwar noch nicht vollständig gespalten, im Reaktor kann aber keine Kettenreaktion mehr herbeigeführt werden. Der Reaktor wird deshalb abgeschaltet und nach einer Abkühlzeit geöffnet, um neue Brennelemente einzusetzen bzw. die bereits benutzten in andere Positionen umzusetzen.

Tab. 5.05

Maximaler Multiplikationsfaktor für Natururan und verschiedene Moderatoren (Homogene Mischung)

5.7 Verfahren zur Anreicherung von U-235

Im natürlichen Uran befinden sich etwa 99,3 % U-238 und etwa 0,7 % U-235. Dieses Natururan ist für Leichtwasserreaktoren nicht geeignet. Es wird Uran mit einem Gehalt an U-235 von mindestens 2 % benötigt.

Die Anreicherung geschieht in Urananreicherungsanlagen. Für alle Anreicherungsverfahren muss das Uran in Form von Uranhexafluorid (UF_6) vorliegen. Diese chemische Verbindung verdampft bereits bei 56 °C, so dass also in den Anlagen Gasanteile voneinander getrennt werden:

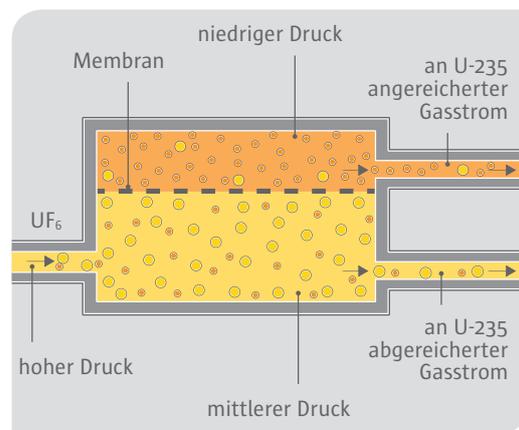


Abb. 5.12 (links)

Prinzip des Gasdiffusionsverfahrens

- $^{238}\text{UF}_6$
- $^{235}\text{UF}_6$

- Beim Gasdiffusionsverfahren (Abb. 5.12) wird die Tatsache ausgenutzt, dass leichtere Atome oder Moleküle schneller durch eine poröse Wand (Porendurchmesser etwa 10^{-5} mm) wandern als schwerere.

Es müssen bis zu 2.500 Stufen hintereinander geschaltet werden, um eine Anreicherung von bis zu 4 % zu erreichen. Da das Gas nach jeder Trennstufe erneut komprimiert werden muss, ist der Energieaufwand sehr hoch.

- Das Zentrifugen-Trennverfahren nutzt die Tatsache aus, dass die schwereren Moleküle bevorzugt an die Außenwand getrieben werden, während sich die leichteren Moleküle in der Nähe der Rotorachse aufhalten (Abb. 5.13). Die Geschwindigkeit an der Peripherie solcher Zentrifugen beträgt bis zu 700 m/s. Durch Heizen im unteren Teil der Zentrifuge wird der Trenneffekt verbessert.

Bei diesem Verfahren müssen 10 bis 30 Trennstufen hintereinander geschaltet werden, um die gewünschte Anreicherung zu erhalten. Zentrifugenanlagen benötigen deutlich weniger Energie als Gasdiffusionsanlagen.

Da der Gasdurchsatz einer Zentrifuge sehr gering ist, müssen viele Zentrifugen parallel geschaltet werden, um eine genügend große Kapazität zur Verfügung zu haben. Insgesamt sind dann etwa 150.000 Zentrifugen im Einsatz.

Das an U-235 angereicherte Uranhexafluorid besteht z. B. aus 4 % $^{235}\text{UF}_6$ und aus 96 % $^{238}\text{UF}_6$. Es wird anschließend in UO_2 -Pulver umgewandelt, das dann zu Tabletten verarbeitet wird (UO_2 -Pellets). Sie bilden den so genannten Kernbrennstoff. (Dieser Name ist eigentlich irreführend, denn in einem Reaktor findet keine Verbrennung statt. Der exaktere Ausdruck wäre Spaltstoff.)

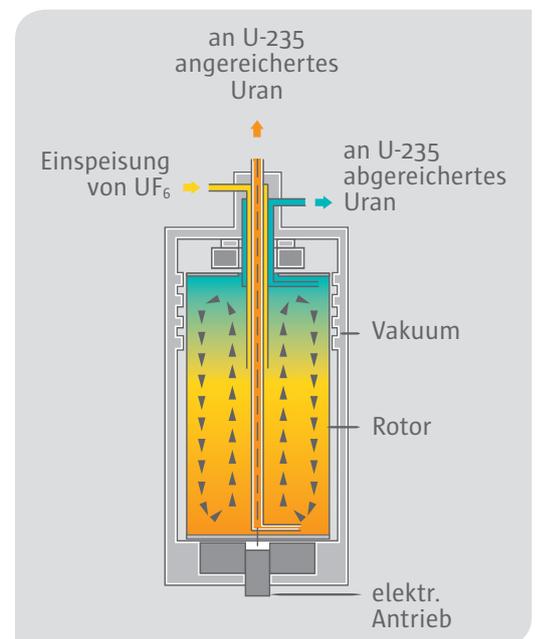


Abb. 5.13

Prinzip des Zentrifugenverfahrens

In Gabun (Westafrika) gibt es ergiebige Uranerzvorkommen, die seit Ende der 1960er Jahre abgebaut werden. Zur Qualitätskontrolle wird ständig die Zusammensetzung des gewonnenen Erzes sowie vor allem der Anteil an Uran-235 bestimmt.

Bei der Analyse einer solchen Probe aus dem Tagebau Oklo stellte man im Mai 1972 fest, dass der Uran-235-Gehalt nicht wie üblich 0,7202 Atomprozent, sondern nur 0,7171 Atomprozent betrug. Das waren 0,003 Atomprozent weniger als sonst bei allen anderen Uranerzvorkommen auf der Welt festgestellt worden war.

Bei der Untersuchung weiterer Proben stellte man Abreicherungen bis herab zu 0,296 Atomprozent fest. Dabei zeigte sich, dass die Abreicherung desto größer war, je mehr Uran das Erz enthielt, d. h. je höher die Gesamt-Urankonzentration lag. Bei Urangelhalten unter etwa 1 % waren dagegen die Anteile von U-238 und U-235 wie sonst üblich verteilt.

Im August 1972 wurde erstmals die Hypothese formuliert, dass in der Erzlagerstätte in Oklo ein natürlicher Reaktor in Betrieb gewesen sein könnte. Der Gehalt an U-235 wäre dann durch Kernspaltungen bzw. eine längere Zeit in Gang gehaltene Kettenreaktion verringert worden.

Einen eindeutigen Beweis für die stattgefundene Kettenreaktion erhielt man durch den Nachweis der dabei entstandenen Spaltprodukte. Die Tab. 5.06 zeigt als Beispiel die Werte für das Edelgas Xenon, von dem sich noch etwa 1 % der ursprünglich entstandenen Menge im Erz befindet. Da die Erzlagerstätte sehr alt ist, sind die relativ kurzlebigen Spaltprodukte nicht mehr vorhanden, wohl aber die stabilen Endglieder ihrer Zerfallsreihen.

An insgesamt 13 Stellen fand man dadurch Hinweise auf prähistorische Reaktortätigkeit.

Wie konnte es aber in der Natur zu einer kontrollierten Kettenreaktion kommen? Damit eine Kettenreaktion in Gang kommt, müssen drei Bedingungen erfüllt sein. Es müssen eine hohe Urankonzentration mit einem genügend großen Anteil an U-235 vorliegen, ein Moderator zur Abbremsung der Neutronen zur Verfügung stehen und Stoffe fehlen, die zu viel Neutronen einfangen.

Die Urankonzentration beträgt in Oklo an einigen Stellen bis über 60 Gewichtsprozent. Solche besonders uranreiche Zonen sind etwa 0,6 bis 1 m dick und wenige Meter breit. Da die Uranerzlagerstätte etwa 1,8 Milliarden Jahre alt ist, lag zur Zeit ihres Entstehens auch der Gehalt an U-235 höher, und zwar über 3 % (U-235: $T_{1/2} = \text{ca. } 0,7 \cdot 10^9 \text{ a}$). Unter diesen Bedingungen konnte dann auch Wasser ein geeigneter Moderator sein.

Die Kettenreaktion hielt sich vermutlich mehrere hunderttausend Jahre selbst in Gang. Dabei traten Temperaturen zwischen etwa 180 °C und etwa 450 °C auf. Wie es über so lange Zeit zu einer kontrollierten Kettenreaktion kommen konnte, ist noch nicht bekannt.

Man nimmt an, dass zwei unterschiedliche Kontrollmechanismen wirksam waren:

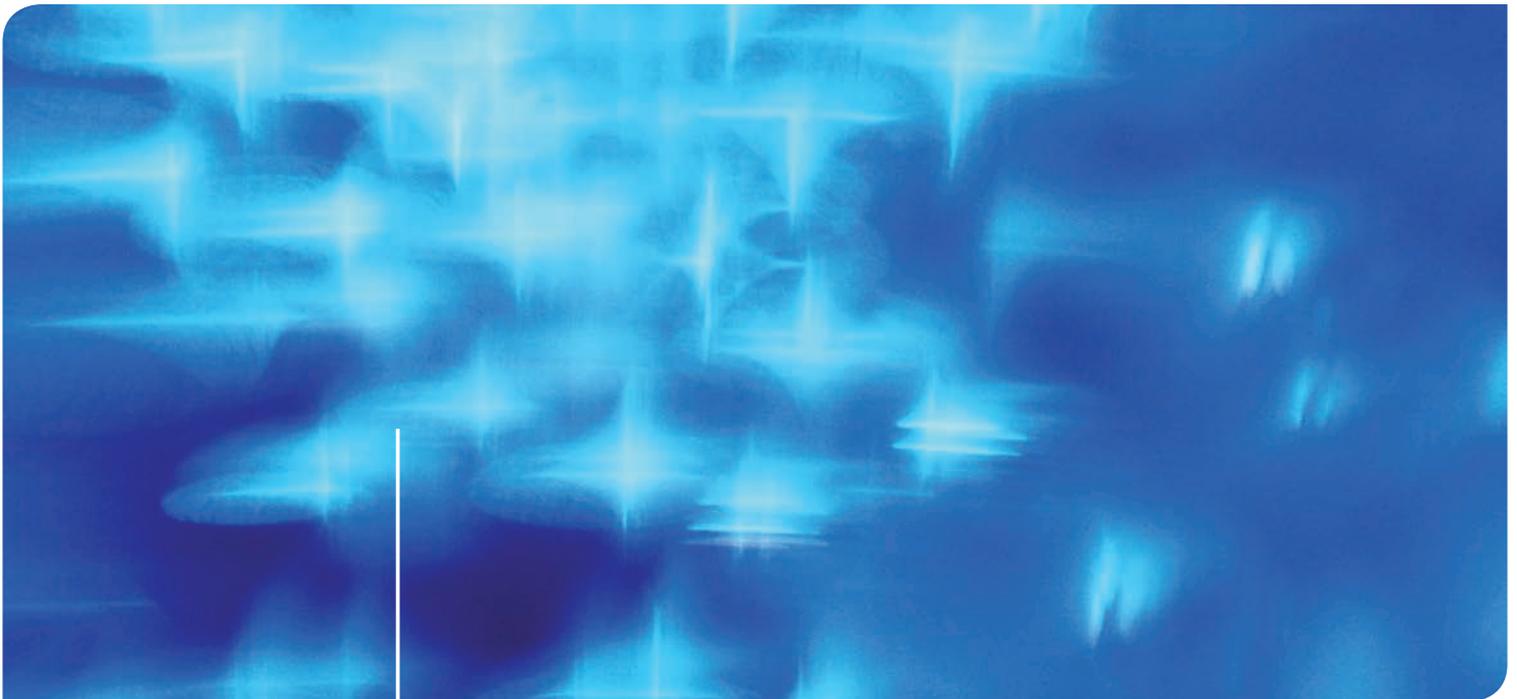
- Geringe Beimengungen von Li-6, B-10 und Cd-113 sowie die entstandenen Spaltprodukte haben gerade so viel Neutronen eingefangen, dass die Kettenreaktion nicht lawinenartig abließ.
- Das als Moderator wirkende Wasser bildete einen zweiten Regelmechanismus. Je nachdem, ob Regenwasser in das Uran eindrang oder aus ihm verdampfte, nahm die Anzahl der Kernspaltungen zu oder ab. Verdampfte Wasser aus dem Erdreich, konnten die Neutronen nicht mehr ausreichend abgebremst werden. Die Anzahl der Kernspaltungen ging zurück und die Temperatur sank. Sickerte Wasser ein, stieg die Anzahl der Kernspaltungen wieder usw.

Herkunft		Massenzahl								
		124	126	128	129	130	131	132	134	136
Xe-Gehalt in Atomprozent bei	natürl. Xe	0,10	0,09	1,9	26,4	3,3	21,2	27,0	10,5	8,9
	Spalt-Xe			0,00017	3,07	0,0015	13,08	19,45	35,45	28,95
	Oklo			0,0028	3,46	0,0346	12,38	20,35	35,38	28,48

Tab. 5.06

Isotopenzusammensetzung von Xenon aus natürlichen Vorkommen, als Spaltprodukt in Kernkraftwerken und einer Probe aus Oklo

6 Kernkraftwerke



Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor

Beispiel: Kernkraftwerk Gundremmingen Block C

6.1

Die Brennelemente, die das Urandioxid enthalten, befinden sich in dem zu etwa zwei Drittel mit Wasser gefüllten Druckbehälter. Das Wasser strömt von unten nach oben durch den Reaktorkern und führt die in den Brennstäben entwickelte Wärme ab. Ein Teil des Wassers verdampft. Nach einer Dampf-Wasser-Trennung im oberen Teil des Druckbehälters wird dieser Satttdampf mit einer Temperatur von 286 °C und einem Druck von ca. 69,6 bar direkt der Turbine zugeführt. Die Dampfmenge beträgt bis zu 7.477 t Dampf pro Stunde. Die Turbine ist mit einem Drehstromgenerator gekoppelt, der eine Leistung von 1.344 Megawatt (Wirkleistung) bei einer Spannung von 27 kV liefert. Die Frequenz beträgt 50 Hz.

Das im Druckbehälter nicht verdampfte Wasser fließt in dem Ringraum zwischen Druckbehälter und Reaktorkern wieder nach unten, wobei es sich mit dem aus dem Kondensator zurückgepumpten Speisewasser vermischt. Die im Druckbehälter vorhandenen Pumpen wälzen das Kühlmittel um. Durch eine Veränderung der Drehzahl dieser Pumpen kann die Umwälzmenge des Kühlmittels geändert und dadurch die Reaktorleistung gesteuert werden. Bei der Nennleistung des Reaktors strömen pro Stunde rund 51.480 t Kühlmittel durch seinen Kern.

Der aus der Turbine austretende Dampf wird im Kondensator verflüssigt. Dazu sind pro Stunde etwa 160.000 m³ Kühlwasser erforderlich, die über einen Kühlturm gekühlt werden. Das Speisewasser wird durch Vorwärmanlagen auf eine Temperatur von 215 °C gebracht und dem Reaktor wieder zugeführt.

Kernbrennstoff	UO ₂ /MOX
Spaltbarer Anteil	
Uran-Brennelemente (U)	3,13 – 4,6 Gew. %
MOX-Brennelemente (U+Pu)	3,27 – 5,47 Gew. %
Kernbrennstoffmenge	136 t
Anzahl der Brennelemente	784
Anzahl der Brennstäbe je Brennelement	80 bis 96
Brennelementlänge	4.470 mm
Anzahl der Steuerstäbe	193
Absorbermaterial	Bor und Hafnium
Kühlmittel und Moderator	H ₂ O
thermische Reaktorleistung	3.840 MW
elektrische Bruttoleistung	1.344 MW
elektrische Nettoleistung	1.288 MW
Bruttowirkungsgrad	35 %

Tab. 6.01

Technische Daten zum Kernkraftwerk Gundremmingen Block C

Die Steuerstäbe, die das neutronenabsorbierende Material enthalten, werden elektromotorisch (Normalantrieb) oder hydraulisch (Schnellabschaltung) von unten in den Reaktorkern eingefahren oder wieder herausgezogen.

Aus dem Sicherheitsbehälter führen die Rohrleitungen nach außen in das Maschinenhaus. Da der Dampf nicht frei von radioaktiven Verunreinigungen ist, muss auch das Maschinenhaus in eine Sicherheitsabschirmung einbezogen sein. Außerdem sind eine Reihe weiterer Sicherheitsvorrichtungen eingebaut, um bei einer Störung eine sofortige Unterbrechung des Dampfstromes zum Maschinenhaus zu erreichen.

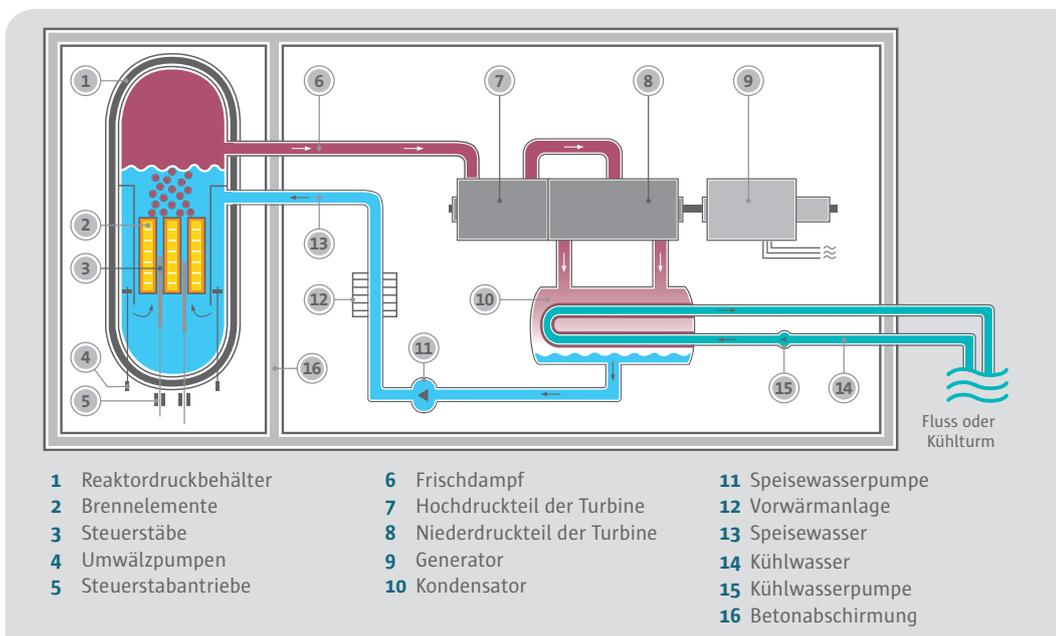


Abb. 6.01

Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor (vereinfachte Schemazeichnung)

Das Reaktordruckgefäß mit den Brennelementen ist ein zylindrischer Stahlbehälter. Er ist mit einem Betonschild abgeschirmt und befindet sich zusammen mit einer Reihe weiterer Anlagenteile und Sicherheitseinrichtungen in einem Sicherheitsbehälter, der in der Abbildung jedoch nicht dargestellt ist.

6.2 Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor

Beispiel: Kernkraftwerk Brokdorf

Durch das Wasser wird die in den Brennelementen erzeugte Wärme abgeführt. Um ein Sieden zu verhindern, wird der Betriebsdruck im Hauptkühlkreis auf 157 bar heraufgesetzt und durch einen Druckhalter geregelt. Das Kühlmittel tritt mit einer Temperatur von 291 °C in den Reaktor ein und verlässt ihn mit einer Temperatur von 326 °C. Etwa 67.680 t Kühlmittel werden je Stunde durch den Reaktor bewegt.

Das erhitze Wasser gibt seine Wärme in vier Dampferzeugern (davon nur einer in Abb. 6.02 dargestellt) an das Wasser eines Sekundärkreises ab. Aufgrund der hohen Temperatur und des niedrigeren Druckes verdampft es im Sekundärkreis und liefert pro Sekunde 2,14 t Sattdampf von 283,8 °C und einem Druck von 67 bar. Durch ein solches Zweikreissystem wird erreicht, dass die im Reaktorkühlmittel auftretenden radioaktiven Stoffe auf den ersten Kühlkreislauf beschränkt bleiben und nicht in die Turbine und den Kondensator gelangen. Mit Hilfe des erzeugten Dampfes wird eine Turbine (Hochdruckteil, Niederdruckteil) betrieben, die direkt mit einem

Drehstrom-Synchrongenerator gekoppelt ist. Der Generator liefert an den Klemmen eine Leistung von 1.480 Megawatt (Wirkleistung) bei einer Spannung von 27 kV. Die Frequenz beträgt 50 Hz.

Kernbrennstoff	UO ₂ /MOX
Anreicherung an U-235	bis zu 4 %
Kernbrennstoffmenge	103 t
Anzahl der Brennelemente	193
Anzahl der Brennstäbe je Brennelement	236
Brennstablänge	4,83 m
Anzahl der Steuerstäbe	61
Absorbermaterial	In, Ag, Cd
Kühlmittel und Moderator	H ₂ O
thermische Reaktorleistung	3.900 MW
elektrische Bruttoleistung	1.480 MW
elektrische Nettoleistung	1.410 MW
Bruttowirkungsgrad	38 %

Tab. 6.02
Technische Daten
zum Kernkraftwerk Brokdorf

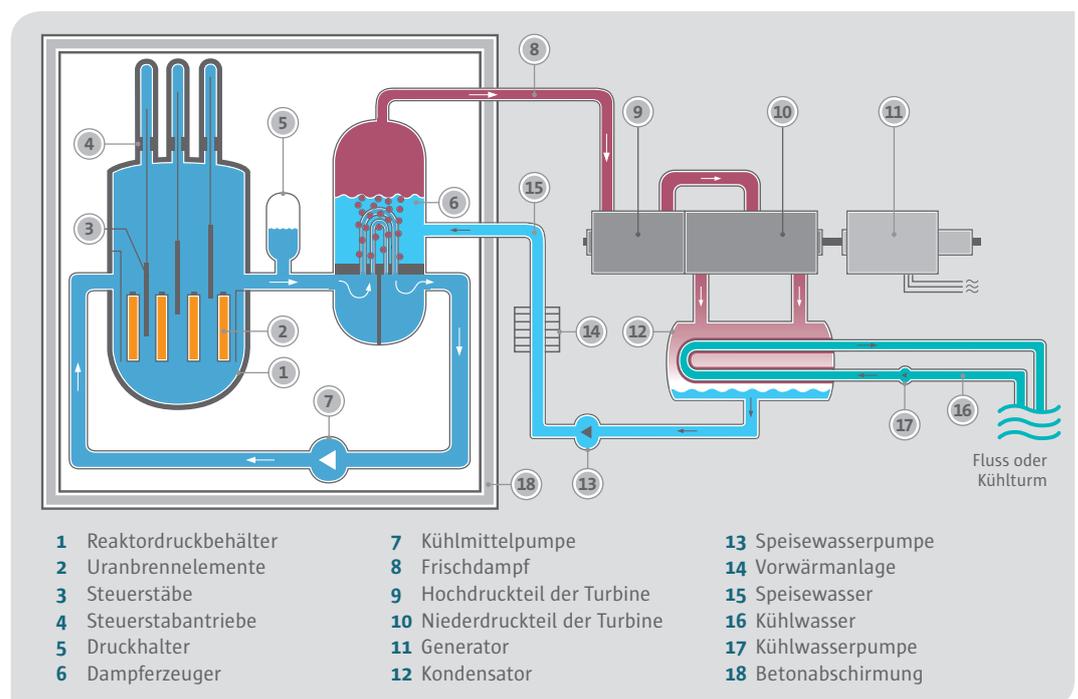


Abb. 6.02
Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor
(vereinfachte Schemazeichnung)

Im Kondensator wird der aus der Turbine austretende Dampf wieder verflüssigt. Dazu sind etwa 208.000 m³ Kühlwasser pro Stunde erforderlich, die der Elbe entnommen werden. Das Kondensat wird durch eine Vorwärmanlage zugeführt, auf 218 °C vorgewärmt und anschließend in den Dampferzeuger zurückgeleitet.

Für die Steuerstäbe des Reaktors wird eine Legierung aus Silber, Indium und Cadmium als Absorbersubstanz verwendet. Für schnelle Steuer-

vorgänge können die Steuerstäbe ganz oder teilweise in den Reaktor eingefahren und wieder heraus gezogen werden. Für langsame oder langfristige Regelvorgänge wird Borsäure als Neutronenabsorber dem Reaktorkühlwasser zugesetzt.

Die Brennelemente befinden sich in einem Druckbehälter aus Spezialstahl (Wandstärke 25 cm), der zusammen mit dem Primärkreislauf in einem doppelwandigen Sicherheitsbehälter untergebracht ist.

Weitere Reaktortypen 6.3

Weltweit werden in Kernkraftwerken überwiegend Leichtwasserreaktoren vom Typ der Druck- und Siedewasserreaktoren eingesetzt. Mit knapp 90 % der installierten elektrischen Nettoleistung haben sie den größten Anteil an allen Kraftwerksreaktoren. Rund 6 % der installierten Leistung entfällt auf mit Schwerem Wasser (D₂O) moderierte und gekühlte Druckröhren-Reaktoren (CANDU), der restliche Anteil auf graphitmoderierte, wassergekühlte Druckröhren-Siedewasserreaktoren (RBMK) und graphitmoderierte, gasgekühlte Reaktoren (AGR).

6.3.1 Kernkraftwerk mit Schwerwasser-Druckröhren-Reaktor (CANDU)

Dieser Schwerwasser-Druckröhrenreaktor – häufig auch CANDU-Reaktor (*CAN*ada *D*euterium *U*ranium) genannt – ist ein von einem kanadischen Unternehmen entwickelter Reaktortyp, der überwiegend in Kanada und Indien genutzt wird. Auch im Kernkraftwerk Cernavodă in Rumänien sind zwei CANDU-Reaktoren im Betrieb.

Durch einen fast drucklosen, mit Schwerem Wasser (D₂O) gefüllten Moderator tank verlaufen horizontal Druckrohre, die die Brennelemente enthalten und die von D₂O als primärem Kühlmittel zur Abführung der bei der Kernspaltung entstandenen Wärme durchströmt werden. Um ein Sieden zu verhindern steht dieses primäre Kühlmittel unter einem Druck von etwa 100 bar. Das erhitzte Schwerwasser überträgt seine Wärme in Dampferzeugern an den Sekundärkreislauf, in dem Wasser – H₂O – verdampft und über eine Turbine den Generator antreibt (Abb. 6.03).

Durch die Nutzung von D₂O als Moderator ist prinzipiell die Verwendung von Natururan, also Uran mit dem natürlichen Anteil von nur rund 0,7 % des spaltbaren Isotops Uran-235 möglich. Allerdings wird heute üblicherweise auf bis zu 2 % an U-235 angereichertes Uran verwendet. Die Verwendung von Druckröhren an Stelle eines großvolumigen Druckbehälters wie bei Druckwasserreaktoren führt zu einer technisch einfacheren Fertigung.

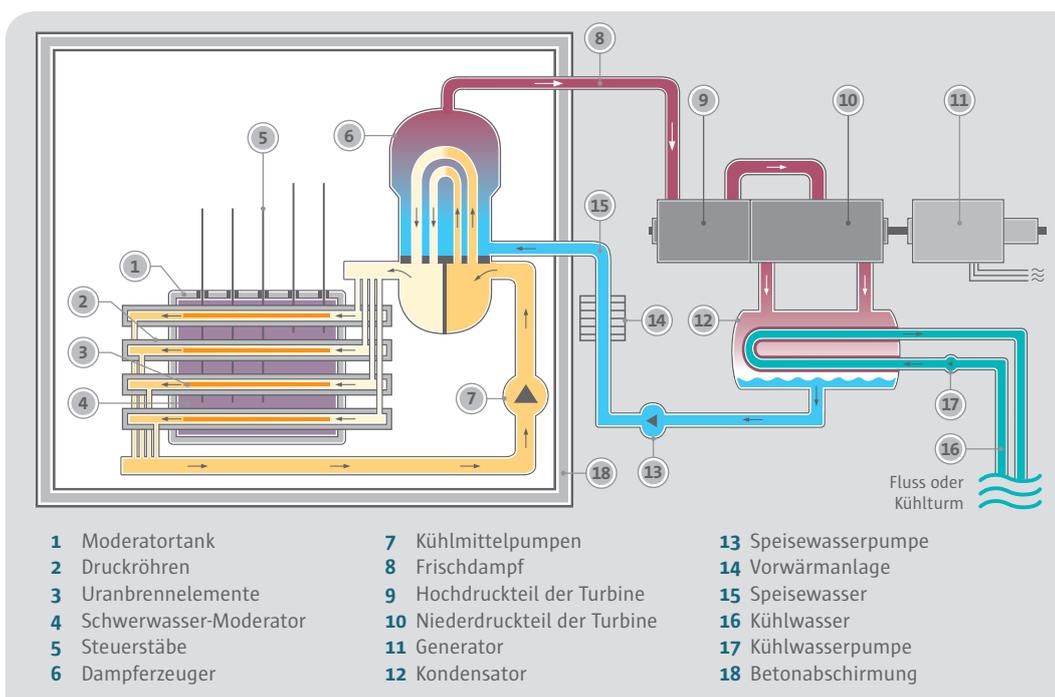


Abb. 6.03
Kernkraftwerk mit Schwerwasser-Druckröhrenreaktor (CANDU)
(vereinfachte Schemazeichnung)

Ermöglicht wird dadurch auch ein Wechsel der Brennelemente während des Reaktorbetriebs, indem einzelne Druckröhren abgeschaltet werden, um die Brennelemente zu wechseln.

6.3.2 Kernkraftwerk mit graphitmoderiertem Druckröhren-Siedewasserreaktor (RBMK)

RBMK ist die Abkürzung der russischen Bezeichnung für einen graphitmoderierten, wassergekühlten Druckröhren-Siedewasserreaktor.

Der Reaktorkern besteht aus etwa 1.700 t Graphitziegeln, die zu einem zylindrischen Block von 7 m Höhe und 12 m Durchmesser aufgeschichtet sind. Das Volumen des Reaktorkerns ist mehr als 10-mal größer als bei einem typischen Siedewasserreaktor. Im Graphitblock befinden sich senkrechte Bohrungen für die 1.693 Druckröhren, die je ein Brennelement mit zwei hintereinander angeordneten Brennstabbündeln aus jeweils 18 Brennstäben enthalten. Jedes Brennstabbündel ist 3,65 m lang und enthält 64,8 kg Urandioxid mit einem Anteil von 2,4 % U-235. Insgesamt enthält der Reaktor rund 193 t Uran. Weitere Bohrungen im Graphitblock enthalten die 191 Regel- und Abschaltstäbe. Die in den Brennelementen durch Kernspaltungen erzeugte Wärme wird vom umgebenden Wasser in den Druckröhren aufgenommen, das dadurch z. T. verdampft. Das Wasserdampf-Gemisch gelangt aus den Druckröhren zu Dampfabseidern, in denen eine Trennung von Wasser und Dampf herbeigeführt wird. Der Dampf strömt zu zwei Turbinen, das Wasser wird wieder in den Reaktor zurückgepumpt (Abb. 6.04).

Die Vorteile dieses in der ehemaligen UdSSR entwickelten Reaktortyps lagen in

- der einfacheren Fertigung von Druckröhren gegenüber großvolumigen Druckbehältern,
- der leichter möglichen Entwicklung von Reaktoren größerer Leistung, da gleichartige Komponenten lediglich in ihrer Anzahl vermehrt zu werden brauchten,
- einem Brennelementwechsel während des Anlagenbetriebs ohne Stillstandzeiten.

Nachteilig ist die wegen des sehr großen Reaktorkerns aufwendige, komplizierte und träge Steuerung der Kettenreaktion.

6.3.3 Kernkraftwerk mit graphitmoderiertem gasgekühltem Reaktor (AGR)

Der AGR – Advanced Gas-cooled Reactor – ist ein in Großbritannien gebauter und betriebener graphitmoderierter, CO₂-gekühlter Reaktor. Er ist eine Weiterentwicklung des Reaktortyps, mit dem das weltweit erste kommerzielle Kernkraftwerk – Calder Hall, England – am 27. August 1956 Strom in das öffentliche Netz lieferte.

Im AGR wird auf bis zu 2,7 % angereichertes Uran eingesetzt. Die Temperatur des Kühlmittels CO₂ beträgt etwa 650 °C und die Wasserdampf-Temperatur beim Turbineneintritt 566 °C. Dadurch wird ein hoher Wirkungsgrad der Anlage von 41,6 % erreicht. Diesem Vorteil steht allerdings nachteilig gegenüber, dass die Ausnutzung des Uran-Brennstoffs (der sogenannte Abbrand) deutlich geringer ist als bei Druck- und Siedewasserreaktoren.

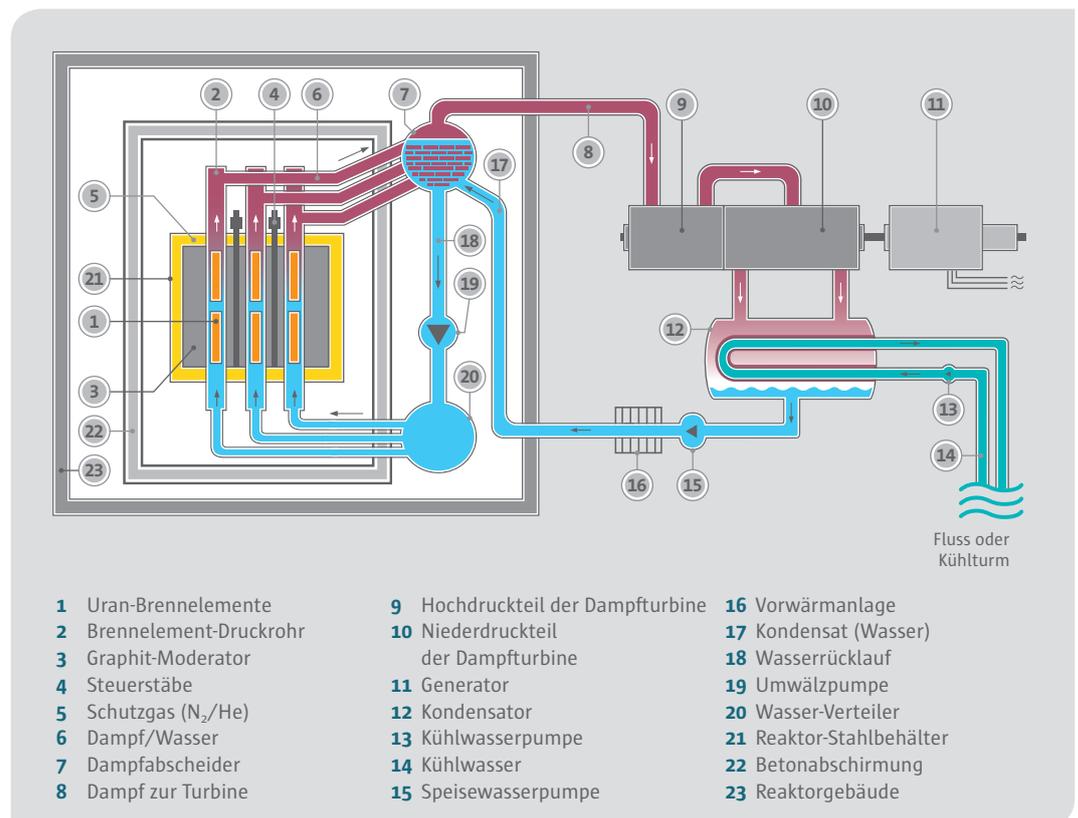


Abb. 6.04

Kernkraftwerk mit graphitmoderiertem Siedewasser-Druckröhrenreaktor (RBMK 1000) (vereinfachte Schemazeichnung)

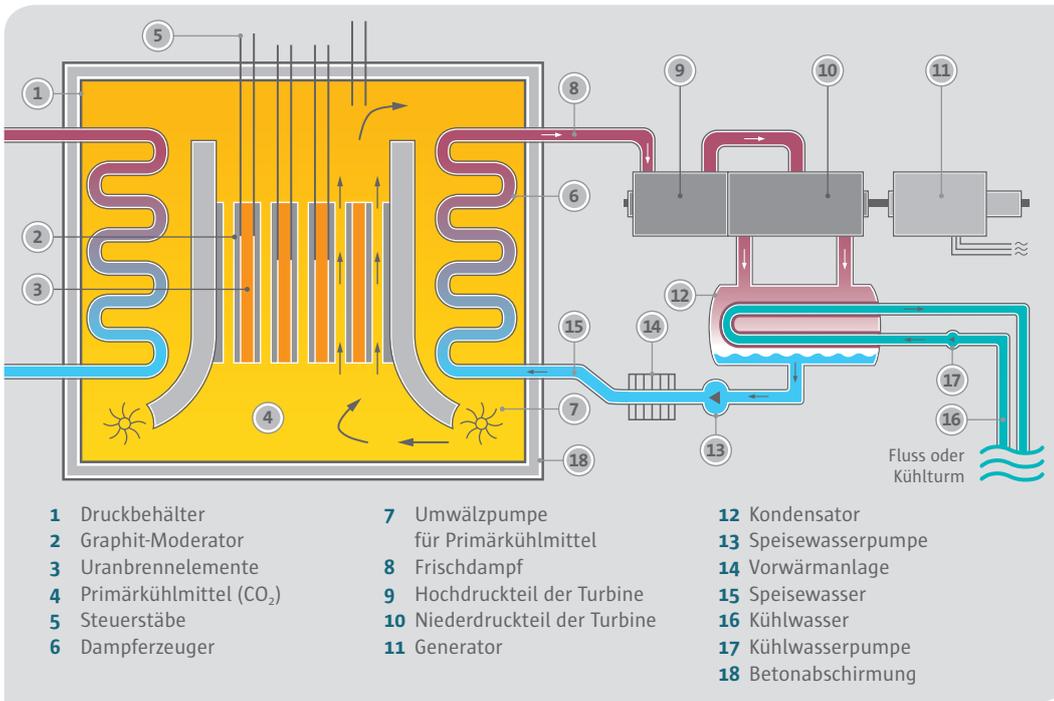


Abb. 6.05
Kernkraftwerk mit graphitmoderiertem gasgekühltem Reaktor, AGR (vereinfachte Schemazeichnung)

6.3.4 Kernkraftwerk mit Hochtemperaturreaktor

Während Leichtwasserreaktoren Kühlmitteltemperaturen bis etwa 330 °C erreichen, liegt bei Hochtemperaturreaktoren die Kühlmitteltemperatur bei 750 °C und darüber. Es kann dann nicht nur Dampf zum Antrieb von Turbinen, sondern auch Prozesswärme, z. B. zur Kohlevergasung oder zur Gewinnung von Wasserstoff, erzeugt werden.

In Deutschland wurden zwei Versuchskraftwerke mit Hochtemperaturreaktor betrieben, um technische Erfahrungen zu gewinnen. Die Brennelemente in diesen Hochtemperaturreaktoren waren Graphitkugeln mit einem Durchmesser von 6 cm. Sie enthielten als Spaltstoff etwa 1 g Uran-235 und als Brutstoff 10 g Thorium-232. Durch die Spaltung von Uran-235 wird die Kettenreaktion aufrechterhalten. Ein Teil der bei der Spaltung freigesetzten Neutronen wird vom

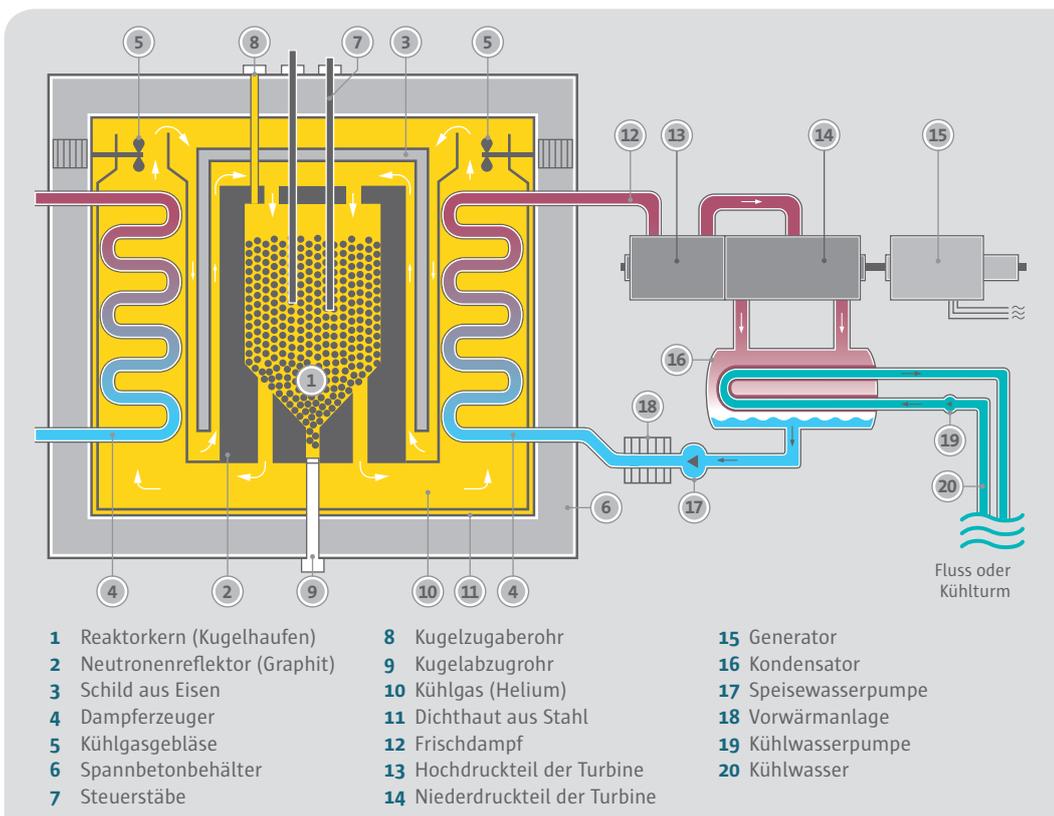


Abb. 6.06
Kernkraftwerk mit gasgekühltem Hochtemperaturreaktor (vereinfachte Schemazeichnung)

Th-232 eingefangen. Das entstehende Th-233 zerfällt in Protactinium-233, aus dem durch weiteren Betazerfall das ebenfalls durch langsame Neutronen spaltbare U-233 entsteht (s. Abb. 4.05, S. 37). Während des Betriebs erzeugt dieser Reaktor also einen Teil des Spaltstoffs selbst. Als Moderator wurde Graphit verwendet. Die im Reaktor erzeugte Wärme wurde durch bis auf 750 °C erhitztes Helium nach außen geführt. In Dampferzeugern gab das Helium seine Wärme an einen Wasser-Dampf-Kreislauf ab (Abb. 6.06).

6.3.5 Kernkraftwerk mit Schnellem Reaktor

In Siede- und Druckwasserreaktoren kann von den in der Natur vorhandenen Uranisotopen nur das U-235 gespalten werden. Der Prozess kann aber in einem speziellen Reaktortyp so gesteuert werden, dass auch das U-238 genutzt wird. U-238 nimmt dabei ein Neutron auf und es entsteht U-239, das sich über Neptunium-239 in spaltbares Pu-239 umwandelt (s. Kap.4.5). Durch diesen Vorgang lässt sich mehr spaltbares Material erzeugen als durch Kernspaltungen für den Reaktorbetrieb verbraucht wird. Da in einem solchen Reaktor schnelle Neutronen für den Prozess genutzt werden, nennt man diesen Reaktortyp

„Schnellen Reaktor“ oder auch wegen der Möglichkeit des Zugewinns an Spaltstoff „Schneller Brutreaktor“.

Da solche Reaktoren nur mit schnellen Neutronen betrieben werden können, darf kein Moderator vorhanden sein. Als Kühlmittel ist deshalb Wasser ungeeignet, da es die Neutronen auf geringe Geschwindigkeiten abbremst (moderiert). Als Kühlmittel wird deshalb z. B. flüssiges Natrium verwendet. Sein Schmelzpunkt liegt bei 98 °C, sein Siedepunkt bei 883 °C. Im Reaktorkern wird das Kühlmittel Natrium auf etwa 550 °C erhitzt. Da das Natrium dabei nicht siedet, ist auch der entstehende Druck relativ niedrig. Im Primärkreislauf liegt er bei etwa 10 bar.

Das Natrium, das durch den Reaktorkern strömt, wird durch die Neutronenstrahlung radioaktiv. Aus Sicherheitsgründen gibt das Natrium des Primärkreislaufs seine Wärme in einem Wärmetauscher an das Natrium eines Sekundärkreislaufs ab. Das Natrium in diesem sekundären Kreislauf ist dann nicht mehr radioaktiv. Im Dampferzeuger des dritten, des Wasser-Dampf-Kreislaufs, wird schließlich Wasserdampf von rund 500 °C erzeugt, der einer Dampfturbine zugeführt wird (Abb. 6.07).

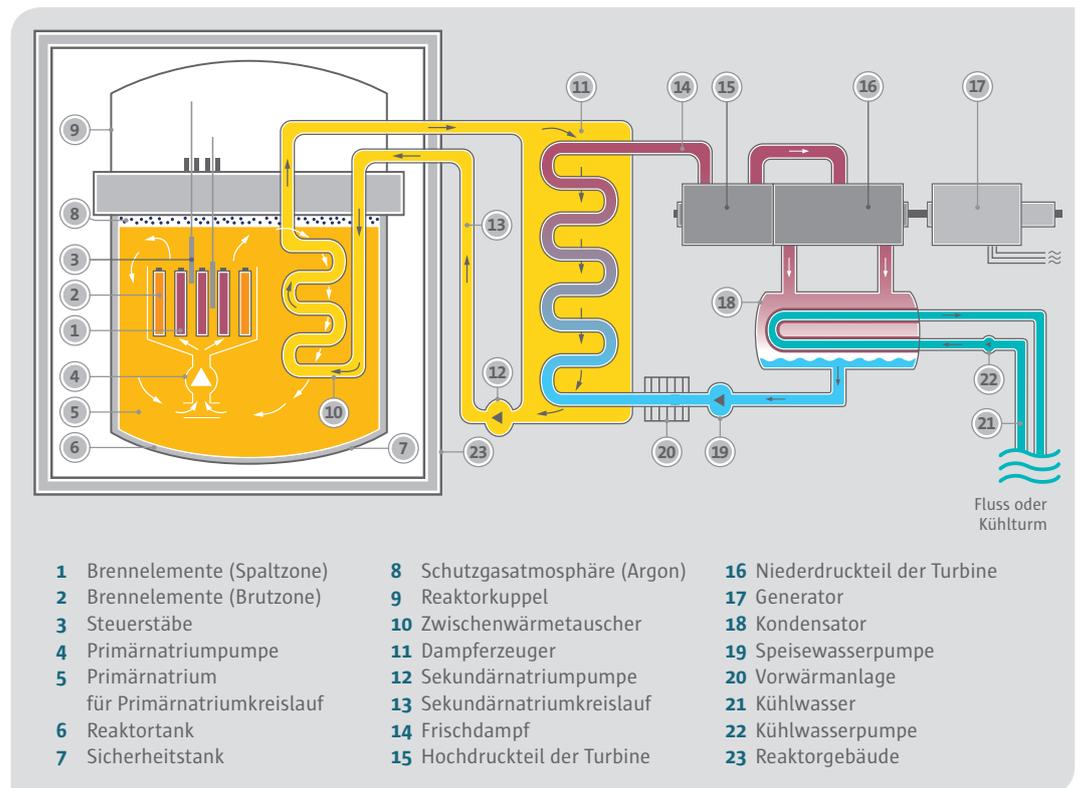
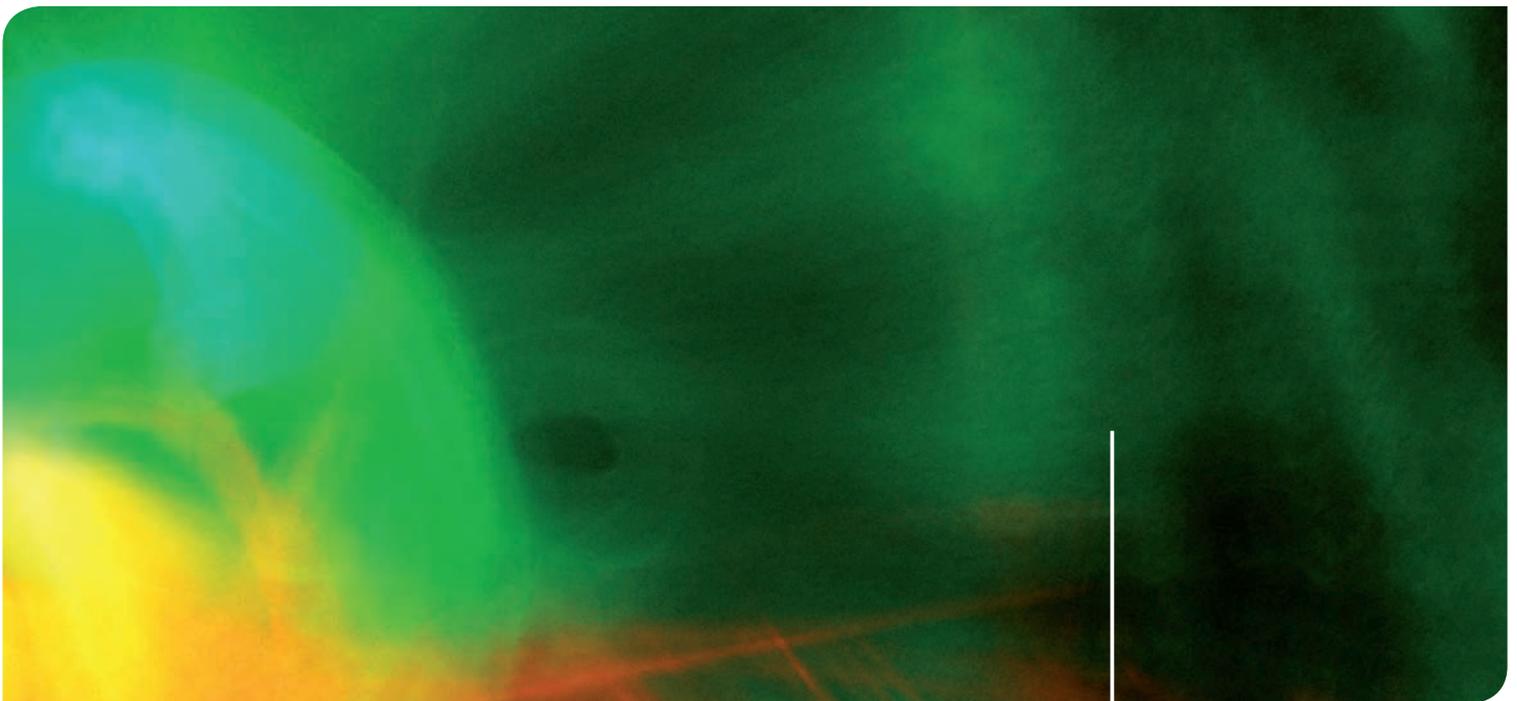


Abb. 6.07

Kernkraftwerk mit natriumgekühlten Schnellreaktor (vereinfachte Schemazeichnung)

Sicherheitseinrichtungen
bei Kernkraftwerken

7



7.1 Strahlenquellen in einem Kernkraftwerk

Die von einem Kernreaktor ausgehende Strahlung hat verschiedene Ursachen:

- Bei der Spaltung der Kerne des U-235 mit Hilfe langsamer Neutronen tritt eine Neutronen- und Gammastrahlung auf. Beispiel:



Beide Strahlenarten haben ein hohes Durchdringungsvermögen. Sie müssen deshalb durch eine Reihe von Barrieren abgeschirmt werden.

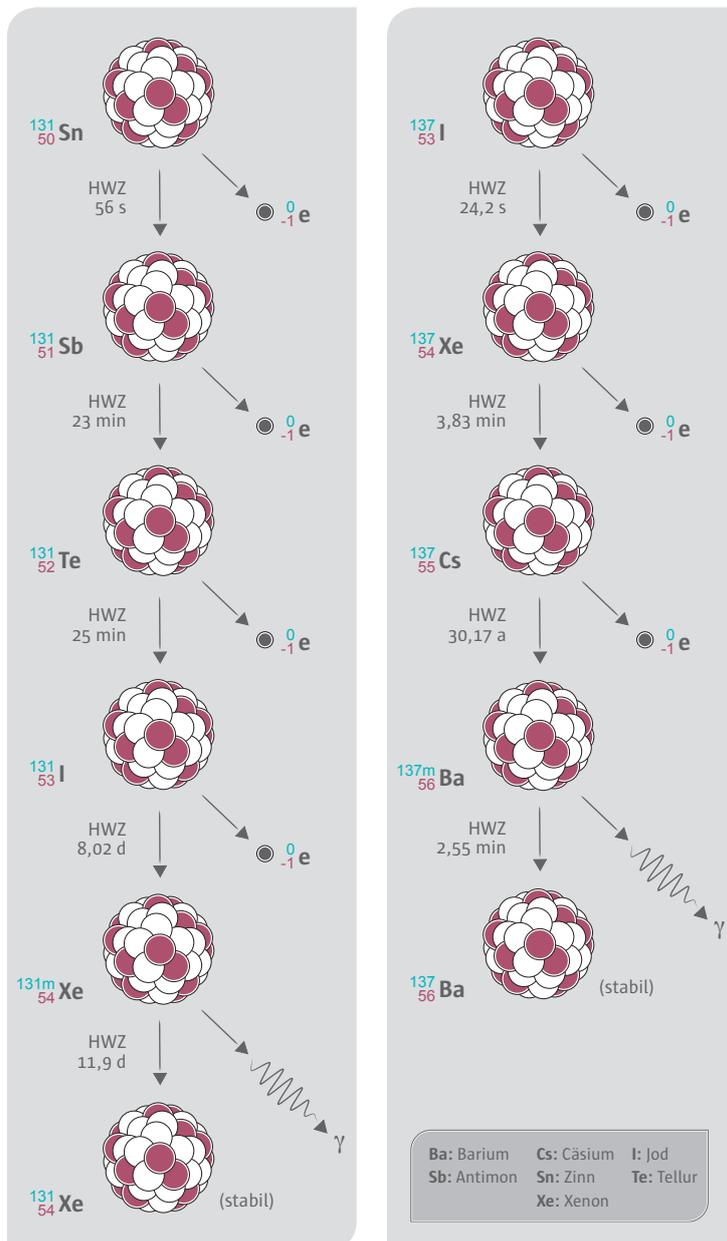
Abb. 7.01 (links)

Radioaktiver Zerfall des Sn-131

Abb. 7.02

Radioaktiver Zerfall des I-137

- Die bei der Kernspaltung entstehenden Spaltprodukte sind aufgrund ihres Neutronenüberschusses meist radioaktiv. Man kennt heute



etwa 1.000 verschiedene Spalt-Radionuklide, die sich auf 53 verschiedene Elemente verteilen (vom Mangan mit der Kernladungszahl 25 bis zum Thulium mit der Kernladungszahl 69 sowie die bei einer Spaltung in drei Bruchstücke entstehenden Elemente vom Wasserstoff bis zum Neon).

Viele Spaltprodukte wandeln sich unter Aussenden von Betastrahlen in stabile Kerne um. Dabei werden zum Teil Zerfallsreihen durchlaufen (Abb. 7.01 und Abb. 7.02). Es ist aber auch Neutronenemission möglich. Radioaktive Isotope eines bestimmten Elements (z. B. radioaktives Iod) können direkt bei der Kernspaltung oder beim nachträglichen Zerfall eines Spaltproduktes entstehen.

- Eine weitere Quelle bilden die Aktivierungsprodukte. Zunächst inaktive Nuklide können sich durch Aufnahme eines freien Neutrons in Radionuklide umwandeln. Hier zwei Beispiele:

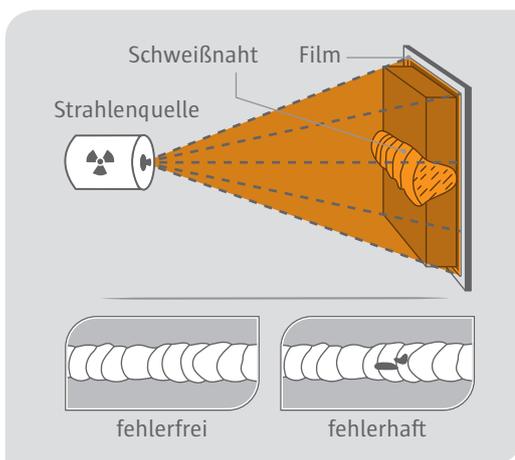


Materialien im Bereich der Neutronenstrahlung, wie z. B. das Kühlmittel Wasser, der Beton, Stahl und seine Legierungsbestandteile, Korrosionsprodukte oder die Luft können auf diese Weise radioaktiv werden und dann über eine mehr oder weniger lange Zeit Strahlung aussenden.

- Neben den Spalt- und Aktivierungsprodukten entstehen durch Neutroneneinfang im U-238 das Plutonium-Isotop Pu-239 und in geringerem Umfang weitere Plutonium- und Transplutonium-Isotope (siehe Kap. 4.5). Pu-239 ist auch durch langsame Neutronen spaltbar und trägt insofern zu den Kernspaltungsprozessen im Reaktor bei.
- Einen gegenüber diesen Strahlenquellen nur sehr geringen Beitrag liefert die Aktivität der als Kernbrennstoff verwendeten Uranisotope U-235 und U-238. Insofern liegt auch vor der Inbetriebnahme eines Reaktors bereits eine Strahlenquelle vor.

Bei Kernspaltungen und beim Zerfall von Radionukliden werden ionisierende Strahlen ausgesandt. Sie stellen für Lebewesen eine Gefahr dar. In Kernkraftwerken werden deshalb die Strahlen abgeschirmt und die strahlenaussendenden Radionuklide sicher eingeschlossen. Diese grundlegenden Anforderungen müssen sowohl bei normalem Reaktorbetrieb als auch im Störfall erfüllt sein:

- Ein störungsfreier Normalbetrieb erfordert die Verwendung qualitativ hochwertiger Komponenten und Anlagenteile (optimale Werkstoffe, gewissenhafte Fertigung und deren Prüfung – Beispiel s. Abb. 7.03, umfassende Kontrollen und Wiederholungsprüfungen während der gesamten Lebensdauer der Anlage), die Einplanung hoher Sicherheitsreserven, eine schonende Betriebsweise und den Einsatz fachkundigen Betriebspersonals.



- Um Betriebsstörungen (z. B. geringer Druckanstieg in den Kühlmittelleitungen über den Regelbereich hinaus) feststellen und beherrschen zu können, sind Störungsmelder und Begrenzungseinrichtungen vorhanden. Werden bestimmte Grenzwerte überschritten, wird automatisch eine Korrektur vorgenommen, damit es nicht zu einem Störfall kommt. Leichtwasserreaktoren besitzen zusätzlich ein selbststabilisierendes Betriebsverhalten.
- Auslegungsstörfälle (z. B. Bruch einer Hauptkühlmittelleitung) sind zwar aufgrund der vielen sicherheitstechnischen Vorkehrungen unwahrscheinlich, können im Prinzip aber dennoch eintreten. Sie müssen dann sicher beherrscht werden. Bei einem Auslegungsstörfall garantiert das Reaktorschutzsystem ein Abschalten des Reaktors, die Abfuhr der Nachwärme und den sicheren Einschluss des radioaktiven Inventars. Die Schäden in der Reaktoranlage werden dadurch begrenzt und

in der Umgebung des Kernkraftwerks keine Schäden verursacht.

Die Spaltprodukte sind radioaktiv und erzeugen auch nach dem Abschalten des Reaktors große Wärmemengen. Diese so genannte Nachwärme beträgt unmittelbar nach dem Abschalten 6,5 % der Ausgangsleistung und nimmt nach einem Tag auf 0,8 % ab. Bei einem Kraftwerk mit einer thermischen Leistung von 3.000 MW wären das 24 MW. Bei fehlender Wärmeabfuhr würde die Temperatur bis weit über das Schmelzen der Brennstäbe hinaus ansteigen. Radioaktive Spaltprodukte könnten dann freigesetzt werden. Es muss also in jeder Situation sichergestellt sein, dass die Nachwärme abgeführt wird.

Die künstlich erzeugten Radionuklide (Spaltprodukte, Aktivierungsprodukte, Actinoide) werden durch mehrere, gestaffelt hintereinander angeordnete Schutzbarrieren eingeschlossen. Die Radionuklide dürfen niemals unkontrolliert und in unzulässigen Mengen in die Biosphäre gelangen. Die Barrierenfunktion muss unter allen Störfallbedingungen aufrecht erhalten werden. Der Einschluss der in den Brennstäben vorhandenen Spaltprodukte ist oberstes Ziel der Reaktorsicherheitstechnik.

- Das umfassende Reaktorsicherheitssystem (Abb. 7.04) macht einen Unfall, bei dem radioaktive Stoffe unkontrolliert in größeren Mengen austreten, sehr unwahrscheinlich. Er ist aber nicht grundsätzlich auszuschließen, denn bei Kernkraftwerken kann man – wie bei allen anderen technischen Systemen auch – niemals eine 100%ige Sicherheit erreichen.

Für solche theoretisch nicht auszuschließenden, aber höchst unwahrscheinlichen Ereignisse werden für das einzelne Kernkraftwerk zusätzliche Notfallschutzmaßnahmen geplant. Ihr Ziel ist es, Kernschäden zu verhindern und die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung soweit wie möglich zu begrenzen. Risikountersuchungen haben gezeigt, dass in deutschen Leichtwasserreaktoren einige Stunden bis einige Tage vergehen würden, bis aus einem Auslegungsstörfall bei angenommenem Versagen von Schutz- und Sicherheitseinrichtungen ein Unfall mit der Gefahr einer Aktivitätsfreisetzung wird. Diese Zeit reicht aber aus, um die anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen einzuleiten. Das sind im Wesentlichen die Wiederherstellung der Kernkühlung, die Bereitstellung weiterer Wasserreserven zur Kühlung und die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters.

Abb. 7.03

Prüfung einer Schweißnaht mit Hilfe von Gammastrahlen

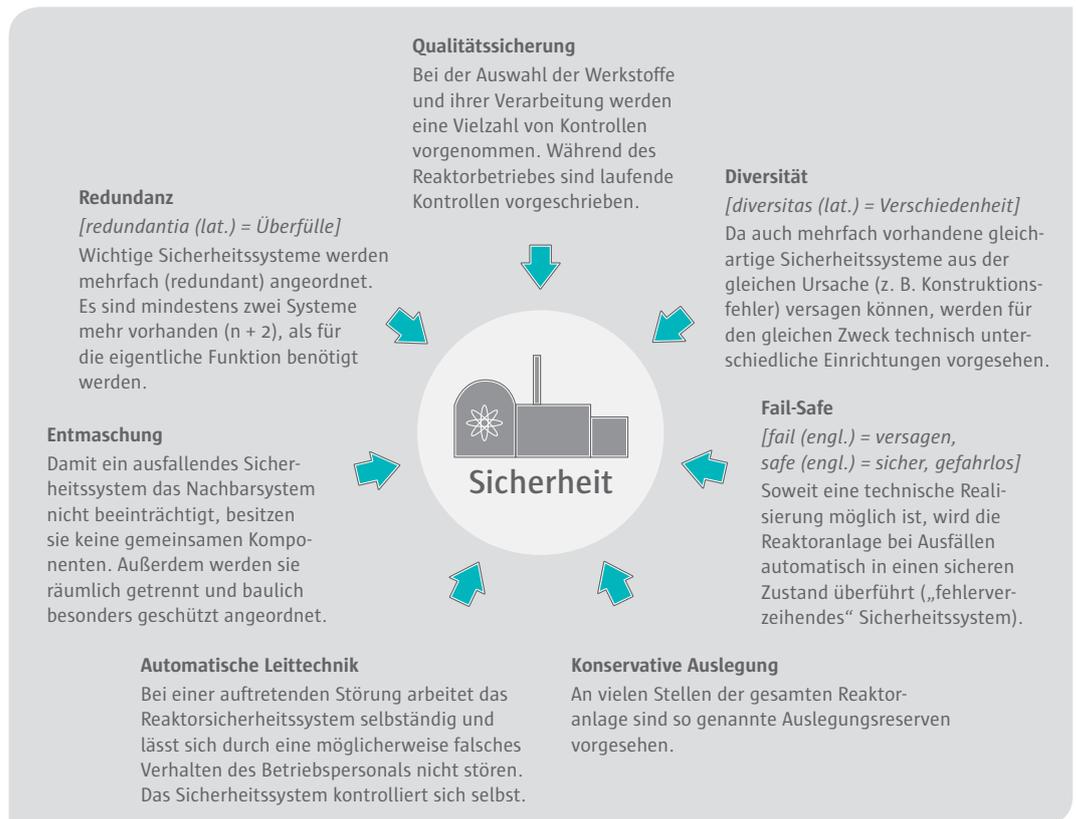


Abb. 7.04

Technische Grundsätze zur Erhöhung der Sicherheit eines Kernkraftwerks

Um die Sicherheit von Kernkraftwerken weiter zu verbessern, wird eine umfassende Sicherheitsforschung betrieben. Man versucht, einzelne Komponenten zu verbessern, vorhandene Sicherheitsreserven zu bestimmen, einzelne Schutz- und Sicherheitssysteme in ihrem Zusammenspiel unter immer neuen Bedingungen zu beurteilen sowie den Ablauf möglicher bzw. hypothetischer Störfälle zu analysieren. Die dabei gewonnenen Erkenntnisse können zur Verbesserung der bestehenden Sicherheitssysteme beitragen. Neben den technisch denkbaren Störfällen sind auch solche Fälle vorstellbar, die sich einem

technischen Zugriff des Menschen entziehen. So kann man z. B. gegen den Einschlag eines großen Meteoriten keine Sicherheitseinrichtungen schaffen. Für solche Fälle muss ermittelt werden, ob die Eintrittswahrscheinlichkeit so groß und die Auswirkungen so katastrophal sind, dass ein Risiko nicht mehr akzeptiert werden kann.

In den folgenden Abschnitten werden beispielhaft einige besonders wichtige Sicherheitseinrichtungen vorgestellt.

7.3 Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe

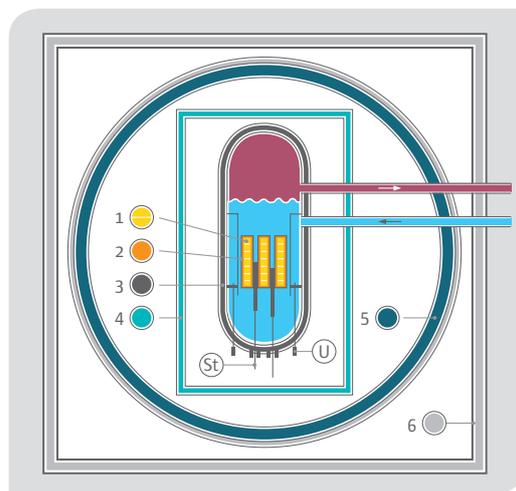


Abb. 7.05

Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe

- 1 Brennstoff-Kristallgitter
- 2 Brennstabhülle
- 3 Reaktordruckbehälter
- 4 Biologischer Schild
- 5 Sicherheitsbehälter mit Dichthaut
- 6 Reaktorgebäude
- St Steuerstäbe
- U Umwälzpumpen

Kernkraftwerke besitzen eine Reihe von Barrieren, die zwei Funktionen erfüllen: Sie schirmen die Direktstrahlung ab und sie verhindern wirksam das Austreten radioaktiver Stoffe (Abb. 7.05).

Alpha- und Betastrahlen werden durch das Kühlwasser vollständig abgeschirmt. Das Reaktordruckgefäß verringert die Intensität der Gammastrahlung auf den 100.000sten Teil der Strahlung im Reaktorkern. Eine fast vollständige Abschirmung der verbleibenden Gammastrahlung und der Neutronenstrahlung geschieht durch einen 2 m dicken Schild aus Stahlbeton, der das Reaktordruckgefäß umgibt. Sicherheitsbehälter und Reaktorgebäude bilden weitere Barrieren, so dass außerhalb des Reaktors kaum direkte Strahlung

aus dem Reaktor auftritt. Das Reaktorgebäude übernimmt gleichzeitig den Schutz des Reaktors gegen äußere Einwirkungen (z. B. Erdbeben, Flugzeugabsturz, Druckwellen).

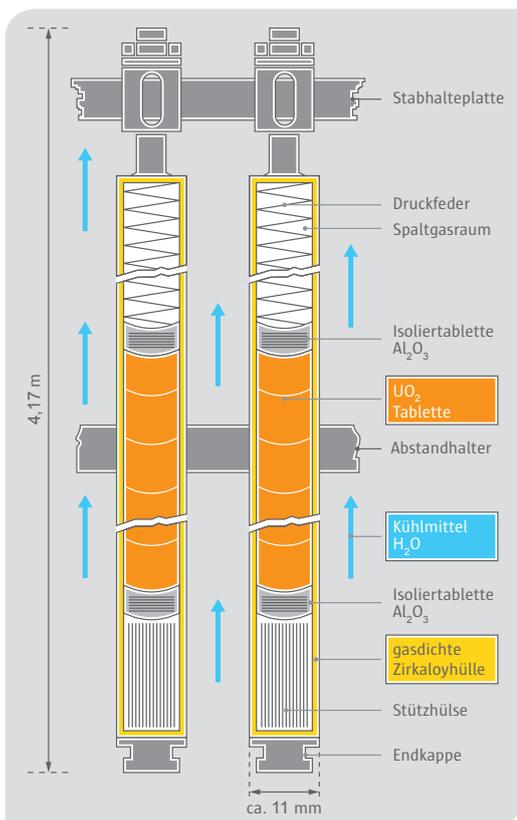
Einige der Barrieren zur Strahlenabschirmung sind gleichzeitig Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe. Sie sind bei Siedewasser- und bei Druckwasserreaktoren vorhanden. Im Einzelnen sind dies:

- das Kristallgitter des Brennstoffs selbst,
- die Brennstabhülle,
- das Reaktordruckgefäß mit dem angeschlossenen Rohrsystem des Primärkühlkreises,
- der Sicherheitsbehälter mit Dichthaut,
- Rückhalteeinrichtungen für flüssige und gasförmige radioaktive Stoffe.

Im Folgenden werden die Barrieren, die das sichere Einschließen der radioaktiven Stoffe garantieren, näher beschrieben.

7.3.1 Brennstab

Für die Kernspaltung in Leichtwasserreaktoren wird heute fast ausschließlich Uran-235 verwendet. Es ist in dem in der Natur vorkommenden Uran mit einem Anteil von etwa 0,7 % enthalten. Dieser Anteil wird in dem so genannten Kernbrennstoff auf 3 bis 5 % angereichert.



In Abb. 7.06 ist der Aufbau zylinderförmiger Brennstäbe im Längsschnitt wiedergegeben. Die Stäbe haben z. B. bei einem der heute üblichen Siedewasserreaktoren eine Länge von 4,17 m und einen äußeren Durchmesser von ca. 11 mm. Die Umhüllung besteht aus Zirkaloy (Zirkonium-Legierung) mit einer Wandstärke von 0,65 mm. Das Material der Brennstäbe soll den Kernbrennstoff von dem Kühlmittel des Primärkreislaufes trennen und außerdem verhindern, dass die bei der Kernspaltung entstehenden Spaltprodukte in das Kühlmittel gelangen. Weitere Anforderungen sind mechanische Festigkeit, Korrosions- und Hitzebeständigkeit sowie eine geringe Neigung zur Neutronenabsorption.

Die aus Urandioxid (UO_2) gepressten, gesinterten (durch Erhitzen zusammengebackenen) und geschliffenen Pellets werden in das mit Endkappen verschlossene Rohr eingebracht. Eine Druckfeder drückt von oben auf die Pellets und hält sie in einer Säule fest zusammen. Dadurch wird gleichzeitig oberhalb des Kernbrennstoffs ein Raum für die bei der Kernspaltung entstehenden Edelgase und die leicht flüchtigen Spaltprodukte geschaffen. Der Spaltgasraum verhindert somit ein unzulässiges Anwachsen des Gasdruckes im Brennstoff bei der sehr starken Erwärmung.

Eine größere Anzahl von Brennstäben wird zu einem Brennelement mit Hilfe von Abstandhaltern zusammengefasst (Abb. 7.07). Das als Kühlmittel und Moderator dienende Wasser strömt von unten an den durch die Kernspaltung erhitzten Brennstäben vorbei und führt somit die Wärme ab.

7.3.2 Reaktordruckgefäß

Das Reaktordruckgefäß mit dem angeschlossenen Rohrsystem für das Kühlmittel bildet die dritte Barriere. Das Reaktordruckgefäß des Druckwasserreaktors des Kernkraftwerks Neckar 2 ist ein zylindrischer Stahlbehälter mit einer Höhe von 12 m und einem Innendurchmesser von 5 m. Seine Wandstärke beträgt 25 cm und sein Leergewicht rund 520 t. Die Abb. 7.08 zeigt das etwas kleinere Reaktordruckgefäß des Kernkraftwerks Biblis A.

Typbedingt ist das Reaktordruckgefäß eines Siedewasserreaktors größer als das eines Druckwasserreaktors. Beim Kernkraftwerk Gundremmingen Block C beträgt die lichte Höhe des Reaktordruckgefäßes 22,35 m, der Innendurchmesser 6,62 m, die Wandstärke 17,1 cm und das Leergewicht 785 t. Das Druckgefäß steht in einer Betonkammer (mit besonderer Kühlung), die die Funktion einer Strahlenabschirmung hat (biologischer Schild).

Bei der Vielzahl der Brennstäbe, die in einem Kernreaktor enthalten sind, können vereinzelte

Abb. 7.06
Längsschnitt durch einen Brennstab
(Prinzipdarstellung)

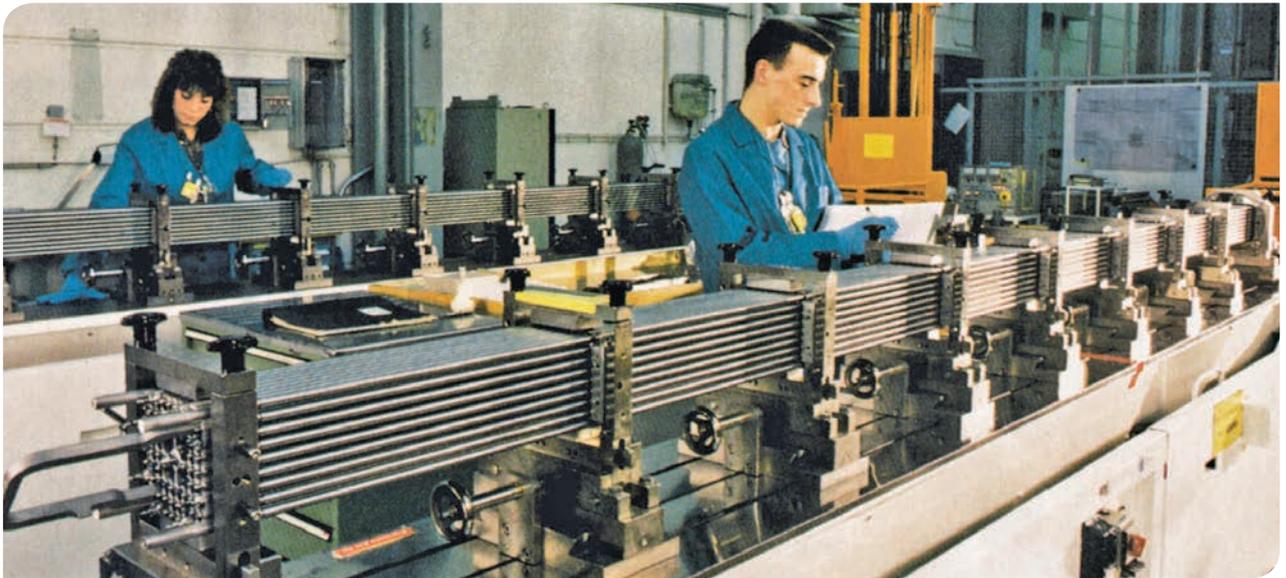


Abb. 7.07 Fertigung eines Brennelementes für einen Siedewasserreaktor

Undichtigkeiten nicht ausgeschlossen werden. Ein geringer Anteil der im Brennstoff entstandenen radioaktiven Substanzen kann so in das Kühlmittel gelangen. Außerdem befinden sich im Wasser z. T. durch Neutronen aktivierte Korrosionsprodukte. Ein Austreten dieser radioaktiven Stoffe wird durch das Reaktordruckgefäß und die Wandungen des Kühlmittelkreises verhindert. Darüber hinaus wird dem Reaktorkühlkreislauf fortlaufend Wasser entnommen, von Korrosions- und Spaltprodukten befreit und dann gereinigt dem Kreislauf wieder zugeführt.

Die einzelnen Teile des Kühlmittelkreises sind im Allgemeinen durch Schweißnähte miteinander verbunden. Ihre Dichtigkeit wird durch besondere Prüfverfahren (Ultraschall, Röntgenstrahlen) in regelmäßigen Zeitabständen nachgewiesen. Sind an einzelnen Stellen des Kühlmittelkreislaufes Durchführungen nach außen erforderlich, z. B. für Pumpen, Ventile, Absperrschieber oder Turbinenwellen, so werden geeignete technische Maßnahmen vorgesehen, damit das Kühlmittel nicht austreten kann. Hierzu gehört beispielsweise die Verwendung spezieller Stopfbuchsen.



Abb. 7.08 Reaktordruckgefäß eines Druckwasserreaktors

7.3.3 Sicherheitsbehälter

Der Sicherheitsbehälter mit den dazugehörigen Einrichtungen, wie z. B. schnellschließende Armaturen in den aus dem Sicherheitsbehälter herausführenden Rohrleitungen, stellt die vierte Sicherheitsbarriere in einem Kernkraftwerk dar. Sie umschließt das Reaktordruckgefäß und den unmittelbar daran anschließenden Teil des Kühlmittelkreislaufes.

Bei Siedewasserreaktoren wird ein Sicherheitsbehälter mit Druckabbausystem verwendet. Dadurch wird erreicht, dass der Behälter für einen niedrigeren Druck, als er sich beim völligen Ausdampfen des Kühlmittels ergeben würde, ausgelegt bzw. kleiner ausgeführt werden kann. Dies wird dadurch ermöglicht, dass der z. B. aus einem Leck möglicherweise austretende Dampf über Rohrleitungen in Wasserbecken geleitet wird und dort kondensiert. Neben dem Sicherheitsbehälter mit Druckabbausystem gibt es den Volldrucksicherheitsbehälter. Er hält dem Druck stand, der beim völligen Ausdampfen des Kühlmittels entsteht.

Der Sicherheitsbehälter des Kernkraftwerks Brokdorf hat die Form einer Kugel mit einem Innendurchmesser von 56 m. Da Behälter von solcher Größe nicht absolut gasdicht hergestellt werden können, befindet sich meist in einigen Zentimeter Abstand von der Außenwand des Sicherheitsbehälters noch eine Dichthaut aus Stahl von etwa 4 mm Wandstärke.

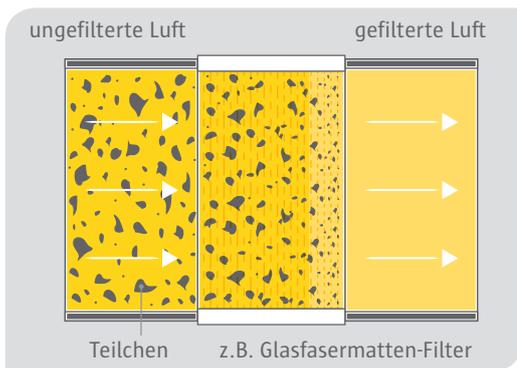
Der Zwischenraum wird durch Absaugung ständig auf Unterdruck gehalten. Dadurch wird eine unkontrollierte Abgabe radioaktiver Stoffe verhindert. Damit bei einem Unfall die Innenwand des Sicherheitsbehälters durch das Platzen druckführender Anlagenteile nicht beschädigt werden kann, sind diese Komponenten innerhalb des Behälters noch besonders gesichert.

7.3.4 Rückhalteinrichtungen für flüssige und gasförmige radioaktive Stoffe (Beispiel für einen Siedewasserreaktor)

Beim Normalbetrieb eines Kernkraftwerks fallen gasförmige, flüssige und feste radioaktive Stoffe an. Für die Beseitigung dieser Materialien sind eine Reihe von Maßnahmen und Verfahren entwickelt worden, von denen hier zunächst nur die Rückhalteinrichtungen beschrieben werden, die vor der zulässigen Abgabe bestimmter gasförmiger, leichtflüchtiger und flüssiger radioaktiver Stoffe an die Umgebung eingesetzt werden.

Unter den bei der Kernspaltung entstehenden rund 1.000 verschiedenen Spaltprodukten befinden sich auch Edelgase. Weitere radioaktive Gase entstehen durch Neutronenbestrahlung der Luft im Raum zwischen dem Reaktordruckgefäß und dem biologischen Schild. Leicht flüchtig sind außerdem Iod, Rubidium und Cäsium. Ihr Anteil an der Gesamtaktivität der Abluft ist zwar relativ gering, doch können diese Substanzen im Gegensatz zu den Edelgasen chemische Verbindungen eingehen und sich deshalb im menschlichen Körper einlagern.

Bei einem Siedewasserreaktor strömen die im Reaktorwasser gelösten Gase und leichtflüchtigen Substanzen mit dem Dampf über die Turbine in die Kondensatoren. Von dort führt man sie einer Abgasaufbereitungsanlage zu. Dort werden die Gase über eine Verzögerungsleitung (Sandfilter), eine Aktivkohle-Verzögerungsanlage und einen Absolutfilter (Abb. 7.09) geleitet, ehe sie zusammen mit der Gebäudeluft über den Kamin abgegeben werden.



Die Aktivkohle-Verzögerungsanlage besteht aus mehreren hintereinander geschalteten, tiefgekühlten Aktivkohlefiltern. Die Gase werden zunächst in der ersten Filterschicht adsorbiert. Im Laufe der Zeit bewegen sie sich durch Austausch langsam durch die Kohlefilterstrecke (Abb. 7.10). Der überwiegende Teil der radioaktiven Substanzen zerfällt innerhalb der Verzögerungsstrecken, z. B. Xenon-133 bei einer Verzögerungszeit von 40 bis 60 Tagen auf 0,1 % der ursprünglichen Aktivität.

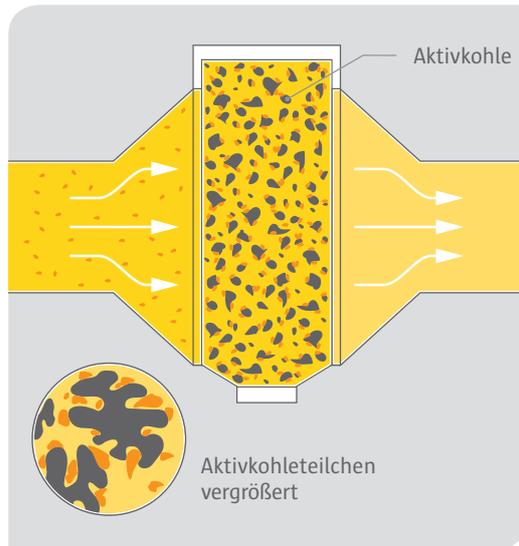


Abb. 7.10
Aktivkohlefilter

Die radioaktiven Gase und leichtflüchtigen Substanzen aus dem Primärkühlkreis können durch Undichtigkeiten der Rohrleitungssysteme in die Gebäude des Kernkraftwerks gelangen. Die Raumluft kann deshalb ebenfalls radioaktive Substanzen in Form von Gasen und Aerosolen enthalten. Auch sie wird nach weitgehendem Abbau ihrer Aktivität kontrolliert über den Kamin abgeführt.

Für das in Kernkraftwerken anfallende Abwasser gibt es Sammel- und Aufbereitungsanlagen. Zur Beseitigung zu hoher Konzentrationen radioaktiver Substanzen werden physikalische und chemische Reinigungsverfahren angewandt, z. B. Filtern, Eindampfen, Fällern, Einsatz von Ionenaustauschern. Nach Anwendung dieser Verfahren wird das aufbereitete Wasser zum größten Teil in den Primärkühlkreis zurückgepumpt, während das überschüssige gereinigte Abwasser von Zeit zu Zeit und nach vorheriger mehrfacher Untersuchung zusammen mit dem Kondensator-kühlwasser in den Vorfluter (Fluss) geleitet wird.

7.3.5 Kontrollierte Abgabe radioaktiver Stoffe

Bei der Freisetzung von Radionukliden mit Abluft und Abwasser unterscheidet man zwischen Genehmigungswerten und Abgabewerten. Die Genehmigungswerte legt die Aufsichtsbehörde fest. Sie dürfen auch unter ungünstigen Verhältnissen nicht überschritten werden. Die Genehmigungswerte garantieren, dass die Bevölkerung keiner unzulässigen Strahlenexposition ausgesetzt ist. Der Genehmigungswert wird aufgrund von Betriebserfahrungen bei anderen Kernkraftwerken und von Berechnungen festgelegt.

Welche Mengen radioaktiver Stoffe letztlich an die Umgebung abgegeben werden, ist vom Reaktortyp, der Reaktorleistung und der Betriebsweise abhängig. Die tatsächlichen Abgabewerte, die während des Betriebs ermittelt werden,

Abb. 7.09
Feinstfilter

ergeben meist nur wenige Prozent der Genehmigungswerte (Tab. 7.01). Die Pfade Abluft und Abwasser sind separat ausgewiesen.

Die gasförmigen und leichtflüchtigen Radionuklide gelangen kontrolliert über den Abluftkamin ins Freie. Welche Radionuklidkonzentration am Boden auftritt, hängt von mehreren Faktoren ab: freigesetzte Menge, Höhe des Abluftkamins, Entfernung zum Kraftwerk, Wetterbedingungen und Art der Ablagerung (trockene oder nasse Ablagerung).

Das Konzentrationsmaximum der Ablagerung auf dem Boden liegt etwa 1 bis 2 km in Hauptwindrichtung vom Kernkraftwerk entfernt. Dort ist auch die Strahlenexposition am größten. Sie darf jedoch die Maximalwerte, die die Strahlenschutzverordnung festlegt, nicht überschreiten.

Abwässer werden in großen Behältern gesammelt und die Gesamtaktivität sowie die Aktivität einzelner Radionuklide bestimmt. Wenn die Messwerte festgelegte Werte nicht überschreiten, wird der Abfluss freigegeben. Bei Überschreiten der zulässigen Werte schließt sich der Abfluss automatisch. Beim Druckwasserreaktor wird die Tritiumabgabe mit dem Abwasser insbesondere durch Borsäure verursacht, die dem Kühlmittel des Reaktors zur Langzeitregelung zugesetzt ist.

Tab. 7.01

Genehmigungs- und Abgabewerte, Druckwasserreaktor Brokdorf, 2011

Tritium entsteht dabei über folgende Reaktionen:



Die Radionuklidkonzentration, die im Flusswasser auftritt, ist von der abgegebenen Radionuklidmenge, der Wasserführung des Flusses, der Fließgeschwindigkeit sowie von Sedimentationsvorgängen abhängig.

Radionuklidgruppe	Genehmigungswert in Bq/a	Abgabewert in Prozent des Genehmigungswertes
Abluft:		
Edelgase	$1 \cdot 10^{15}$	0,097
Radioaktive Aerosole (ohne I-131)	$1 \cdot 10^{10}$	unterhalb der Erkennungsgrenze
Iod-131	$6 \cdot 10^9$	0,102
Abwasser:		
Tritium	$3,5 \cdot 10^{13}$	40
Sonstige Radionuklide	$5,55 \cdot 10^{10}$	0,005

7.4 Druckdifferenz als Sicherheitsbarriere

Bei der großen Anzahl von Brennstäben treten vereinzelt Undichtigkeiten auf. Man geht heute davon aus, dass jeder 100.000ste Brennstab feinste Haarrisse oder Poren aufweist, durch die vor allem gasförmige und leicht flüchtige Radionuklide in das umgebende Wasser gelangen. Das Kühlmittel und die in ihm vorhandenen Stoffe werden durch die Neutronenstrahlung z. T. aktiviert und dadurch radioaktiv. Auf diese Weise entstehen z. B. Fe-59 und Co-60.

Durch kleinste Undichtigkeiten an verschiedenen Stellen des Kühlmittelkreises (z. B. bei Dichtungen von Pumpen, Ventilen oder von Durchführungen der Turbinenwelle) treten geringe Mengen radioaktiver Stoffe aus und befinden sich dann im Reaktorgebäude.

7.4.1 Unterdruckzonen

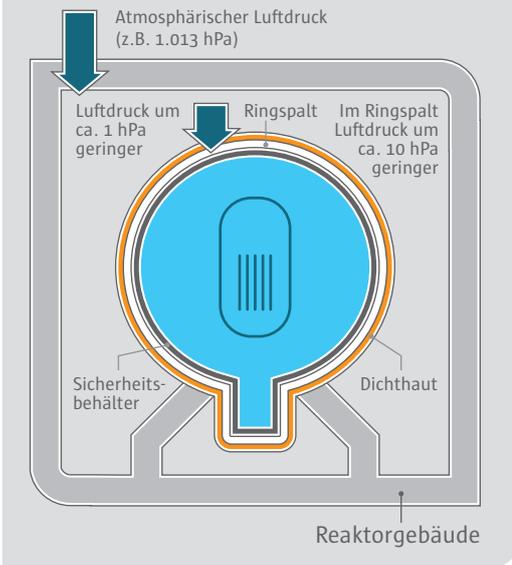
Damit die Spalt- und Aktivierungsprodukte das Reaktorgebäude auf keinen Fall unkontrolliert verlassen, werden verschiedene Unterdruck-

zonen eingerichtet (Abb. 7.11). Da Luft immer von der Stelle mit höherem Druck zur Stelle mit niedrigerem Druck strömt, kann erreicht werden, dass bei normalem Betrieb Luft immer nur von weniger aktiven zu stärker aktiven Räumen strömt (also von außen nach innen).

Der Luftdruck im Reaktorgebäude ist etwa 1 hPa (1 mbar) geringer als außerhalb des Gebäudes. In dem häufig vorhandenen Ringspalt zwischen Sicherheitsbehälter und Dichthaut herrscht ein um 10 hPa (10 mbar) geringerer Druck. Im Sicherheitsbehälter selbst schwankt der Druck in Abhängigkeit von verschiedenen Betriebsbedingungen.

Radioaktive Stoffe, die sich im Reaktorgebäude befinden, gelangen mit der Luft in die Unterdruckzonen bzw. die Absaugvorrichtungen. Dort können sie kontrolliert weiterbehandelt werden. Bei Störungen in der Reaktoranlage wird die Luft aus den Unterdruckzonen in den Sicherheitsbehälter zurückgepumpt.

Ein Medium kann nur von der Stelle mit höherem Druck zur Stelle mit niedrigerem Druck strömen.



7.4.2 Personenschleuse

Für das Begehen des Sicherheitsbehälters und das Ein- und Ausbringen von Betriebsmaterial sind besondere Personen- und Materialschleusen vorgesehen (Abb. 7.12). Die Schleusen garantieren, dass beim Betrieb des Reaktors keine direkten Verbindungen zwischen dem Innenraum des Sicherheitsbehälters und den äußeren Räumen der Anlage bestehen. Die Tore der Schleusen sind dicht abschließend und halten den bei einer möglichen Störung auftretenden maximalen Druckbelastungen stand. Die Schleusen stellen darüber hinaus sicher, dass die Unterdruckzonen auch beim Begehen des Sicherheitsbehälters aufrecht erhalten bleiben. Beim Betrieb der Schleuse findet zunächst ein Druckausgleich zwischen dem Inneren der Schleuse und der Umgebung statt, von der aus eine Person die Schleuse betreten will. Dann wird eine der Türen geöffnet.

7.4.3 Wellendichtung und Sperrmedium

Bei einem Siedewasserreaktor wird der im Reaktor erzeugte Dampf, der immer auch Radionuklide enthält, direkt der Turbine zugeführt. Die aus dem Turbinengehäuse heraustretende Welle muss deshalb an der Durchführungsstelle besonders abgedichtet sein, damit der radioaktive Dampf nicht in die Maschinenhalle entweichen kann. Unabhängig von der jeweiligen Praxis wird hier folgende Konstruktion beschrieben (Abb. 7.13):

Eine erste Abdichtung wird erreicht, indem der Raum um die Welle in seiner Längsrichtung in mehrere kleine Kammern unterteilt wird, in denen sich Spezialdichtungen befinden. Die vollständige Abdichtung geschieht durch die Zuführung eines Sperrmediums (Dampf oder eine



Abb. 7.11 (links)
Unterdruck im Reaktorgebäude und Ringspalt

Abb. 7.12
Personenschleuse in einem Kernkraftwerk

Flüssigkeit) in die einzelnen Kammern oder durch Absaugen der Kammern. Beide Verfahren lassen sich auch, wie die Abbildung zeigt, miteinander kombinieren. Der Druck des Sperrmediums ist dabei höher als der Druck des Dampfes in der Turbine. Ein Entweichen des Kühlmittels wird dadurch verhindert. Auch das Sperrmedium kann nicht austreten, da weiter außerhalb eine weitere Kammer liegt, die fortlaufend abgesaugt wird (Unterdruck).

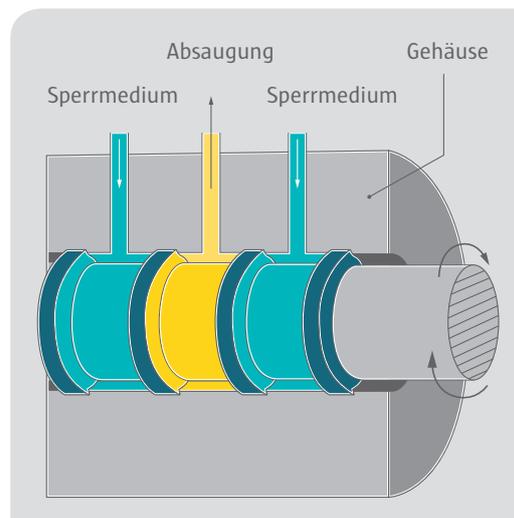


Abb. 7.13
Wellendichtung mit Sperrmedium (Gehäuse aufgeschnitten)

7.4.4 Kondensator

Unterdruckzonen treten auch bei einem Kondensator auf, in dem über einen Wärmetauscher Energie an die Umgebung abgegeben wird (Abb. 7.14). Das Kühlwasser, das beispielsweise einem Fluss entnommen wird, steht unter einem Druck $> 1.000 \text{ hPa}$ ($> 1.000 \text{ mbar}$), während im Kondensator ein Unterdruck von nur 40 hPa (40 mbar) herrscht. Bei einem angenommenen Riss im Wärmetauscher kann zwar Flusswasser in den Kondensator, aber niemals radioaktiver Dampf in das Flusswasser gelangen.

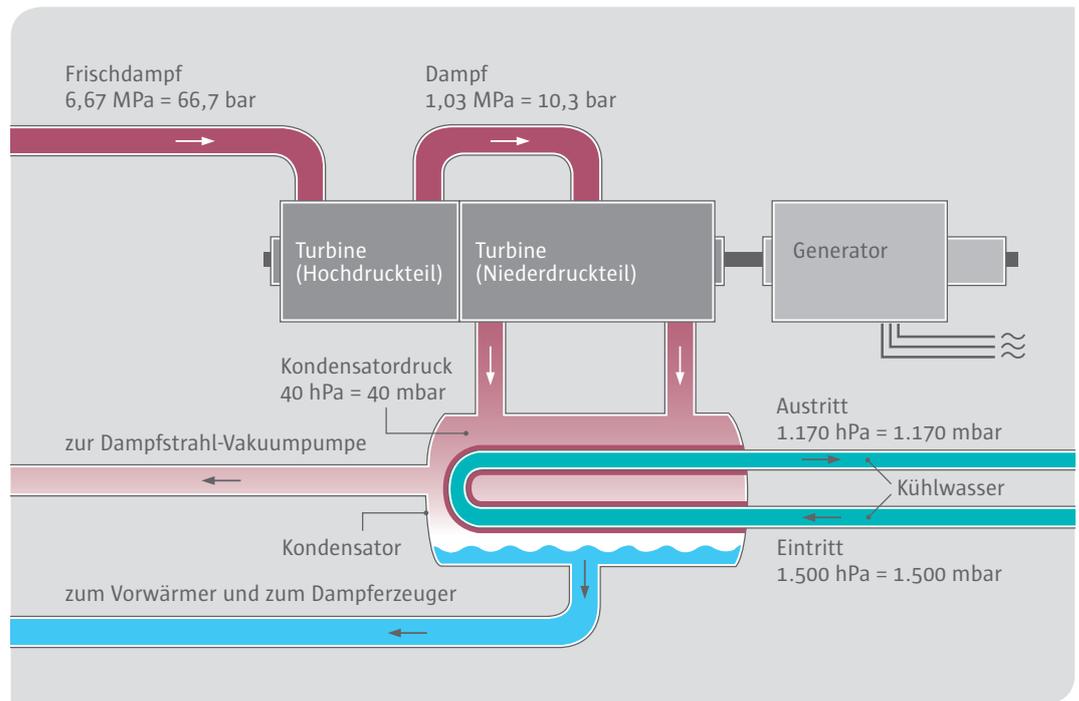


Abb. 7.14

Beispiel für typische Druckverhältnisse in Turbine und Kondensator

7.5 Notkühlsystem

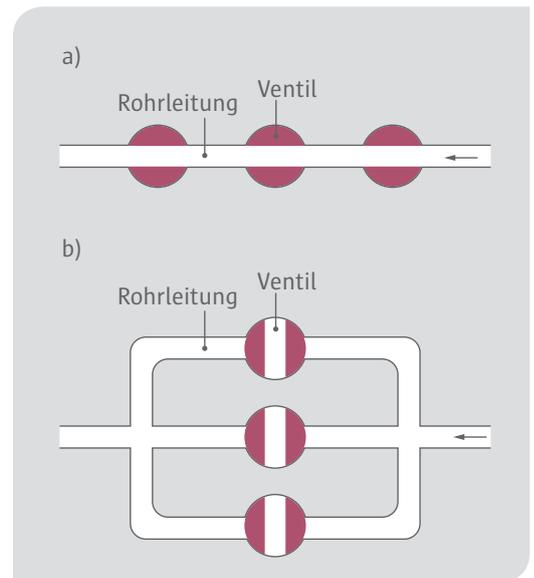
In einem Kernkraftwerk sind Störfälle und Defekte denkbar, deren Auswirkungen sicher beherrscht werden müssen. Das Kraftwerk muss sicherheitstechnisch dafür ausgelegt sein. Bei solchen Störfällen spricht man von Auslegungsstörfällen.

Als ein schwerwiegender Störfall bei einem Leichtwasserreaktor gilt der Bruch einer Hauptkühlmittelleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters. Wasser und Dampf treten dann aus der Bruchstelle aus. Der Druckabfall wird vom Reaktorschutzsystem erkannt und führt dazu, dass die Steuer- und Abschaltstäbe automatisch in den Reaktor „geschossen“ werden, so dass die Kettenreaktion zum Erliegen kommt. Durch redundante Schnellschlussventile werden die aus dem Sicherheitsbehälter herausführenden Dampfleitungen abgesperrt. Für diesen Zweck sind mehrere Ventile in Reihe angeordnet, damit beim Versagen von einem oder zwei Ventilen das dritte Absperrventil die jeweilige Leitung sicher schließt (Abb. 7.15). Die Auswirkungen des Störfalles bleiben so auf den Sicherheitsbehälter beschränkt. Gleichzeitig ist der Reaktor nun aber von dem Kühlkreis über Turbine und Kondensator abgetrennt.

Abb. 7.15

Redundanz in der Schließfunktion a) und in der Öffnungsfunktion b)

„Schließen“ (Fall a) oder „Öffnen“ (Fall b) der Rohrleitung ist gewährleistet, wenn nur eines der Ventile funktioniert.



der Dampfdruck deshalb nur geringfügig an. Der Behälter kann für einen niedrigeren Druck ausgelegt sein, als er sich beim völligen Ausdampfen des Kühlmittels ergeben würde. In einem Siedewasserreaktor ist die Kondensationskammer ringförmig um das Reaktor Druckgefäß angelegt. Sie ist teilweise mit Wasser gefüllt, in das eine Vielzahl von Rohren hineinragt.

Die entscheidende sicherheitstechnische Maßnahme besteht nun darin, die Nachzerfallswärme abzuführen, damit sich die Brennstäbe nicht überhitzen und dadurch möglicherweise zerstört werden. Das Reaktorsicherheitssystem

sieht dafür Notkühlsysteme vor. Sie bestehen im Prinzip aus drei Komponenten:

- Es sind ausreichende Wasservorräte sowohl innerhalb als auch außerhalb des Sicherheitsbehälters vorhanden. Mit Hilfe von Rohrleitungen, Pumpen und Ventilen wird das Wasser in den Reaktordruckbehälter gepumpt.
- Wasser, das aus der Bruchstelle austritt und in den so genannten Sumpf des Sicherheitsbehälters gelangt, wird in das Reaktordruckgefäß oder eines der Wasserreservoirs zurückgepumpt. Dadurch entstehen Notkühlkreisläufe.
- Die Nachzerfallwärme, die das Wasser aufnimmt, kann über einen Wärmetauscher an die Umgebung abgeführt werden. Dadurch ist eine langfristige Kühlung des Reaktors möglich.

Die Notkühlsysteme sind mehrfach vorhanden. Jedes einzelne System besitzt mehrere parallel angeordnete Pumpen bzw. Ventile. Auch die Stromversorgung ist mehrfach sichergestellt. Die Notkühlungen laufen automatisch, d. h. unabhängig vom Betriebspersonal, an. Zur weiteren Erhöhung der Sicherheit können zusätzliche Notkühlsysteme auch von Hand in Betrieb gesetzt werden.

Die Notkühlsysteme für einen Siedewasser- und einen Druckwasserreaktor sind in den Abb. 7.16 und Abb. 7.17 in stark vereinfachter Form dargestellt. Anlagenteile und Komponenten sind nur einfach eingezeichnet worden, um die Übersichtlichkeit der Abbildungen zu erhalten.

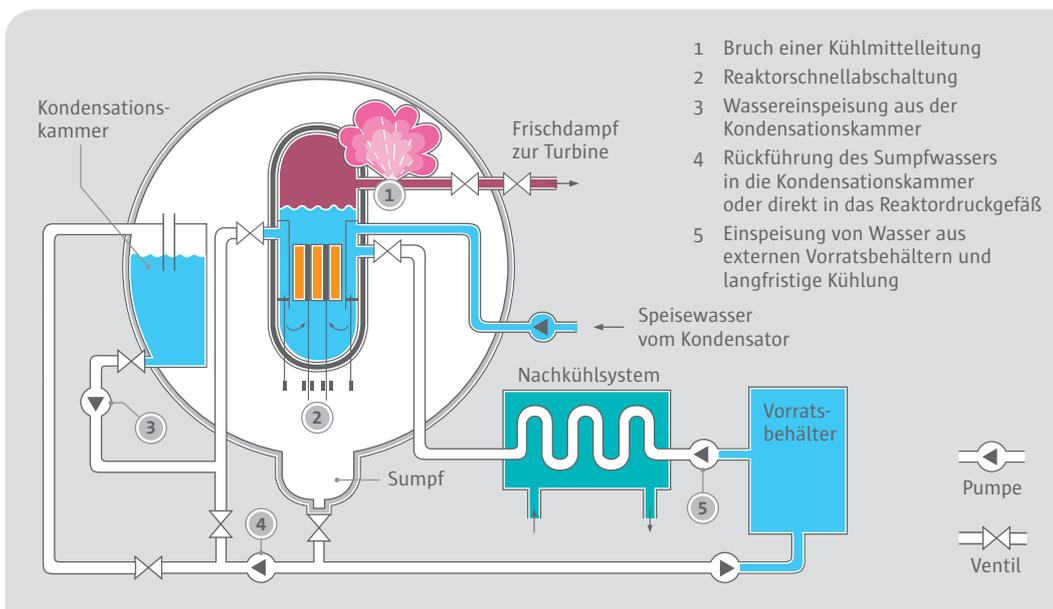


Abb. 7.16
Funktion der Notkühlsysteme beim Bruch einer Hauptkühlmittelleitung in einem Siedewasserreaktor (Notkühlsysteme stark vereinfacht und ohne Redundanz dargestellt)

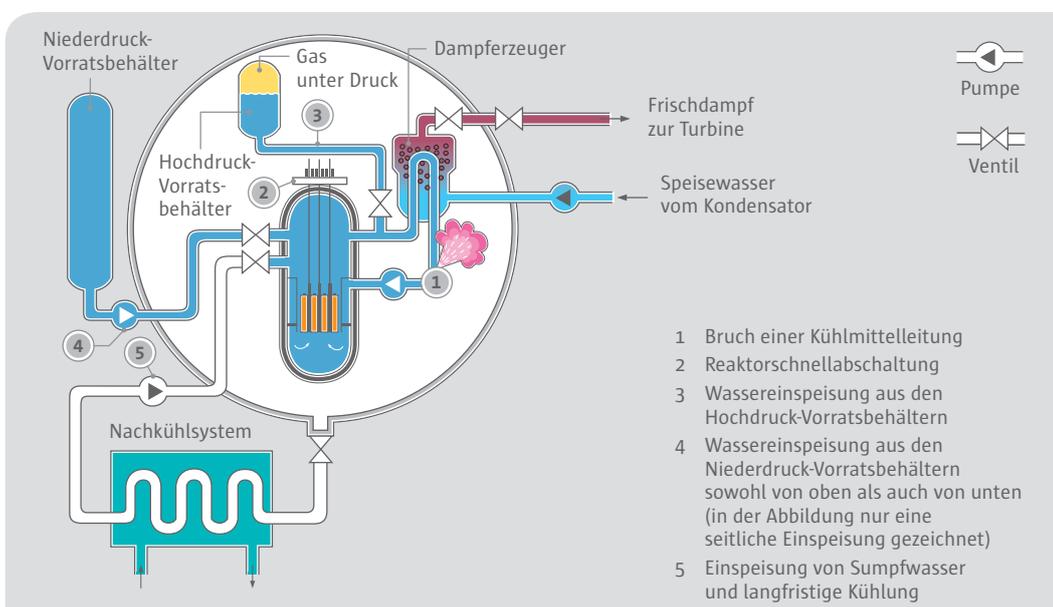


Abb. 7.17
Funktion der Notkühlsysteme beim Bruch einer Hauptkühlmittelleitung in einem Druckwasserreaktor (Notkühlsysteme stark vereinfacht und ohne Redundanz dargestellt)

7.6 Unfälle

Obwohl bei den Reaktoren in Deutschland ein gleichzeitiges Versagen aller Notkühlssysteme praktisch ausgeschlossen werden kann, besteht theoretisch dennoch die Möglichkeit für den Eintritt eines solchen Ereignisses. Aber auch bei einem Unfall lässt sich eine Freisetzung größerer Spaltproduktmengen verhindern. Dabei ist von entscheidender Bedeutung, dass die Barrierefunktion des Sicherheitsbehälters erhalten bleibt, d. h. der Sicherheitsbehälter nicht durch Überdruck zerstört wird.

Ein Druckaufbau im Sicherheitsbehälter über den Auslegungsdruck hinaus (bei Siedewasserreaktoren etwa 3,5 bar) wäre möglich, wenn die Nachzerfallswärme nicht aus dem Sicherheitsbehälter abgeführt werden kann oder wenn die Wassereinspeisung aller Notkühlssysteme versagt. Im letztgenannten Fall käme es nicht nur zu einem Anstieg des Dampfdruckes, sondern auch zur Entstehung von Wasserstoff aufgrund einer chemischen Reaktion zwischen schmelzendem Hüllrohrmetall und Wasser. Der Druck würde verstärkt, wenn es zu einer Verbrennung des Wasserstoffs mit dem Sauerstoff der Atmosphäre käme. Um den Sicherheitsbehälter zu schützen, müssen also eine Verbrennung des entstandenen Wasserstoffs verhindert und die Möglichkeit zu einer Druckentlastung geschaffen werden. In Kernkraftwerken mit Siedewasserreaktor sind dafür eine Stickstofffüllung und eine gefilterte Druckentlastung vorgesehen (Abb. 7.18).

Wasserstoff kann nur verbrennen, wenn Sauerstoff zugegen ist. Der Sauerstoffgehalt im Sicherheitsbehälter wird deshalb während des normalen Kraftwerkbetriebs von 20 % auf < 5 % verringert. Ein Verbrennungsvorgang, gleich welcher Art, ist dann nicht mehr möglich.

Bei Arbeiten im Sicherheitsbehälter beseitigt man den erhöhten Stickstoffanteil wieder, so dass der Behälter gefahrlos betreten werden kann.

Durch Absaugen des Dampf-Gas-Gemisches, das bei einem solchen Störfall anfiel, ließe sich der Druck im Sicherheitsbehälter verringern. Das geschieht automatisch beim Überschreiten des Auslegungsdruckes. Der Entlastungs-Gasstrom würde dann über eine Gaswäsche und Filter weitestgehend von radioaktiven Stoffen gereinigt. Nach der Reinigung kann der Gasstrom über den Abluftkamin kontrolliert an die Umgebung abgegeben werden.

Bei gleichzeitigem Ausfall aller Notkühlssysteme käme es nicht nur zu einem Druckanstieg im Sicherheitsbehälter, sondern auch zu einem Temperaturanstieg im Reaktorkern. Nach kurzer Zeit wäre die Schmelztemperatur der Brennelementhüllrohre erreicht (ca. 1.900 °C). Der geschmolzene Reaktorkern befände sich dann im unteren Teil des Reaktordruckbehälters, wo er sich bis auf 2.400 °C aufheizen könnte. Da Stahl bereits bei 1.700 °C schmilzt, würde – wenn keines der ausgefallenen Notkühlssysteme wieder aktiviert werden könnte – der Boden des Reaktordruckbehälters durchschmelzen. Anschließend könnte es auch zum Schmelzen des Betons kommen (Schmelztemperatur ca. 1.400 °C). Je mehr Beton aber geschmolzen würde, desto niedriger läge die Temperatur der Schmelze, da sich nun die Nachzerfallswärme auf eine größere Masse mit größerer Oberfläche verteilt. Unter der Annahme, dass die Schmelze sich selbst überlassen wäre, würde es Monate dauern, bis das 5 m starke Betonfundament zerstört wäre. Wahrscheinlich käme es aber zum Erstarren der Schmelze im Fundament.

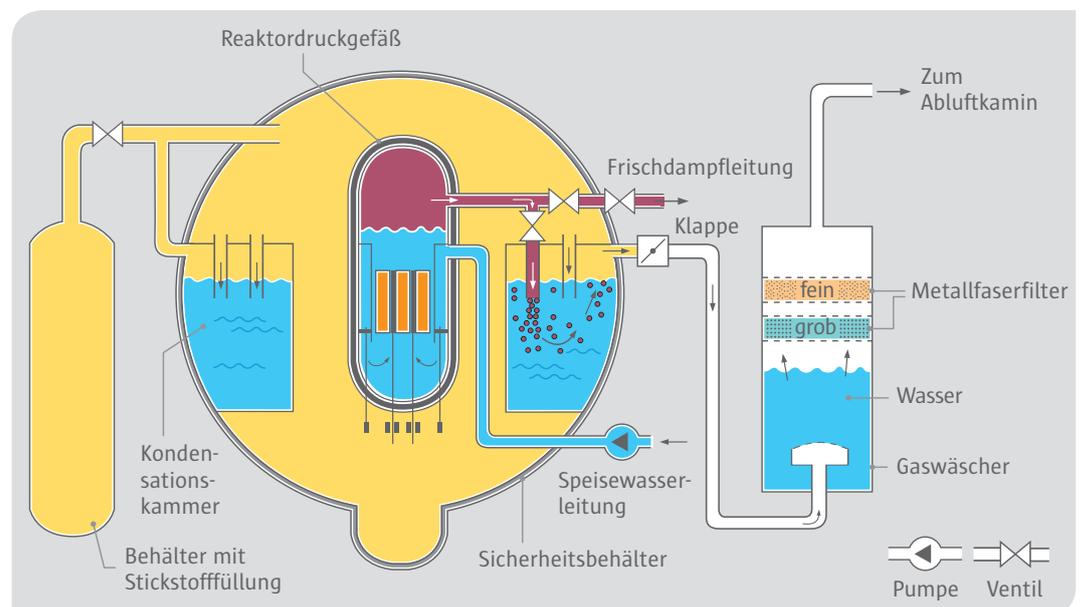
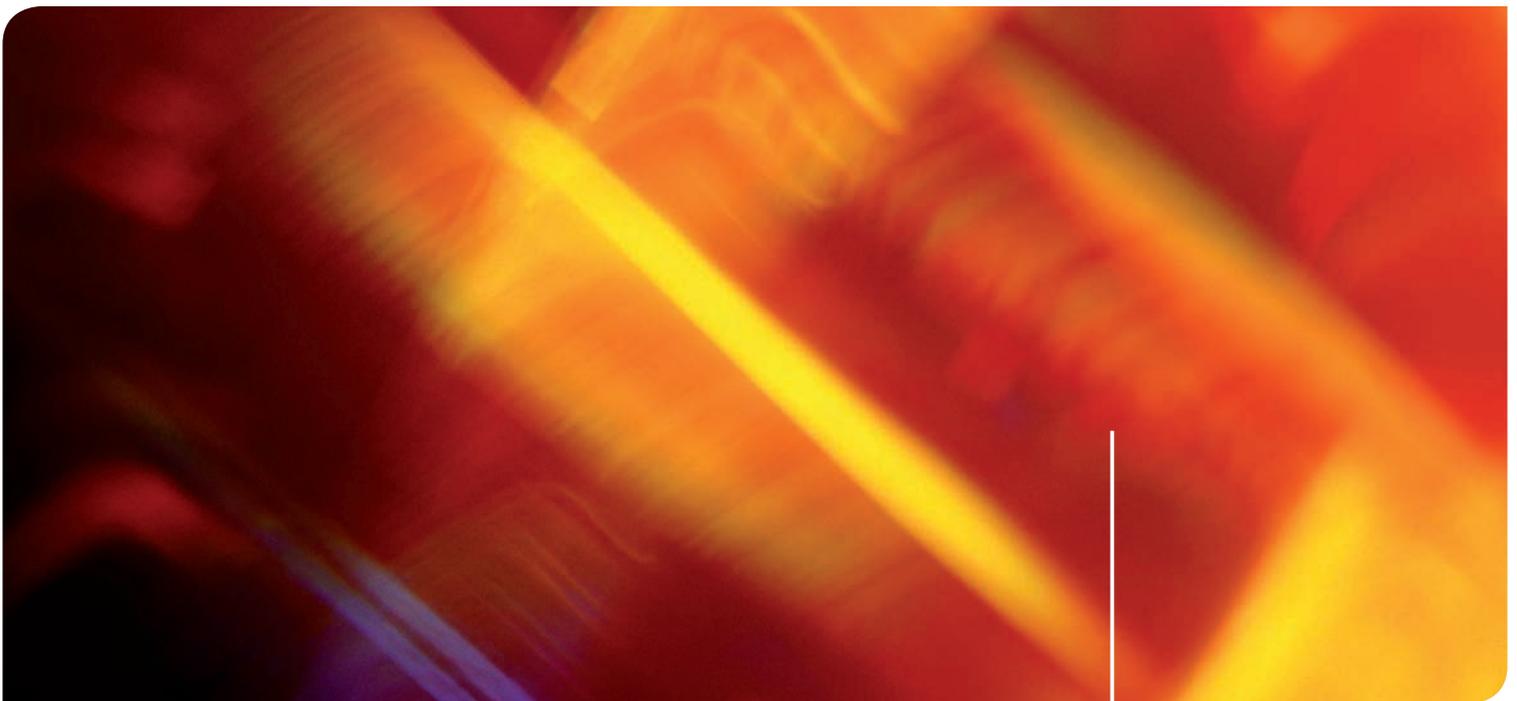


Abb. 7.18

Stickstofffüllung des Sicherheitsbehälters und gefilterte Druckentlastung bei einem Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor.

Versorgung und Entsorgung
von Kernkraftwerken

8



8.1 Kraftwerke als Energiewandler und Stoffwandler

Die Elektrizitätsversorgungsunternehmen erzeugten 2012 etwa 60% der elektrischen Energie in Deutschland mit Kohle- und Kernkraftwerken. In Kohlekraftwerken wird Kohlestaub verbrannt und dabei die chemische Energie des Brennstoffs zum Teil in elektrische Energie umgewandelt. In Kernkraftwerken werden Kerne des U-235 gespalten, wodurch Kernenergie frei wird, die dann zu einem Teil in elektrische Energie umgewandelt werden kann.

Die Verbrennung von Kohle und die Spaltung des Urans führen dazu, dass in Kohle- und Kernkraftwerken neue Stoffe entstehen. Diese Kraftwerke sind also nicht nur Energiewandler, sondern auch Stoffwandler (Abb. 8.01 und 8.02). Wasserkraftwerke, Windkraftwerke oder Solarkraftwerke sind dagegen reine Energiewandler.

Zum Betrieb eines Kernkraftwerkes müssen laufend Uran in geeigneter Form bereitgestellt und die durch Kernspaltungen neu entstandenen Stoffe weiter behandelt werden. Das verlangt umfangreiche Maßnahmen zur Versorgung und Entsorgung von Kernkraftwerken.

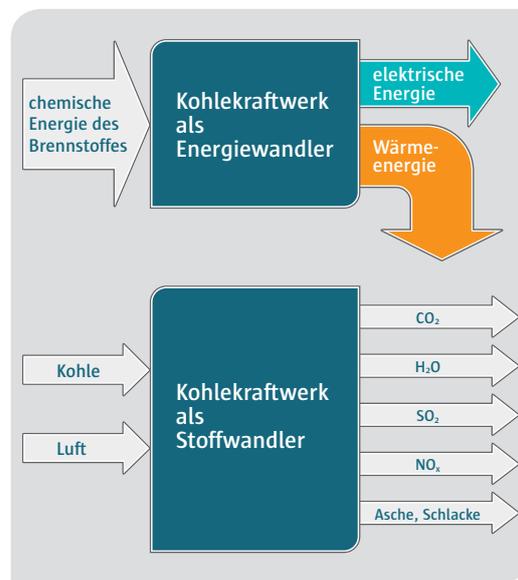
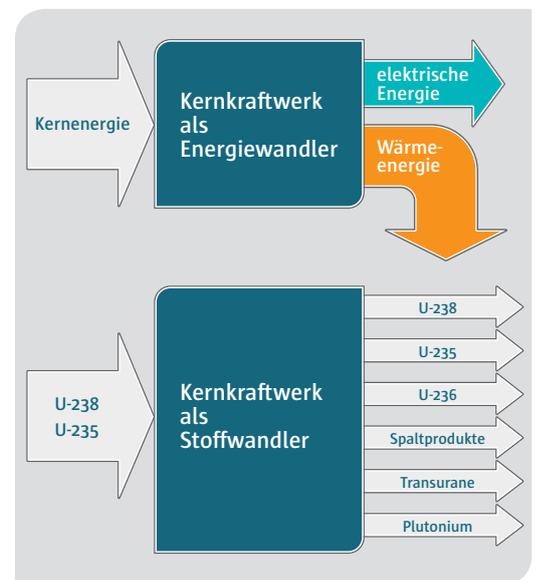


Abb. 8.01 (links)
Kohlekraftwerk als Energie- und Stoffwandler

Abb. 8.02
Kernkraftwerk als Energie- und Stoffwandler



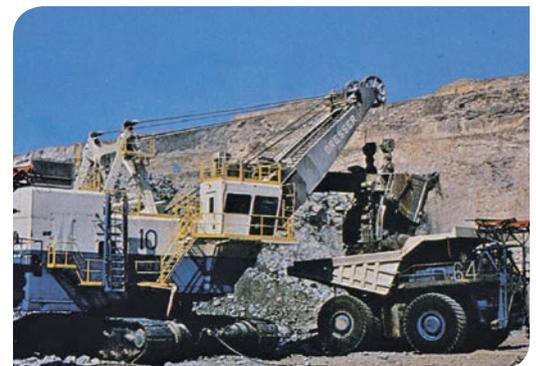
8.2 Die Versorgung eines Kernkraftwerkes mit Spaltstoff

Zur Versorgung eines Kernkraftwerkes gehören die Suche und der Abbau von Uranerz im Tagebau oder Untertagebau, die Gewinnung des Urans aus den Erzen, die Anreicherung von U-235, die Herstellung von Brennelementen und ihr Transport zu den Kernkraftwerken.

8.2.1 Uranvorkommen

Die Erdkruste enthält in 1 t Gestein im Mittel etwa 3 g Uran. Damit ist das Element Uran etwa 100 Mal häufiger in der Erdkruste anzutreffen als Silber oder Gold. Heute werden Erze wirtschaftlich genutzt, die mindestens zwischen 0,1 und 0,5 % Uran enthalten. Solche Lagerstätten (Abb. 8.03) finden sich in Kasachstan, Kanada, Mittel- und Südafrika, Russland, USA und China. Tritt Uran im Verbund mit anderen Metallen auf (z. B. Gold, Kupfer oder Vanadium), lassen sich auch an Uran ärmere Erze wirtschaftlich verwerten.

Abb. 8.03
Uranerztagbau



Das geschieht z. B. in Südafrika und in Australien. Die derzeit gesicherten Uran-Vorkommen betragen 3,7 Millionen t Uran bezogen auf die Kostenkategorie < 80 US \$/kg Uran, 5,4 Millionen t Uran in der Kostenkategorie < 130 US \$/kg Uran und 6,3 Millionen t Uran in der Kostenkategorie < 260 US \$/kg Uran. Bei einem derzeitigen

weltweiten Jahresverbrauch von rund 68.000 t Uran ist auf der Grundlage dieser Vorkommen eine Versorgung für über 200 Jahre gesichert. Neben diesem bergtechnisch gewinnbaren Natururan stehen weltweit etwa 1,8 Millionen t Uran aus Lagerbeständen des Kernbrennstoffkreislaufs und der militärischen Abrüstung zur Verfügung. Etwa 4 Milliarden t Uran sind im Meerwasser gelöst; die Gewinnung von Uran aus Meerwasser ist aber derzeit nicht wirtschaftlich.

8.2.2 Urangewinnung

Das im Erz vorhandene Uran wird durch physikalische und chemische Verfahren vom übrigen Gestein getrennt. Dazu wird das Erz gebrochen, fein zermahlen und mit Säure oder Lauge unter Anwesenheit eines Oxidationsmittels (z. B. MnO_2 oder Na_2ClO_3) ausgelaugt. Die Oxidation ist notwendig, um das Uran von der im Erz vorliegenden vierwertigen, schlecht löslichen Form in eine sechswertige, gut lösliche Form zu überführen.



Die chemische Verbindung $\text{UO}_2(\text{SO}_4)$ trägt den Namen Uranylulfat.

Durch Herauslösen mit Hilfe von Säure kann bis zu 90 % des Urans aus dem Erz gewonnen werden. Das Uranylulfat enthält jedoch eine Reihe von Begleitstoffen, die in weiteren Reinigungsprozessen entfernt werden. Durch Zugabe von MnO , NaOH oder NH_3 wird das Uran aus der uranhaltigen Flüssigkeit abgeschieden. Beim Einsatz von NH_3 ergibt sich Ammoniumuranat, das meist in Form von Ammoniumdiuranat $(\text{NH}_4)_2\text{U}_2\text{O}_7$ vorliegt. Es wird eingedickt, gefiltert, gewaschen und getrocknet. Wegen seiner gelben Farbe hat es den Namen „Yellow Cake“ erhalten. Das in modernen Anlagen gewonnene Konzentrat besteht zu rund 80 % aus U_3O_8 und ist braun/schwarz.

In zunehmendem Maße wird Uran auch durch Lösungsbergbau (englisch: in-situ leaching) gewonnen. Das Verfahren eignet sich für uranhaltiges Gestein, das eine gewisse Durchlässigkeit besitzt, z. B. Sandstein. Über Injektionsbohrungen wird eine oxidierende Flüssigkeit, meist verdünnte Schwefelsäure, in den Erzkörper eingeleitet. Das Uran wird dadurch gelöst und kann durch Produktionsbohrungen aus dem Erzkörper abgezogen werden. Das uranhaltige Gestein muss nicht abgebaut und transportiert werden, und es entsteht kein Abraum.

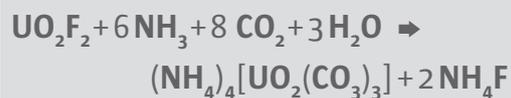
8.2.3 Anreicherung von Uran-235

Das Produkt „Yellow Cake“ besitzt nur technische Reinheit. Außerdem liegt darin das Uran in seiner natürlichen Isotopenzusammensetzung vor (ca. 99,3 % U-238, ca. 0,7 % U-235). Um das Uran in heute am meisten verbreiteten Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren einsetzen zu können, muss der Anteil von U-235 von 0,7 % auf 3 bis 5 % erhöht werden, und es ist eine wesentlich höhere Reinheit erforderlich. Verunreinigungen würden zu einer erhöhten Neutronenabsorption und zu störenden Reaktionen mit dem Hüllrohrmaterial der Brennstäbe führen.

Zur Anreicherung und weiteren Reinigung wird das „Yellow Cake“ in die gasförmige Verbindung Uranhexafluorid UF_6 umgewandelt (Konversion). Dazu sind eine Reihe chemischer Reaktionen erforderlich, bei denen gleichzeitig Reinigungsprozesse ablaufen. Uranhexafluorid ist eine farblose, kristalline Substanz. Bei Normaldruck geht sie bei einer Temperatur von 56,5 °C von der festen Phase in die Gasphase über (Sublimation). Als Gas lässt sich UF_6 durch Filter von noch enthaltenen Feststoffen und durch Ausfrieren von anderen Gasen befreien. Mit einer Reinheit von mindestens 99,5 % wird es in Stahlbehältern gelagert bzw. zur Anreicherungsanlage transportiert. Als Anreicherungsverfahren dominiert heute das Zentrifugenverfahren; anfangs wurde ausschließlich das Diffusionsverfahren angewandt. Ein Laserverfahren ist in der Entwicklung.

8.2.4 Herstellung von Brennelementen

In der Brennelementfabrik wird das an U-235 angereicherte UF_6 in UO_2 umgewandelt. Dazu verwendet man ein nass-chemisches Verfahren. Das UF_6 lässt man in einem Behälter mit Wasser, Ammoniak und Kohlenstoffdioxid reagieren. Es entsteht dann Ammonium-Uranyl-Carbonat (AUC):



Das gelbe AUC fällt aus der Lösung aus und kann durch Filter abgetrennt werden. Durch Erhitzen wird es in Ammoniak, Kohlenstoffdioxid, Fluorwasserstoff und Urantrioxid (UO_3) getrennt. Anschließend reduziert man es in einer Wasserstoffatmosphäre bei hohen Temperaturen zu Urandioxid (UO_2).

Das UO_2 liegt zunächst als graues Pulver vor. Für Leichtwasserreaktoren presst man es zu Tabletten, die anschließend in einer Wasserstoffatmosphäre bei 1.700 °C gesintert und dadurch

weiter verdichtet werden. Da die UO_2 -Tabletten (engl. UO_2 -Pellets) sehr maßgenau sein müssen, werden sie noch geschliffen. Anschließend füllt man sie in Hüllrohre aus Zirkaloy. Diese werden dann zur Verbesserung des Wärmeübergangs

zwischen Kernbrennstoff und Hüllrohr mit Helium geflutet (1 bis 30 bar) und durch Aufschweißen der Endkappen gasdicht verschlossen. Dadurch entsteht ein Brennstab. Mehrere zu einem Bündel zusammengefasste Brennstäbe bilden ein Brennelement.

8.3 Die Entsorgung von radioaktiven Abfällen aus Kernkraftwerken

Nach dem Einsatz im Reaktor werden die verbrauchten Brennelemente aus dem Reaktor entnommen und müssen zunächst im Abklingbecken abkühlen. Danach stehen grundsätzlich zwei Entsorgungswege zur Verfügung: Die Wiederaufarbeitung oder die direkte Endlagerung. Bis ein geeignetes Endlager für hochaktive Stoffe zur Verfügung steht, müssen die verbrauchten Brennelemente und die Wiederaufarbeitungsabfälle in Transport- und Lagerbehälter verpackt in Zwischenlagern aufbewahrt werden. Je nach späterem Endlagerkonzept kann es erforderlich sein, die Abfälle und Reststoffe vor der Abgabe an ein Endlager noch entsprechend zu behandeln und zu verpacken.

Beim Konzept der direkten Endlagerung werden die verbrauchten Brennelemente komplett als radioaktiver Abfall betrachtet (sogenannter „offener Brennstoffkreislauf“). Nach einer ausreichend langen Zwischenlagerung von z. B. 30 bis 40 Jahren zum weitgehenden Abklingen von Wärmeenergie und Aktivität werden sie in endlagerechte Behälter verpackt und in ein Endlager verbracht.

Die Alternative ist die Wiederaufarbeitung der verbrauchten Brennelemente. Dabei werden die Brennelemente geöffnet und Uran, Plutonium, Transurane sowie Spaltprodukte nass-chemisch voneinander getrennt. Uran und Plutonium lassen sich erneut in Reaktoren einsetzen und einige Transurane sowie Spaltprodukte in Forschung, Technik und Medizin verwenden. Daher bezeichnet man diesen Weg als „geschlossenen Brennstoffkreislauf“. Nur die Spaltprodukte, die je nach Abbrand etwa 3 bis 5 % der ursprünglichen Brennstoffmenge ausmachen, und die metallischen Strukturteile der Brennelemente müssen als radioaktive Abfälle endgelagert werden.

Die Wahl zwischen den beiden Lösungen ist vor allem eine politische Entscheidung. Für den offenen Brennstoffkreislauf spricht die Vermeidung der aufwändigen Wiederaufarbeitung mit der Aufkonzentrierung hochaktiver Abfallstoffe. Infolge des Verzichts auf die Rezyklierung von Uran und Plutonium steigt andererseits aber der Uranverbrauch. Und durch die Endlagerung der kompletten Brennelemente nimmt das Volumen an hochaktivem Abfall stark zu, das Inventar an

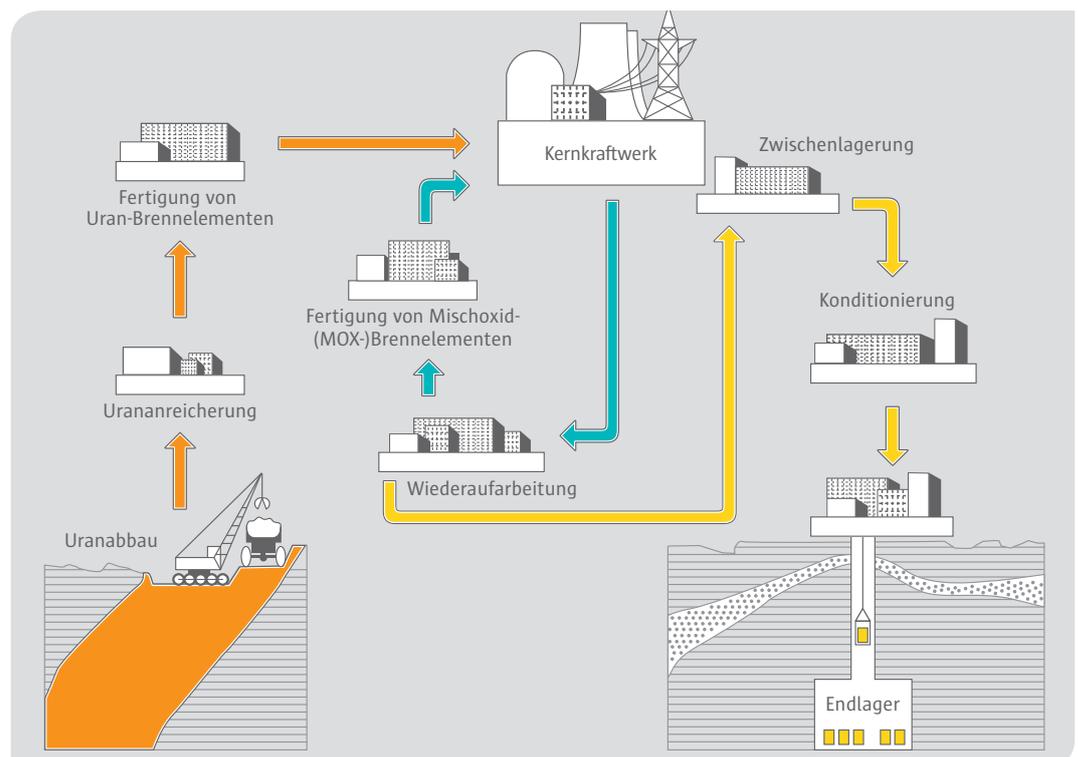


Abb. 8.04
Offener und geschlossener
Brennstoffkreislauf
Quelle: AREVA GmbH

radioaktiven Stoffen im Endlager ist insgesamt höher und deren Aktivität klingt langsamer ab.

Die Strom aus Kernenergie erzeugenden Staaten haben sich unterschiedlich entschieden. Die Mehrzahl verfolgt die direkte Endlagerung, während beispielsweise Frankreich, Großbritannien und Japan an der Wiederaufarbeitung festhalten. In Deutschland schrieb das Atomgesetz bis 1994 für kommerzielle Reaktoren die „schadlose Verwertung der Reststoffe“, also Wiederaufarbeitung und Rezyklierung von Uran und Plutonium vor. Ab 1994 waren die Betreiber frei in ihrer Wahl. Seit Juli 2005 dürfen Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken nicht mehr zur Wiederaufarbeitung transportiert werden.

8.3.1 Entladen der Brennelemente aus dem Reaktor und Zwischenlagerung

Brennelemente werden meist über einen Zeitraum von drei bis fünf Jahren im Reaktor eingesetzt. In dieser Zeit werden sie innerhalb des Reaktors nach einem genau festgelegten Plan mehrfach in andere Positionen gebracht, um einen möglichst hohen Abbrand zu erreichen. Wegen der Abnahme des Spaltstoffs und der Zunahme Neutronen absorbierender Spaltprodukte müssen die Brennelemente nach mehrjährigem Einsatz ausgetauscht werden. Daher werden beim jährlichen Brennelementwechsel solche Brennelemente entnommen, in einem Wasserbecken außerhalb des Reaktors zwischengelagert und dafür dann neue Brennelemente in den Reaktor eingesetzt (Abb. 8.05).

Nach dem Einsatz der Brennelemente in einem Reaktor hat sich die Zusammensetzung der Uran-Tabletten geändert (Abb. 8.06):

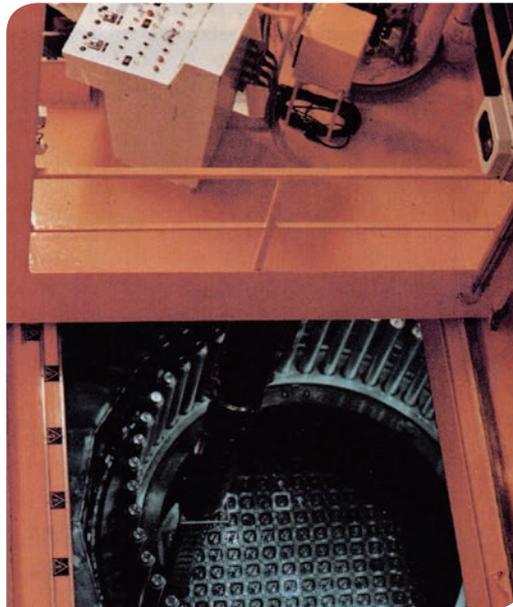


Abb. 8.05
Entladen abgebrannter Brennelemente aus einem Kernreaktor

- Der Spaltstoff U-235 wird z. T. durch Kernspaltungen, z. T. durch Umwandlung in U-236 verbraucht. Die bei den Kernspaltungen entstehenden Spaltprodukte sind radioaktiv. Dieser Verbrauch an Spaltstoff wird Abbrand genannt (obwohl im Reaktor keine Verbrennung stattfindet). Der Grad des Abbrandes wird in erzeugter thermischer Energie pro Masse Brennstoff angegeben. Bei Leichtwasserreaktoren werden mittlere Abbrandwerte von 45 MWd/kg Uran erreicht (1 MWd = 24.000 kWh).
- Durch Neutroneneinfang entsteht aus U-238 das Plutoniumisotop Pu-239 (sowie in geringem Umfang weitere Plutonium- und Transplutoniumisotope). Pu-239 wird durch langsame Neutronen gespalten oder es wandelt sich zu verschiedenen Actinoiden um.

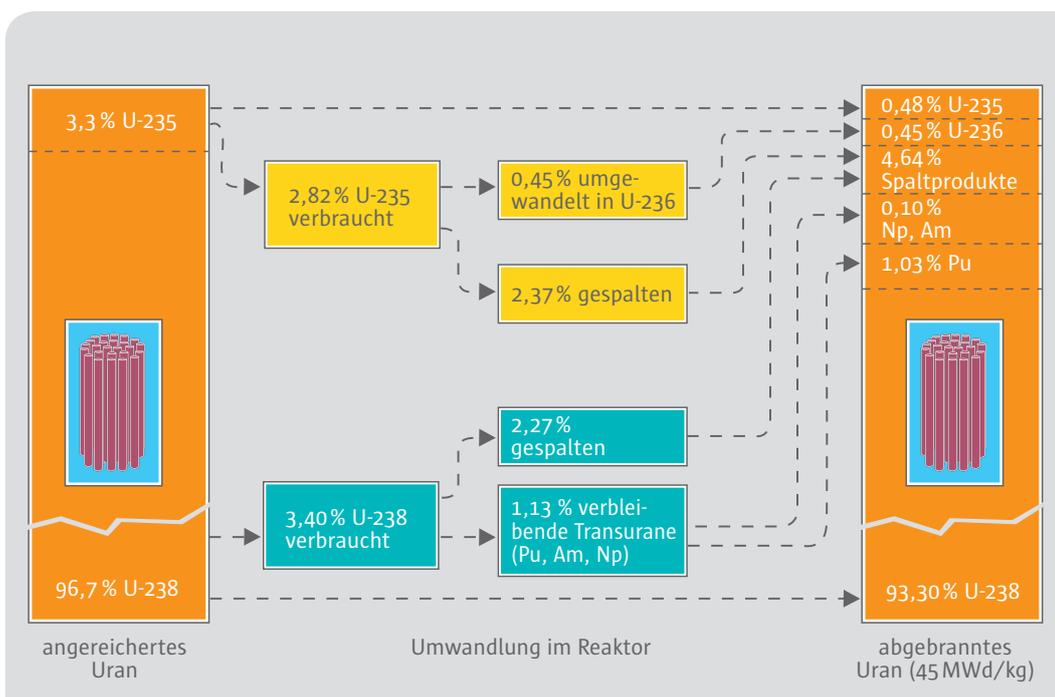


Abb. 8.06
Zusammensetzung des Kernbrennstoffs bei Leichtwasserreaktoren vor und nach dem Einsatz im Reaktor

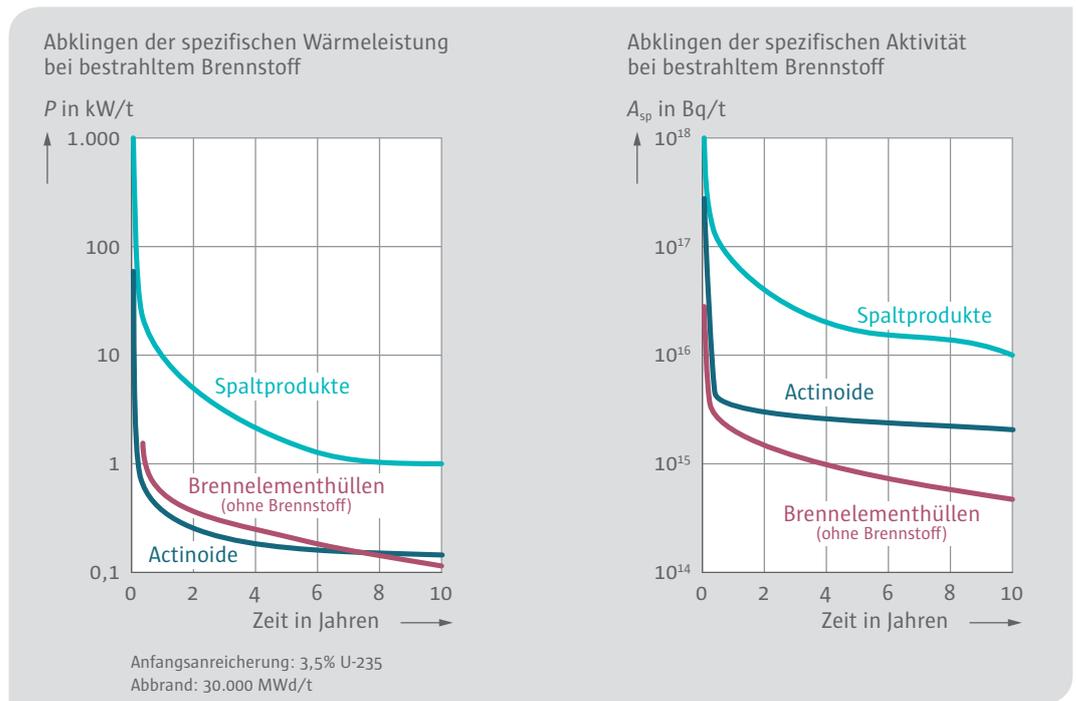


Abb. 8.07

Abklingen von Wärmeleistung und Aktivität bei bestrahltem Kernbrennstoff

Abgebrannte Brennelemente haben eine hohe spezifische Aktivität und damit auch eine hohe Wärmeproduktion. Daher lagert man die Brennelemente zunächst in einem mit Wasser gefüllten Becken innerhalb des Kernkraftwerks. Das Wasser schirmt die Strahlung fast vollständig ab und nimmt gleichzeitig die erzeugte Nachzerfallswärme auf. Bei einer Lagerzeit von zwölf Monaten gehen die Aktivität und damit auch die Wärmeproduktion auf etwa 0,1 % der Anfangswerte zurück (Abb. 8.07).

Nach der Abklingphase werden die Brennelemente in Transport- und Lagerbehälter – z.B. vom Typ CASTOR – verpackt und in Zwischenlager am Kraftwerksstandort verbracht. Diese Zwischenlager wurden auf Grund der Atomgesetz-Novelle vom April 2002 geschaffen, mit der ab dem 1. Juli 2005 Transporte von bestrahlten Brennelementen in zentrale Zwischenlager und zur Wiederaufarbeitung verboten wurden. Die zwischengelagerten Brennelemente sowie die verglasten Spaltprodukte aus der Wiederaufarbeitung sollen zu gegebener Zeit in ein noch zu schaffendes Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle verbracht werden (siehe Abschnitt 8.3.5).

8.3.2 Direkte Endlagerung

Bei der direkten Endlagerung wird das gesamte abgebrannte Brennelement einschließlich der darin noch verbliebenen Wertstoffe Uran und Plutonium nach einer Zwischenlagerung zum Zerfall der kurzlebigen Radionuklide und zur damit verbundenen Reduzierung der Wärmeentwicklung als radioaktiver Abfall entsorgt. Der Nachweis der technischen Machbarkeit der direkten Endlagerung in Steinsalz wurde für das sogenannte Referenzkonzept mit in den 1980er- und

1990er- Jahren durchgeführten Forschungsprojekten und 1:1- Großversuchen erbracht.

Für die endlagergerechte Verpackung für das Wirtsgestein Salz wurden bzw. werden mehrere Konzepte entwickelt:

- Das Referenzkonzept „POLLUX-Konzept“ sieht vor, dass in einer Konditionierungsanlage die Brennstäbe von den Strukturteilen getrennt und im Ganzen in Büchsen verpackt werden. Mehrere solche Büchsen werden in Endlagerbehälter vom Typ POLLUX eingebracht, der Deckel wird verschweißt. POLLUX-Behälter (Namensgebung nach dem Zwillingbruder von Castor in der antiken Mythologie) sind, mit Rücksicht auf die damaligen Beschränkungen der Schachtförderung und die Handhabung untertage, leichter und von kleinerem Durchmesser als CASTOR-Behälter. Eine Pilot-Konditionierungsanlage wurde in Gorleben gebaut, aber bisher nicht in Betrieb genommen. POLLUX-Behälter werden in den untertägigen, horizontalen Strecken eingelagert und mit Salzgrus versetzt. Die Strukturteile der Brennelemente sind, in anderen Verpackungen, auch als radioaktiver Abfall zu entsorgen.
- Beim Alternativkonzept, der „Bohrlochlagerung“ in Brennstabkokillen, werden die Brennstäbe von 3 DWR bzw. 9 SWR-Brennelementen analog zum POLLUX-Konzept von den Strukturteilen getrennt und in etwa 5 m lange Kokillen verpackt. Diese sind von ihren Außenabmessungen (44 cm Durchmesser) ähnlich den Kokillen aus der Wiederaufarbeitung und könnten mit der gleichen Einlagerungstechnik gehandhabt werden. Mehrere dieser Kokillen werden in bis zu mehrere hundert Meter tiefen,

senkrechten Bohrlöchern, die jeweils aus untertägigen Strecken in ca. 800 m Tiefe erstellt werden, übereinander endgelagert. Somit wird ein im Vergleich zum Referenzkonzept schnellerer dichter Einschluss im Wirtsgestein gewährleistet.

- Das jüngste Konzept ist die direkte Endlagerung von unzerlegten Brennelementen in CASTOR-Behältern in kurzen, vertikalen Großbohrlöchern. Entsprechende Vorstudien zeigen die mögliche Machbarkeit der Schacht- und Streckenförderung auch für die schwereren CASTOR-Behälter. Damit ließe sich die handhabungs- und strahlenschutztechnisch aufwändige Zerlegung der Brennelemente vermeiden.

Der größte Teil der bisherigen Entwicklungen in Deutschland zu Endlagerbehältern und Endlagerkonzepten bezieht sich auf Endlagerung in Steinsalz. Die Anforderungen an die endlagergerechte Verpackung und an das Einlagerungskonzept hängen aber von dem gewählten Wirtsgestein, insbesondere durch die unterschiedlichen Temperaturleitfähigkeiten der Gesteine, ab. Sollte einmal die Entscheidung für ein anderes Wirtsgestein als Steinsalz fallen, wären wesentliche Anpassungen notwendig. Entsprechende Forschungs- und Entwicklungsarbeiten werden bisher insbesondere in den Ländern geleistet, die die Endlagerung in den jeweiligen Wirtsgesteinen planen, z.B. für Granit in Schweden und Finnland, für Ton in der Schweiz und in Frankreich. Bei vielen dieser Forschungsarbeiten sind deutsche Wissenschaftler im Rahmen von Großprojekten beteiligt.

8.3.3 Wiederaufarbeitung

In einer Wiederaufarbeitungsanlage wird der Kernbrennstoff aufgelöst und eine Trennung in drei Komponenten vorgenommen: Uran, Plutonium, Spaltprodukte/Actinoide. Zur chemischen Trennung dieser drei Komponenten setzt man das so genannte PUREX-Verfahren ein (PUREX: Plutonium-Uranium-Recovery by Extraction).

Zunächst werden die Brennstäbe in etwa 5 cm lange Stücke zerschnitten und ihr Inhalt in siedender Salpetersäure (HNO_3) herausgelöst. Dabei entstehen UranylNitrat $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ und Plutonium-IV-Nitrat $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ sowie die Nitratre der Spaltprodukte und Actinoide.

Durch physikalisch-chemische Verfahren wird dann eine Trennung der drei Komponenten Uran, Plutonium, Spaltprodukte/Actinoide durchgeführt. Das geschieht mit Hilfe eines besonderen Extraktionsmittels, dem Tri-n-Butyl-Phosphat ($\text{C}_4\text{H}_9\text{O}_3\text{PO}$), das mit 70 % Kerosin (Reinstpetroleum) verdünnt ist. Die Lösung trägt die Bezeichnung TBP 30.

Besondere Sicherheitsmaßnahmen sind bei der Handhabung der Lösungen von Plutonium notwendig. Denn es muss verhindert werden, dass sie ein Volumen bzw. eine Konzentration erreichen, bei der selbständig eine Kettenreaktion einsetzen könnte. Zur Verhinderung dieser Kritikalität werden nur geringe Mengen schwach konzentrierter Lösungen verarbeitet oder den Lösungen so genannte Neutronengifte zur Neutronenabsorption beigemischt. Außerdem lassen sich die Behälter so formen, dass aufgrund der großen Oberfläche die Neutronenverluste stets sehr hoch sind und deshalb keine Kettenreaktion einsetzen kann.

Da die abgebrannten Brennelemente hochaktiv sind, muss man die Wiederaufarbeitung in Zellen vornehmen, die durch dicke Betonwände abgeschirmt sind (so genannte Heiße Zellen, Wandstärke bis 2 m). Die Arbeiten werden mit Hilfe fernbedienter Werkzeuge (so genannter Telemantipulatoren) durchgeführt; sie können durch ein Strahlenschutzfenster aus dickem Bleiglas beobachtet werden.

Abgetrenntes Plutonium kann direkt als neuer Spaltstoff eingesetzt werden (U-Pu-Mischoxidbrennstäbe). Uran aus der Wiederaufarbeitung kann dabei als Trägermaterial verwendet werden. Die Wiederanreicherung dieses Urans wird kaum praktiziert, da sich auch das Neutronen absorbierende Uran-236 mitanreichert.

Die radioaktiven Spaltprodukte bzw. Actinoide müssen verpackt und sicher endgelagert werden, damit sie auf Dauer aus der Biosphäre ausgeschlossen sind. Das Hüllrohrmaterial, das durch Neutronenbestrahlung radioaktiv geworden ist, wird ebenfalls endgelagert.

8.3.4 Konditionierung radioaktiver Abfälle

Aus Handhabungsgründen wurden radioaktive Abfälle in Deutschland in schwach-, mittel- und hochaktive Abfälle unterteilt. Insbesondere mittel- und hochaktive Abfälle erfordern für die Handhabung und den Transport zusätzliche Abschirmungen. Bei hochaktiven Abfällen muss zusätzlich für eine sichere Ableitung der Wärme gesorgt werden. Aus der Sicht der Endlagerung ist eine Unterscheidung der radioaktiven Abfälle nach ihrer Wärmeentwicklung zweckmäßiger:

- Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung: Durch diese Abfälle wird das umgebende Wirtsgestein thermisch nur sehr gering belastet.
- Wärmeentwickelnde Abfälle: Die Wärmeabgabe pro Gebinde liegt, abhängig von der Dauer der Zwischenlagerung, ggf. im Kilowatt-Bereich. Das Gestein für die Endlagerung muss daher insbesondere auch hinsichtlich

der Wärmeleitfähigkeit spezielle Bedingungen erfüllen. Die Begrenzung für die Außentemperatur des Endlagerbehälters liegt im Wirtsgestein Salz bei ca. 200°C, im Tonstein bei ca. 100°C.

Endlagergerecht konditionieren bedeutet, die anfallenden radioaktiven Rohabfälle in eine endlagerungsfähige Form zu überführen. Flüssige Abfälle werden eingedampft oder zementiert. Feste Abfälle werden zerkleinert, getrocknet, gegebenenfalls verbrannt, verpresst oder zementiert. Die so vorbehandelten Abfälle werden schließlich in standardisierte Behälter verpackt. Dies können zylindrische Betonbehälter, zylindrische Gussbehälter oder Container sein.

Container sind großvolumige quaderförmige Behälter aus Stahlblech, armiertem Beton oder Gusswerkstoff. Der größte Container mit knapp elf Kubikmetern nimmt bis zu 28 Zweihundert-Liter-Fässer auf. Diesen Abfällen ist gemeinsam, dass sie ohne zusätzliche Strahlenabschirmung gehandhabt werden können und bei der Endlagerung das umgebende Gestein nur gering erwärmen.

Wärmeentwickelnde Abfälle fallen bei der direkten Endlagerung von Brennelementen, aber auch bei der Wiederaufarbeitung ausgedienter Brennelemente an. Während Uran und Plutonium aus der Wiederaufarbeitung wieder der Brennelementherstellung zugeführt werden, lagert die Lösung mit Spaltprodukten und Actinoiden in gekühlten Edelstahl-tanks. Die konzentrierte Spaltproduktlösung hat eine spezifische Aktivität von etwa $4 \cdot 10^{13}$ Bq/l.

Die entstehende Zerfallswärme muss deshalb durch Kühlsysteme abgeführt werden. Nach etwa fünfjähriger Abklingzeit kann eine Volumenverminderung und eine Überführung in eine wasserunlösliche Form durch Verglasung vorgenommen werden.

Nach fünfjähriger Lagerzeit ist die spezifische Wärmeleistung pro kg Spaltprodukt von 1 kW auf weniger als 0,06 kW abgesunken. Eine Überführung der Spaltproduktlösung in eine endlagerungsfähige Form ist dadurch besser möglich. Dabei wird an den Endlagerkörper eine Reihe von Anforderungen gestellt: Gute mechanische Festigkeit, hohe Resistenz gegenüber Auslaugung, gute Wärmebeständigkeit und Wärmeleitfähigkeit, hohe Beständigkeit gegenüber ionisierenden Strahlen.

Glas erfüllt diese Bedingungen am besten. Radioaktive Spaltprodukte mit starker Wärmeentwicklung werden deshalb mit glasbildenden Stoffen gemischt und daraus Glasblöcke geschmolzen. Zusätzlich mit Edelstahl umkleidet, lassen sie sich dann transportieren.

8.3.5 Endlagerung radioaktiver Abfälle in Deutschland

Bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle muss sichergestellt sein, dass sie auf Dauer von den Stoffkreisläufen der Biosphäre isoliert sind.

In Deutschland soll die Endlagerung radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Strukturen vorgenommen werden. Für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung ist dafür das ehemalige Eisenerzbergwerk Schacht Konrad bei Salzgitter vorgesehen. 2002 wurde die Genehmigung zur Errichtung des Endlagers erteilt und 2007 abschließend höchstrichterlich bestätigt. Zurzeit laufen die Arbeiten zur Herrichtung als Endlager. Das Bundesamt für Strahlenschutz als verantwortlicher Betreiber des Endlagers erwartet, dass das Endlager nicht vor 2019 in Betrieb genommen werden kann.

Für die Endlagerung radioaktiver Abfälle aller Art einschließlich Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle wurde von 1979 bis 2000 der Salzstock Gorleben auf seine Eignung untersucht. Nach einem 10-jährigen Moratorium wurden die Erkundungsarbeiten im Oktober 2010 wieder aufgenommen. Parallel dazu wurde eine vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben erstellt. Seit November 2012 wurde die Erkundung des Salzstocks aus politischen Gründen wieder unterbrochen, das Erkundungsbergwerk befindet sich seitdem im Offenhaltungsbetrieb. Im Juli 2013 wurde mit dem Standortauswahlgesetz eine neue Standortsuche beschlossen, die sich neben Steinsalz auch auf andere Wirtsgesteine erstrecken soll. Gorleben wird als möglicher Standort im Verfahren berücksichtigt.

Dass die geologische Stabilität von Steinsalzlagerstätten den Abschluss radioaktiver Abfälle über sehr lange Zeiträume sichern kann, geht aus ihrer Geschichte hervor. Es ist bekannt, dass die Salzformationen eine hohe geologische Stabilität aufweisen. In seiner geologischen Entwicklung von seiner Entstehung bis heute war der Salzstock Gorleben überwiegend von Meerwasser bedeckt, trotzdem existiert die Salzlagerstätte noch heute.

Die vorläufige Sicherheitsanalyse Gorleben hat keine Erkenntnisse ergeben, die die Eignungshöflichkeit des Standorts grundsätzlich in Frage stellen.

8.4 Transporte bei der Ver- und Entsorgung

Zur Ver- und Entsorgung eines Kernkraftwerks werden verschiedene Arten von Transporten notwendig:

- Der Transport des Uranerzes zur Erzaufbereitungsanlage, die sich zur Minimierung des Transportwegs in unmittelbarer Nähe befindet, erfolgt auf offenen Lastwagen.
- Das Urankonzentrat „Yellow Cake“ wird zur Umwandlung in Uranhexafluorid (UF_6) zur Konversionsanlage transportiert. Der Transport geschieht in handelsüblichen Stahlfässern von 200 oder 400 l Fassungsvermögen.
- Das Uranhexafluorid wird von der Konversionsanlage zur Anreicherungsanlage gebracht. Da UF_6 bei 56,5 °C gasförmig wird, muss das Material in Druckbehältern untergebracht werden (Abb. 8.09). Die spezifische Aktivität von UF_6 ist gering, die chemische Toxizität aber sehr hoch. Es muss deshalb sichergestellt sein, dass die Behälter beim Transport und bei möglichen Unfällen dicht bleiben. Nach der Anreicherung besitzt das UF_6 eine höhere U-235-Konzentration. Deshalb müssen beim Transport und der Lagerung Anordnungen gewählt werden, bei denen eine Kettenreaktion nicht von selbst in Gang kommen kann (unterkritische Anordnung).
- Die Umwandlung von UF_6 in UO_2 sowie die Herstellung von Brennelementen sind jeweils an einem Ort zusammengefasst, sodass keine Transportwege außerhalb der Fabrikationsräume entstehen. Die fertigen Brennelemente werden in Transportbehältern auf Lastwagen zum Kernkraftwerk transportiert. Besonderheiten bezüglich der Strahlenabschirmung treten dabei nicht auf, da auch angereichertes Uran nur eine geringe spezifische Aktivität besitzt.

- Der Transport von Brennelementen, die in einem Reaktor eingesetzt worden sind, verlangt hohe Sicherheitsvorkehrungen. Durch die in den Brennstäben enthaltenen Spaltprodukte sind die spezifische Aktivität und damit auch die Wärmeproduktion außerordentlich hoch. Für den Transport von abgebrannten Brennelementen kommen Transportbehälter vom Typ CASTOR oder vergleichbare Behälter zum Einsatz. Dies sind Guss- oder Stahlbehälter, die außen mit Kühlrippen versehen sind. Ihre Länge beträgt 5 bis 7 m und ihr Durchmesser rund 2,5 m. Sie können bis zu 10 t Transportgut aufnehmen. Das Gesamtgewicht beträgt bis zu 150 t (Abb. 8.08).

Die Anforderungen an einen Transportbehälter sind in Bezug auf mechanische Stabilität, Dichtheit und Temperaturfestigkeit sehr hoch. Selbst bei schwersten Verkehrsunfällen müssen sie einen sicheren Einschluss des radioaktiven Materials garantieren. Transportbehälter der Typ-B-Verpackung, wie sie für abgebrannte Brennelemente eingesetzt werden, müssen folgenden Prüfungen standhalten:

- Freier Fall des Behälters aus 9 m Höhe auf ein unnachgiebiges Fundament.
- Freier Fall des Behälters aus 1 m Höhe auf einen Stahldorn mit einem Durchmesser von 15 cm und einer Höhe von mindestens 20 cm.
- Feuertest von 30 Minuten bei mindestens 800 °C.
- Eintauchen des Behälters in Wasser für 15 Stunden und einer Wassertiefe von 15 m oder bei Zulassung für besonders große Gesamtaktivität für 1 Stunde und einer Wassertiefe von 200 m.



Abb. 8.08

Verladung eines CASTOR-Behälters mit hochaktiven Abfällen

Quelle: GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH

- In den USA, Großbritannien und Deutschland sind noch weitergehende Belastungstests durchgeführt worden, ohne dass dabei die Behälter undicht wurden: Fall eines Behälters aus 600 m Höhe auf harten Wüstenboden, Zusammenprall von Brennelementtransporter und Lokomotive (Relativgeschwindigkeit 130 km/h) und Aufprall eines tonnenschweren Projektils mit einer Geschwindigkeit von fast 1.100 km/h auf den Behälter.
- Bei der Wiederaufarbeitung fallen Spaltprodukte als radioaktive Abfälle sowie Uran und Plutonium an. Für die Endlagerung konditionierte, in eine Glasmatrix gebundene Spaltprodukte werden in gleichartigen Transportbehältern befördert wie die ausgedienten Brennelemente. Bei Plutoniumtransporten muss neben den Sicherheitsmaßnahmen aufgrund der Radioaktivität auch das Eintreten einer Kritikalität durch eine spezifische Behälterauslegung ausgeschlossen werden.

8.5 Behandlung radioaktiver Betriebsabfälle in einem Kernkraftwerk

In einem Kernkraftwerk mit einer elektrischen Leistung von 1.300 MW fallen jährlich etwa 50 m³ konditionierte radioaktive Betriebsabfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung an, sowie Abfälle aus der Entsorgung der jährlichen Entlademenge der abgebrannten Brennelemente, deren Mengen vom Entsorgungsweg abhängen: Bei einer Wiederaufarbeitung entstehen 10 m³ radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung und 3 m³ wärmeentwickelnde Abfälle – die verglasten hochaktiven Spaltprodukte. Bei der direkten Endlagerung der abgebrannten Brennelemente fallen 45 m³ wärmeentwickelnde Abfälle an (Tab. 8.01).

Beim Reaktorbetrieb entstehen durch Leckagen und Neutronenaktivierung gasförmige, flüssige und feste Reaktorbetriebsabfälle, die soweit wie möglich zurückgehalten werden. Um die Aktivität der Abluft und des Abwassers zu verringern, gibt es zwei unterschiedliche Verfahren.

- Verzögerte Abgabe, damit die Radioaktivität von selbst abklingt.
- Abtrennen der Radionuklide durch physikalische sowie chemische Verfahren und Endlagerung dieser Radionuklide.

8.5.1 Behandlung gasförmiger Reaktorbetriebsabfälle

Die wichtigsten gasförmigen und leichtflüchtigen Radionuklide sind die Spaltprodukte Xe-133 und I-131. Xe-133 hat eine Halbwertszeit von 5,25 Tagen. Es wird in einer Verzögerungsstrecke bis zu 60 Tage zurückgehalten, die ursprüngliche Aktivität ist dann auf weniger als 0,1 % abgeklungen.

Verzögerungsstrecken bestehen z. B. aus Aktivkohlefiltern. Das Gas wird zunächst in der ersten Filterschicht adsorbiert (Gasmoleküle lagern sich an der Oberfläche von Kohlenstoffpartikeln an). Im Laufe der Zeit bewegen sie sich durch Austausch langsam durch die Kohlefilterstrecke bis zum Abluftkamin.

Der Anteil des I-131 in der Gebäudeluft ist gering. Da dieses Element aber im Gegensatz zu den Edelgasen chemische Verbindungen eingehen kann, wird es durch mehrere hintereinander angeordnete Filter zurückgehalten. Eine Rückhaltung von mehr als 99,9 % wird dadurch erreicht, dass die Filter zusätzlich mit Silbernitrat getränkt sind. Bei Kontakt mit Iod entsteht dann Silberiodid, das in den Filtern verbleibt. In ähnlicher Weise wird mit den Aerosolen verfahren, bei denen sich radioaktive Teilchen an Staubpartikel oder Wassertröpfchen angelagert haben.

	Radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung	Wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle
Betriebsabfälle Kernkraftwerk		
	 50 m ³	–
Entsorgung der abgebrannten Brennelemente ...		
Direkte Endlagerung	–	 45 m ³
Wiederaufarbeitung	 10 m ³	 3 m ³

Tab. 8.01

Jährliche konditionierte Volumina radioaktiver Abfälle am Beispiel eines 1.300-MWe-Kernkraftwerks (Betriebsabfälle und Abfälle aus der Brennelemententsorgung je nach Entsorgungsvariante)

Abhängig vom Aggregatzustand, der spezifischen Aktivität, der Radiotoxizität (strahlenbedingte Gefährlichkeit) sowie der Wärmeentwicklung werden zur Konditionierung unterschiedliche Verfahren angewandt.



Abb. 8.09

Lagerung von verfestigten radioaktiven Betriebsabfällen in Stahlfässern in einem Kernkraftwerk

8.5.2 Behandlung flüssiger Reaktorbetriebsabfälle

Aus Undichtigkeiten des Kühlmittelkreises austretendes Wasser sowie Wasser aus Labors, Dekontaminationsanlagen und Waschräumen bilden die flüssigen Reaktorbetriebsabfälle. Auch bei der Abgabe von radioaktiven Flüssigkeiten an die Umgebung ist die Strahlenexposition der Menschen so gering wie möglich zu halten. Die wichtigste Maßnahme besteht darin, der Flüssigkeit die radioaktiven Stoffe zu entziehen. Das geschieht durch Eindampfen (Abdestillieren der Flüssigkeit), Ionenaustausch, Filtration oder chemische Fällung. Eine Sonderstellung nimmt das Tritium (H-3) ein. Es entsteht bei einem geringen Prozentsatz der Kernspaltungen als drittes Teilchen (außer den beiden Spaltprodukten) und durch Neutronenbestrahlung des Kühlmittels sowie anderer Materialien.

Das Tritium liegt im Wesentlichen als HTO vor (Wassermolekül, dessen Wasserstoffatome die Isotope H-1 und H-3 = T sind). Wegen der relativ langen Halbwertszeit von 12,323 Jahren können keine Verzögerungsstrecken eingesetzt werden. Da die maximale Energie der vom Tritium ausgesandten Betaeilchen aber nur 0,02 MeV beträgt und keine Gammaquanten auftreten, entsteht durch die Abgabe des Tritium an die Umgebung nur eine geringe, weit unter den zugelassenen Werten liegende zusätzliche Strahlenexposition der Bevölkerung.

8.5.3 Behandlung fester Reaktorbetriebsabfälle

Radioaktive Reaktorbetriebsabfälle fallen in Form von Filtern, Ionenaustauschern, Putzlappen, kontaminierter Kleidung, Abfällen von Reparaturen und Ähnlichem an. Sie werden – falls erforderlich – verbrannt oder verdichtet, um ihr Volumen zu verkleinern. Anschließend schließt man sie in Behältern sicher ein (Abb. 8.09). Nach Zwischenlagerung im Kernkraftwerk ist für sie die Verbringung in ein Endlager vorgesehen. Menge und Zusammensetzung der Abfälle hängen u. a. vom Typ des Kernkraftwerks und der Betriebsweise ab. Bei einem Siedewasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 1.300 MW fallen pro Betriebsjahr etwa folgende Rohabfallmengen an:

- 250 m³ Festabfälle (Papier, Kunststoffe, kontaminierte Arbeitskleidung, Bauschutt),
- 20 m³ Verdampferkonzentrate aus der Abwasseraufbereitung,
- 7 m³ Ionenaustauscherharze aus der Kühlmittelreinigung,
- 6 m³ Metallteile,
- 3 m³ Filterhilfsmittel, Schlämme, Öle.

9 Strahlenmessung und die
Strahlenexposition des Menschen

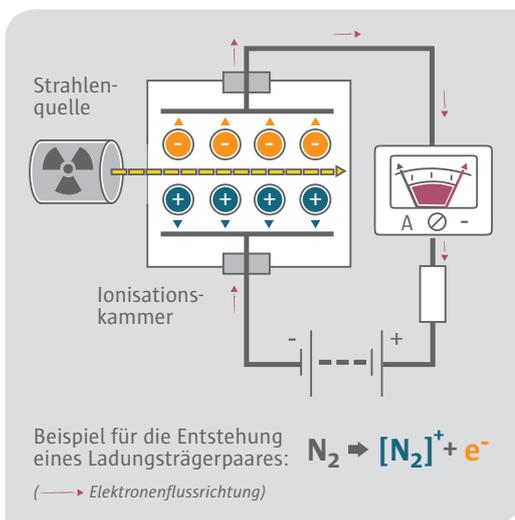


Der Mensch besitzt kein Sinnesorgan für ionisierende Strahlen. Sie lassen sich nur mit Hilfe von Messinstrumenten nachweisen. Strahlungsmessungen sind nur möglich, wenn Wechselwirkungen der Strahlung mit Materie stattfinden. Erst wenn die Strahlung eine

nachweisbare Veränderung hervorruft, kann diese erfasst werden. Der Grad der Veränderung ist dann ein Maß für die Intensität der verursachenden Strahlung. Einige besonders wichtige Messverfahren werden hier in vereinfachter Form vorgestellt.

Ionisationskammer 9.1

Eine Ionisationskammer besteht im einfachsten Fall aus einem luftgefüllten Behälter, in dem sich zwei Elektroden befinden. Sie sind über einen Strommesser mit einer Gleichspannungsquelle verbunden. Gelangt Strahlung in das Innere, werden Ionen erzeugt, und die Luft zwischen den Elektroden wird elektrisch leitend. Daraufhin kommt es zu einem Stromfluss, der durch ein Messgerät angezeigt wird (Abb. 9.01).



nicht so stark ist, dass durch Zusammenstöße mit Luftmolekülen weitere Ionisationen ausgelöst werden. Die Stromstärke ist dann allein der Anzahl der primär erzeugten Ionen bzw. Elektronen proportional. Die Stromstärken werden an einem Messgerät angezeigt.

Zum Nachweis von Alpha- und Betastrahlung werden die Wände der Ionisationskammer aus sehr dünnem Material hergestellt, damit die Teilchen möglichst ungehindert in das Innere gelangen können. Bei Gammaquanten wählt man dagegen dickere Wände, damit die Gammaquanten aus den Atomen der Kammerwand Elektronen herauslösen, die dann in der Luft der Kammer weitere Ionisationen hervorrufen. Soll die Kammer näherungsweise den Verhältnissen in einem organischen Gewebe angepasst werden, verwendet man für den Aufbau spezielle Kunststoffe.

Die durch Strahlung erzeugten Elektronen stellen eine Ladungsmenge dar. Daraus wurde die früher benutzte Größe der Ionendosis hergeleitet. Die Ionendosis gibt die erzeugte Ladung pro Masse der durchstrahlten Luft an. Wenn in 1 kg Luft durch ionisierende Strahlen so viele Ionen bzw. freie Elektronen erzeugt werden, dass im angeschlossenen Leiterkreis 1 Sekunde lang ein Strom von 1 A fließt, beträgt die Ionendosis 1 C/kg. Das entspricht $6,25 \cdot 10^{18}$ Elektronen bzw. Ionen pro 1 kg Luft. Für die Ionendosis wurde die Einheit Röntgen R verwendet. Für Umrechnungen gilt:

$$1 R = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ C/kg.}$$

In der Ionisationskammer werden positives Ion und herausgelöstes Elektron zur jeweils entgegengesetzt geladenen Elektrode hin beschleunigt. Die Spannung wird so gewählt, dass einerseits Ion und Elektron nicht mehr rekombinieren (sich wieder vereinigen) können, andererseits aber die Beschleunigung zu den Elektroden

Abb. 9.01
Prinzipieller Aufbau einer Ionisationskammer

Energiedosis 9.2

In Luft wird zur Bildung eines Ladungsträgerpaares die Energie von 34 eV benötigt. Da der Quotient 1 C/1 kg Auskunft darüber gibt, wie viele Paare erzeugt worden sind, lässt sich auch die Energie berechnen, die dafür notwendig war. Statt die erzeugte Ladung oder die erzeugten Ladungsträgerpaare anzugeben, kann man also auch die Energie betrachten, die bei der Ionisation auf die Luftmoleküle übertragen worden ist. Die von einem Stoff aufgenommene Energie kann

ebenfalls als Maß für die physikalische Strahlenwirkung verwendet werden. Dafür ist die Energiedosis definiert worden. Die Energiedosis einer ionisierenden Strahlung gibt die pro Masse eines durchstrahlten Stoffes absorbierte Energie an:

$$\text{Energiedosis} = \frac{\text{absorbierte Strahlungsenergie}}{\text{Masse}};$$

$$D = \frac{E}{m}$$

Der Quotient 1 J/1 kg wird als Einheit für die Energiedosis verwendet. Der besondere Einheitenname für die Energiedosis ist das Gray (Gy):

$$1 \text{ Gy} = \frac{1 \text{ J}}{1 \text{ kg}}$$

Die Energiedosis wurde früher in der Einheit Rad (rd oder rad) angegeben. Das Wort Rad ergibt sich aus der englischen Bezeichnung „radiation absorbed dose“. Für Umrechnungen gilt: 1 Gy = 100 Rad.

9.3 Organdosis

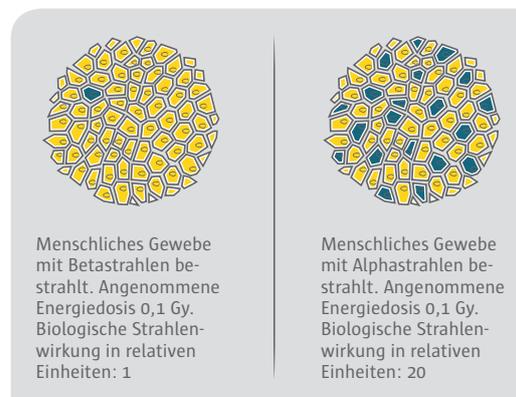
Mit der Energiedosis allein kann die biologische Strahlenwirkung nicht beurteilt werden. Es zeigt sich nämlich, dass bei gleichen Energiedosen, aber unterschiedlichen Strahlenarten, die hervorgerufenen Effekte unterschiedlich sein können. Wird z. B. von zwei gleichen biologischen Objekten das eine mit Alphastrahlen, das andere mit Betastrahlen bestrahlt und nehmen beide Objekte gleich viel Energie auf, so sind die durch die Alphastrahlen hervorgerufenen biologischen Strahlenwirkungen etwa 20-mal größer (Abb. 9.02). Die größere biologische Wirkung von Alphastrahlen kann durch die größere Anzahl erzeugter Ionen oder Anregungen pro Weglänge erklärt werden. Eine dichtere Ionisierung in einem kleinen Bereich ist viel schädlicher als eine gleich große Anzahl von Ionisationen, die auf einen größeren Bereich verteilt sind.

Da die Strahlungs-Wichtungsfaktoren Zahlenwerte ohne Einheit sind, ergibt sich als Einheit der Organdosis der Quotient J/kg (dieselbe Einheit wie für die Energiedosis). Als besonderer Einheitenname für die Organdosis ist das Sievert (Sv) festgelegt worden.

Tab. 9.01
Strahlungs-Wichtungsfaktoren nach Strahlenschutzverordnung

Abb. 9.02
Bei gleicher Energiedosis rufen Alphastrahlen eine größere biologische Wirkung hervor als Betastrahlen

 intakte Zelle
 geschädigte Zelle



Strahlenart und Energiebereich	Strahlungs-Wichtungsfaktor w_R
Photonen, alle Energien	1
Elektronen, Myonen, alle Energien	1
Neutronen < 10 keV	5
10 keV bis 100 keV	10
> 100 keV bis 2 MeV	20
> 2 MeV bis 20 MeV	10
> 20 MeV	5
Protonen, außer Rückstoßprotonen, Energie > 2 MeV	5
Alphateilchen, Spaltfragmente, schwere Kerne	20

R im Index stammt von der englischen Bezeichnung radiation (Strahlung).

Zur Berücksichtigung der unterschiedlichen biologischen Wirkung der verschiedenen Strahlenarten wurde der Strahlungs-Wichtungsfaktor w_R eingeführt (Tab. 9.01). Das Produkt aus der über das Gewebe oder Organ T gemittelten Energiedosis $D_{T,R}$, die durch die Strahlung R erzeugt wird, und dem Strahlungs-Wichtungsfaktor w_R ist die Organdosis $H_{T,R}$. Besteht die Strahlung aus Arten und Energien mit unterschiedlichen Werten von w_R , so werden die einzelnen Beiträge addiert. Für die Organdosis H_T für das Gewebe oder Organ T gilt dann:

Für die Organdosis wurde früher die Einheit Rem (rem = röntgen equivalent man) benutzt. Für Umrechnungen gilt: 1 Sv = 100 rem.

Die so definierte Organdosis und deren Angabe in der Einheit Sievert darf aufgrund der Herleitung der Strahlungs-Wichtungsfaktoren streng genommen nur für Personen und Strahlendosen bis in den Bereich von etwa 0,5 Sv verwendet werden. Die Energiedosis mit ihrer Einheit Gray kann dagegen für jede Dosis, jedes Lebewesen und jeden Stoff genutzt werden. Bei medizinisch-therapeutischen Strahlenanwendungen erfolgt daher wegen der normalerweise sehr hohen Dosiswerte die Dosisangabe in Gray.

$$H_T = \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$$

Effektive Dosis 9.4

Gewebe oder Organe	Gewebe-Wichtungsfaktor w_T
Gonaden	0,20
Dickdarm	0,12
Knochenmark (rot)	0,12
Lunge	0,12
Magen	0,12
Blase	0,05
Brust	0,05
Leber	0,05
Schilddrüse	0,05
Speiseröhre	0,05
Haut	0,01
Knochenoberfläche	0,01
andere Organe oder Gewebe	0,05

Da die Strahlenempfindlichkeit einzelner Organe bzw. Gewebe z. T. erhebliche Unterschiede aufweist, liefern die jeweiligen Organdosen unterschiedliche Beiträge zum strahlenbedingten Gesamtrisiko, also der Wahrscheinlichkeit für das Eintreten von Krebs oder Leukämie. Zur Berechnung der effektiven Dosis E , die ein Maß für das gesamte Strahlenrisiko darstellt, wurden deshalb von der Internationalen Strahlenschutzkommission bezüglich der Strahlenspätchäden für verschiedene Gewebe und Organe die Gewebe-Wichtungsfaktoren w_T (Tab. 9.02) eingeführt.

Die effektive Dosis E ist die Summe der mit dem zugehörigen Gewebe-Wichtungsfaktor w_T multiplizierten Organdosen H_T . Dabei ist über alle in Tab. 5.02 aufgeführte Organe und Gewebe zu summieren. Die Einheit der effektiven Dosis ist ebenfalls das Sievert (Einheitenzeichen: Sv):

$$E = \sum_T w_T H_T$$

T im Index stammt von der englischen Bezeichnung tissue (= Gewebe)

Tab. 9.02
Gewebe-Wichtungsfaktoren nach Strahlenschutzverordnung

Folgedosis 9.5

Die Bestrahlung von Gewebe oder Organen durch inkorporierte radioaktive Stoffe ist von der Verweilzeit der Radionuklide im jeweiligen Gewebe oder Organ abhängig. Diese Verweilzeit ergibt sich aus dem Zusammenwirken des radioaktiven Zerfalls einerseits und dem Ausscheiden des Stoffes aus dem Körper aufgrund der Stoffwechselvorgänge andererseits. Die Organ-Folgedosis $H_T(\tau)$ bei einer Inkorporation zum Zeitpunkt t_0 ist das Zeitintegral der Dosisleistung $\dot{H}_T(t)$ im Gewebe oder Organ T .

Wird kein Integrationszeitraum τ angegeben, ist für Erwachsene ein Zeitraum von 50 Jahren und für Kinder ein Zeitraum vom jeweiligen Alter bis zum Alter von 70 Jahren zu Grunde zu legen.

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0 + \tau} \dot{H}_T(t) dt$$

Somatische und genetische Schäden 9.6

Bei den Schäden, die ionisierende Strahlen an Organismen hervorrufen, unterscheidet man zwischen somatischen und genetischen (vererbaren) Schäden. Somatische Schäden (Körperschäden) treten nur beim bestrahlten Individuum, vererbare Schäden (Erbschäden) bei den Nachkommen auf. Davon sind aber nicht nur die direkten Nachkommen, sondern auch spätere Generationen betroffen. Die somatischen Schäden unterteilt man in Früh- und Spätschäden, letztere noch einmal in maligne (böartig wuchernde) und nichtmaligne (nicht böartig wuchernde) Spätschäden (Abb. 9.03).

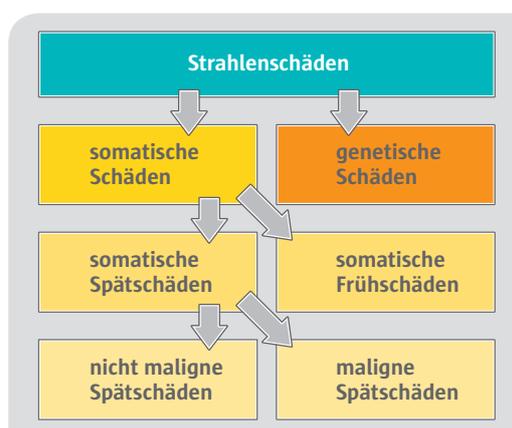


Abb. 9.03
Einteilung der Strahlenschäden

Für das Auftreten von Frühschäden muss der Organismus von einer Mindestmenge an Strahlung getroffen werden. Diese Schwellendosis für den Menschen liegt bei einmaliger Ganzkörperbestrahlung zwischen 200 und 300 mSv. Es zeigen sich z. B. kurzzeitige Veränderungen des Blutbildes. Je größer die Strahlungsmenge wird, desto gravierender sind auch diese Strahlenschäden. Frühschäden beim Menschen sind (außer Veränderungen des Blutbildes) zum Beispiel Unwohlsein, Erbrechen, Entzündungen der Schleimhäute und Fieber. Eine einmalige Ganzkörperbestrahlung mit einer Dosis von 7.000 mSv gilt als tödlich, wenn keine Therapiemaßnahmen durchgeführt werden (Abb. 9.04).

Somatische Spätschäden treten erst nach Jahren oder Jahrzehnten auf. Dabei hat sich der Schaden in den Zellen unmittelbar nach der Bestrahlung ergeben. Die am Gesamtorganismus beobachtbaren Krankheitssymptome treten aber sehr viel später in Erscheinung.

Für das Auftreten eines Strahlenfrühschadens (Hautrötung, Haarausfall, Blutarmut) gibt es eine Schwellendosis von etwa 500 mSv und mehr, die überschritten sein muss, damit Schäden dieser Art entstehen (Schwellendosis, Kurve C in Abb. 9.05.). Bleibt die Dosis unterhalb dieses Schwellenwerts, dann treten diese Erkrankungen zwar nicht auf, die Entstehung von Spätschäden ist aber nicht ausgeschlossen.

Bei bösartigen Spätschäden (z. B. Leukämie, Krebs) ist diese Mindestmenge an Strahlung sehr klein oder es gibt überhaupt keine Schwelle (Kurve A oder B in Abb. 9.05). Es würde dann bedeuten, dass auch einzelne Strahlungsteilchen oder Gammaquanten Krebs auslösen können, wenn z. B. die von der Strahlung getroffene Zelle bereits vorgeschädigt ist bzw. der Reparaturmechanismus und das Immunsystem des Körpers geschwächt sind. Mit steigender Strahlungsmenge nimmt aber nicht die Schwere der Erkrankung zu, sondern die Wahrscheinlichkeit für eine Erkrankung. Das ist aber bei kleinen Strahlenexpositionen im Bereich von einigen zehn Millisievert bisher weder experimentell nachgewiesen noch durch statistische Erhebungen gesichert ermittelt. Diese Annahme ergibt sich lediglich durch rückwärtige Verlängerungen der Dosis-Wirkungs-Kurve für Strahlendosen oberhalb von einigen hundert Millisievert (Kurve A in Abb. 9.05).

Bei genetischen Schäden treten Veränderungen an den Chromosomen der Keimzellen auf. Sie wirken sich erst bei den Nachkommen aus. Auch bei genetischen Schäden ist eine Reparatur möglich oder es kann die nach einem falschen genetischen Code aufgebaute Zelle, das daraus entstandene Gewebe bzw. der nicht lebensfähige Embryo abgestoßen werden. Ein genetischer Schaden würde dann nicht an die nächste Generation weitergegeben.

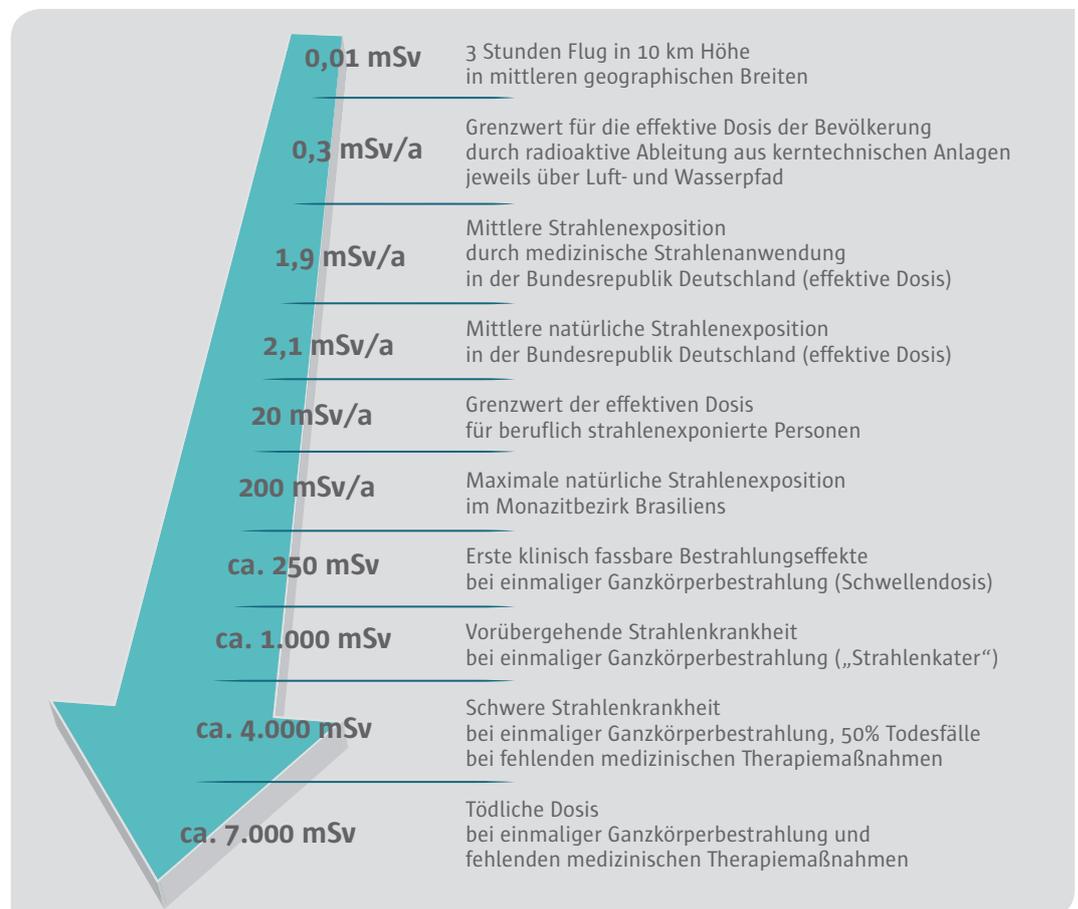


Abb. 9.04

Beispiele für Körperdosis-Leistungen und Körperdosen (Die Angaben zu den Werten 250 bis 7.000 mSv beschreiben somatische Strahlenfrühschäden. Aus Gründen der besseren Lesbarkeit sind vereinfachend auch diese Dosen in der Einheit Sievert statt Gray angegeben.)

Grundsätzlich sind Mutationen natürliche Ereignisse, die bei Menschen, Tieren und Pflanzen immer wieder vorkommen. Sie können spontan auftreten oder gezielt durch chemische bzw. physikalische Einflüsse herbeigeführt werden. Dass auch ionisierende Strahlen Mutationen auslösen, ist bereits 1927 nachgewiesen worden.

Die durch die natürliche Strahleneinwirkung hervorgerufenen Mutationen sind zahlenmäßig so gering, dass sie aus den zeitlichen Schwankungen der natürlichen Mutationsraten nicht hervortreten. Erst eine Keimdrüsendosis von etwa 10 mSv einer locker ionisierenden Strahlung (Beta- oder Gammastrahlung) führt unter 1 Million Neugeborenen zu der Spontanrate 0,006 % genetischer Schadensfälle.

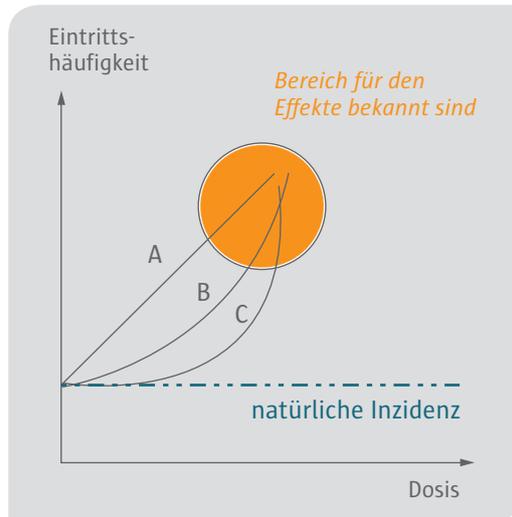


Abb. 9.05
Genereller Verlauf der Extrapolationsmöglichkeiten aus dem Bereich bekannter Dosis-Risiko-Beziehung (hohe Strahlendosen) in den Bereich kleiner Strahlendosen
A: lineare Extrapolation
B: linear-quadratische Extrapolation
C: Risikokurve mit Schwellenwert

Natürliche Strahlenexposition des Menschen 9.7

Die natürliche ionisierende Strahlung lässt sich auf vier verschiedene Quellen zurückführen:

- Aus dem Weltall trifft eine Teilchenstrahlung und energiereiche Photonenstrahlung auf die Erde (kosmische Strahlung).
- In der Erdatmosphäre werden durch die kosmische Strahlung ständig Radionuklide neu gebildet (kosmogene Radionuklide).
- In der Erdmaterie wandeln sich natürliche Radionuklide mit langer Halbwertszeit in nur einem Zerfallsschritt in inaktive Nuklide um.
- In der Erdmaterie wandeln sich die natürlichen Radionuklide Thorium und Uran mit langer Halbwertszeit in mehreren Stufen zu inaktiven Nukliden um.

9.7.1 Kosmische Strahlung und durch sie erzeugte Radionuklide

Von der Sonne und anderen Sternen trifft eine energiereiche Teilchenstrahlung auf die Lufthülle unserer Erde. Diese Strahlung besteht im Wesentlichen aus Protonen, also aus Wasserstoffkernen. Beim Zusammenprall mit den Molekülen der Lufthülle werden Atomkerne zertrümmert. Dabei entstehen neue Kerne und Teilchen, die weiterfliegen und z. T. weitere Kerne zertrümmern, bis ihre ursprüngliche Energie aufgebraucht ist. Am Erdboden ist nur die Strahlung zu beobachten, die durch vielfältige Sekundärprozesse entsteht. Sie besteht im Wesentlichen aus Gammaquanten (Photonen), Elektronen, Positronen, Neutronen und überwiegend Myonen. Myonen sind Elementarteilchen, die dem Elektron ähnlich sind aber eine rund 200fach höhere Masse haben.

Die kosmische Strahlung wird von der Atmosphäre z. T. absorbiert. Bei einem Aufenthaltsanteil von 80 % in Häusern und 20 % im Freien und einer Abschirmung durch das Baumaterial der Häuser von 20 % ergibt sich in Meereshöhe eine effektive Jahresdosis von 0,3 mSv.

Mit zunehmender Höhe über dem Meer steigt die Exposition durch kosmische Strahlung an (siehe Abb. 9.06). Unter den genannten Aufenthaltsbedingungen beträgt die effektive Jahresdosis in 1.000 m Höhe etwa 0,4 mSv und auf der Zugspitze 1,7 mSv.

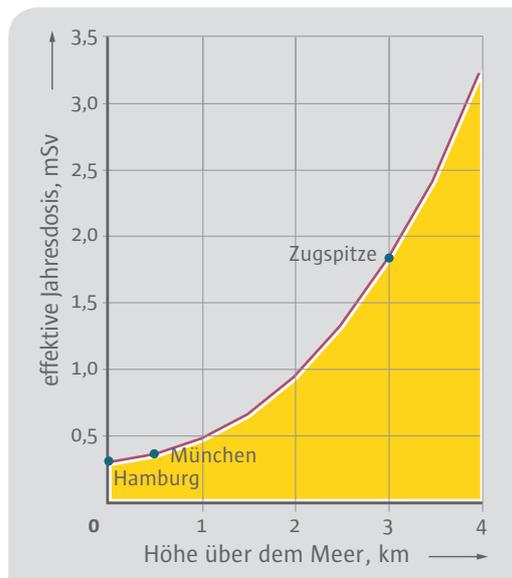


Abb. 9.06
Dosisleistung durch kosmische Strahlung für mittlere Breiten

In den oberen Schichten der Atmosphäre werden durch die sehr energiereiche kosmische Strahlung ständig radioaktive Isotope neu gebildet. Dies sind u. a. der radioaktive Wasserstoff (H-3) und der radioaktive Kohlenstoff (C-14), die durch

Sedimentation, Konvektion oder Niederschläge auf die Erdoberfläche gelangen und zur Strahlenexposition des Menschen beitragen. C-14 entsteht in den oberen Schichten der Atmosphäre über eine Kernreaktion mit Neutronen aus N-14:



9.7.2 Terrestrische Strahlung

Die terrestrische Strahlung wird durch die in der Umgebung des Menschen vorhandenen natürlichen Radionuklide hervorgerufen. Dabei handelt es sich vor allem um radioaktive Nuklide, deren Halbwertzeiten größer als 10^9 Jahre sind oder um deren Folgeprodukte mit kürzeren Halbwertzeiten. Die wichtigsten Radionuklide, die in der Erde vorkommen, sind Thorium-232, Uran-238 und U-235. Sie zerfallen in mehreren Stufen zu inaktiven Bleisotopen (Tab. 9.03 und Abb. 9.08). Das wichtigste Radionuklid ohne Zerfallsreihe ist K-40, das sich zu 0,0117 % in jeder Kaliumverbindung befindet (Abb. 9.07).

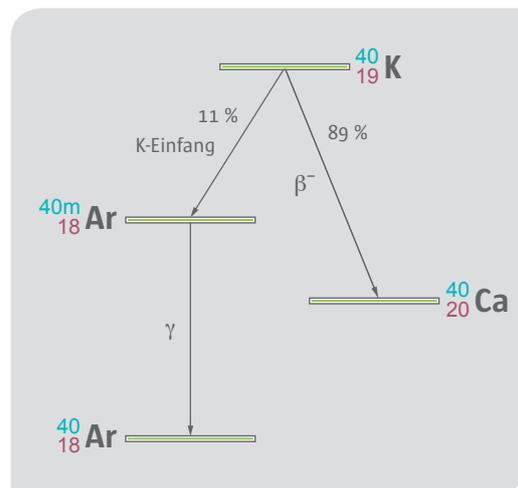


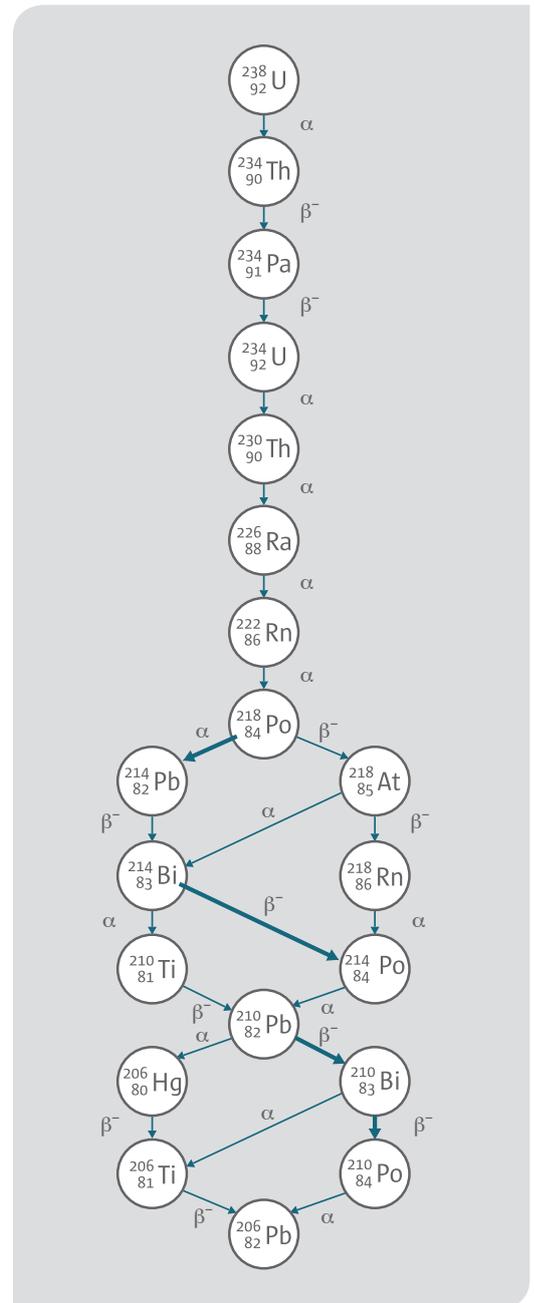
Abb. 9.07 (links)
Zerfallsschema für K-40

Abb. 9.08
Uran-Radium-Zerfallsreihe

In den drei Zerfallsreihen durchlaufen die Radionuklide die Kernladungszahl 86. Es treten damit verschiedene Radon-Isotope auf. Radon ist ein Edelgas, das teilweise aus dem Erdboden und aus dem Mauerwerk von Gebäuden austritt und dann in der Luft weiter zerfällt. Radon und seine Folgeprodukte führen vor allem zu einer erhöhten Strahlenexposition der Lunge.

Zerfallsreihe	Beginn	Ende
Thorium-Reihe	${}^{232}_{90}\text{Th}$	${}^{208}_{82}\text{Pb}$
Uran-Actinium-Reihe	${}^{235}_{92}\text{U}$	${}^{207}_{82}\text{Pb}$
Uran-Radium-Reihe	${}^{238}_{92}\text{U}$	${}^{206}_{82}\text{Pb}$

Tab. 9.03
Natürliche Radioaktivitätszerfallsreihen



Die Bestrahlung des Menschen durch die terrestrische Strahlung ist vom geologischen Untergrund und den verwendeten Baumaterialien abhängig. Die Tab. 9.04 gibt die Mittelwerte der terrestrischen Strahlenexposition bei einem Aufenthalt im Freien für die Bundesländer wieder. Die mittlere effektive Jahresdosis in Deutschland durch die terrestrische äußere Bestrahlung einschließlich der Strahlenexposition durch das Baumaterial unserer Häuser beträgt 0,4 mSv.

Es gibt Gebiete der Erde, in denen die terrestrischen Strahlendosen weit über den höchsten Werten der Bundesrepublik Deutschland liegen. Dabei handelt es sich um Gebiete, in denen der Boden oder das Gestein eine hohe Konzentration an Thorium bzw. Uran und deren Folgeprodukten aufweist. Solche Gebiete finden sich in Brasilien, Indien und Iran (Tab. 9.05).

Bundesland	Effektive Jahresdosis in mSv
Baden-Württemberg	0,38
Bayern	0,42
Berlin	0,19
Brandenburg	0,18
Bremen	0,26
Hamburg	0,35
Hessen	0,37
Mecklenburg-Vorpommern	0,22
Niedersachsen	0,29
Nordrhein-Westfalen	0,36
Rheinland-Pfalz	0,42
Saarland	0,49
Sachsen	0,35
Sachsen-Anhalt	0,27
Schleswig-Holstein	0,32
Thüringen	0,39

9.7.3 Eigenstrahlung des Körpers

Das Trinkwasser, die pflanzliche und tierische Nahrung sowie die Luft enthalten natürliche Radionuklide, die vom Körper aufgenommen, aber auch durch den Stoffwechsel wieder ausgeschieden werden, so dass sich im Körper ein Gleichgewicht einstellt.

Die Gesamtaktivität des menschlichen Körpers (Standardmensch) beträgt etwa 9.000 Bq (Tab. 9.06). Das bedeutet, dass in 1 Sekunde etwa 9.000 Kernumwandlungen stattfinden und dabei Strahlungsteilchen oder Energiequanten ausgesandt werden. Am Tag sind es über 750 Millionen. Da sich die resorbierten Radionuklide an unterschiedlichen Stellen im Körper ablagern, ist die Aktivität nicht gleichmäßig im Körper verteilt.

Die Strahlenexposition von innen wird im Wesentlichen durch das inkorporierte Kalium-40 und das inhalede Radon (einschließlich seiner Folgeprodukte) verursacht. Die effektive Dosis beträgt im Jahr im Mittel 1,4 mSv.

Gebiet	Mittlere effektive Jahresdosis in mSv	Max. Jahres-Ortsdosis in mSv
Deutschland	0,4	5
Indien: Bereiche in Kerala und Tamil Nadu	4,0	55
Brasilien: Bereiche in Espirito Santo	6,0	175
Iran: Bereiche in der Stadt Ramsar	6,0	1.200

Tab. 9.05
Terrestrische Strahlung in verschiedenen Gebieten

Nuklid	Aktivität in Bq
H-3	25
Be-7	25
C-14	3.800
K-40	4.200
Rb-87	650
U-238, Th-234, Pa-234m, U-234	4
Th-230	0,4
Ra-226	1
kurzlebige Rn-222-Zerfallsprodukte	15
Pb-210, Bi-210, Po-210	60
Th-232	0,1
Ra-228, Ac-228, Th-228, Ra-224	1,5
kurzlebige Rn-220-Zerfallsprodukte	30

Tab. 9.04 (links)
Ländermittelwerte der terrestrischen Strahlendosis im Freien

Tab. 9.06
Natürliche radioaktive Stoffe im Menschen

9.7.4 Gesamtbetrag der natürlichen Strahlenexposition

Für Einwohner der Bundesrepublik Deutschland beträgt die natürliche Strahlenexposition im Mittel 2,1 mSv im Jahr. Bei der natürlichen Strahlenexposition macht die äußere Bestrahlung des Menschen ein Drittel, die innere Bestrahlung zwei Drittel aus. Dabei liefern das eingeatmete Radon und seine Folgeprodukte den größten Beitrag (Tab. 9.07).

* Radionuklide, die seit der Erdentstehung existieren

Exposition durch	Effektive Jahresdosis in mSv		
	Bestrahlung von außen	Bestrahlung von innen	Gesamt
Kosmische Strahlung			
in Meereshöhe: ionisierende Komponente Neutronen	0,24 0,07		} 0,3
in 1.000 m Höhe: ionisierende Komponente Neutronen	0,3 0,15		} 0,45
kosmogene Radionuklide		0,02	0,02
primordiale Radionuklide*			
K-40 Rb-87	0,15	0,17 0,006	} 0,3
U-238-Reihe: U-238 → Ra-226 Rn-222 → Po-214 Pb-210 → Po-210	} 0,12	0,02 1,1 0,05	} 1,3
Th-232-Reihe: Th-232 → Ra-224 Rn-220 → Tl-208	} 0,14	0,01 0,07	} 0,2
Summe	0,7	1,4	2,1

Tab. 9.07

Mittlere natürliche Strahlenexposition in Deutschland unter Berücksichtigung einer Aufenthaltszeit von 20 % im Freien und 80 % in Gebäuden.

9.8 Zivilisatorisch bedingte Strahlenexposition des Menschen

Außer der natürlichen Strahleneinwirkung sind die Menschen einer zivilisatorisch bedingten Strahleneinwirkung ausgesetzt. Sie kommt im Wesentlichen durch folgende Anwendungen zustande:

- Strahleneinsatz in der Medizin,
- Reaktorunfälle,
- Kernwaffenversuche,
- Anwendungen ionisierender Strahlen in Wissenschaft, Technik und Haushalt,
- Flugverkehr,
- Betrieb von Kernkraftwerken und anderen kerntechnischen Anlagen.

Tab. 9.08

9.8.1 Strahlenexposition durch Anwendung ionisierender Strahlen und radioaktiver Stoffe in der Medizin

Die Anwendung der Röntgenstrahlen in der medizinischen Diagnostik führt zu einer Strahlenexposition des Menschen. Sie ist von der Art und dem Umfang der durchgeführten Untersuchung abhängig. Tab. 9.08 gibt dafür einige Orientierungswerte. In Deutschland werden im Mittel etwa 1,7 Röntgenuntersuchungen pro Person und Jahr durchgeführt. Daraus ist eine mittlere effektive Jahresdosis für den einzelnen Einwohner von etwa 1,8 mSv errechnet worden.

Untersuchungsart	Effektive Dosis in mSv
Computertomographie	
Bauchraum	8,8 – 16,4
Lendenwirbelsäule	4,8 – 8,7
Brustkorb	4,2 – 6,7
Röntgen-Aufnahmen und Durchleuchtung	
Herzkranzgefäße	6 – 16
Darm	5 – 12
Gallenblase	1 – 8
Röntgen-Aufnahme	
Lendenwirbelsäule	0,6 – 1,1
Mammographie beidseits	0,2 – 0,04
Brustkorb	0,02 – 0,04
Zahn	≤ 0,01

Bei nuklearmedizinischen Untersuchungen wird dem Patienten eine radioaktive Substanz verabreicht, die vom Körper resorbiert und in bestimmte Organe transportiert wird. Da die Substanz Strahlen aussendet, ist ihr Weg im Körper und die Stellen erhöhter Konzentration von außen gut zu verfolgen. Aus der Aufnahmegeschwindigkeit und der Konzentration im Organ oder Teilen davon lassen sich Rückschlüsse auf die Organfunktion ziehen oder auch Tumore erkennen.

Die verabreichten Substanzen enthalten radioaktive Isotope, die eine möglichst kurze Halbwertszeit besitzen, nicht zu lange im Körper gespeichert werden und deren Strahlung nicht zu energiereich ist. Dies setzt voraus, dass besonders empfindliche Messverfahren zur Verfügung stehen.

Der Dosisbeitrag durch die Nuklearmedizin für die Bevölkerung beträgt mit 0,1 mSv pro Jahr nur wenige Prozent des Wertes durch die Röntgendiagnostik.

9.8.2 Strahlenexposition durch Reaktorunfälle

Aufgrund des Reaktorunfalls von Tschernobyl am 26. April 1986 gelangten aus dem zerstörten Reaktor große Mengen radioaktiver Stoffe ins Freie. Ein Großteil der Radionuklide hat zu einer hohen Kontamination der Umwelt in einer 30-km-Zone um den Reaktor geführt. Als Folge des Brands des Reaktors wurden radioaktive Stoffe in mehrere Kilometer Höhe transportiert und z. T. über weite Gebiete verteilt.

Durch meteorologische Einflüsse bedingt sind die aus der radioaktiven Wolke abgelagerten Aktivitätsmengen in den Regionen der Bundesrepublik sehr unterschiedlich – im Norden und Westen deutlich geringer als im Süden und Südosten. Daher ist keine bundeseinheitliche Darstellung hinsichtlich der resultierenden Strahlendosis, die zudem noch stark von der individuellen Ernährungsgewohnheit abhängt, möglich.

Berechnet man die Dosis für einen Zeitraum von 50 Jahren (1986 bis 2036), so ergibt sich ein Gesamtbetrag von 0,4 mSv im Norden und 2,3 mSv in den Voralpen. Für Einzelpersonen mit extremen Lebens- und Verzehrsgewohnheiten können sich Dosiswerte bis zum Zwei- oder Dreifachen dieser Werte ergeben.

Nach dem Unfall im März 2011 in der japanischen Kernkraftwerksanlage Fukushima Daiichi konnten zwar in Deutschland Spuren der freigesetzten Radioaktivität gemessen werden. Eine Strahlendosis durch die geringen Aktivitätskonzentrationen ist allerdings nicht gegeben.

9.8.3 Strahlenexposition durch Kernwaffentests

Kernwaffenexplosionen erzeugen sehr große Radioaktivitätsmengen an Spalt- und Aktivierungsprodukten. Neben diesen Spalt- und Aktivierungsprodukten haben für die Strahlenexposition auch noch die bei der Explosion aus dem Uran-238 entstehenden Plutoniumisotope Pu-239, Pu-240 und Pu-241 sowie der Teil des ungespalten gebliebenen Bombenmaterials Pu-239 eine Bedeutung.

Bis heute wurden 543 Kernwaffen oberirdisch, d. h. mit einer Freisetzung der radioaktiven Stoffe in die Atmosphäre, gezündet. Die nach Zahl und Sprengkraft größten Versuchsserien wurden in den Jahren 1961/62 durch die USA und die Sowjetunion mit 128 Explosionen durchgeführt.

Die Strahlenexposition der Bevölkerung durch den radioaktiven Fallout folgt aus einer externen Bestrahlung durch die auf dem Boden abgelagerte Radioaktivität und durch die interne Strahlendosis infolge Inhalation oder den Verzehr von kontaminierten Nahrungsmitteln.

Für Personen in Mitteleuropa ergibt sich für den Zeitraum von 1960 bis 2030 im Mittel eine effektive Dosis von rund 2 mSv; rund 80 % dieser Dosis sind in den Jahren von 1960 bis 1970 angefallen.

Die Abb. 9.09 zeigt die Ergebnisse von Messungen des Cs-137-Gehaltes im Körper, die an einer Referenzpersonengruppe mit dem Ganzkörperzähler des Karlsruher Instituts für Technologie ermittelt wurden.

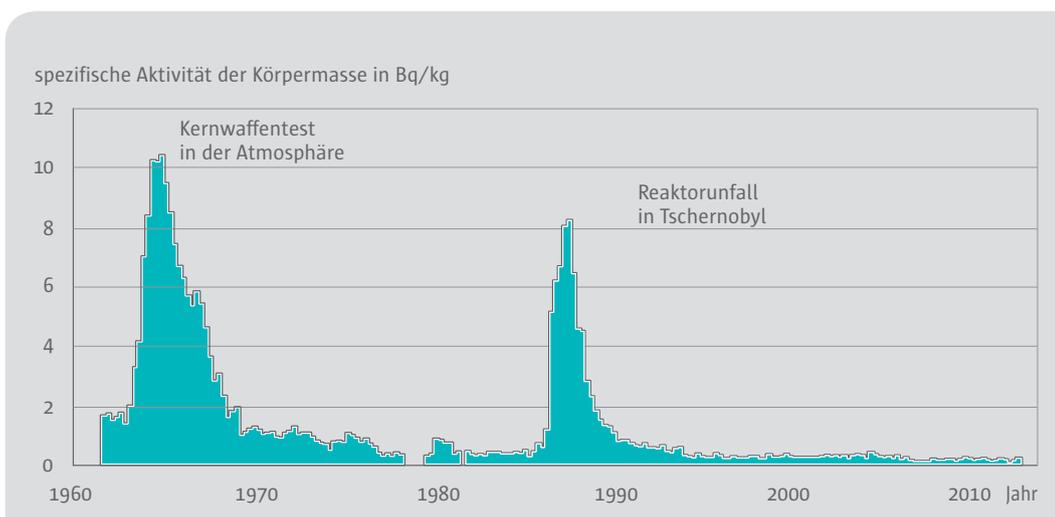


Abb. 9.09 Cs-137-Körperaktivität der Karlsruher Referenzgruppe

9.8.4 Strahlenexposition durch Flugverkehr

Eine erhöhte Strahlenexposition durch die kosmische Strahlung tritt bei Flügen in größeren Höhen auf. Dadurch erhöht sich die durch kosmische Strahlung hervorgerufene Exposition der westeuropäischen Bevölkerung im Mittel um 0,01 mSv im Jahr. Für einzelne Flugstrecken können folgende Werte als Anhaltspunkt dienen:

Frankfurt – New York – Frankfurt
0,1 Millisievert

Frankfurt – Singapur – Frankfurt
0,08 Millisievert

Frankfurt – Palma de Mallorca – Frankfurt
0,01 Millisievert

Die durch die erhöhte kosmische Strahlung verursachte Strahlenexposition des fliegenden Personals wird durch amtlich zugelassene Rechenprogramme ermittelt. Im Jahr 2011 wurden in Deutschland auf diese Weise rund 40.000 Personen überwacht. Die mittlere Jahresdosis betrug 2,1 mSv. Das fliegende Personal ist damit eine der am höchsten strahlenexponierten Berufsgruppen in Deutschland.

9.8.5 Strahlenexposition durch Kernkraftwerke

Bei den in einem Kernkraftwerk arbeitenden Personen kommt es im Wesentlichen zu einer äußeren Strahleneinwirkung. Für die übrige Bevölkerung ist praktisch nur die Strahleneinwirkung von Bedeutung, die aufgrund inkorporierter Radionuklide aus radioaktiven Ableitungen der Kernkraftwerke entsteht. Es kommt also im Wesentlichen zu einer internen Strahlenexposition.

Zum Schutz des Kraftwerkspersonals und der Bevölkerung hat der Gesetzgeber in der Strahlenschutzverordnung Dosisgrenzwerte festgelegt, die nicht überschritten werden dürfen. Diese Grenzwerte schließen die natürliche und die medizinische Strahlenexposition nicht ein.

Für beruflich strahlenexponierte Personen beträgt der Grenzwert der effektiven Dosis 20 Millisievert je Jahr. Für Personen, die außerhalb der Strahlenschutzbereiche eines Kernkraftwerks leben oder arbeiten, darf die effektive Körperdosis durch die Ableitung radioaktiver Stoffe für jeden der Expositionspfade Wasser und Luft den Wert von 0,3 mSv im Jahr nicht überschreiten.

Die tatsächlich für die Bevölkerung durch den Betrieb der Kernkraftwerke in Deutschland auftretenden Strahlenexpositionen (Abb. 9.10) liegen deutlich unter diesen Grenzwerten.

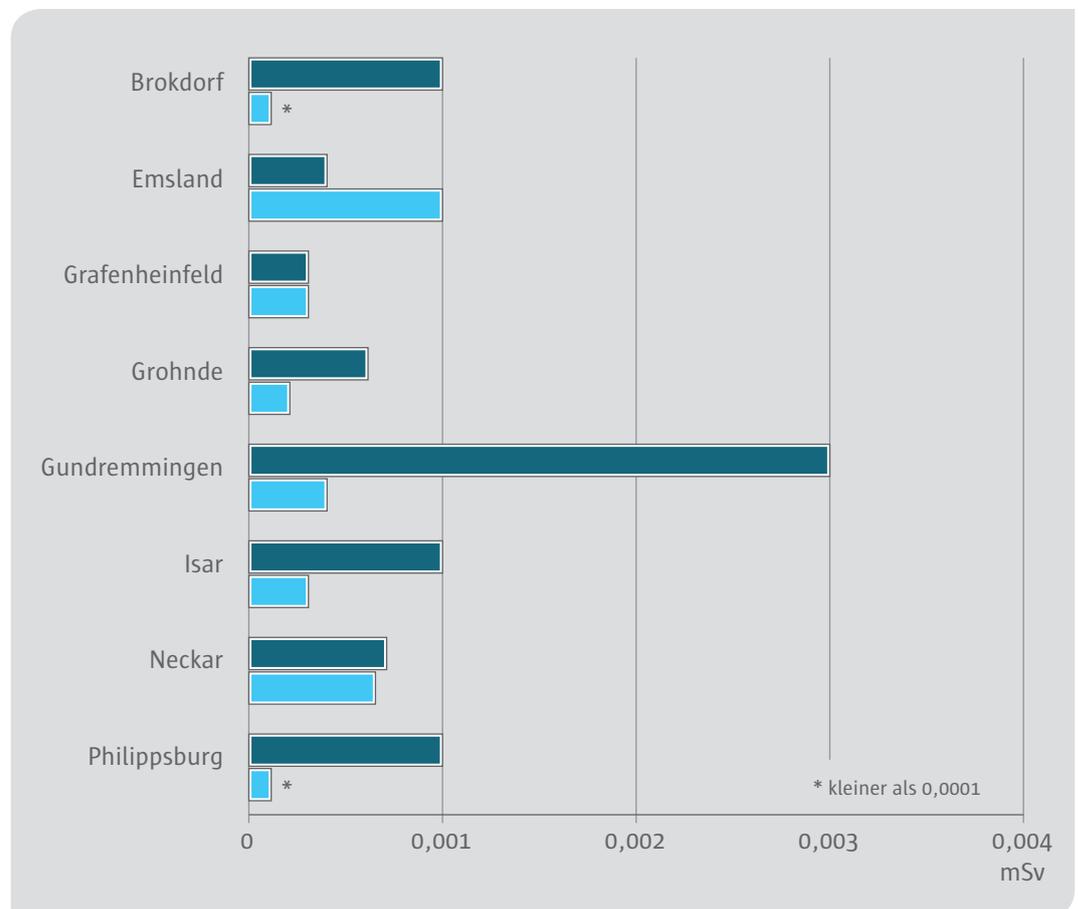


Abb. 9.10

Effektive Folgedosis an der ungünstigsten Einwirkungsstelle außerhalb von Kernkraftwerken durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser im Jahr 2011

■ Abluft
■ Abwasser

Zusammenfassung der Strahlenexposition 9.9

Die natürliche Strahlenexposition des Menschen setzt sich aus der externen Exposition durch die kosmische und terrestrische Strahlung und der internen Exposition durch inkorporierte Radionuklide zusammen.

Die zivilisatorische Strahlenexposition wird fast ausschließlich durch die Anwendung ionisierender Strahlen und radioaktiver Stoffe in der Medizin – überwiegend durch die Röntgendiagnostik – bestimmt.

Weitere Beiträge stammen von nuklearen Unfällen, Kernwaffentests, Flugreisen, beruflicher Strahlenexposition, Kernkraftwerken, fossilen Energieträgern und Industrieprodukten.

Die effektive Jahresdosis aus allen natürlichen und künstlichen Strahlenquellen beträgt für einen Einwohner in Deutschland im Mittel 4 mSv (siehe Abb. 9.11 und Tab. 9.09). Diese Dosis stammt etwa jeweils zur Hälfte aus der natürlichen und medizinischen Strahlenexposition.

Gegenüber den Beiträgen zur Strahlendosis durch natürliche Exposition und Medizin und insbesondere unter Berücksichtigung der nicht unerheblichen Streuung dieser Dosiswerte sind alle anderen Dosisbeiträge faktisch zu vernachlässigen.

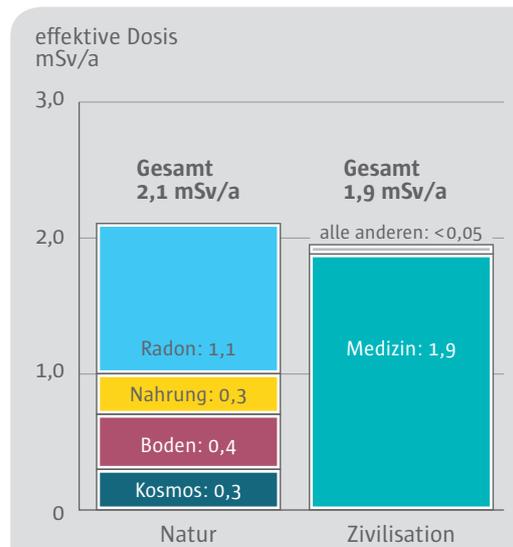


Abb. 9.11
Mittlere natürliche und zivilisatorische Strahlenexposition in Deutschland

Ursache der Strahlendosis		Effektive Jahresdosis in mSv	
		Typischer Wert für die Bevölkerung	Wertebereich für exponierte Einzelpersonen
Natur	kosmische Strahlung	0,3	0,3 bis 0,5
	terrestrische Strahlung	0,4	0,2 bis 3
	innere Bestrahlung	1,4	0,5 bis 8
Natur gesamt		2,1	1 bis 10
Zivilisation	Medizin (Daten für 2010)	1,9	0,01 bis über 30
	Flugreisen	0,01	0,01 bis 6
	Tschernobyl-Unfall	0,005	0,002 bis 0,02
	Kernwaffentests	0,005	0,002 bis 0,01
	Industrieprodukte	0,001	< 0,001 bis 0,01
	fossile Energieträger	0,001	< 0,001 bis 0,01
	Kernkraftwerke	0,001	< 0,001 bis 0,01
	Beruf	0,3*	0,1 bis 20
Zivilisation gesamt		1,9	0,01 bis über 30
Gesamt		4	

Tab. 9.09
Strahlenexposition der Bevölkerung in Deutschland, 2011
*Nur bezogen auf die beruflich exponierten Personen

Sachwortverzeichnis

Abbrand	34, 52, 70	Elementarladung	9
Abfälle, wärmeentwickelnde	76	Elementarteilchen	10, 28
Abgabewerte	61	Endlagerung	70
Abluft	61, 76, 86	Energie	24
Abwasser	61, 76, 86	Energie von	
Actinoide	34, 71	– Alphateilchen	28
AGR	52	– Betateilchen	28
Aktivierung	32, 40	– Gammaquanten	29
Aktivität	22	– Neutronen	29
Aktivität, spezifische	23	Energiebilanz bei der Kernspaltung	34
Aktivitätskonzentration	23	Energiedosis	79
Aktivkohlefilter	76	Energieumwandlungen	25
Alphastrahlen	17	Entsorgung	67
Alphateilchen	17, 28		
Alphazerfall	17	Fail safe	58
Anreicherung	46, 69	Filter	69, 76
Antineutrino	18, 20, 28	Flächenaktivität	23
Atom	1, 7	Folgedosis	81
Atomhülle	9	Frühschäden	81, 82
Atomkern	9	Fukushima	87
Atommasse	10		
Auslegungsstörfall	57, 64	Gammaquant	19, 28
		Gammastrahlen	19, 29
Becquerel	17, 23	Geschwindigkeit von	
Beryllium	8, 20, 32, 41, 45	– Alphateilchen	17
Betastrahlen	18, 34, 56, 58, 80	– Betateilchen	18
Betateilchen	18, 21, 28, 37, 40, 77, 79	– Gammaquanten	19
Beta-Zerfall	12, 18, 28	– Neutronen	29
Beta ⁺ -Zerfall	2, 18, 28	Gewebe-Wichtungsfaktor	81
Bindungsenergie	13, 14, 15, 34	Graphit	41, 45, 52
Bor	8, 43, 49	Gray	80, 82
Brennelement	26, 37, 45, 49, 70, 73, 75	Größenverhältnis im Atom	10
Brennelementwechsel	52, 71		
Brennstab	27, 30, 52, 57, 59, 72	Halbwertszeit	21
Brennstabhülle	27, 58	Helium	8, 54
Brennstoffkreislauf	70	Hochtemperaturreaktor	53
Brutreaktor	39, 54		
		Ion	9
Cäsium	8, 18, 56, 61	Ionisationskammer	79
CANDU	51	Isotop	11, 19, 33
Curie	17, 23		
		Joule	27
Dampfblasenkoeffizient	43		
Dampferzeuger	50, 53, 64	Kalium-40	19, 85
Deuterium	11, 41, 42, 51	K-Einfang	19, 21, 29, 84
Deuteron	11	Kernaufbau	17
Diffusionsverfahren	69	Kernkräfte	12
Diversität	59	Kernkraftwerk	48
Dosis, effektive	81, 85, 89	Kernladungszahl	10
Druckbehälter	49, 51, 52	Kernspaltung	31, 38
Druckdifferenz	62	Kernteilchen	9, 12
Druckentlastung, gefilterte	66	Kernumwandlung	17, 20
Druckwasserreaktor	50	Kernwaffentest	87
Durchmesser eines Atoms	9	Kettenreaktion	31, 43
		Kondensator	25, 63
Elektron	9, 18, 27	Konditionierung radioaktiver Abfälle	73
Elektroneneinfang	19	Konversion	69
Elektronenhülle	19		
Elektronvolt	27	Ladung, elektrische	10
Element	8, 37		

Massenverlust	13, 36	Ringspalt	63
Massenzahl.	10, 14, 17, 34	Röntgen	79
metastabil	28	Röntgenstrahlung	19
Moderator	39, 41	Rückhalteinrichtungen für radioaktive Stoffe.	61
MOX-Brennelement	49	Rückstoß	29
Multiplikationsfaktor	43	Schild, biologischer	58
Nachzerfallswärme.	64, 72	Schutzbarrieren	57
Naturreaktor	47	Sicherheitsbarrieren	58
Neutrino	18, 28	Sicherheitsbehälter	49, 58, 60, 66
Neutron	10, 18, 37, 40	Sicherheitskonzept	57
Neutronen		Siedewasserreaktor	26, 42, 49, 65
– langsame.	33, 40	Siedewasser-Druckröhrenreaktor	52
– mittelschnelle (epithermische, intermediäre).	39	Sievert	80
– schnelle	40, 44	Spaltgasraum	59
– thermische	44	Spaltneutronen	39
– verzögerte	44	Spaltprodukte	27, 33, 35, 47, 57, 74
Neutronenabsorption	43, 45, 59, 69	Spaltproduktlösung, hochaktive	74
Neutroneneinfang	32, 34, 40, 56, 71	Spätschaden	81
Neutronengeneration	36, 40, 43	Sperrmedium.	63
Neutronenreflektor	53	Spontanspaltung	33, 37
Neutronenstrahlen.	20	Steuerstab	26, 44
Neutronenzahl	9, 11	Steuerung der Kettenreaktion	43
Notfallschutzmaßnahmen	57	Störfall	57, 64
Notkühlkreisläufe	65	Stoß, elastischer	40
Notkühlsystem	64	Stoß, unelastischer	40
Nukleon	14, 34	Strahlenexposition, natürliche.	83
Nuklid	11	Strahlenexposition, zivilisatorische	86
Ordnungszahl	8, 10	Strahlenquellen im Kernkraftwerk	56
Organdosis	80	Strahlenschäden, genetische	81
Pellets	46, 59, 70	Strahlenschäden, somatische	81
Personenschleuse	63	Strahlenwirkung, biologische	80
Photon	19, 29, 80, 83	Strahlung, ionisierende	17, 57, 79
Plutonium	8, 33, 37, 56, 70	Strahlung, kosmische	83
Positron	18, 28	Strahlung, terrestrische	84
Proton	9, 18, 32	Strahlungs-Wichtungsfaktor	80
Protonenzahl	8, 11, 15	Teilchenmodell.	26
PUREX-Verfahren	73	Thorium	17, 32, 37, 83
Qualitätskontrolle	47	Transportbehälter	75
Rad	80	Transurane	32, 68, 70
Radioaktivität	16, 23, 70, 76, 87	Tritium	11, 21, 62, 77
Radionuklid.	21, 28, 84	Triton.	11
Radionuklide, künstliche.	21	Tschernobyl	42, 87, 89
Radionuklide, natürliche.	21, 83, 85	Uran	32, 37, 41, 69, 83
RBMK.	52	Urananreicherung	70
Reaktor.	38, 48	Urangewinnung	69
Reaktor, überkritischer.	44	Uranhexafluorid	46, 69, 75
Reaktor, unterkritischer	44	Uranisotope	33, 56
Reaktorbetriebsabfälle	76	Uranvorkommen	68
Reaktordruckgefäß	59, 64	Verglasung	74
Reaktorsteuerung	44	Verzögerungsstrecke	76
Redundanz	58, 64	Wasser, Schweres	45
Reichweite von elektr Kräften	13	Wasserstoff, natürlicher	11
Reichweite von Kernkräften	12	Wasserstoffisotope	11
Rem	80	Wellendichtung	63

Wellenlänge von Gammaquanten	29
Wiederaufarbeitung	37, 70, 73
Wirkungsgrad	25, 35, 52
Xenon-133	61
Yellow Cake	69, 75
Zentrifugen-Verfahren	46
Zerfall, radioaktiver	40
Zerfallsreihen	34, 47, 56, 84
Zirkaloy	27, 59, 70
Zwischenkern	20, 33

Notizen

A grid of 20 columns and 30 rows of small dots for taking notes.





DAAtF | Kernenergie
im Dialog

Herausgeber:
DAAtF
Deutsches Atomforum e.V.
Robert-Koch-Platz 4
10115 Berlin

info@
www. kernenergie.de

November 2013
Alle Rechte vorbehalten.

