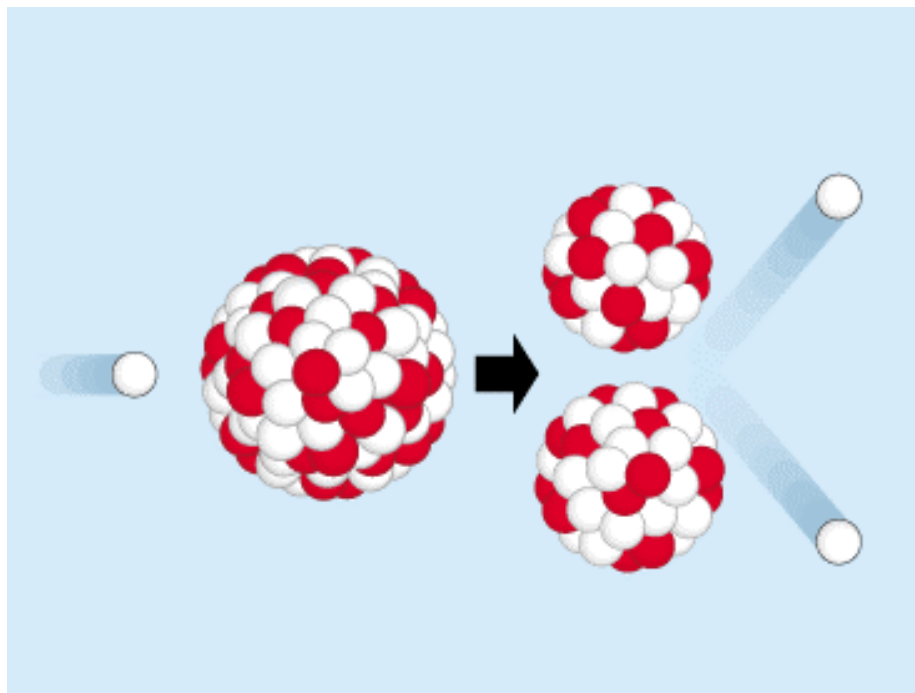


# Basiswissen

## zum Thema **Kernenergie**

von Martin Volkmer

Die wichtigsten Erkenntnisse aus Kernphysik und Kerntechnik



### **Herausgeber:**

**Informationskreis Kernenergie, Tulpenfeld 10, 53113 Bonn, Tel. 0228/507-226**

Überarbeitet, aktualisiert, für die Einstellung ins Internet gekürzt und als pdf-Datei erstellt im August 2000

Bibliographische Angaben zur Printversion  
(Printversion erhältlich beim Informationskreis Kernenergie):

---

© 1999  
HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE  
AKTIENGESELLSCHAFT

Alle Rechte vorbehalten.  
Darf für Unterrichtszwecke vervielfältigt werden.

Neu überarbeitete Ausgabe 1994  
Unveränderter Nachdruck 50 Tsd.  
(Gesamtauflage 1,26 Mio.)

ISBN 3-925986-09-X

Berater:  
Dipl.-Phys. Winfried Koelzer, KfK  
Dr. rer. nat. Jörg Ernst, HEW  
Dr.-Ing. Martin Ketteler, HEW  
Dr. rer. nat. Holger Rösler, HEW  
Stud. Dir. Erhard Mayer, IfL Hamburg  
Erhard Marhenke, Hamburg

Redaktion:  
Norbert Krause, HEW  
Dipl.-Ing. Holger Todt, HEW



# Inhaltsverzeichnis

<b>1</b>	<b>Das Atom.....</b>	<b>1</b>
1.1	Die chemischen Elemente und ihre kleinsten Teilchen.....	1
1.2	Aufbau der Atomhülle und des Atomkerns.....	2
1.3	Die Eigenschaften der Kernkräfte.....	6
1.4	Massendefekt und Bindungsenergie.....	8
<b>2</b>	<b>Kernumwandlungen und Radioaktivität.....</b>	<b>12</b>
2.1	Alphastrahlen.....	12
2.2	Betastrahlen.....	13
2.3	Gammastrahlen.....	15
2.4	Der Elektroneneinfang.....	16
2.5	Protonen- und Neutronenstrahlen.....	17
2.6	Die Halbwertszeit.....	19
2.7	Aktivität und spezifische Aktivität.....	22
<b>3</b>	<b>Das Wesen der Energie.....</b>	<b>24</b>
3.1	Energiearten und Energieumwandlungen.....	24
3.2	Energieumwandlungen bei Kohlekraftwerk und Kernkraftwerk.....	24
3.3	Beschreibung der Wärme im Teilchenmodell.....	25
3.4	Die Energieeinheit Elektronvolt.....	27
3.5	Energie der Teilchenstrahlung.....	27
3.5.1	Alphateilchen.....	27
3.5.2	Betateilchen.....	28
3.5.3	Neutronen.....	30
3.6	Energie und Wellenlänge der Gammastrahlen.....	30
3.7	Erzeugung von Wärme durch radioaktive Stoffe.....	31
<b>4</b>	<b>Kernspaltung und Kettenreaktion.....</b>	<b>32</b>
4.1	Die Entdeckung der Kernspaltung.....	32
4.2	Kernspaltung und Spaltprodukte.....	33
4.3	Energiebilanz bei der Kernspaltung.....	36
4.4	Kettenreaktion im Uran-235.....	37
4.5	Die Erzeugung von Plutonium-239 und von Uran-233.....	39
<b>5</b>	<b>Kontrollierte Kernspaltung.....</b>	<b>42</b>
5.1	Aufbau eines Kernreaktors.....	42
5.2	Spaltneutronen.....	42
5.3	Der Moderator.....	45
5.4	Temperaturabhängigkeit des Moderatoreffekts.....	47
5.5	Steuerung der Kettenreaktion.....	49
5.6	Homogener und heterogener Reaktor.....	51
5.7	Verfahren zur Anreicherung von U-235.....	51
5.8	Der Naturreaktor von Oklo.....	53
<b>6</b>	<b>Kernkraftwerke.....</b>	<b>55</b>
6.1	Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor (Beispiel: Kernkraftwerk Krümmel).....	55
6.2	Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor (Beispiel: Kernkraftwerk Brokdorf).....	56
6.3	Kernkraftwerk mit Schnellem Brutreaktor.....	57
6.4	Kernkraftwerk mit Thorium-Hochtemperaturreaktor (Beispiel: THTR-300).....	59
6.5	Kernkraftwerk mit Siedewasser-Druckröhrenreaktor (Beispiel: RBMK 1000).....	61
<b>7</b>	<b>Sicherheitseinrichtungen bei Kernkraftwerken.....</b>	<b>63</b>
7.1	Strahlenquellen in einem Kernkraftwerk.....	63
7.2	Das grundlegende Sicherheitskonzept.....	65

7.3	Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe .....	66
7.3.1	Der Brennstab.....	66
7.3.2	Reaktordruckgefäß .....	67
7.3.3	Sicherheitsbehälter .....	68
7.3.4	Rückhalteeinrichtungen für flüssige und gasförmige radioaktive Stoffe (Beispiel für einen Siedewasserreaktor .....	68
7.3.5	Kontrollierte Abgabe radioaktiver Stoffe .....	69
7.4	Druckdifferenz als Sicherheitsbarriere.....	70
7.4.1	Unterdruckzonen .....	71
7.4.2	Personenschleuse .....	71
7.4.3	Kondensator .....	72
7.5	Das Notkühlsystem.....	72
7.6	Hypothetische Unfälle.....	74
<b>8</b>	<b>Der Brennstoffkreislauf und die Entsorgung eines Kernkraftwerkes .....</b>	<b>76</b>
8.1	Der Brennstoffkreislauf.....	76
8.1.1	Uranvorkommen .....	77
8.1.2	Urangewinnung.....	77
8.1.3	Anreicherung von Uran-235.....	77
8.1.4	Herstellung von Brennelementen .....	77
8.1.5	Wiederaufarbeitung .....	78
8.1.6	Konditionierung radioaktiver Abfälle .....	81
8.1.7	Endlagerung .....	81
8.2	Transporte im Brennstoffkreislauf .....	82
8.3	Behandlung radioaktiver Betriebsabfälle in einem Kernkraftwerk .....	83
8.3.1	Behandlung gasförmiger Reaktorbetriebsabfälle .....	84
8.3.2	Behandlung flüssiger Reaktorbetriebsabfälle .....	85
8.3.3	Behandlung fester Reaktorbetriebsabfälle .....	85
<b>9</b>	<b>Strahlenmessung und die Strahlenexposition des Menschen.....</b>	<b>86</b>
9.1	Ionisationskammer und Ionendosis .....	86
9.2	Energiedosis .....	87
9.3	Die Äquivalentdosis .....	87
9.4	Die effektive Dosis .....	88
9.5	Somatische und genetische Schäden .....	90
9.6	Die natürliche Strahlenexposition des Menschen.....	91
9.6.1	Kosmische Strahlung und durch sie erzeugte Radionuklide .....	91
9.6.2	Terrestrische Strahlung .....	92
9.6.3	Eigenstrahlung des Körpers .....	95
9.6.4	Gesamtbeitrag der natürlichen Strahlenexposition .....	95
9.7	Die zivilisatorisch bedingte Strahleneinwirkung auf den Menschen .....	96
9.7.1	Strahlenexposition durch Anwendung ionisierender Strahlen und radioaktiver Stoffe in der Medizin.....	96
9.7.2	Strahlenexposition durch den Reaktorunfall von Tschernobyl.....	97
9.7.3	Strahlenexposition durch Kernwaffentests .....	98
9.7.4	Strahlenexposition durch Flugverkehr .....	99
9.7.5	Strahlenexposition durch Bildschirmgeräte .....	99
9.7.6	Strahlenexposition durch Kernkraftwerke.....	100
9.8	Zusammenfassung der Strahlenexposition .....	103
9.8.1	Natürliche Strahlenexposition der Bevölkerung.....	103
9.8.2	Zivilisatorische Strahlenexposition der Bevölkerung .....	104
9.8.3	Gesamte Strahlenexposition.....	104

# 1 Das Atom

## 1.1 Die chemischen Elemente und ihre kleinsten Teilchen

Man kennt zur Zeit 115 chemische Elemente (Tab. 1.1). Davon kommen 91 in der Natur vor, die übrigen sind ausschließlich künstlich erzeugt worden.

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

Tab. 1.1: Tabelle der chemischen Elemente, nach der Kernladungszahl (Protonenzahl) geordnet

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 %) (Angaben in Gewichtsprozent).

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  $10^{-10} \text{ m} = 10^{-7} \text{ mm}$ . Erst 10 Millionen Atome aneinandergereiht ergeben etwa 1 mm. Die Atome sind also für das menschliche Auge unsichtbar. 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 dieses 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. 1.1). 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 ebensoviel 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. 1.1).

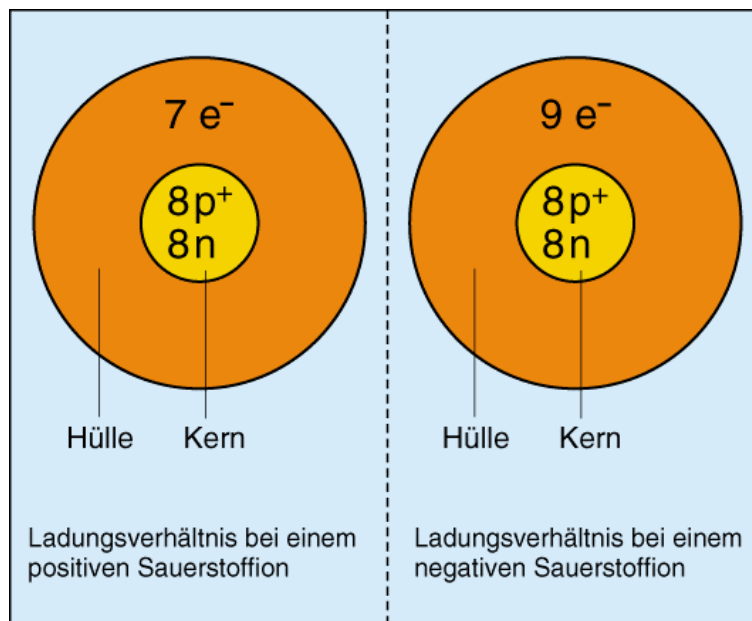


Abb. 1.1: Ladungsverhältnisse bei Ionen  
(Kerne übertrieben groß dargestellt)

## 1.2 Aufbau der Atomhülle und des Atomkerns

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 Hüllelektronen 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 aufeinanderfallen.

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 (Energistufen). 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. 1.2).

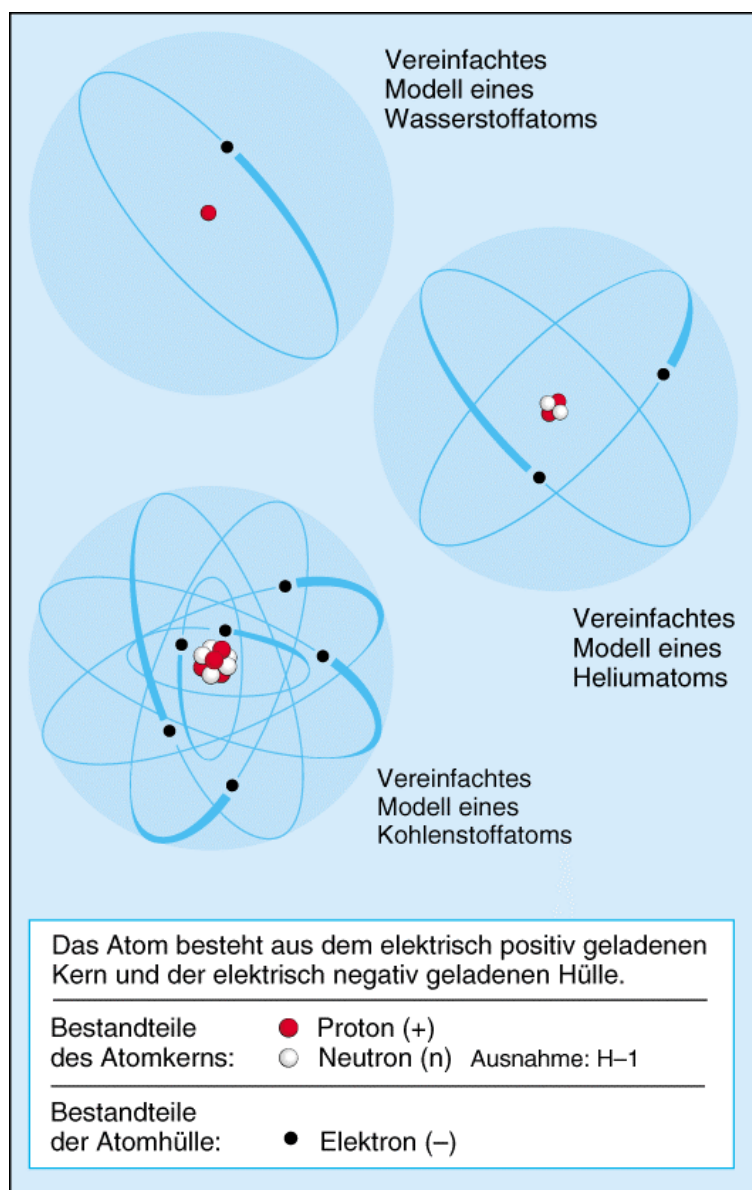


Abb. 1.2: Atome in vereinfachter Modelldarstellung

Elektronen mit geringerer Energie und damit festerer Bindung an den Kern werden auf kernnahen Bahnen oder Schalen gezeichnet, Elektronen mit größerer Energie und damit 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 100 00 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. 1.3).

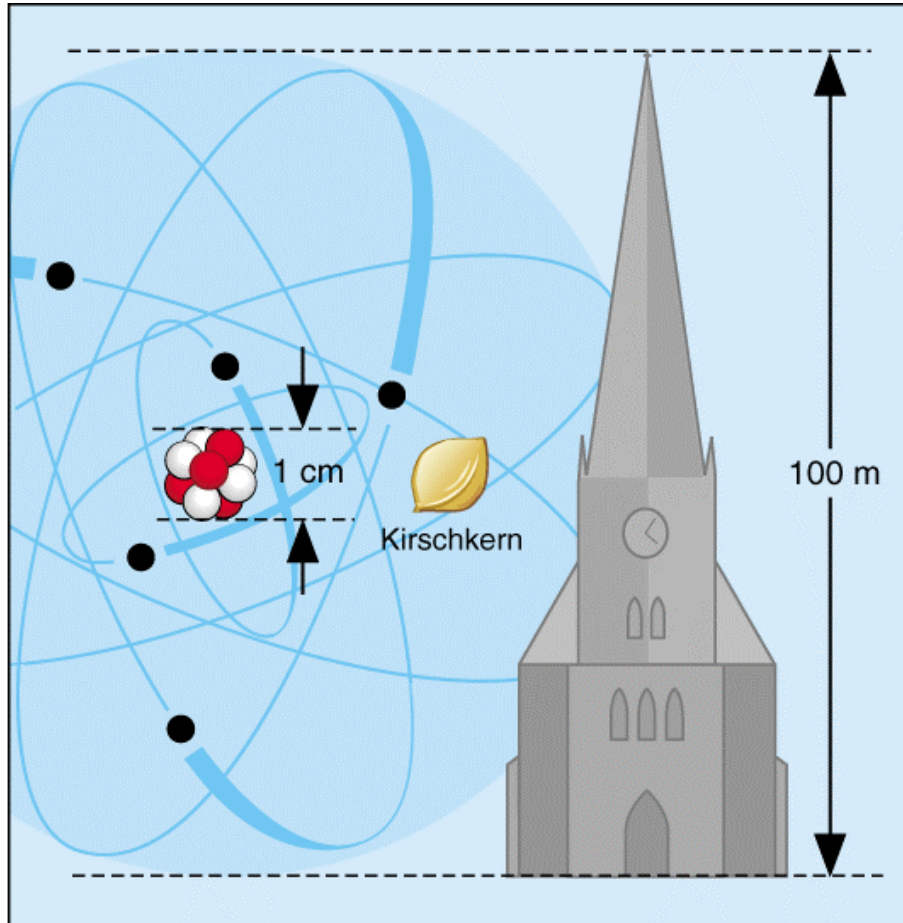


Abb. 1.3: Größenverhältnis in einem Atom (Atomhülle zu Atomkern wie Kirchturm zu Kirschkern)

Proton und Neutron haben fast die gleiche Masse. Die Masse des Elektrons beträgt aber nur  $1/1836$  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. 1.2).

Elementarteilchen	Masse (Ruhemasse)		Ladung	
	in kg	in Elektronenmasse	in Coulomb	in Elementarladungen
Elektron	$9,1091 \cdot 10^{-31}$	1	$1,6021 \cdot 10^{-19}$	-1
Proton	$1,67265 \cdot 10^{-27}$	1836,10	$1,6021 \cdot 10^{-19}$	+1
Neutron	$1,67495 \cdot 10^{-27}$	1838,62	0	0

Tab. 1.2. Masse und elektrische Ladung der drei wichtigsten Elementarteilchen



Da fast die gesamte Masse eines Atoms in seinem Kern vereinigt ist, besteht die Materie also überwiegend aus fast leerem Raum. Selbst bei festen Körpern ist nur ein verschwindend kleiner Volumenanteil von Materie erfüllt.

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.

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, wieviel 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. 1.3) (Abb. 1.4).

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

Tab. 1.3: Kennzeichnung des Kernaufbaus

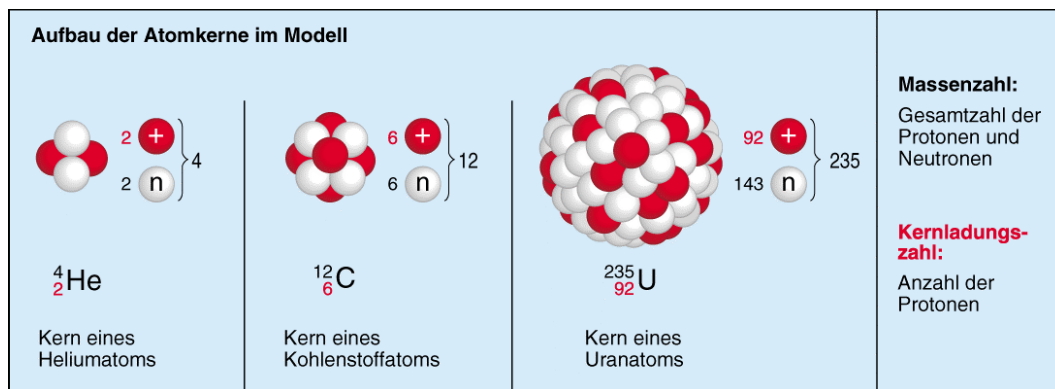


Abb. 1.4: Atomkerne im Modell

Für die Elementarteilchen gilt:



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 es von jedem der 112 Elemente zahlreiche Isotope gibt, existieren insgesamt 2 700 Nuklide. Davon sind 249 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.

Im natürlichen Wasserstoff treten drei Isotope auf (Abb. 1.5):

99,985 %  ${}^1_1\text{H}$  Wasserstoff, leichter Wasserstoff. Der Kern besteht aus einem Proton ( ${}^1_1\text{p}$ ).

0,015 %  ${}^2_1\text{H}=\text{D}$  Schwerer Wasserstoff oder Deuterium (D).  
Der Kern besteht aus einem Proton und einem Neutron; er wird auch Deuteron genannt.

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

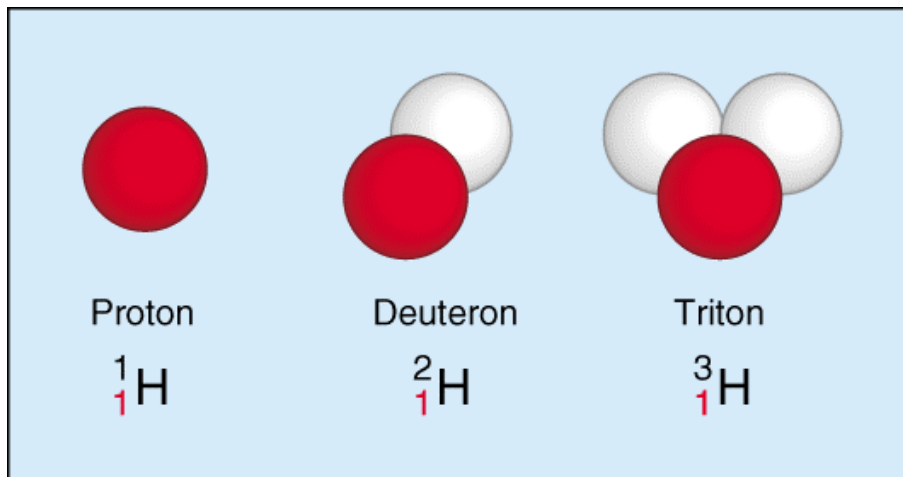


Abb. 1.5: Die Kerne der Wasserstoffisotope

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 D<sub>2</sub>O ab.

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.

### 1.3 Die 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. 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. 1.6).

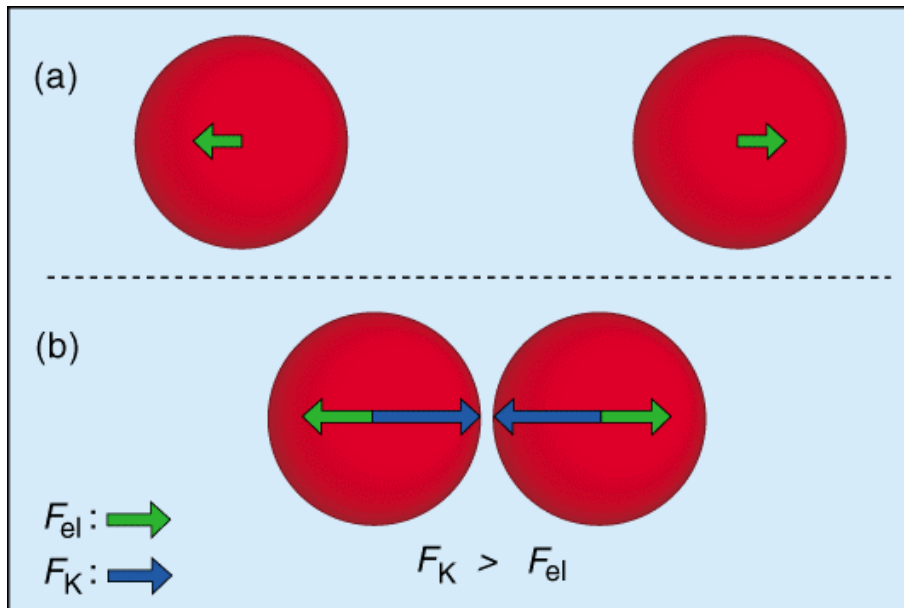


Abb. 1.6: Bei größerer Entfernung zwischen zwei Protonen wirken nur die abstoßenden elektrischen Kräfte (a). Bei geringer Entfernung werden die Kernkräfte wirksam. Sie sind stärker als die elektrischen Kräfte.

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. 1.7).

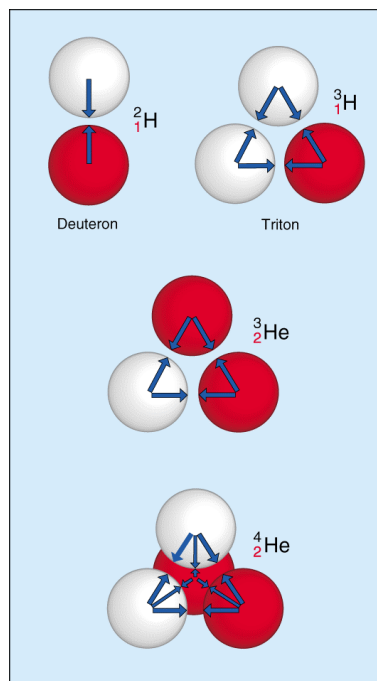


Abb. 1.7: Kernkräfte können nur zwischen benachbarten Kernteilchen wirken

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. 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.

#### 1.4 Massendefekt und Bindungsenergie

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.

$$2 \cdot m_p = 2 \cdot 1,67265 \cdot 10^{-27} \text{ kg} = 3,34530 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$$

$$2 \cdot m_n = 2 \cdot 1,67495 \cdot 10^{-27} \text{ kg} = 3,34990 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$$

$$m_{2p + 2n} = 6,69520 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$$

Sehr genaue Massenbestimmungen des Heliumkerns haben aber ergeben, daß seine Masse aber  $m_{\text{He}} = 6,6448 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$  beträgt. Die Masse des Heliumkerns ist also um  $0,0504 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$  geringer als die Summe der Massen der einzeln existierenden Teilchen. Dieser Verlust macht etwa 0,8 % aus (Abb. 1.8).

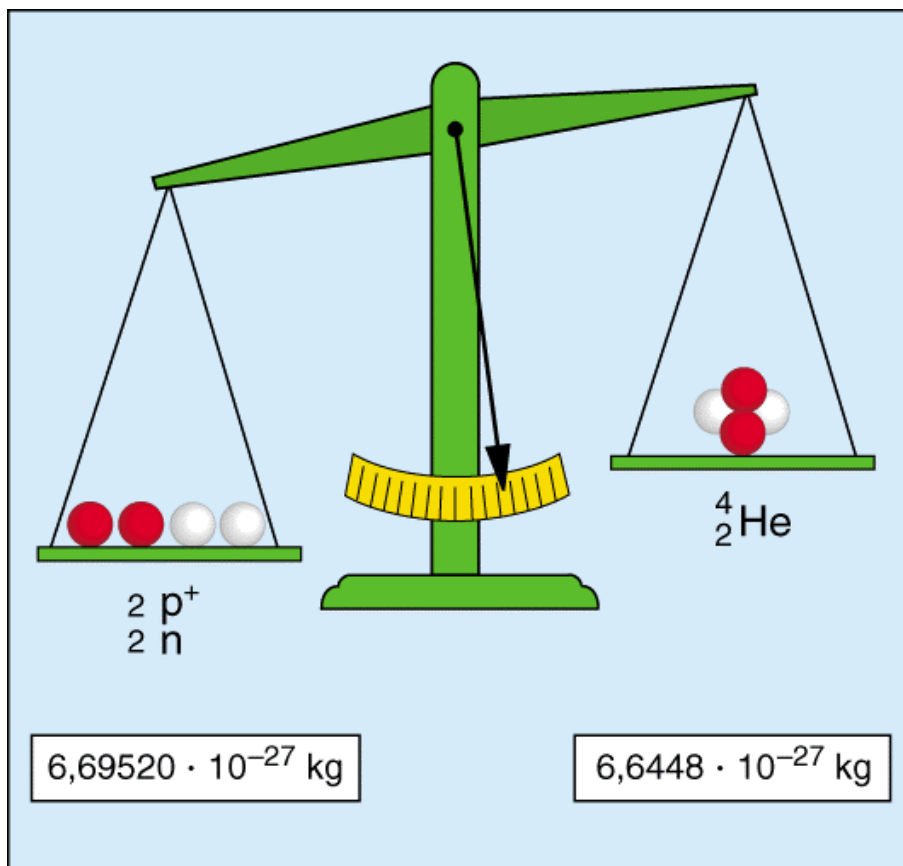


Abb. 1.8: Bei der Entstehung eines Atomkerns aus Nukleonen tritt ein Massenverlust auf

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 (Gammaquanten) abgestrahlt und tritt auch z. T. als Bewegungsenergie des entstandenen Kerns auf. Würde der Heliumkern wieder in seine Bestandteile zerlegt werden, müßte genau die verlorengangene Energie dem Kern wieder zugeführt werden. Der Massenverlust (und damit die abgegebene Energie) ist also für das Zusammenhalten der Kernteilchen verantwortlich.

Daß durch Energieabgabe Teilchen zu einer stabilen Einheit zusammengefügt werden können, läßt sich anhand eines mechanischen Modells veranschaulichen (Abb. 1.9).

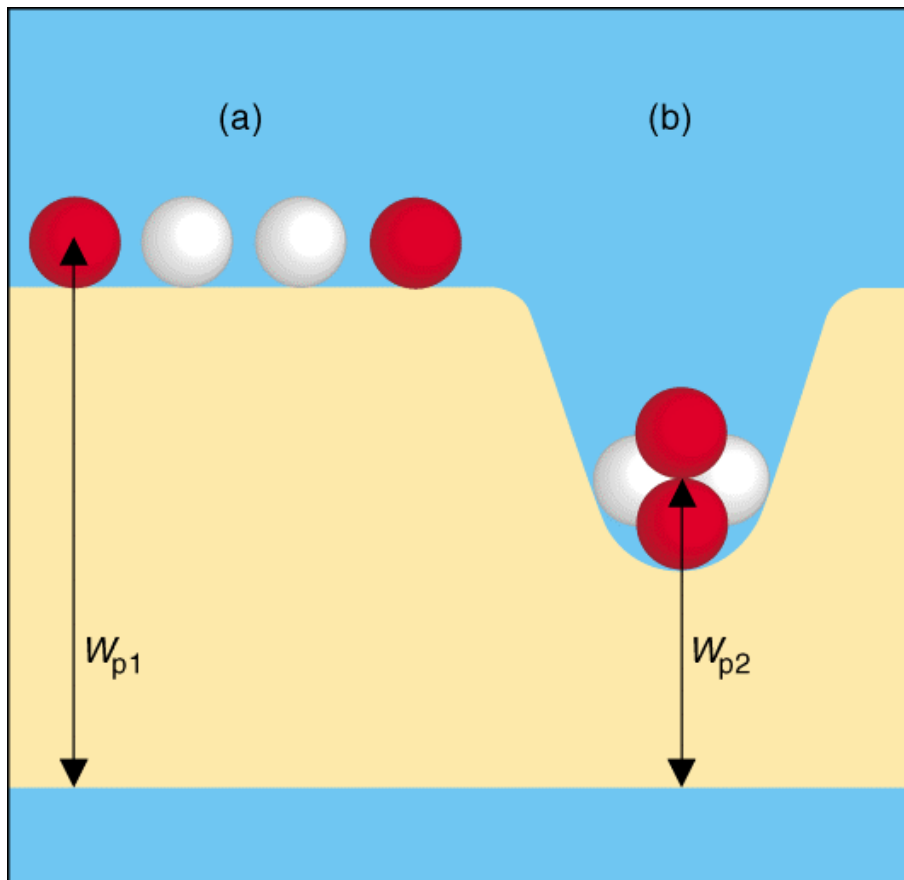


Abb. 1.9: Zusammenfügen von Kugeln zu einer stabileren Einheit durch Energieabgabe (Vergleich zur Entstehung eines Atomkerns aus Kernteilchen)

(a) Vier Kugeln liegen getrennt voneinander auf einer Ebene (indifferentes Gleichgewicht). Sie haben gegenüber der unteren Ebene potentielle Energie  $W_{p1}$  ("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 potentielle Energie ("Höhenenergie") verloren bzw. abgegeben. (Das entspricht der Energieabgabe beim Auftreten der Kernkräfte.)

Wie viel Energie aus einer bestimmten Masse entsteht, kann nach dem von Einstein formulierten Gesetz

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

berechnet werden ( $W$ : Energie;  $m$ : Masse;  $c$ : Lichtgeschwindigkeit). So ergibt 1 kg Masse, die völlig in Energie umgewandelt wird, eine Energie von  $W = 9 \cdot 10^{16}$  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  $m = 0,0504 \cdot 10^{-27}$  kg eine Energie von  $W = 0,4536 \cdot 10^{-11}$  J = 28,3 MeV (1 eV: 1 Elektronvolt. 1 eV =  $1,602 \cdot 10^{-19}$  J) Dieser Energiebetrag ist bei der Kernentstehung abgegeben worden. Auf jedes einzelne Kernteilchen entfallen dann rechnerisch  $W = 28,3 \text{ MeV} : 4 = 7,1 \text{ MeV}$ .

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 haben ergeben, daß die Bindungsenergie pro Kernteilchen bei den Kernen der einzelnen Ele-

mente bzw. deren Isotopen unterschiedlich ist (Tab. 1.4). Die Bindungsenergie je Nukleon ist in Abb. 1.10 graphisch dargestellt.

Nuklid	Gesamt-Bindungsenergie in MeV	mittlere Bindungsenergie je Nukleon in MeV
${}^2_1\text{H}$	2,225	1,113
${}^3_2\text{He}$	7,7118	2,573
${}^4_2\text{He}$	28,296	7,074
${}^7_3\text{Li}$	39,244	5,606
${}^{16}_8\text{O}$	127,620	7,976
${}^{35}_{17}\text{Cl}$	298,20	8,52
${}^{57}_{26}\text{Fe}$	499,90	8,770
${}^{107}_{47}\text{Ag}$	915,387	8,555
${}^{176}_{71}\text{Lu}$	1418,40	8,059
${}^{208}_{82}\text{Pb}$	1636,455	7,868
${}^{235}_{92}\text{U}$	1783,889	7,591

Tab. 1.4: Bindungsenergie bei einigen Nukliden

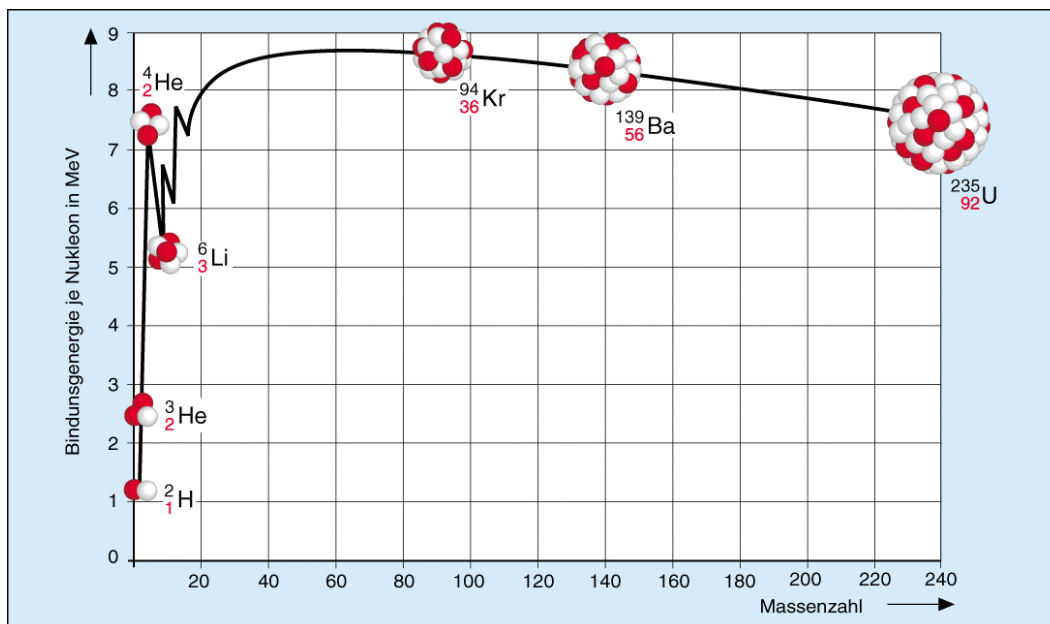


Abb. 1.10: Mittlere Bindungsenergie je Nukleon in Abhängigkeit von der Massenzahl

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.

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 nur durch einen weiteren Massenverlust bzw. eine Energieabgabe zu erreichen. Nach diesem Prinzip arbeiten die Energiefreisetzung im Innern der Sonne und der 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 bzw. 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 französischen Eheleute Marie und Pierre Curie untersuchten solche strahlensendenden 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 Strahlensendung 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 über 2 700 verschiedenen Nukliden, die Isotope der 112 chemischen Elemente sind, sind nur 249 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.

### 2.1 Alphastrahlen

Die beim radioaktiven Zerfall von Atomkernen ausgesandten Heliumkerne (2 Protonen, 2 Neutronen) werden Alphateilchen genannt (Abb. 2.1). Als Teilchenstrom bilden sie die Alphastrahlen. Die Anfangsgeschwindigkeit der austretenden Alphateilchen beträgt etwa 15 000 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.

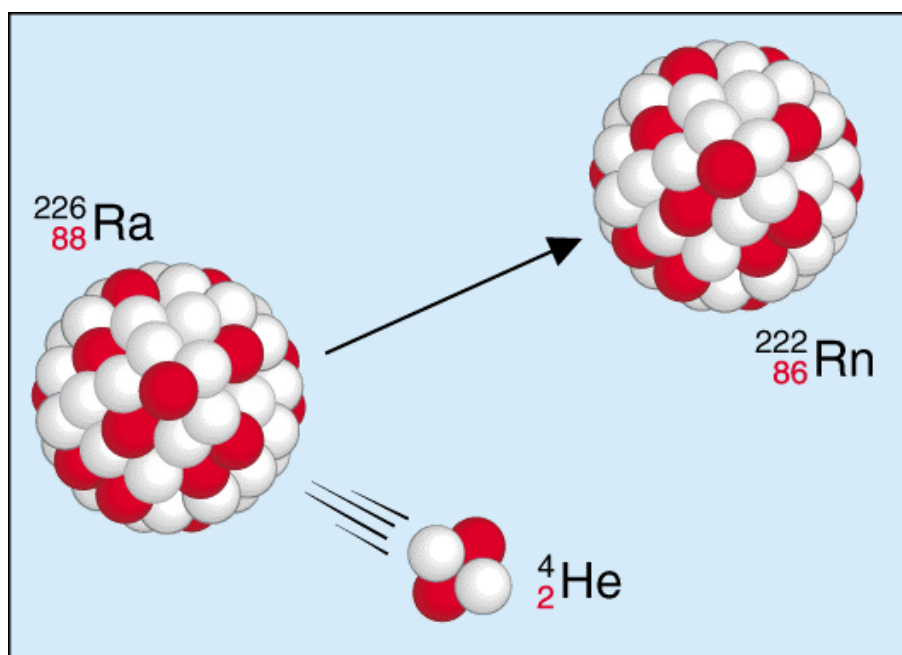
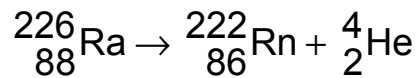


Abb. 2.1: Alphazerfall



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 ( $86 + 2 = 88$ ) und die Summe der Massenzahlen ( $222 + 4 = 226$ ) übereinstimmen. Das beim Zerfall entstandene Radon-222 ist ebenfalls radioaktiv und zerfällt weiter. Das entstandene Radon gibt zwei Hüllelektronen 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  $0^\circ\text{C}$  und Atmosphärendruck). Das entspricht etwa  $4,29 \cdot 10^{18}$  Heliumatomen.

## 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. 2.2). Das ausgeschleuderte Elektron stammt nicht aus der Atomhülle! Es entsteht, wenn sich im Kern ein Neutron in ein Proton und ein Elektron umwandelt.

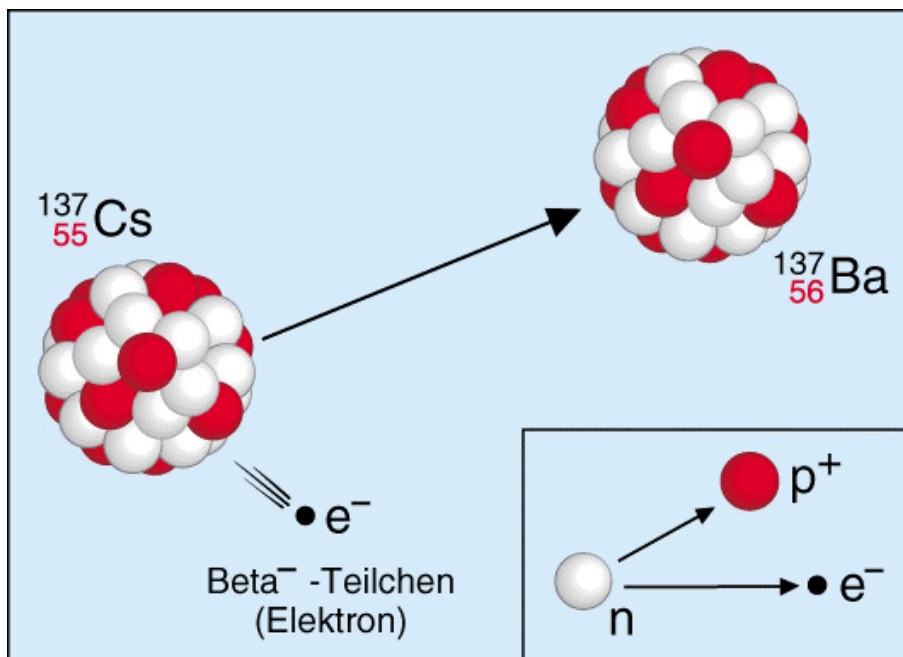
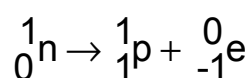
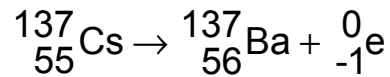


Abb. 2.2: Beta<sup>-</sup>-Zerfall

Reaktionsgleichung:



Beispiel eines  $\text{Beta}^-$ -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  $\text{Beta}^-$ -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 genannt (Abb. 2.3). Das Positron entsteht im Kern, wenn sich ein Proton in ein Neutron und ein Positron umwandelt.

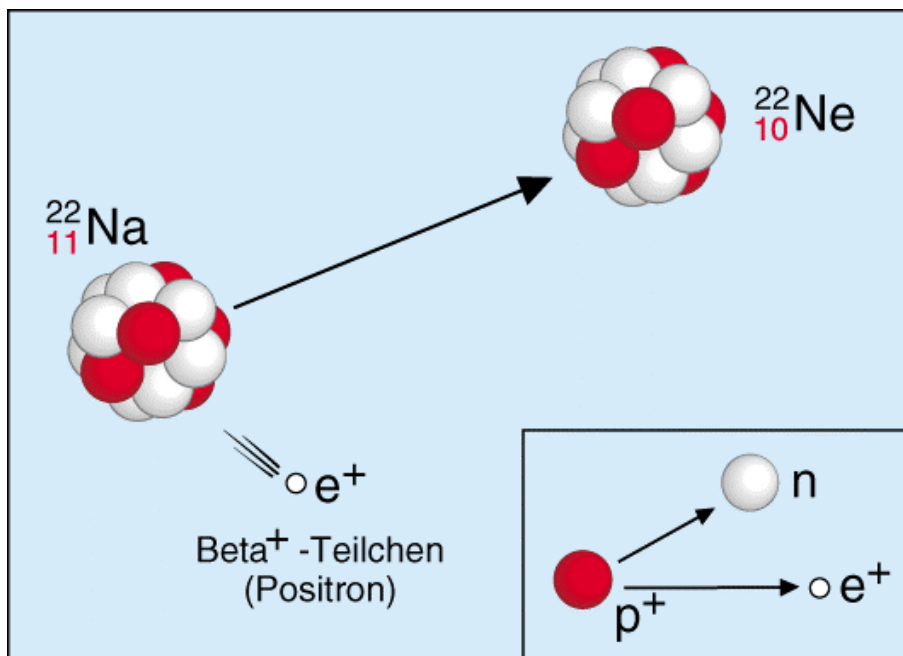
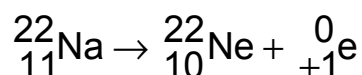


Abb. 2.3:  $\text{Beta}^+$ -Zerfall



Beispiel eines  $\text{Beta}^+$ -Zerfalls (Natrium-22 wandelt sich unter Aussenden eines Positrons in Neon-22 um):



Beim  $\text{Beta}^+$ -Zerfall nimmt die Kernladungszahl um eine Einheit ab, während sich die Massenzahl nicht verändert.

Beim Betazerfall wird außerdem ein weiteres Teilchen ausgesandt, das keine Ruhemasse und keine elektrische Ladung besitzt. Beim Zerfall eines Neutrons entsteht zusätzlich ein Antineutrino, beim Zerfall eines Protons 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.)

### 2.3 Gammastrahlen

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. 2.4). Die Gammaquanten bewegen sich mit einer konstanten Geschwindigkeit  $c_0 = 299\,792\,458\text{ m/s}$  (Vakuumlichtgeschwindigkeit). Gammastrahlen treten häufig bei Alpha- oder Betazerfall auf. Nach dem Ausschleudern eines Alpha- oder Betateilchens 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.



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

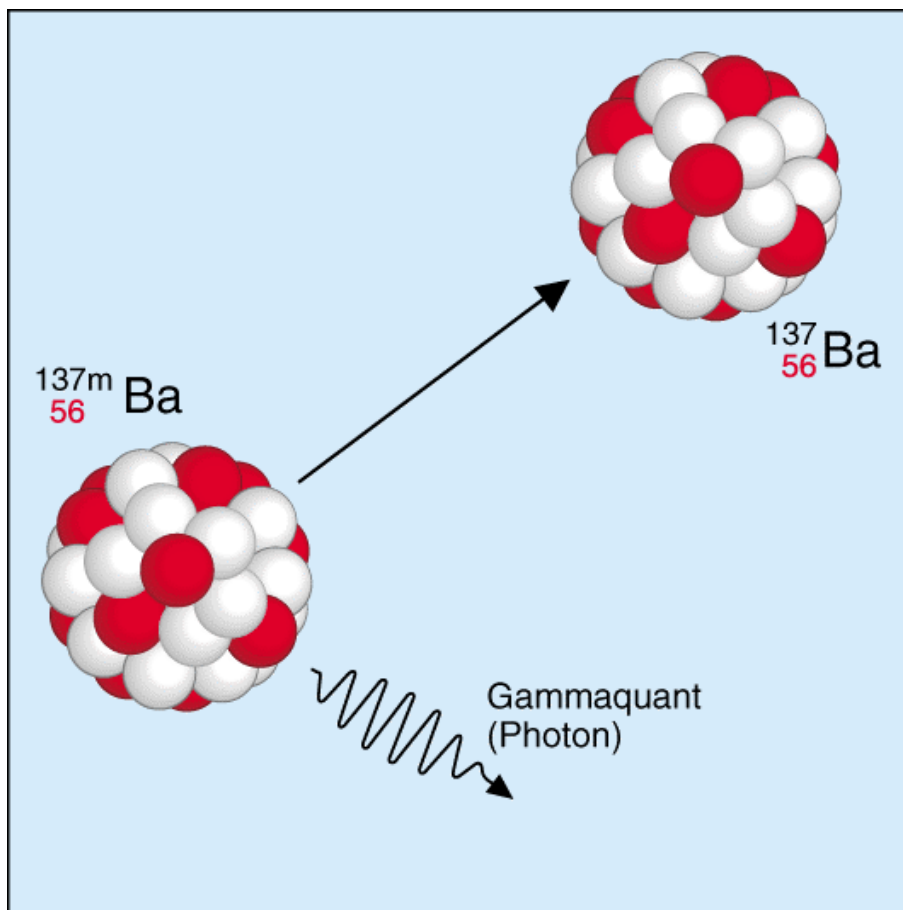


Abb. 2.4: Emission eines Gamma-Quants aus einem angeregten Kern

Gammaquanten treten außer bei Kernumwandlungen auch noch bei anderen Reaktionen zwischen Elementarteilchen (Bausteinen des Atoms) auf.

## 2.4 Der Elektroneneinfang

Bei natürlichen und künstlich erzeugten Radionukliden kann noch eine weitere Umwandlungsart auftreten, der sogenannte 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. 2.5). (Der in der Atomhülle freigewordene Platz wird von einem äußeren Elektron wieder aufgefüllt. Dabei entsteht eine charakteristische Röntgenstrahlung.)

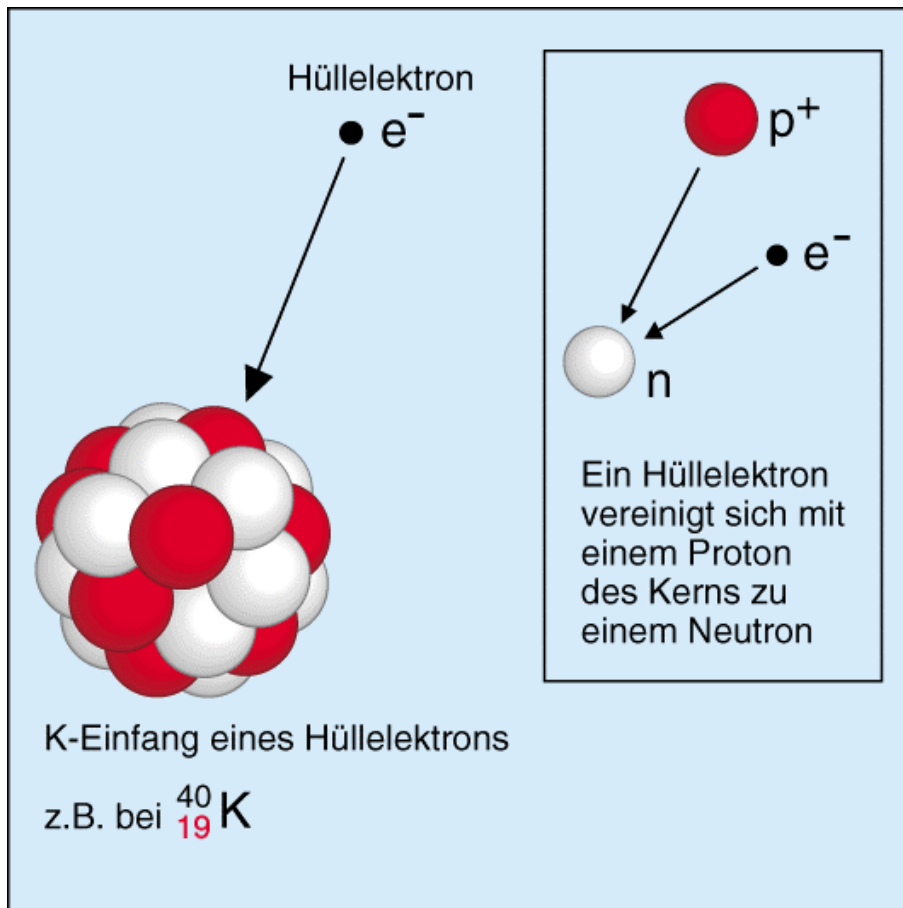


Abb. 2.5: K-Einfang



Das in der Natur vorkommende Isotop Kalium-40 wandelt sich zum Teil unter Elektroneneinfang in das Isotop Argon-40 um. Auch 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.

## 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. 2.6).

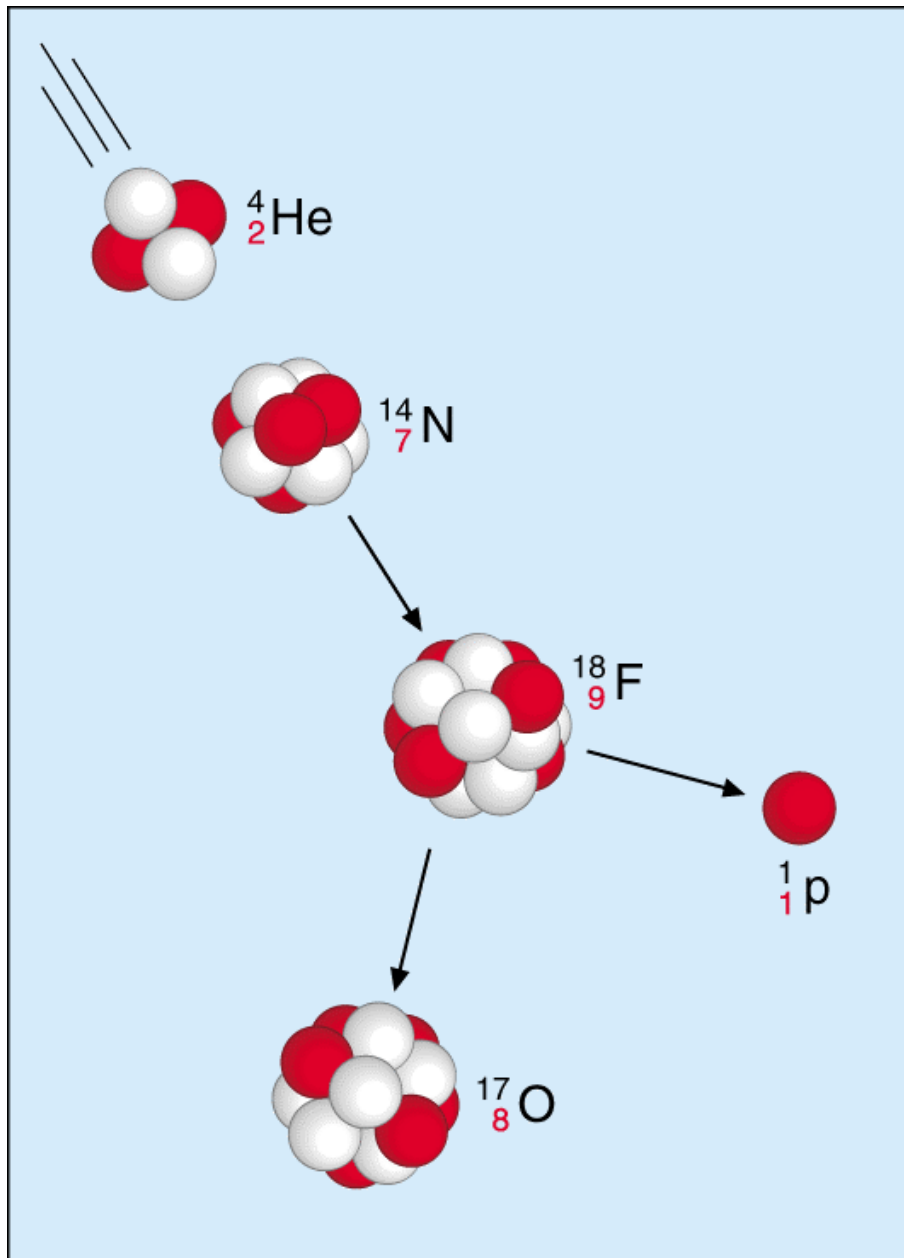
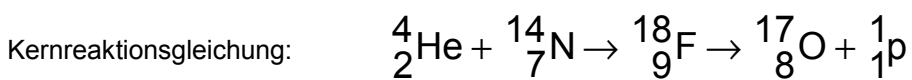
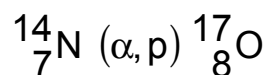


Abb. 2.6: Nachweis freier Protonen durch Rutherford (1919)



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. 2.7).

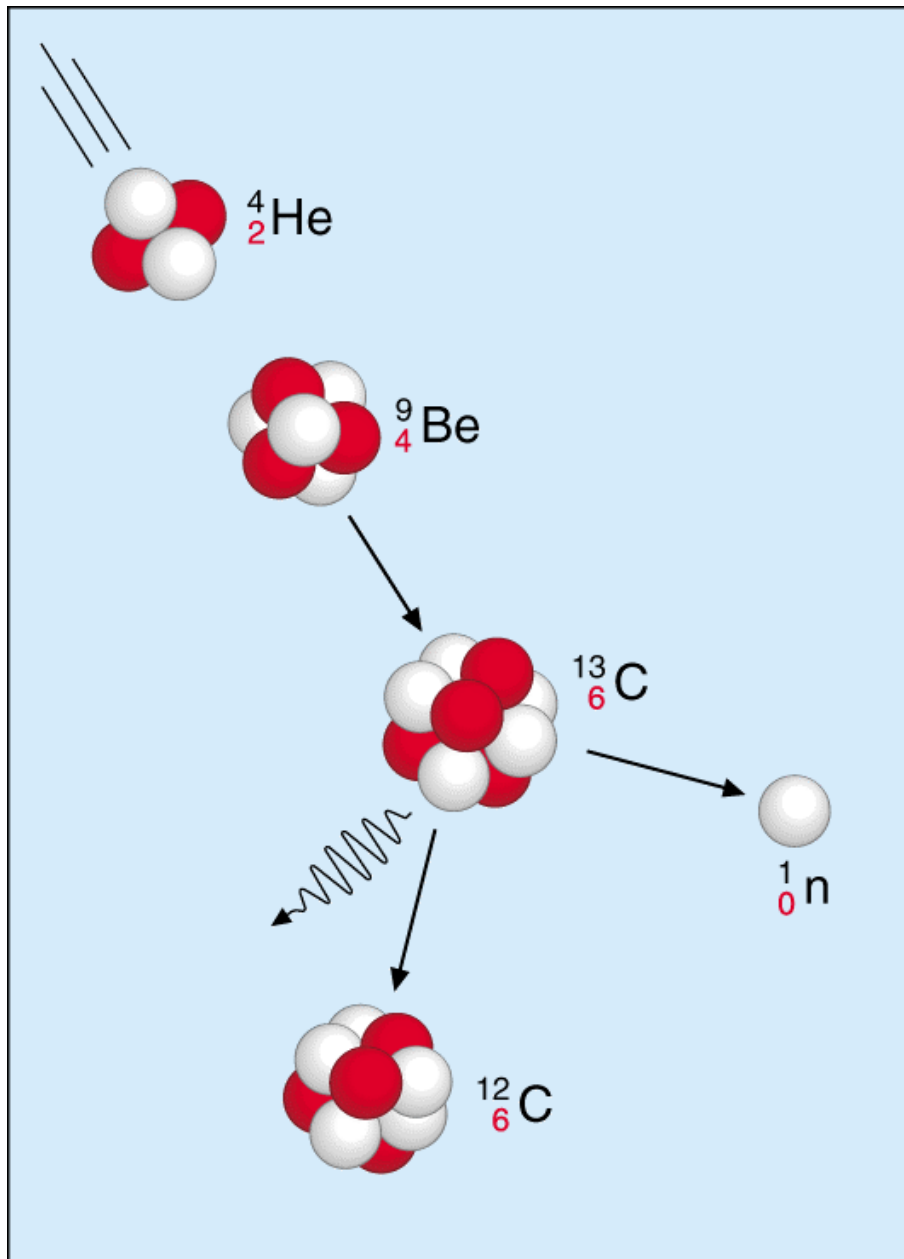
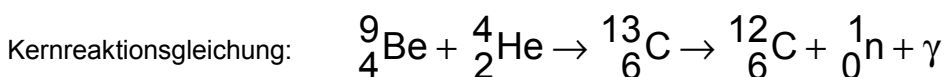
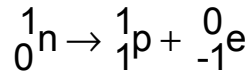


Abb. 2.7: Nachweis freier Neutronen durch Chadwick (1932)



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

Reaktionsgleichung:



Ein im Kern gebundenes Neutron ist dagegen stabil und zerfällt nicht.

## 2.6 Die Halbwertszeit

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 zerfällt 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.

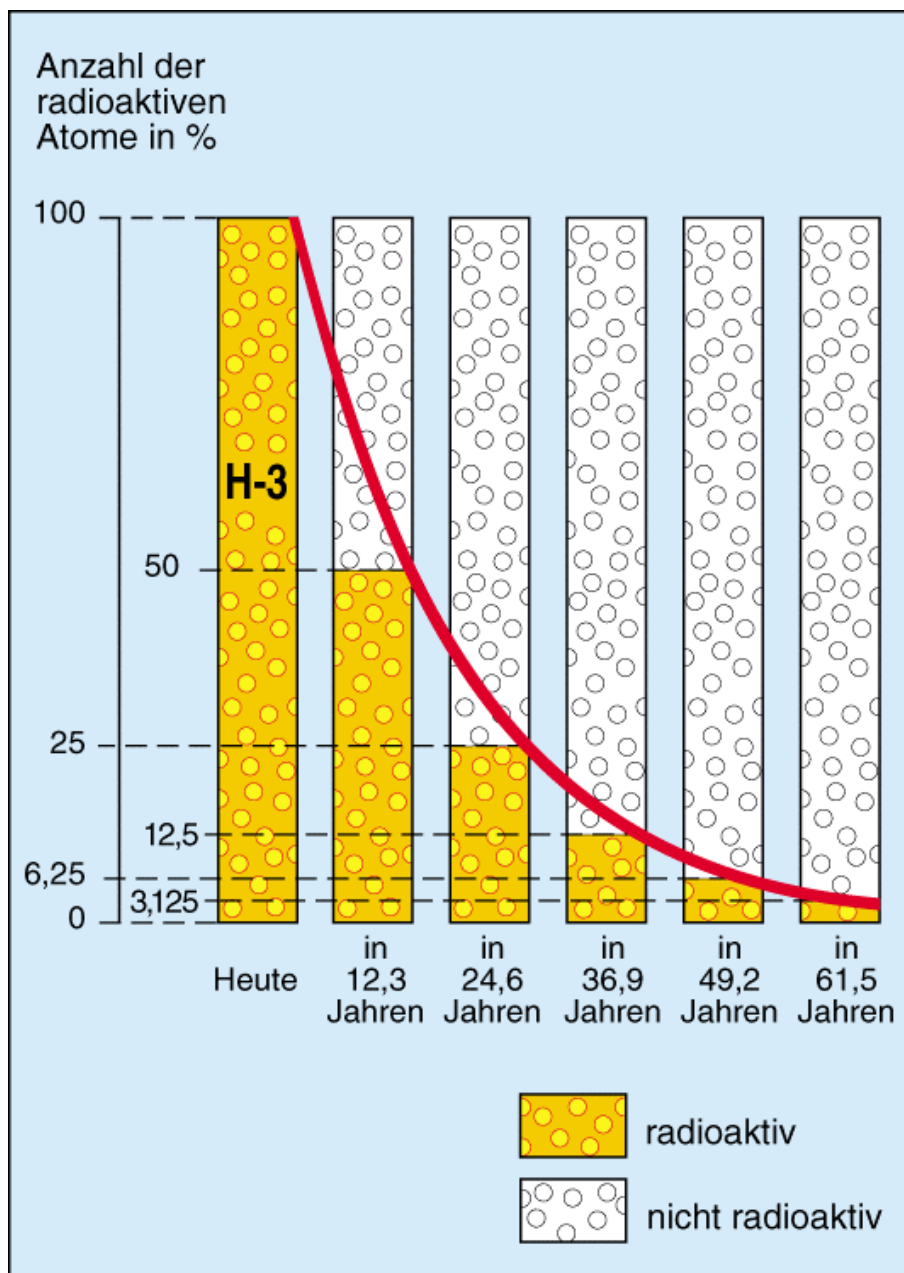
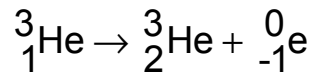


Abb. 2.8: Abklingen der Aktivität bei Tritium

Kernreaktionsgleichung:



Die Zeit, nach der die Hälfte einer bestimmten Anzahl von Atomkernen zerfallen ist, wird Halbwertszeit (HWZ) genannt. Sie ist für jedes Radionuklid eine charakteristische Größe (Abb. 2.8).

Die Halbwertszeiten liegen zwischen vielen Milliarden Jahren und Sekundenbruchteilen (Tab. 2.1 und 2.2). Die größte Halbwertszeit, die bisher nachgewiesen worden ist, besitzt Tellur-128 (HWZ  $7,2 \cdot 10^{24}$  a), die kleinste Halbwertszeit Radium-216m (HWZ  $7 \cdot 10^{-9}$  s = 7 ns).

Radionuklid	HWZ	Zerfallsart	Radionuklid	HWZ	Zerfallsart
${}^3_1\text{H}$	12,323 a	Beta-Minus	${}^{214}_{84}\text{Po}$	$1,64 \cdot 10^{-4}$ s	Alpha
${}^{14}_6\text{C}$	$5,730 \cdot 10^3$ a	Beta-Minus	${}^{222}_{86}\text{Rn}$	3,825 d	Alpha
${}^{40}_{19}\text{K}$	$1,28 \cdot 10^9$ a	Beta-Minus, K-Einfang	${}^{226}_{88}\text{Ra}$	$1,6 \cdot 10^3$ a	Alpha
${}^{128}_{52}\text{Te}$	$7,2 \cdot 10^{24}$ a	Beta-Minus	${}^{232}_{90}\text{Th}$	$1,405 \cdot 10^{10}$ a	Alpha
${}^{214}_{83}\text{Bi}$	19,9 min	Alpha, Beta-Minus	${}^{235}_{92}\text{U}$	$7,038 \cdot 10^8$ a	Alpha
${}^{210}_{84}\text{Po}$	138,38 d	Alpha	${}^{238}_{92}\text{U}$	$4,468 \cdot 10^9$ a	Alpha

Tab. 2.1: Beispiele für natürliche Radionuklide und ihre Halbwertszeiten

Radionuklid	HWZ	Zerfallsart	Radionuklid	HWZ	Zerfallsart
${}^3_1\text{H}$	12,323 a	Beta-Minus	${}^{135}_{55}\text{Cs}$	$2 \cdot 10^6$ a	Beta-Minus
${}^{85}_{36}\text{Kr}$	10,76 a	Beta-Minus	${}^{137}_{55}\text{Cs}$	30,17 a	Beta-Minus
${}^{90}_{38}\text{Sr}$	28,64 a	Beta-Minus	${}^{140}_{56}\text{Ba}$	12,75 d	Beta-Minus
${}^{132}_{52}\text{Te}$	76,3 h	Beta-Minus	${}^{147}_{57}\text{La}$	4,0 s	Beta-Minus
${}^{131}_{53}\text{I}$	8,02 d	Beta-Minus	${}^{239}_{94}\text{Pu}$	$2,411 \cdot 10^4$ a	Alpha
${}^{134}_{55}\text{Cs}$	2,06 a	Beta-Minus	${}^{242}_{96}\text{Cm}$	162,94 d	Alpha

Tab. 2.2: Beispiele für künstlich erzeugte Radionuklide und ihre Halbwertszeiten

Bei einer angenommenen Anzahl von 12 000 000 radioaktiven Atomkernen kann man sich den Ablauf des Zerfalls anhand einer Auflistung deutlich machen. Als Radionuklid ist auch hier wieder Wasserstoff-3 (Tritium) gewählt worden. Es zerfällt mit einer Halbwertszeit von etwa 12,3 a unter Aussenden eines Betateilchens zu dem nicht mehr radioaktiven Heliumisotop He-3 (Abb. 2.9).



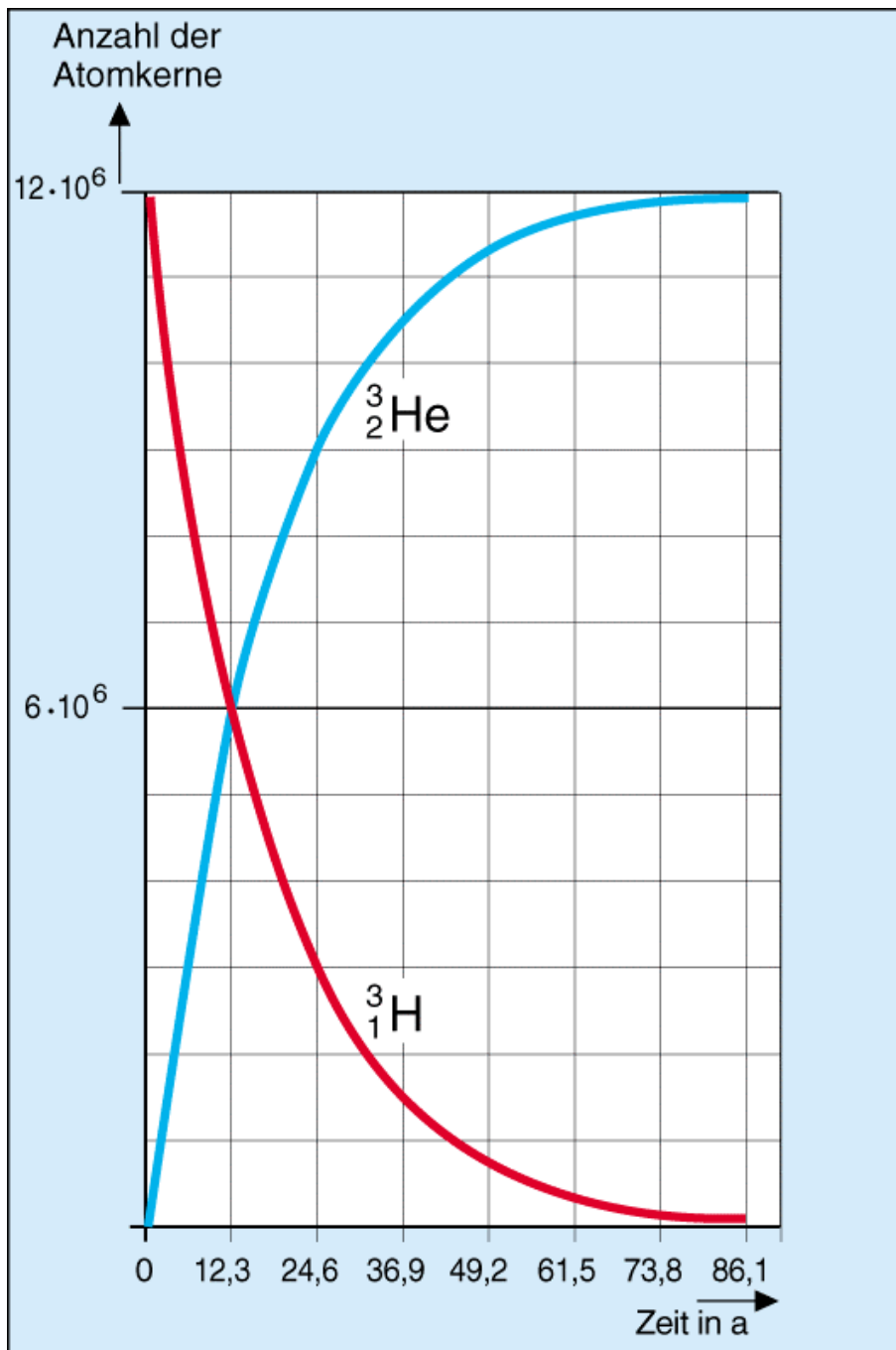


Abb. 2.9: Anzahl radioaktiver Ausgangskerne und nicht mehr radioaktiver Tochterkerne in Abhängigkeit von der Zeit

Die Auflistung (Tab. 2.3) lässt folgendes erkennen:

- In jeder Halbwertszeit 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 Halbwertszeiten ist das Radionuklid zu mehr als 90 % zerfallen, nach zehn Halbwertszeiten zu mehr als 99,9 %.

Wird die Anzahl der zu Beginn eines Zerfalls vorhandenen radioaktiven Kerne mit  $N_0$  und die am Ende der Abklingzeit  $t$  noch vorhandenen Kerne mit  $N_t$  bezeichnet, ergibt sich die Anzahl dann noch radioaktiver Kerne nach der Gleichung

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

wobei  $T_{1/2}$  die Halbwertszeit angibt. Rechenbeispiel: Wie viele radioaktive Kerne des Wasserstoff-3 sind nach 98,4 Jahren (acht Halbwertszeiten) noch vorhanden, wenn es am Anfang 12 000 000 waren?

$$N_t = 12\,000\,000 \cdot \left(\frac{1}{2}\right)^{\frac{98,4}{12,3}} = 12\,000\,000 \cdot \left(\frac{1}{2}\right)^8 = 12\,000\,000 \cdot \left(\frac{1}{256}\right) = 46\,875$$

Zeit in Jahren	Anzahl der abgelaufenen HWZ	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. 2.3: Zahlenmäßige Beschreibung des Abklingens der Radioaktivität bei H-3

## 2.7 Aktivität und spezifische Aktivität

Die Zeit, in der die Hälfte einer großen Anzahl von radioaktiven Atomkernen sich umwandelt, wird Halbwertszeit genannt. Sie hat für jedes Radionuklid einen charakteristischen Wert. Für den Umgang mit radioaktiven Substanzen ist es aber oftmals wichtiger zu wissen, wieviel radioaktive Atomkerne sich in einer bestimmten Zeit umwandeln (z. B. in 1 Sekunde). Beim Vergleich mehrerer Substanzen weiß man dann, welche Substanz stärker radioaktiv 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.

$$\text{Aktivität} = \frac{\text{Anzahl der Kernumwandlungen}}{\text{Zeit}} ; A = \frac{\Delta n}{\Delta t}$$

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.

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.

Bis Ende 1985 durfte im amtlichen Verkehr noch die Einheit Curie (Ci) verwendet werden. Für die Umrechnung gilt:

1 Curie	(Ci) = $10^0$ Ci = $3,7 \cdot 10^{10}$ Bq
1 Millicurie	(mCi) = $10^{-3}$ Ci = $3,7 \cdot 10^7$ Bq
1 Mikrocurie	( $\mu$ Ci) = $10^{-6}$ Ci = $3,7 \cdot 10^4$ Bq
1 Nanocurie	(nCi) = $10^{-9}$ Ci = $3,7 \cdot 10^1$ Bq
1 Pikocurie	(pCi) = $10^{-12}$ Ci = $3,7 \cdot 10^{-2}$ Bq

Abgeleitete Aktivitätseinheiten: Spezifische Aktivität (Bq/kg, Bq/g usw.) (Tab. 2.4); Aktivitätskonzentration (Bq/m<sup>3</sup>, Bq/l usw.); Flächenaktivität (Bq/m<sup>2</sup>, Bq/cm<sup>2</sup> usw.).

Eine Angabe über die spezifische Aktivität kann sich auf die Gesamtheit der in einer Substanzmenge enthaltenen Radionuklide (Gesamtaktivität) oder auf ein einzelnes Radionuklid beziehen. Es muß immer mit angegeben werden.

Radionuklid	spezifische Aktivität in Bq/g
H-3	$3,6 \cdot 10^{14}$
C-14	$1,7 \cdot 10^{11}$
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	$2,3 \cdot 10^9$
K-nat (K-40)	$3,1 \cdot 10^1$

Tab. 2.4: Spezifische Aktivität einiger Radionuklide (gerundet)

### 3 Das Wesen der Energie

#### 3.1 Energiearten und Energieumwandlungen

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, potentielle Energie (Lageenergie, Spannenergie), Wärmeenergie, Lichtenergie, elektrische Energie, chemische Energie und Kernenergie. So wird z. B. zum Antrieb eines Autos die chemische Energie des Treibstoffes eingesetzt, bei einem Wasserkraftwerk die potentielle Energie des gestauten Wassers, bei einem Windkraftwerk die Bewegungsenergie des Windes, beim Generator eines Kernkraftwerkes 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. Z. B. 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 ausgedrückt. Der Wirkungsgrad ist stets kleiner als 1.

$$\text{Wirkungsgrad} = \frac{\text{nutzbare Energie}}{\text{aufgewendete Energie}}$$

#### 3.2 Energieumwandlungen bei Kohlekraftwerk und Kernkraftwerk

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. 3.1).

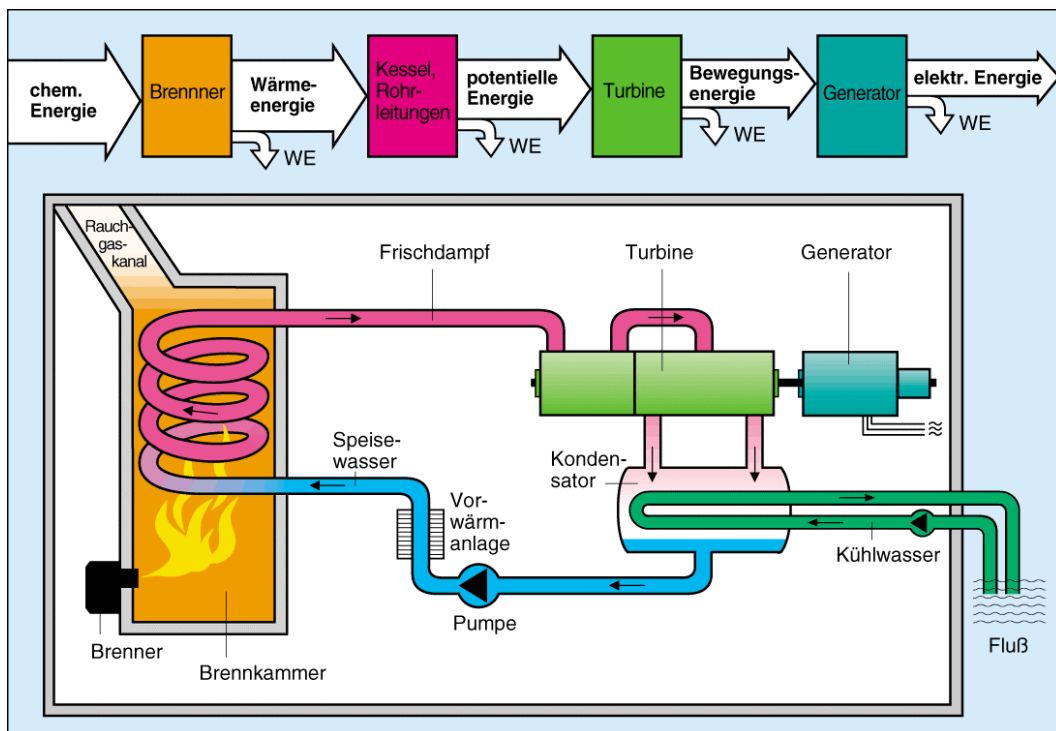


Abb. 3.1: Energieumwandlungen bei einem Kohlekraftwerk

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

Bei fast jeder Umwandlungsstufe wird Wärmeenergie ungenutzt an die Umgebung abgegeben. Diese Verluste führen dazu, daß der Gesamtwirkungsgrad von Kohlekraftwerken heute bei etwa 0,38 liegt.

In Kernkraftwerken finden ebenfalls vier Energieumwandlungen statt. Dabei ist lediglich die erste Energieumwandlung anders als in Kohlekraftwerken (Abb. 3.2). 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 Kernkraftwerkes beträgt etwa 0,34.

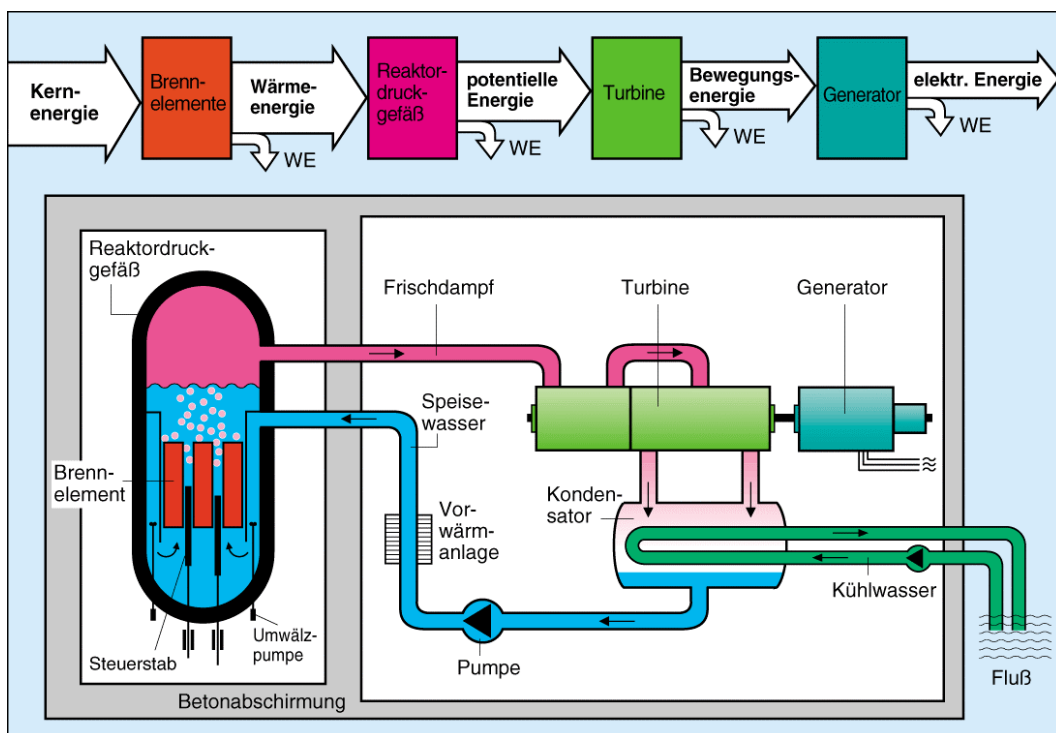


Abb. 3.2: Energieumwandlungen bei einem Kernkraftwerk

### 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 ( $-273,15\text{ °C}$ ) 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. Kommen die Teilchen zur Ruhe, ist die tiefstmögliche Temperatur erreicht. Das ist der absolute Nullpunkt von  $-273,15\text{ }^{\circ}\text{C}$ .

- 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  $\text{UO}_2$ -Moleküle in heftigere Schwingungen. Die Temperatur steigt daraufhin bis auf etwa  $800\text{ }^{\circ}\text{C}$  an. Die Bewegungsenergie der  $\text{UO}_2$ -Moleküle wird dann durch Stöße auf die Atome der Brennstabhülle und letztlich auf die Wassermoleküle übertragen. Daraufhin steigt die Wassertemperatur an, und es entsteht Dampf (Abb. 3.3 und 3.4).

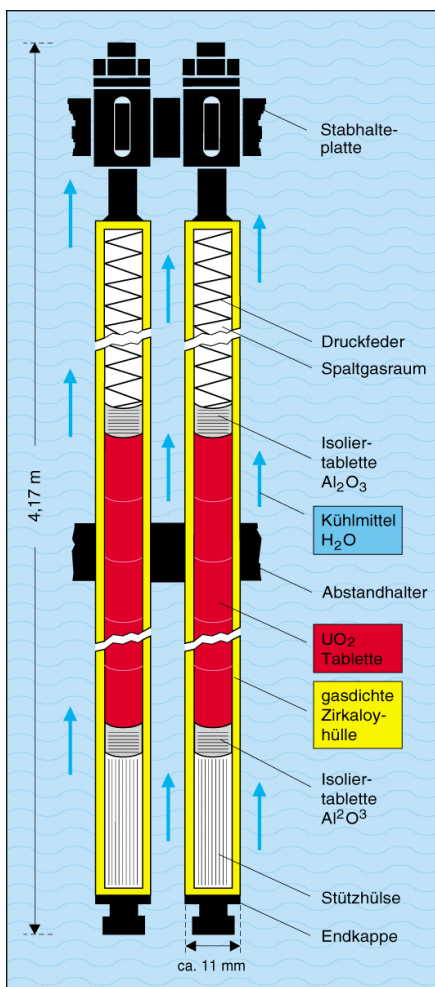


Abb. 3.3: Schnitt durch die Brennstäbe eines Kernreaktors

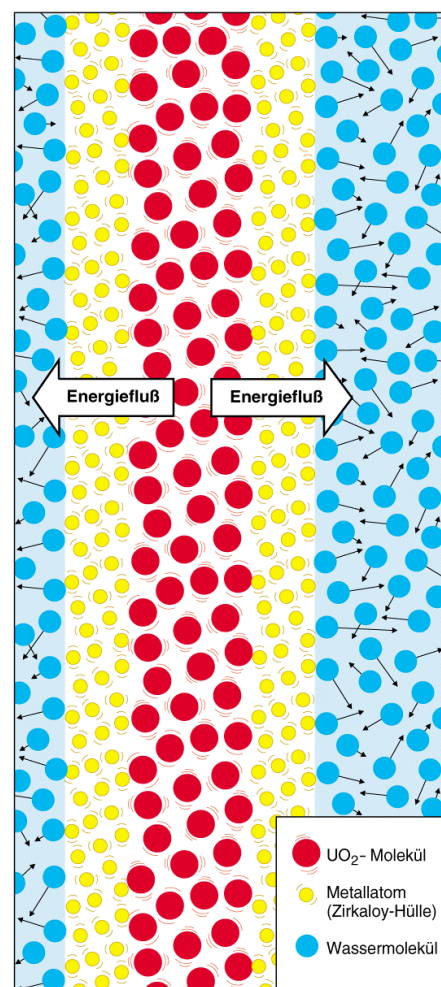


Abb. 3.4: Darstellung eines Brennstabes im Teilchenmodell

### 3.4 Die Energieeinheit Elektronvolt

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

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

- 1 Nm Energie ist erforderlich, wenn eine Kraft von 1 N längs eines Weges von 1 m wirken soll.
- Steigt die Temperatur von 1 g Wasser um etwa 0,24 °C an, ist dem Wasser eine Energie von 1 J zugeführt worden.
- Bei 1 V Spannung und einer Stromstärke von 1 A wird in 1 s die Energie von 1 Ws z. B. in Wärme umgewandelt.

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. 3.5).

Vielfache von 1 eV:

$$\begin{aligned} 1 \text{ Kiloelektronvolt (keV)} &= 10^3 \text{ eV,} \\ 1 \text{ Megaelektronvolt (MeV)} &= 10^6 \text{ eV,} \\ 1 \text{ Gigaelektronvolt (GeV)} &= 10^9 \text{ eV.} \end{aligned}$$

Für Umrechnungen gilt:

$$\begin{aligned} 1 \text{ eV} &= 1,602 \cdot 10^{-19} \text{ J} \\ 1 \text{ J} &= 6,242 \cdot 10^{18} \text{ eV} \end{aligned}$$

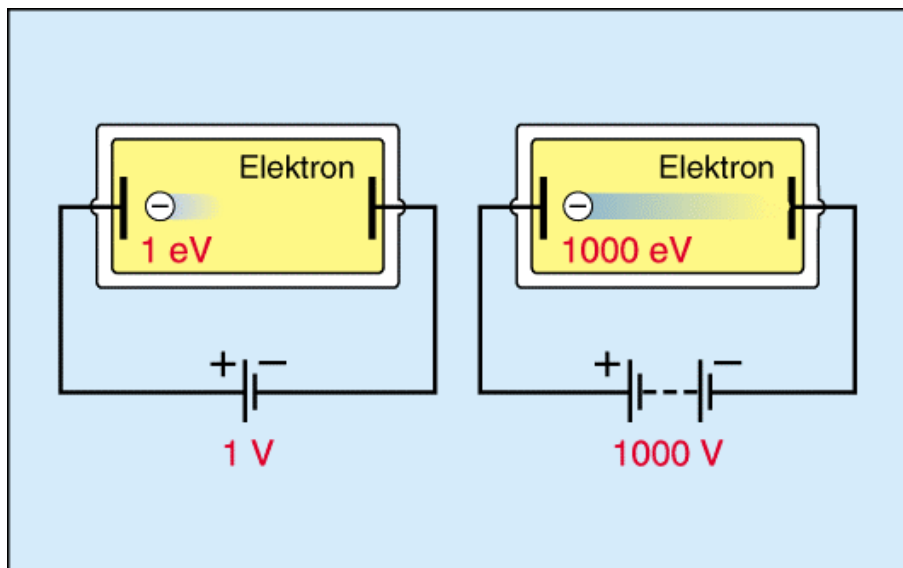
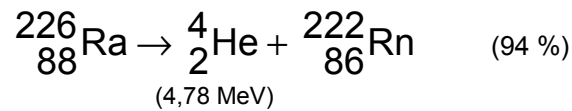
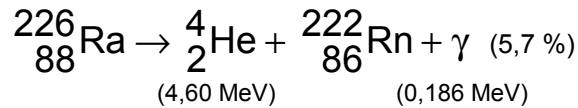


Abb. 3.5: Veranschaulichung der Energieeinheit Elektronvolt

### 3.5 Energie der Teilchenstrahlung

#### 3.5.1 Alphateilchen

Die von einem radioaktiven Atomkern ausgesandten Alphateilchen besitzen alle dieselbe Energie oder beim Zerfall in mehreren Gruppen unterschiedliche Energien. Die Alphateilchen einer Gruppe haben aber immer dieselbe Energie. Beispiel für einen Gruppenzerfall:



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 Tabelle 3.1 zeigt Beispiele für die Energie von Alphateilchen einiger Radionuklide:

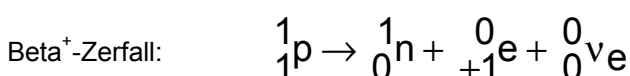
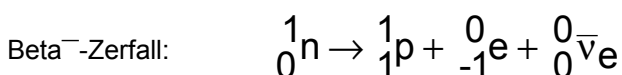
Radionuklid	Energie der Alphateilchen in MeV in der Reihenfolge abnehmender Häufigkeit
${}_{86}^{222}\text{Rn}$	5,48952; ....
${}_{86}^{226}\text{Rn}$	4,78438; 4,6017; ....
${}_{92}^{238}\text{U}$	4,197; ....
${}_{94}^{239}\text{U}$	5,157; 5,144; ....

Tab. 3.1: 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 für jedes Radionuklid bei einem bestimmten Energiewert liegt (Abb. 3.6).

Die kontinuierliche Energieverteilung rührt daher, daß beim Betazerfall außer dem Elektron ein Antineutrino bzw. außer dem Positron ein Neutrino entsteht. ( $\nu$  : griechischer Buchstabe "nü")





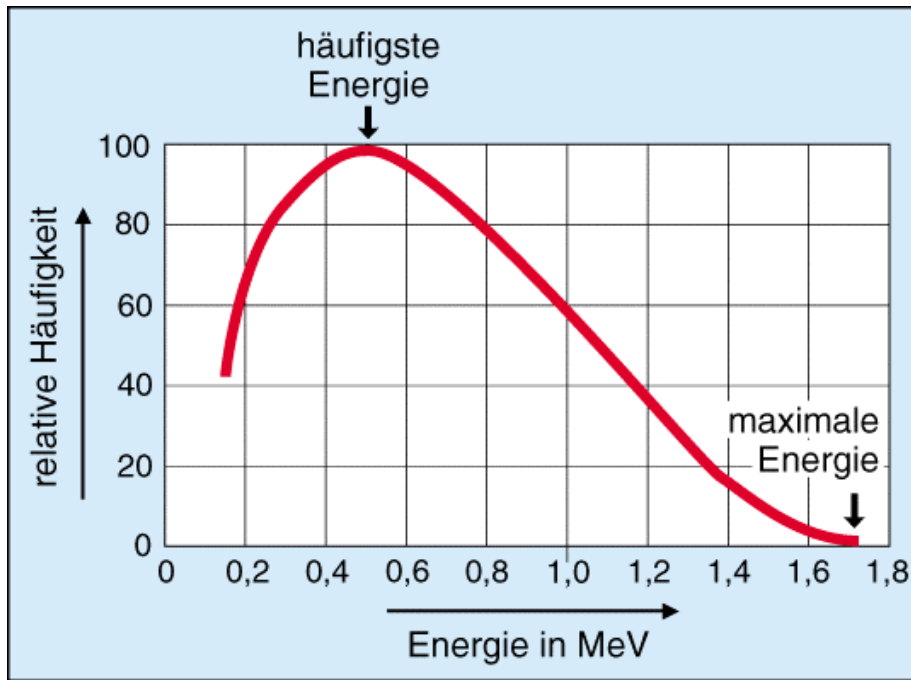


Abb. 3.6: Energieverteilung beim  $\text{Beta}^-$ -Zerfall des P-32

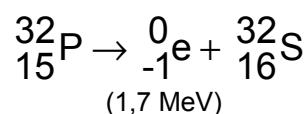
Die frei werdende Zerfallsenergie verteilt sich dann nach Zufall in beliebigen Bruchteilen der Maximalenergie auf die beiden Elementarteilchen. Wird durch Elektron und Antineutrino bzw. Positron und Neutrino nicht die gesamte Zerfallsenergie verbraucht, entstehen zusätzlich noch ein Gammaquant oder mehrere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

Beispiele für die maximale Energie von Beta-Teilchen einiger Radionuklide:

Radionuklid	Maximalenergie von $\text{Beta}^-$ -Teilchen in MeV, in der Reihenfolge abnehmender Häufigkeit
$^3_1\text{H}$	0,02
$^{60}_{27}\text{Co}$	0,3; 1,5
$^{210}_{82}\text{Pb}$	0,02; 0,06
$^{214}_{83}\text{Bi}$	1,5; 3,3; ....

Tab. 3.2: Maximale  $\text{Beta}^-$ -Energie einiger Radionuklide

In Kernreaktionsgleichungen und Tabellen (Tab. 3.2) wird nur die Maximalenergie angegeben. Beispiel:



Neutrinos und Antineutrinos besitzen keine Ruhemasse und keine Ladung. 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.

### 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 2200 m/s.

<b>Energie in eV</b>	100 000	100	0,1	0,025
<b>Geschwindigkeit in m/s</b>	$4,4 \cdot 10^6$	$1,4 \cdot 10^5$	$4,4 \cdot 10^3$	$2,2 \cdot 10^3$

Tab. 3.4: Energie und Geschwindigkeit von Neutronen (berechnet mit der Formel  $W = \frac{1}{2} m \cdot v^2$ )

### 3.6 Energie und Wellenlänge der Gammastrahlen

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  $c_0 = 299\,792\,458$  m/s  $\approx 300\,000$  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.

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 Tabelle 3.4 gibt Beispiele für die Energie von Gammaquanten einiger Radionuklide:

<b>Radio-nuklid</b>	<b>Um-wandlungs-art</b>	<b>Energie der häufigsten Gammaquanten in der Reihenfolge abnehmender Häufigkeit (in MeV)</b>
${}^7_4\text{Be}$	K-Einfang	0,478
${}^{16}_7\text{N}$	Beta-Minus	6,129; 7,115; ....
${}^{22}_{11}\text{Na}$	Beta-Plus	1,275
${}^{235}_{92}\text{U}$	Alpha	0,186; ....

Tab. 3.4: Gammaenergie einiger Radionuklide

### 3.7 Erzeugung von Wärme durch radioaktive Stoffe

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 (Abb. 3.7).

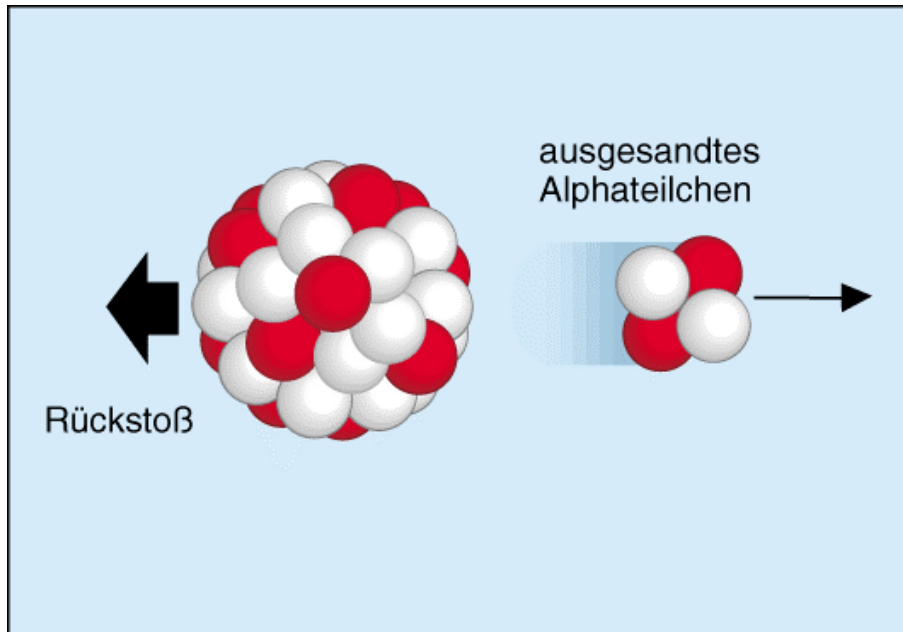


Abb. 3.7: Beim Ausschleudern eines Alphateilchens erfährt der Kern einen Rückstoß

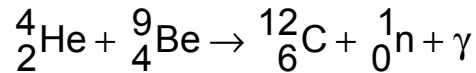
Ausgesandte Teilchen und Rückstoßkerne stoßen mit den in unmittelbarer Umgebung vorhandenen Atomen zusammen und versetzen diese in heftigere Bewegungen. Das macht sich als Temperaturerhöhung bemerkbar. Eine radioaktive Substanz hat also immer eine höhere Temperatur als die in der Nähe befindlichen nicht-radioaktiven Substanzen. 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 Aktivität sehr hoch ist, kann die Erwärmung so stark sein, daß sich der Stoff bis zum Glühen erhitzt. 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.

## 4 Kernspaltung und Kettenreaktion

### 4.1 Die Entdeckung der Kernspaltung

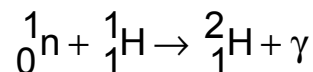
Im Jahr 1932 gelang dem Engländer Chadwick, die sehr durchdringenden Strahlen richtig zu deuten, die beim Beschuß von Beryllium mit Alphateilchen entstehen.



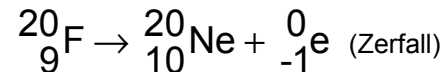
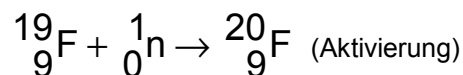
Die dabei auftretenden Teilchen nannte er wegen ihres elektrisch neutralen Charakters Neutronen.

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, da 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:



HWZ  
11,0 s

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 im Dezember 1933 der Zeitschrift "Naturwissenschaften" zur Publikation eingereicht hatten und der im Januar 1939 erschien, heißt es: "Unsere ‚Radium-Isotope‘ haben die Eigenschaften des Bariums; als Chemiker müßten wir eigentlich sagen, bei den neuen Körpern handelt es sich nicht um Radium, sondern um Barium".

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 gespalten worden waren. 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 Kernspaltung".

In diesem Aufsatz wird also erstmals das Wort Kernspaltung veröffentlicht, das von Lise Meitner und ihrem Mitarbeiter Max Frisch geprägt worden war. Es wird darin gleichzeitig aufgezeigt, daß als Spaltprodukte nicht nur Barium, sondern auch radioaktive Isotope des Strontiums und Yttriums entstanden waren.

## 4.2 Kernspaltung und Spaltprodukte

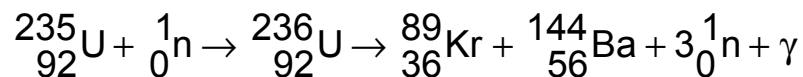
Es ist nachgewiesen worden, daß grundsätzlich alle Atomkerne gespalten werden können. Bei bestimmten Uran- und Plutoniumisotopen ist aber die Spaltung mit Hilfe von Neutronen besonders leicht durchzuführen. Außerdem wird bei der Spaltung dieser Kerne mehr Energie frei, als dafür aufgewendet werden muß (exotherme Reaktion). In der Natur kommen drei Uranisotope vor, U-234, U-235 und U-238. Sie sind Alphastrahler mit unterschiedlichen Halbwertszeiten (Tabelle 4.1).

Isotop	Zerfallsart	Halbwertszeit	Isotopenhäufigkeit
U-234	Alpha	$2,446 \cdot 10^5 \text{ a}$	0,005 %
U-235	Alpha	$7,038 \cdot 10^8 \text{ a}$	0,720 %
U-238	Alpha	$4,468 \cdot 10^9 \text{ a}$	99,275 %

Tab. 4.1: Die natürlichen Uranisotope

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 der Bundesrepublik 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  $\text{UO}_2$ ) spaltbar. Eine Kernspaltung läßt sich beispielsweise durch eine Kernreaktionsgleichung beschreiben.



Trifft ein langsames (thermisches) Neutron auf einen Atomkern des Uran-235, wird es in den Kern aufgenommen. Es entsteht ein hochangeregter Zwischenkern des Isotops Uran-236. Seine Lebensdauer beträgt nur etwa  $10^{-14} \text{ s}$  (Abb. 4.1). 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, HWZ  $2,342 \cdot 10^7 \text{ a}$ ).

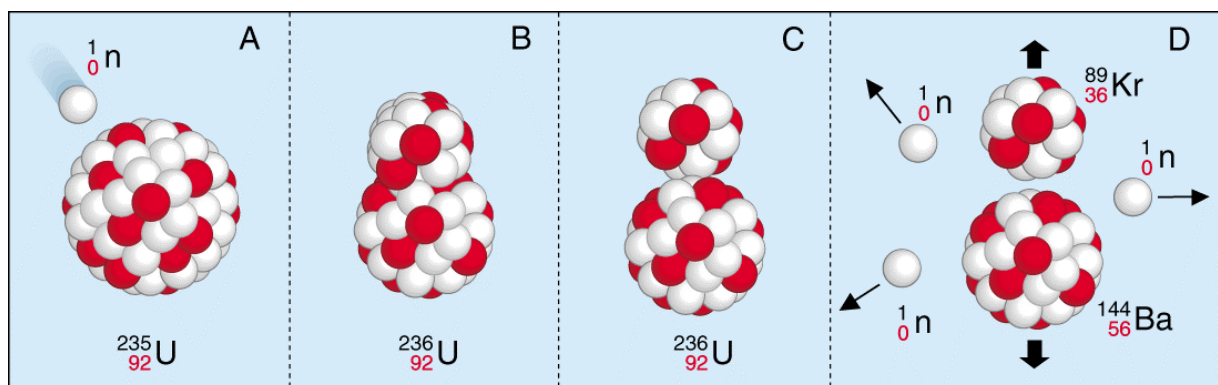
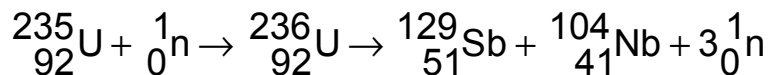
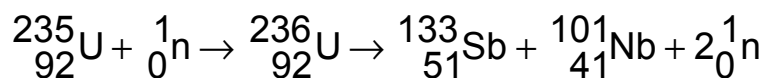
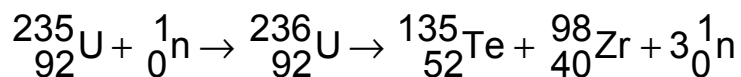
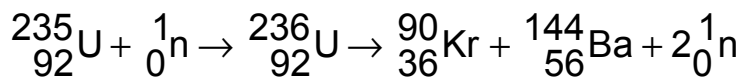
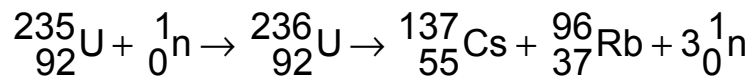
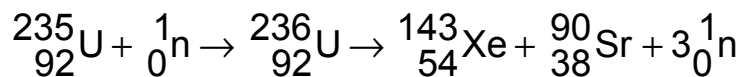
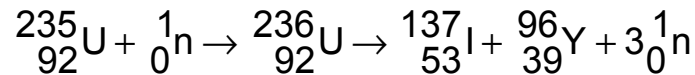
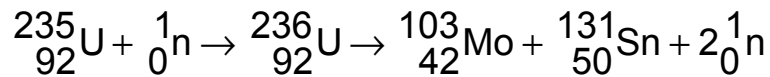
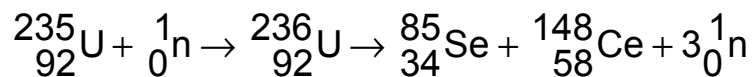
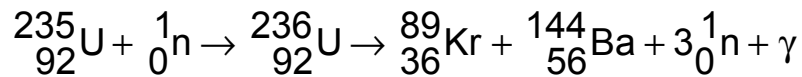
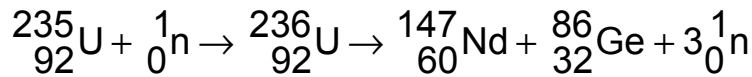
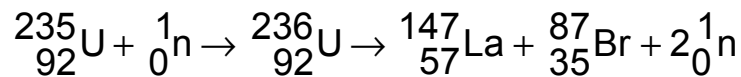


Abb. 4.1: Vier-Phasen-Modell zur Kernspaltung

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.

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

Beispiele:



Die Massenzahlen der Spaltprodukte liegen etwa zwischen 70 und 160. 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. 4.2 zeigt die Häufigkeitsverteilung der bei der Spaltung von Uran-235 entstehenden Spaltprodukte. Man kennt heute etwa 200 verschiedene Spaltprodukte des Uran-235, die sich auf 35 verschiedene Elemente beziehen, von Zink (Kernladungszahl 30) bis zum Terbium (Kernladungszahl 65).

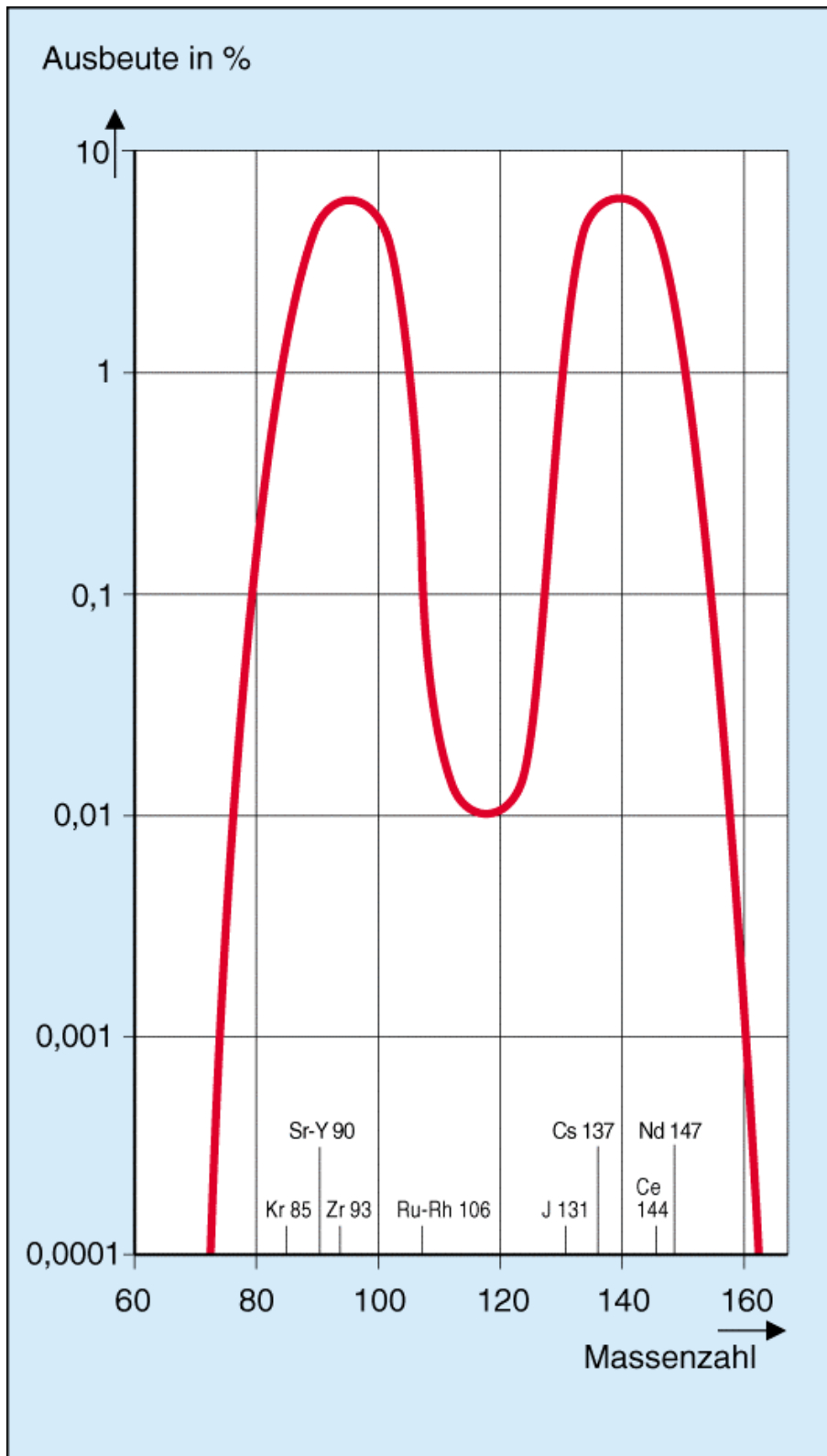


Abb. 4.2: Häufigkeitsverteilung der bei der Spaltung von Uran-235 entstehenden Spaltprodukte

### 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  $235 \cdot 0,9 \text{ MeV}$ , also rund 210 MeV. Er setzt sich aus folgenden Teilbeträgen zusammen (Tabelle 4.2):

Bewegungsenergie der Spaltprodukte	175 MeV
Bewegungsenergie der Neutronen <sup>1)</sup>	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

Tab. 4.2: Energiefreisetzung bei der Kernspaltung

Von dem Energiebetrag 210 MeV können in einem Kernreaktor nur etwa  $190 \text{ MeV} = 1,9 \cdot 10^8 \text{ eV}$  genutzt werden, das sind rund 90 %, da die Energie der Gammastrahlen nur z. T. im Innern des Reaktors absorbiert und die Zerfallsenergie 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  $1,9 \cdot 10^8 \text{ eV}$  ist ein sehr kleiner Betrag. Um 1 J Wärme zu erzeugen, müssen rund 33 Mrd. Urankerne gespalten werden.

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

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

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

Wieviel 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,  $W_{\text{el.}}: 10 \cdot 10^9 \text{ kWh} = 3,6 \cdot 10^{16} \text{ Ws}$
- Da der Wirkungsgrad von Kernkraftwerken etwa 0,34 ist, muß im Kraftwerk zunächst rund dreimal soviel Wärmeenergie erzeugt werden:  $W_{\text{th}} = 3 \cdot 3,6 \cdot 10^{16} \text{ Ws} = 10,8 \cdot 10^{16} \text{ Ws} = 10,8 \cdot 10^{16} \text{ J}$
- Umrechnung der Einheit J in die Einheit eV ergibt ( $1 \text{ J} = 6,242 \cdot 10^{18} \text{ eV}$ ):  
 $10,8 \cdot 10^{16} \text{ J} = 6,242 \cdot 10^{18} \text{ eV} \cdot 10,8 \cdot 10^{16} \approx 6,74 \cdot 10^{35} \text{ eV}$



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  $W_{\text{th}} = 10,8 \cdot 10^{16}$  J zu erhalten, die dann zu 34 % in  $W_{\text{el}} = 3,6 \cdot 10^{16}$  Ws =  $10 \cdot 10^9$  kWh elektrische Energie umgewandelt werden.

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

$6,023 \cdot 10^{23}$  Uranatome haben eine Masse 235 g;  $3,6 \cdot 10^{27}$  Uranatome haben eine Masse  $m$ .

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

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

- Würde man dieselbe Menge an Wärmeenergie  $W_{\text{th}} = 10,8 \cdot 10^{16}$  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  $W_{\text{h}} = 31,8 \cdot 10^6 \text{ J/kg} \approx 32 \cdot 10^6 \text{ J/kg}$ , daraus errechnet sich:

$$\frac{10,8 \cdot 10^{16} \text{ J} \cdot \text{kg}}{32 \cdot 10^6 \text{ J}} \approx 3,4 \cdot 10^9 \text{ kg} = 3,4 \cdot 10^6 \text{ t}$$

Da die Schüttdichte von Steinkohle etwa  $1 \text{ kg/dm}^3$  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.

#### 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 dem französischen Forscher Joliot 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. 4.3 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 2,3), 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, und der gesamte Vorgang läuft lawinenartig ab. Dabei werden ungeheure Mengen an Energie in kürzester Zeit frei.

Bei reinem Uran-235 liegt die Lebensdauer einer Neutronengeneration im Bereich von milliardstel Sekunden ( $10^{-9}$  s). 100 Neutronengenerationen wären dann - wenn jedes Neutron eine weitere Kernspaltung auslöst - nach  $t = 100 \cdot 10^{-9} \text{ s} = 10^{-7} \text{ s} = 0,1 \mu\text{s}$  entstanden. Geht man davon aus, daß pro Spaltung zwei Neutronen freigesetzt werden, wären in der 100. Generationen  $2^{100} \approx 10^{30}$  Neutronen entstanden. Das sind theoretisch mehr Neutronen, als zur Spaltung auch größerer Massen Uran benötigt würden.

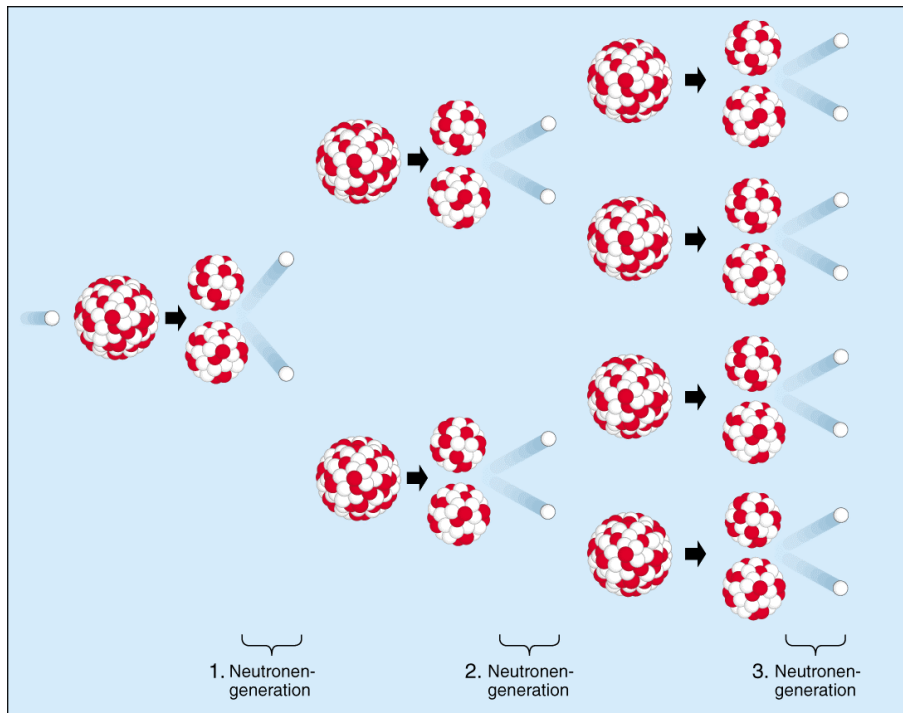


Abb. 4.3: Kettenreaktion im Uran-235

Nimmt man an, daß reines Uran-235 in Würfelform vorliegt, und daß keine neutronenabsorbierenden Fremdatome vorhanden sind, ist für die Auslösung einer Kettenreaktion entscheidend, daß möglichst wenige Neutronen entweichen. Man erreicht dies dadurch, daß eine genügend große, möglichst kugelförmige Masse gewählt wird. Das Verhältnis der Oberfläche zum Volumen dieser Masse ist dann klein. Diese Mindestmasse, in der eine Kettenreaktion in Gang gesetzt werden kann, wird kritische Masse genannt. Sie beträgt bei Uran-235 etwa 50 kg, wenn das Uran als festes Metall in Kugelform vorliegt und die Neutronen unmoderiert und unreflektiert sind. Der Durchmesser einer Kugel liegt dann bei etwa 8,4 cm. Die kritische Masse läßt sich verkleinern, wenn der spaltbare Stoff von einem Reflektor (z. B. Graphit, Beryllium, Schweres Wasser) umgeben ist, der einen Teil der austretenden Neutronen wieder in das Uran zurücklenkt und wenn die Neutronen moderiert werden (Tabelle 4.3).

Radionuklid	kleinste kritische Masse bei Kugelform			
	für Metall (schnelle, unmoderierete Systeme)		für wäßrige Lösung bei optimaler Moderation	
	unreflektiert	durch Wasser reflektiert	unreflektiert	durch Wasser reflektiert
U-233	16,5 kg	7,3 kg	1,2 kg	0,59 kg
U-235	49,0 kg	22,8 kg	1,5 kg	0,82 kg
Pu-239	10,0 kg	5,42 kg	0,905 kg	0,53 kg
Pu-240	158,7 kg	148,4 kg		
Pu-241		6,0 kg		0,26 kg
Am-242				0,02 kg
Cf-251				0,01 kg

Tab. 4.3: Kritische Massen für einige Radionuklide

Da in der natürlichen Umgebungsstrahlung stets freie Neutronen vorhanden sind, würde in einer kritischen Masse immer sofort eine Kettenreaktion ausgelöst.

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:

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

W: Energie, m: Masse, c: Vakuumlichtgeschwindigkeit

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. Dieses 1 g wird in Energie umgewandelt.

$$1 \text{ g} = 10^{-3} \text{ kg} \quad c = 300\,000 \text{ km/s} = 3 \cdot 10^8 \text{ m/s}$$

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

Ersetzen der Einheit kg durch J ergibt:

$$1 \text{ kg} = \frac{1 \text{ N} \cdot \text{s}^2}{\text{m}} ; \quad W = 9 \cdot 10^{13} \frac{\text{N} \cdot \text{s}^2 \cdot \text{m}^2}{\text{m} \cdot \text{s}^2} = 9 \cdot 10^{13} \text{ Nm} = 9 \cdot 10^{13} \text{ J}$$

#### 4.5 Die Erzeugung von Plutonium-239 und von Uran-233

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 Beta-Teilchen zu Pu-239 um. Pu-239 ist ein Alphastrahler und hat eine Halbwertszeit von 24110 Jahren. Es wird durch langsame, günstiger aber durch schnelle Neutronen gespalten und ist deshalb für Kernspaltung geeignet (Abb. 4.4).

Durch Aufnahme weiterer Neutronen können sich aus Pu-239 auch andere Plutonium-Isotope bilden. Je länger die Uran-Brennelemente im Reaktor verbleiben, desto mehr Plutonium bildet sich. Bei dem üblichen Einsatz 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 1300 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 gesplattene Plutonium wird bei der Wiederaufarbeitung der Brennelemente isoliert und in Brennelementen erneut eingesetzt. In den sogenannten Mischoxid-Brennelementen wird neben UO<sub>2</sub> bis zu 5 % PuO<sub>2</sub> 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 Höhenstrahlung ständig neu gebildet wird. Es kann auch durch Neutronen erzeugt werden, die bei der Spontanspaltung von U-238 oder U-235 entstehen. Spuren von Pu-244 (HWZ 8,26·10<sup>7</sup> a) stammen wahrscheinlich aus der Entstehungszeit der Erde. In 1 g natürlichem Uran sind 10<sup>-11</sup> bis 10<sup>-12</sup> g Plutonium enthalten. Es bedeutet, daß für die Gewinnung von 1 mg natürlichem Plutonium 1000 t natürliches Uran chemisch aufgearbeitet werden müßten.

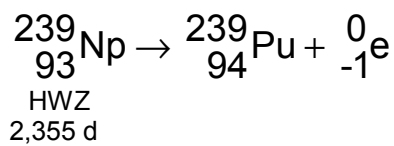
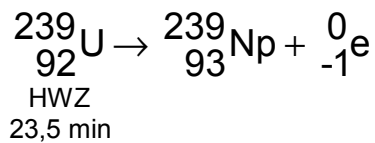
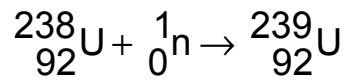
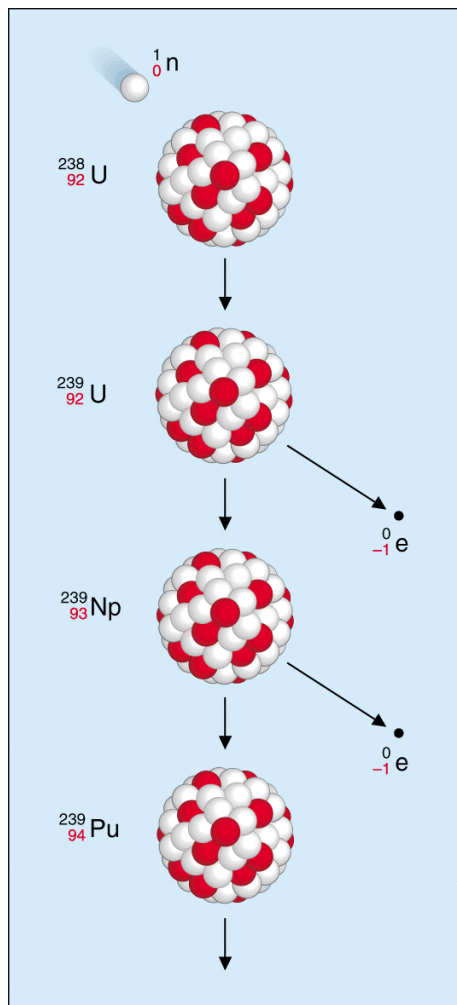


Abb. 4.4: Entstehung von Pu-239 aus U-238

Isotop	Halbwertszeit	Bereitschaft für Spaltung durch thermische Neutronen (relativen Einheiten)
Pu-239	$2,411 \cdot 10^4$ a	24 750
Pu-240	$6,55 \cdot 10^3$ a	1 *
Pu-241	14,4 a	33 633
Pu-242	$3,763 \cdot 10^5$ a	ca. 7
Pu-243	4,956 h	-

Tab. 4.4

Daten für verschiedene Pu-Isotope  
\* Der Wert von Plutonium-240 wurde gleich 1 gesetzt.

Das in der Natur vorkommende Element Thorium-232 kann durch einen ähnlichen Umwandlungsprozeß in Material verwandelt werden, das durch langsame Neutronen spaltbar ist (Abb. 4.5).

Ein Thoriumkern absorbiert ein Neutron, so daß das Thoriumisotop-233 entsteht (HWZ 22,3 min). Dieses geht unter Aussenden eines Betateilchens in das Element Protaktinium-233 über (HWZ 27,0 d). Durch eine weitere Beta-Emission wandelt sich das Protaktinium-233 in das Uran-233 um (HWZ 159 200 a).

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

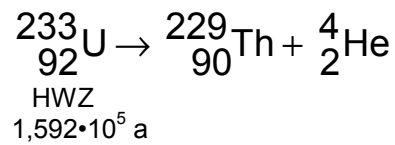
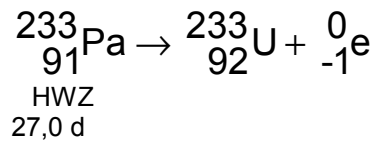
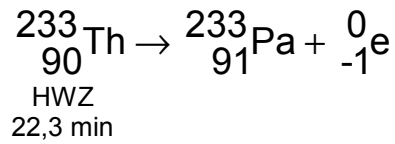
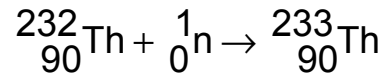
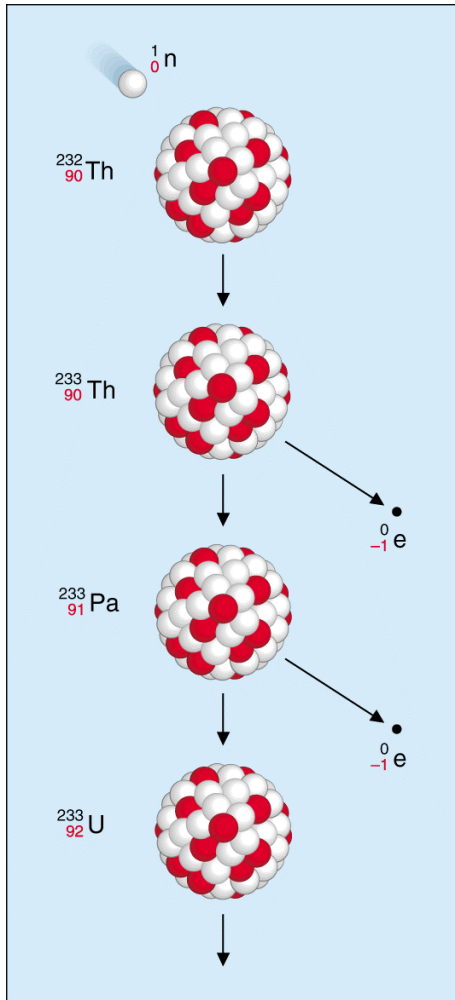


Abb. 4.5: Entstehung von U-233 aus Th-232

## 5 Kontrollierte Kernspaltung

### 5.1 Aufbau eines Kernreaktors

Anlagen, bei denen Kettenreaktionen kontrolliert ablaufen, bezeichnet man als Kernreaktoren oder kurz als Reaktoren. Sie bestehen im Prinzip aus fünf Komponenten (Abb. 5.1):

- 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 verwendet.

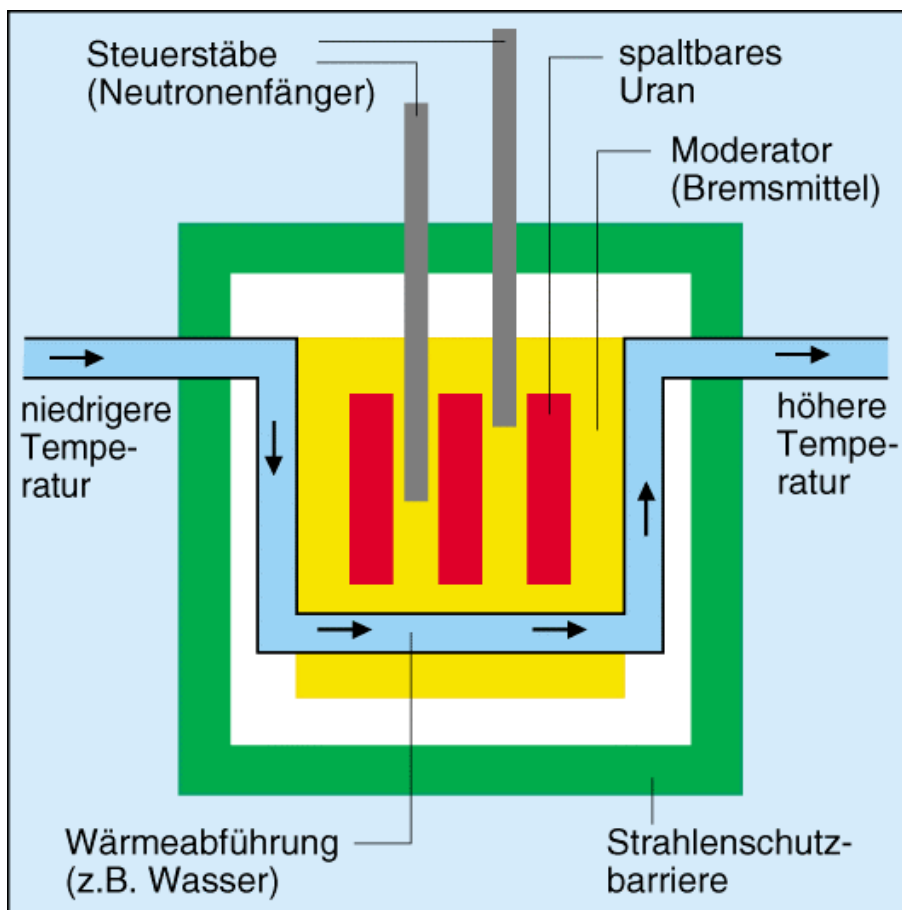


Abb. 5.1: Prinzip eines Kernreaktors

### 5.2 Spaltneutronen

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. 5.2).

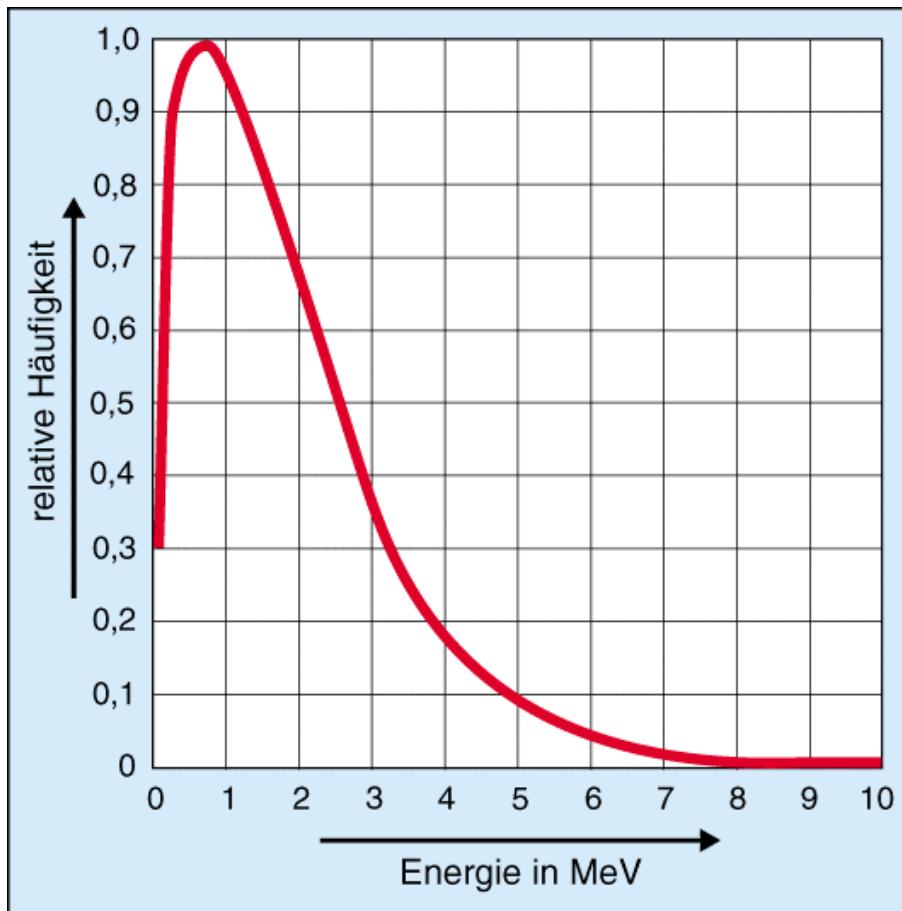


Abb. 5.2: Energieverteilung der Neutronen, die bei der Spaltung von U-235 durch thermische Neutronen entstehen

Zur Charakterisierung der Neutronen nach ihrer Energie bzw. ihrer Geschwindigkeit wird die Einteilung nach Tabelle 5.1 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 ( $W > 0,1$  MeV).

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

Tab. 5.1: 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.
- Sie werden von U-238, von den für die Reaktorfunktionen notwendigen Materialien oder von stets vorhandenen Verunreinigungen aufgenommen, wodurch künstliche Isotope entstehen (Abb. 5.3).

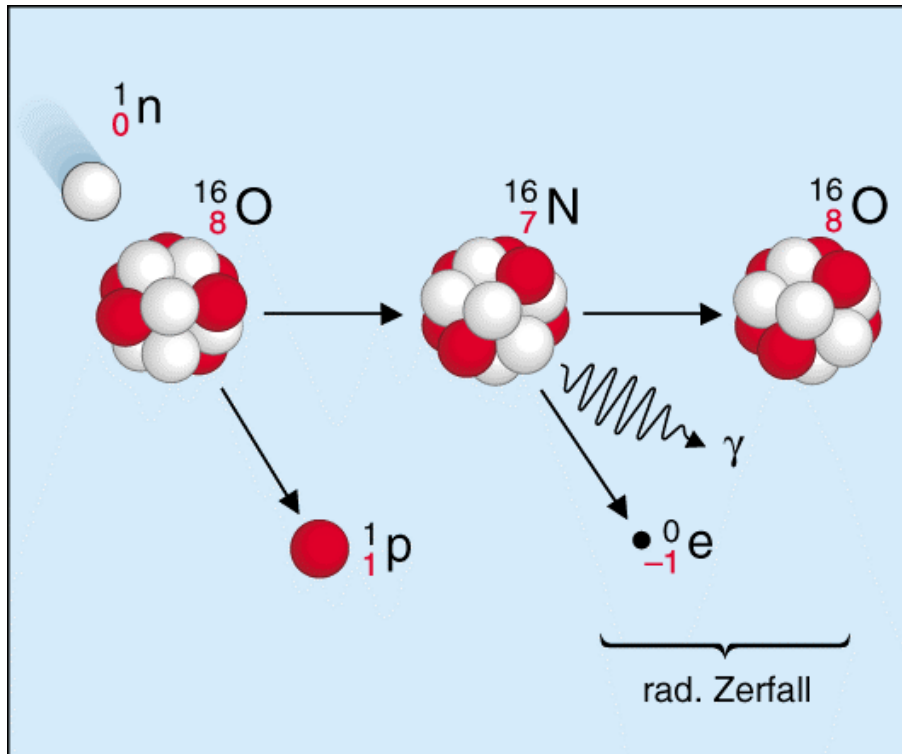
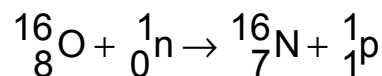
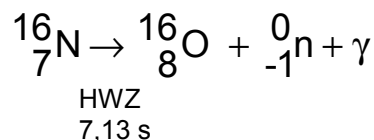


Abb. 5.3: Aktivierung von Sauerstoff durch Neutronen

Der Sauerstoff-16, der im Kühlmittel eines Siedewasserreaktors enthalten ist, wandelt sich z. T. durch Neutroneneinfang in Stickstoff-16 um. Er ist radioaktiv (HWZ 7,13 s).



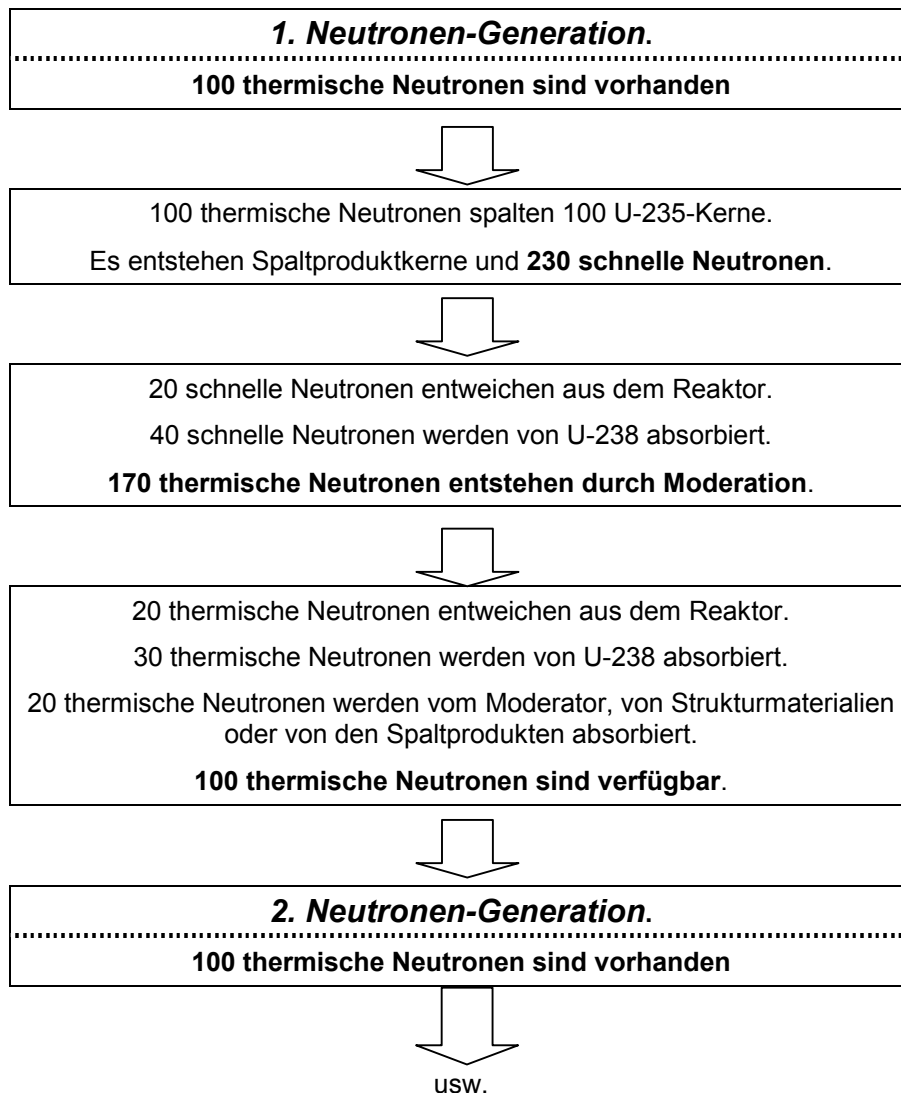
Stickstoff-16 zerfällt unter Aussendung eines Betateilchens zu Sauerstoff-16. Gleichzeitig werden sehr energiereiche Gammaquanten abgegeben.



Die Wahrscheinlichkeit für einen Neutroneneinfang ist von der Bewegungsenergie der Neutronen abhängig. Die Wahrscheinlichkeit ist meist desto größer, je langsamer die Neutronen sind. Das Neutron kann dann längere Zeit in Kernnähe verweilen, wodurch die Wahrscheinlichkeit für eine Einfangreaktion größer wird. Daneben gibt es noch den sog. Resonanzeinfang, bei dem Neutronen ganz bestimmter Energie bevorzugt eingefangen werden.

- Es finden elastische oder unelastische Zusammenstöße mit Atomkernen statt, wodurch die Neutronen Energie verlieren. Ihre Geschwindigkeit wird dadurch verringert. Elastische Zusammenstöße finden im Energiebereich 10 keV bis 1 MeV statt. Die Summe der Bewegungsenergien der Stoßpartner vor und nach dem Stoß ist dann gleich. Zu unelastischen Zusammenstößen kommt es vorwiegend im Energiebereich zwischen 1 MeV und 10 MeV. Dabei ist die Summe der Bewegungsenergien vor und nach dem Stoß nicht gleich. Das Neutron hat den Atomkern angeregt, der die Anregungsenergie in Form eines Gammaquants wieder abgibt.
- Neutronen werden von Kernen des U-235 aufgenommen und lösen dadurch weitere Kernspaltungen aus. Wenn in einem Reaktor eine sich selbst erhaltende Kettenreaktion abläuft, sagt man, der Reaktor ist kritisch. Was dann im einzelnen mit einer Neutronengeneration geschieht, lässt sich in vereinfachter Form zahlenmäßig angeben. Dabei wird hier von 2,3 Neutronen pro Spaltung ausgegangen (Tab. 5.2)





Tab, 5.2: Neutronen in einem kritischen Reaktor

### 5.3 Der Moderator

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 deshalb nur, 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 sogenannter Moderatoren (Bremsmittel). Die Neutronen werden an den Kernen des Moderators durch Stöße abgebremst. 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 dadurch 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. Tabelle 5.3 zeigt,

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

Moderator		mittlere Stoßzahl für eine Abbremsung von 1,75 MeV auf 0,025 eV	Neigung zum Einfang thermischer Neutronen in relativen Einheiten
Wasserstoff	${}^1_1\text{H}$	18	650
Deuterium	${}^2_1\text{H}$	25	1
Beryllium	${}^9_4\text{Be}$	86	7
Kohlenstoff	${}^{12}_6\text{C}$	114	10

Tab. 5.3: Moderatoreigenschaften verschiedener Stoffe

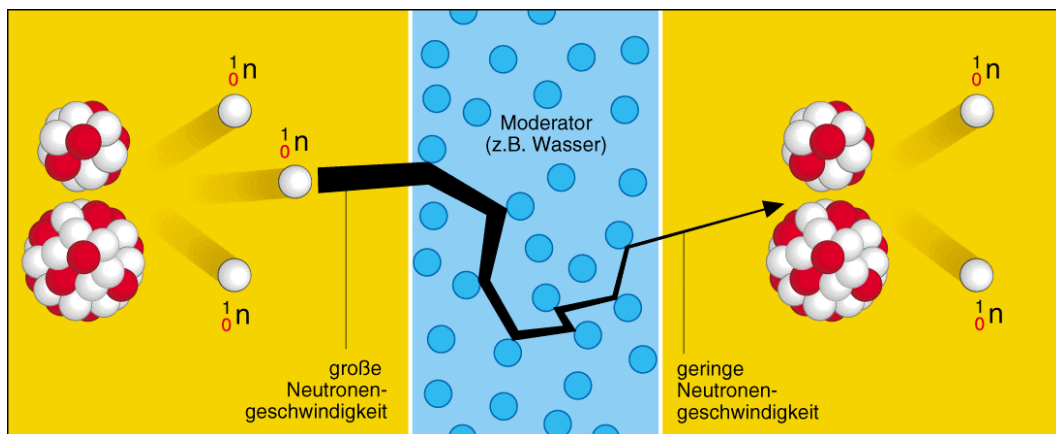
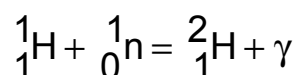


Abb. 5.4: Abbremsung schneller Neutronen durch einen Moderator

- Der Moderator darf nur eine geringe Neigung zum Einfang von Neutronen besitzen, denn vom Moderator absorbierte Neutronen gehen für weitere Kernspaltungen verloren. In Tabelle 5.3 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 650mal so große Neigung, Neutronen in die Atomkerne aufzunehmen. Deuterium in Form von Schwerem Wasser ( $\text{D}_2\text{O}$ ) ist der beste Moderator, seine Herstellung ist jedoch sehr teuer. (Natürliches Wasser enthält ein H-2-Atom auf 6 500  $\text{H}_2\text{O}$ -Moleküle.) Als Moderator wird vielfach auch Graphit (reiner Kohlenstoff) 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 ( $\text{H}_2\text{O}$ ) 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. Da Wasser aber sehr preiswert ist und zusätzlich günstige Eigenschaften besitzt (die Sicherheit des Reaktors betreffend), wird es in der Bundesrepublik Deutschland ausschließlich als Moderator verwendet. Außerdem kann Leichtes Wasser gleichzeitig als Kühlmittel verwendet werden. Bei Verwendung von Wasser als Moderator muß der Neutronenverlust ausgeglichen werden. Dazu erhöht man den Anteil von U-235 von 0,7 % auf 2

bis 4 %. 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.

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 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.

In den Leichtwasserreaktoren (speziell Siedewasserreaktoren) ist das Wasser Kühlmittel und Moderator. Steigen die Anzahl der Kernspaltungen und damit auch die Leistung an, erhöht sich auch hier 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. 5.5). Dadurch sinkt die Anzahl der Kernspaltungen von selbst. Der Dampfblasenkoeffizient ist hier also negativ. Bei dieser Art von Selbststabilisierung spricht man deshalb von inhärenter (innewohnender) Stabilität.

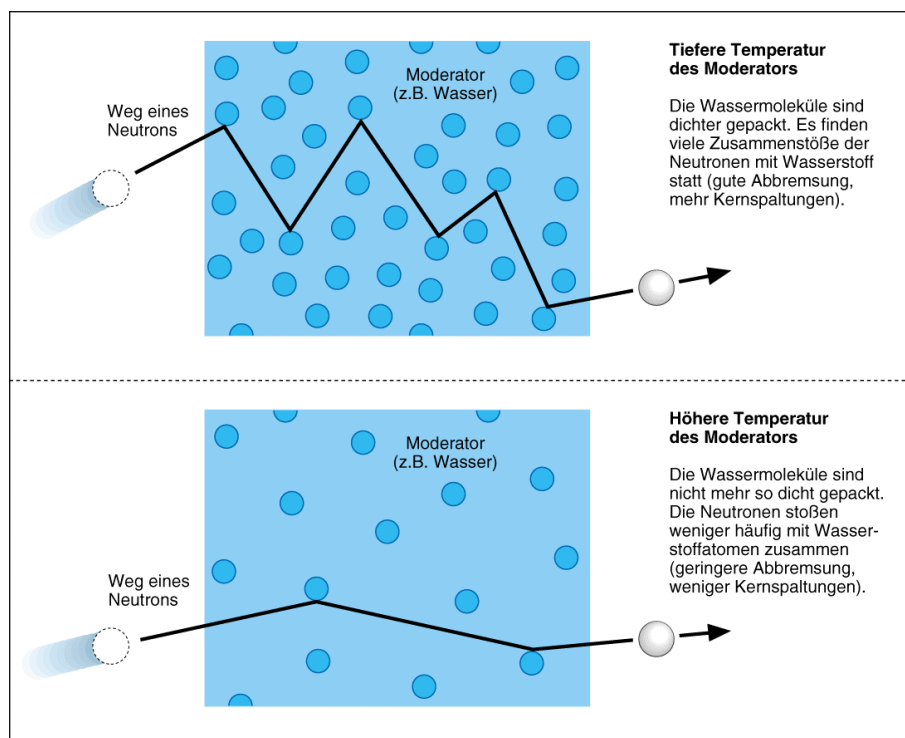


Abb. 5.5: Bei Wasser ist die Moderation von der Temperatur abhängig

Abb. 5.6 gibt für einen graphitmoderierten und einen leichtwassermoderierten Reaktor 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. Der negative Dampfblasenkoeffizient bei Leichtwasserreaktoren war in den 50er Jahren ausschlaggebend für die Wahl dieses Reaktortyps für die Bundesrepublik Deutschland.

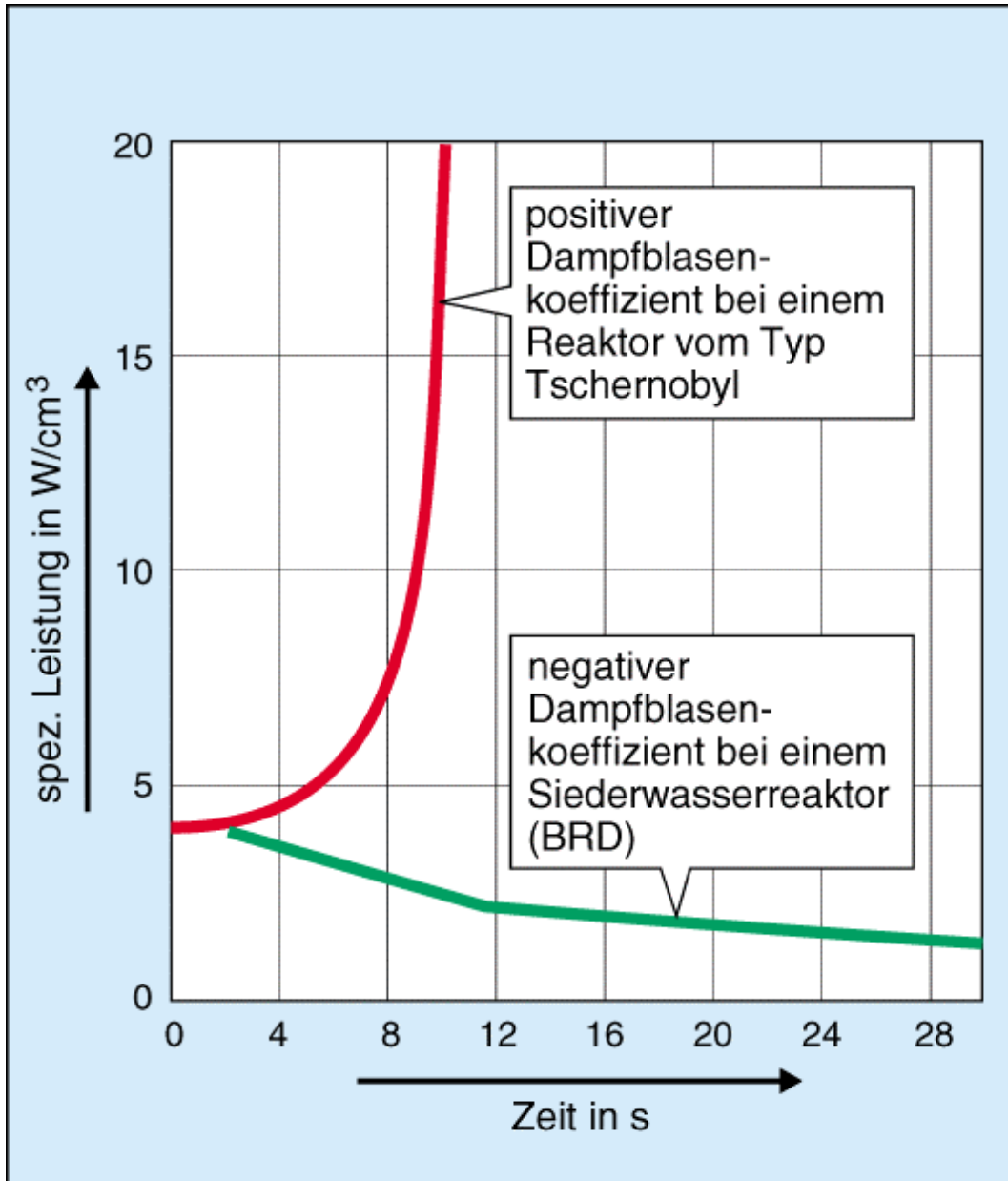


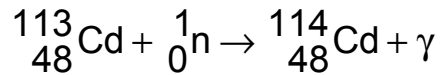
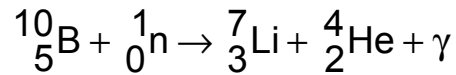
Abb. 5.6: Reaktorleistung beim Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen

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 also einem Anstieg der Anzahl freier Neutronen und damit auch einem Anstieg der Kernspaltungen entgegen. Kleine Leistungsänderungen werden dadurch selbsttätig ausgeglichen.

Zum anderen bedeutet grundsätzlich eine Erhöhung der Moderatortemperatur, daß die Bewegungsenergie der Moderatoratome bzw. Moderatormoleküle zunimmt. Sie überträgt sich dann auch auf die Neutronen, die nun nicht mehr so schnell abgebremst werden.

## 5.5 Steuerung der Kettenreaktion

In einem Reaktor wird die Kettenreaktion dadurch gesteuert, daß man von außen 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 Steuerstäbe 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/ $\text{B}_4\text{C}$ ) die Anzahl freier Neutronen um den Faktor  $10^{10}$  verringern. Der Einfang von Neutronen durch Bor oder Cadmium geschieht durch eine Kernreaktion, bei der eine Sekundärstrahlung ausgesandt wird (Abb. 5.7).

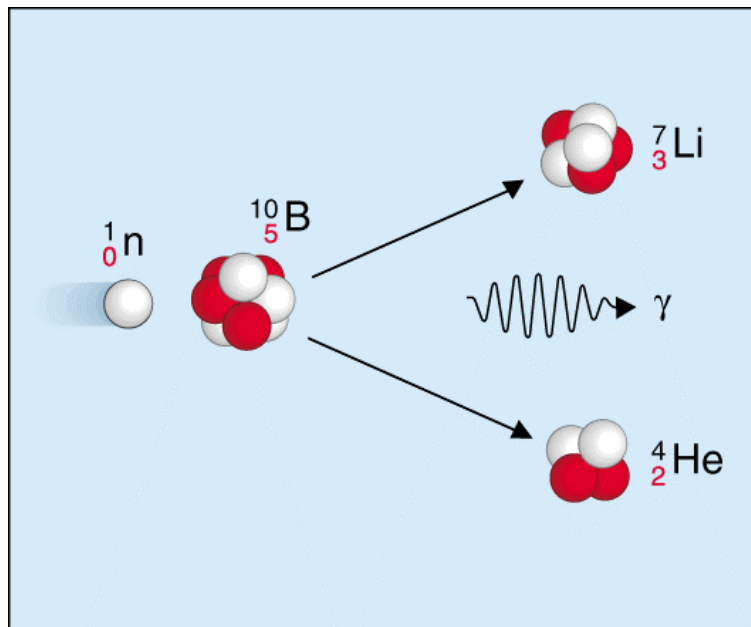


Abb. 5.7: Kernreaktion beim Neutroneneinfang mittels Bor in den Steuerstäben eines Reaktors

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 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.

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

Beim sogenannten 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 Ab-

schalten 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. 5.8).

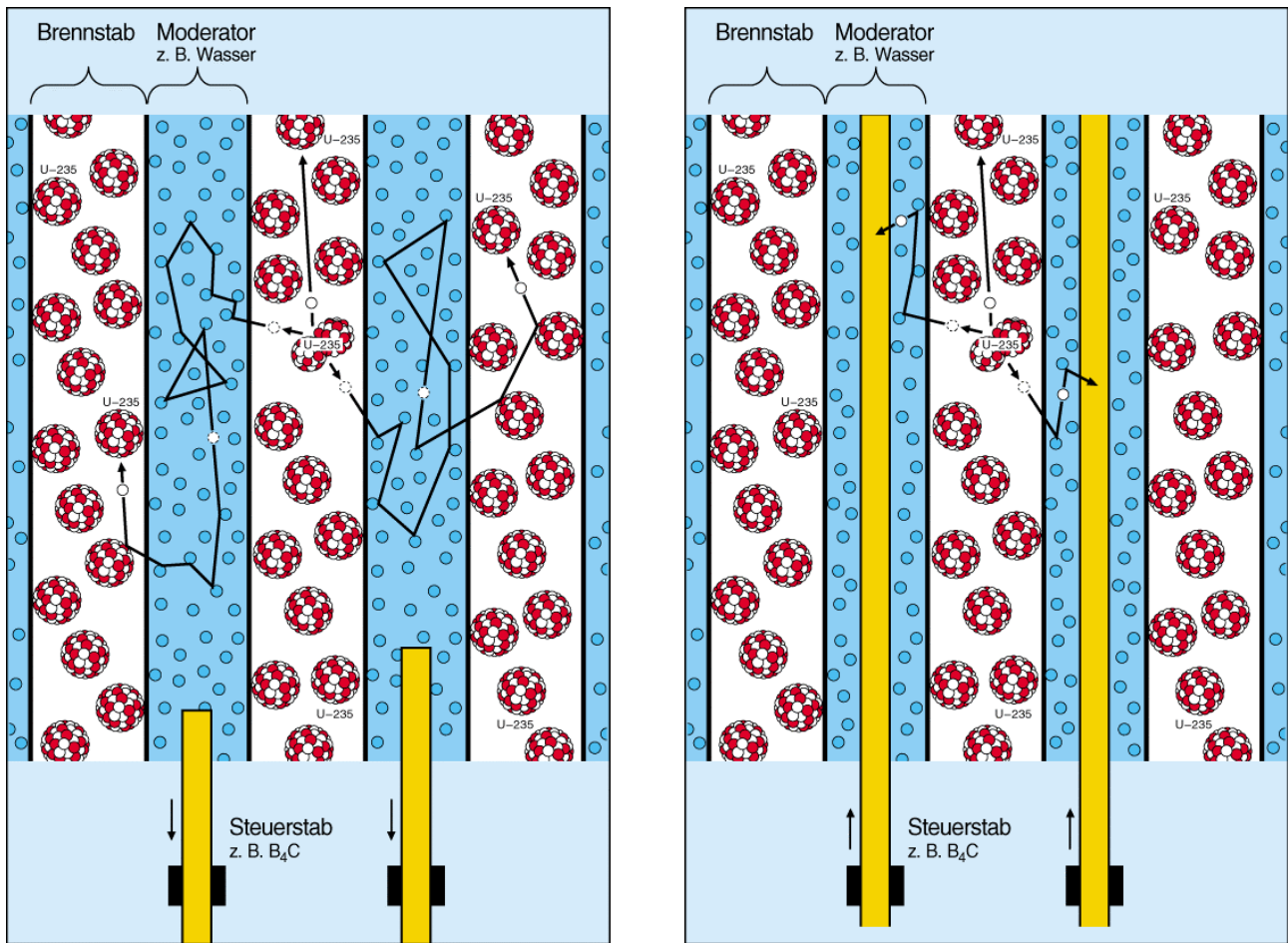
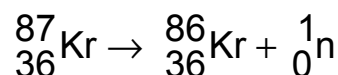
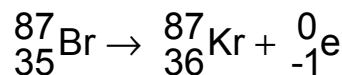


Abb. 5.8: a) Anfahren eines Reaktors ( $k > 1$ )

b) Abschalten des Reaktors ( $k < 1$ )

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 Notschalters 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.

## 5.6 Homogener und heterogener Reaktor

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. Tabelle 5.4 gibt für optimale homogene Mischungen von Natururan und Moderator den maximal erreichbaren Wert für  $k$  an.

Moderator	$k$
Wasser (H <sub>2</sub> O)	0,62
Beryllium (Be)	0,66
Graphit (C)	0,84
Schweres Wasser (D <sub>2</sub> O)	1,33

Tab. 5.4: Maximaler Multiplikationsfaktor für Natururan und verschiedene Moderatoren (homogener Mischung)

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 Maße 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 etwa 30 t Natururan benötigt. Bei Verwendung von Schwerem Wasser hätten bereits 3 t Natururan ausgereicht. Die Neutronenbilanz läßt sich durch Verwendung eines Neutronenreflektors (z. B. Graphit, Beryllium, Schweres Wasser) verbessern. Dadurch wird ein Teil der aus der Oberfläche der Brennstäbe austretenden Neutronen in das Uran zurückgeworfen.

Bei einem Kernreaktor setzt die Kettenreaktion nur ein, wenn eine Mindestmenge an U-235 (oder Pu-239) vorhanden ist. Da während des Reaktorbetriebes 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.

## 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 2 bis 4 % benötigt. Die Anreicherung geschieht in Urananreicherungsanlagen. Für alle Anreicherungsverfahren muß das Uran in Form von Uranhexafluorid (UF<sub>6</sub>) vorliegen. Diese chemische Verbindung verdampft bereits bei 56 °C, so daß also in den Anlagen Gasanteile voneinander getrennt werden.

- Beim Gasdiffusionsverfahren (Abb. 5.9) wird die Tatsache ausgenutzt, daß leichtere Atome oder Moleküle schneller durch eine poröse Wand (Porendurchmesser etwa  $10^{-5}$  mm) wandern als schwerere. Die Anreicherung bei einer Trennstufe ist sehr gering. Es müssen bis zu 2500 Stufen hintereinandergeschaltet werden müssen, 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 Gasdiffusionsverfahren wird in den USA, Frankreich und Rußland eingesetzt.

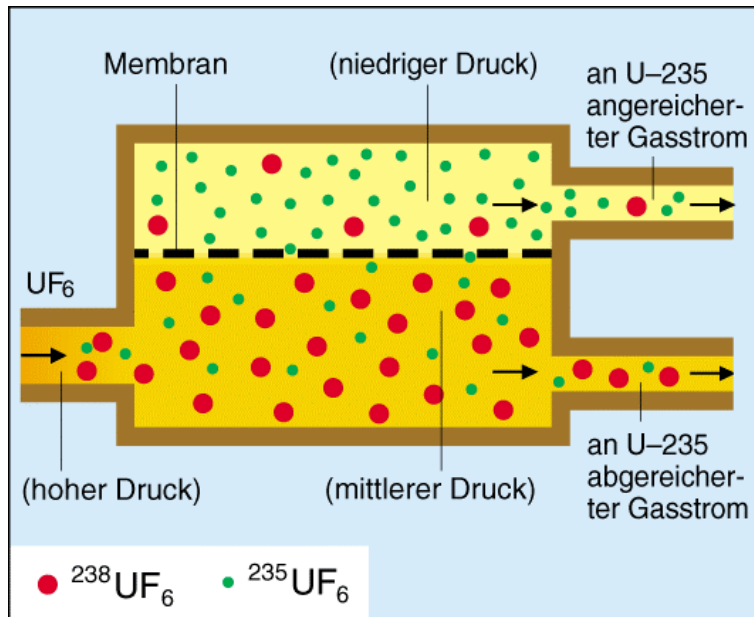


Abb. 5.9: Prinzip des Gasdiffusionsverfahrens

- 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. 5.10). Die Geschwindigkeit an der Peripherie solcher Zentrifugen beträgt bis zu 500 m/s. Bei diesem Verfahren müssen 10 bis 30 Trennstufen hintereinandergeschaltet werden, um die gewünschte Anreicherung zu erhalten. Zentrifugenanlagen existieren z. B. in den Niederlanden, Deutschland und Großbritannien. Sie 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.

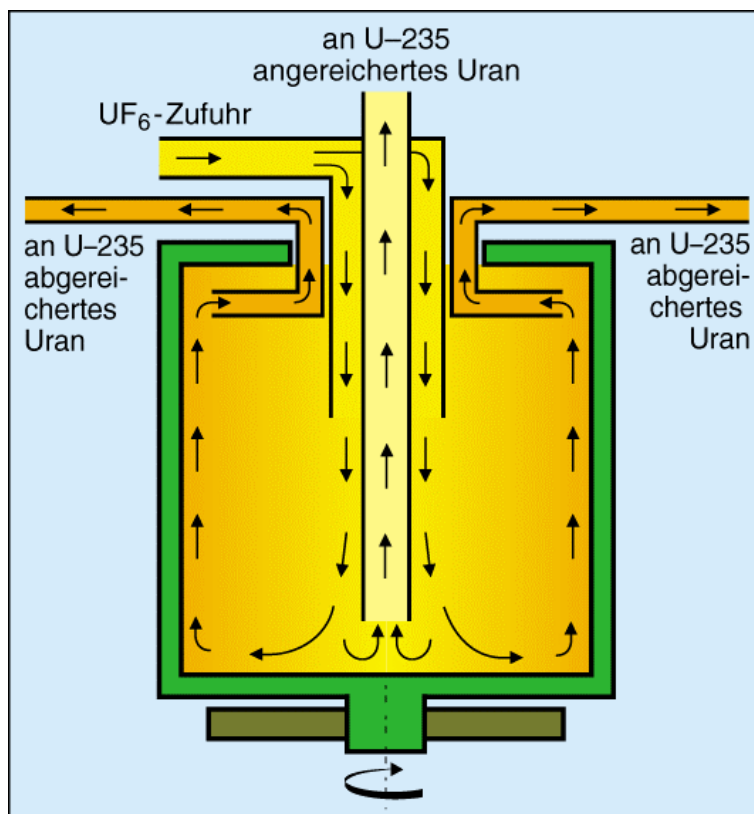


Abb. 5.10: Prinzip des Zentrifugenverfahrens



- Beim Trenndüsenverfahren wird ein Gasgemisch aus  $\text{UF}_6$  und He mit hohem Druck in eine Düse gepreßt, aus der es dann mit hoher Geschwindigkeit austritt. Danach wird der Gasstrom um  $180^\circ$  umgelenkt (Abb. 5.11). Da die schwereren Moleküle eine größere Trägheit besitzen als die leichteren, ist ihre Richtungsänderung geringer. An U-235 angereichertes und abgereichertes  $\text{UF}_6$  lassen sich dann getrennt auffangen. Um das U-235 auf 2 bis 4 % anzureichern, muß dieser Vorgang 400 bis 500mal wiederholt werden. Inwieweit sich das Trenndüsenverfahren durchsetzen wird, ist heute noch nicht abzusehen.

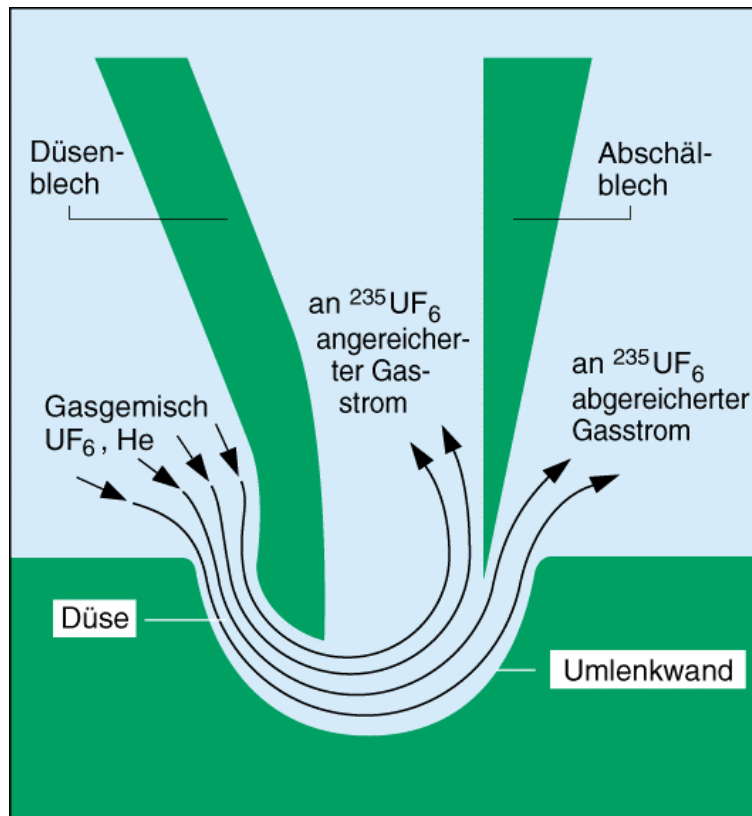


Abb. 5.11: Prinzip des Trenndüsenverfahrens

Das an U-235 angereicherte Uranhexafluorid besteht z. B. aus 3 %  $^{235}\text{UF}_6$  und aus 97 %  $^{238}\text{UF}_6$ . Es wird anschließend in  $\text{UO}_2$ -Pulver umgewandelt, das dann zu Tabletten verarbeitet wird ( $\text{UO}_2$ -Pellets). Sie bilden den sogenannten Kernbrennstoff. (Dieser Name ist eigentlich irreführend, denn in einem Reaktor findet keine Verbrennung statt. Der exaktere Ausdruck wäre Spaltstoff.)

## 5.8 Der Naturreaktor von Oklo

In Gabun (Westafrika) gibt es ergiebige Uranerzvorkommen, die seit Ende der 60er 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 der Analysetechniker 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 Prozent weniger als sonst bei allen anderen Uranerzvorkommen auf der Welt festgestellt worden war. Eine Wiederholung der Analyse ergab denselben Wert, so daß ein Meßfehler ausgeschlossen werden konnte.

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 stattge-

fundene Kettenreaktion erhielt man durch den Nachweis der dabei entstandenen Spaltprodukte. 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 zuviel Neutronen einfangen.

Die Urankonzentration (U-238 und U-235) 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 % (HWZ von U-235 ca. 0,72 Mrd. Jahre). Unter diesen Bedingungen konnte dann auch Wasser (z. B. Regenwasser) der Moderator sein. Neutronenabsorbierende Stoffe mußten ebenfalls weitestgehend gefehlt haben.

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 (und nicht zu einer unkontrollierten) 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 soviel Neutronen eingefangen, daß die Kettenreaktion nicht lawinenartig ablief.
- 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. Diese Unterbrechungen der Kettenreaktion schätzt man auf höchstens zwei bis drei Stunden.

## 6 Kernkraftwerke

### 6.1 Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor (Beispiel: Kernkraftwerk Krümmel)

Die Brennelemente, die das Uran-dioxid 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 Sattdampf mit einer Temperatur von 283 °C und einem Druck von ca. 67 bar (6,7 MPa) direkt der Turbine zugeführt. Die Dampfmenge beträgt bis zu 7 200 t Dampf pro Stunde. Die Turbine ist mit einem Drehstromgenerator gekoppelt, der eine Leistung von 1316 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 56 000 t Kühlmittel durch seinen Kern.

Der aus der Turbine austretende Dampf wird im Kondensator verflüssigt. Dazu sind pro Stunde etwa 265 000 m<sup>3</sup> Kühlwasser erforderlich, die der Elbe entnommen werden. Das Speisewasser wird durch Vorwärmanlagen auf eine Temperatur von 215 °C gebracht und dem Reaktor wieder zugeführt.

Die 205 Steuerstäbe, die das neutronenabsorbierende Material (Borcarbid + Hafnium) enthalten, werden elektromotorisch (Normalantrieb) oder hydraulisch (Schnellabschaltung) von unten in den Reaktorkern eingefahren oder wieder herausgezogen.

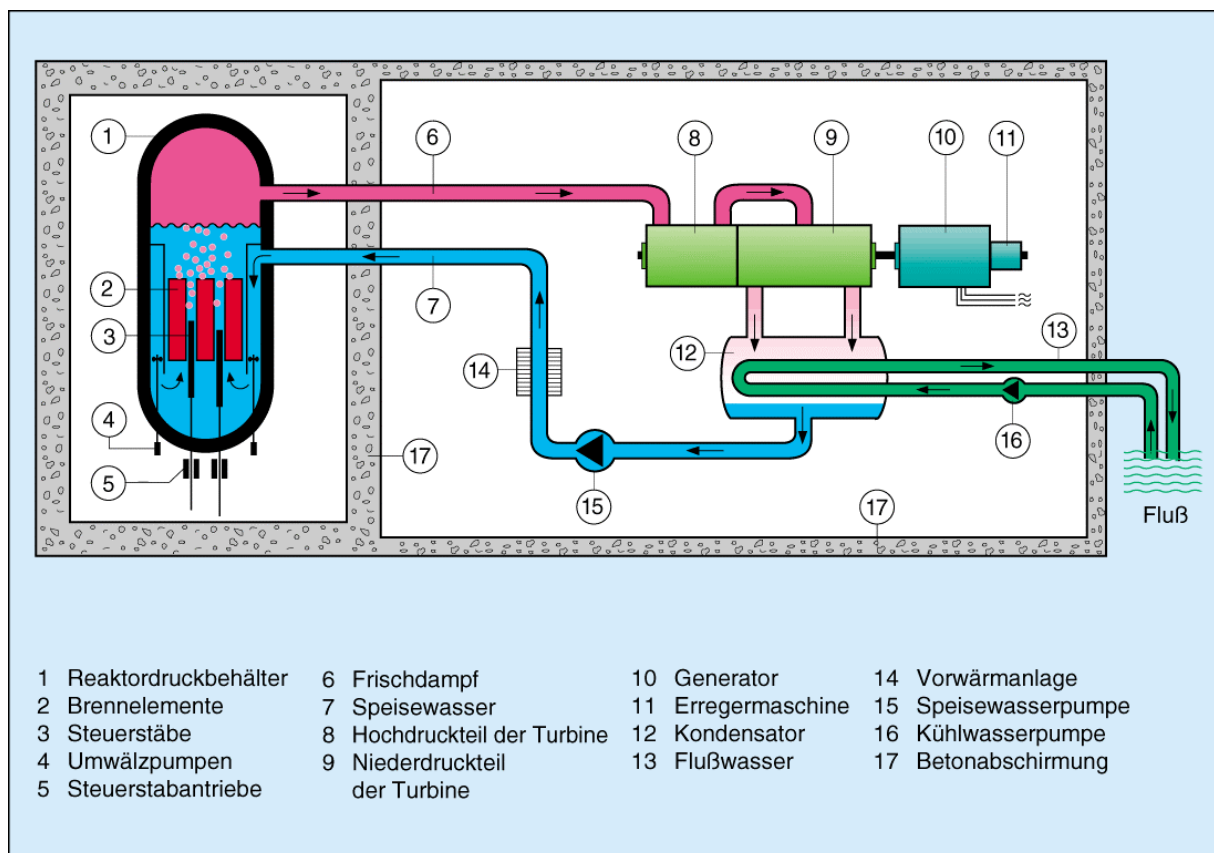


Abb. 6.1: Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor (vereinfachte Schemazeichnung)

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.

Kernbrennstoff	UO <sub>2</sub>	Kühlmittel und Moderator	H <sub>2</sub> O, voll entsalzt
Anreicherung an U-235	3,49 und 3,31 %	therm. Reaktorleistung	3 690 MW
Kernbrennstoffmenge	151 t	elektr. Bruttoleistung	1 316 MW
Anzahl der Brennelemente	840	elektr. Nettoleistung	1 260 MW
Brennstablänge	4,17 m	Nettowirkungsgrad	34,1 %
Brennstabdurchmesser	11 mm	mittlere Leistungsdichte im Reaktorkern	49,6 kW/dm <sup>3</sup>
Anzahl der Brennstäbe je Brennelement	72	Entlade-Abbrand (Gleichgewichtskern)	ca. 45 000 MWd/t U
Anzahl der Steuerstäbe	205	Wärmeübertragungsfläche im Reaktorkern	7 963 m <sup>2</sup>
Absorbermaterial	Borcarbid + Hafnium	Kondensator-Kühlfläche	3 x 20 000 m <sup>2</sup>

Tab. 6.1: Technische Daten zum Kernkraftwerk Krümmel

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 Sicherheitsvorrichtungen in einem kugelförmigen Sicherheitsbehälter, der in Abb. 6.1 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 (15,7 MPa) 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. 6.2 dargestellt) an das Wasser eines Sekundärkreises ab. Aufgrund der hohen Temperatur und des niedrigeren Druckes verdampft es im Sekundärkreis und liefert pro Sekunde 2 061 t Sattdampf von 285 °C und einem Druck von 66 bar (6,6 MPa). 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 1 395 Megawatt (Wirkleistung) bei einer Spannung von 27 kV. Die Frequenz beträgt 50 Hz.

Im Kondensator wird der aus der Turbine austretende Dampf wieder verflüssigt. Dazu sind etwa 208 000 m<sup>3</sup> Kühlwasser pro Stunde erforderlich, die der Elbe entnommen werden. Das Kondensat wird durch einer Vorwärmanlage zugeführt, auf 218 °C vorgewärmt und anschließend in den Dampferzeuger zurückgeleitet.

Für die Steuerstäbe des Reaktors wird z. B. eine Legierung aus Silber, Indium und Cadmium als Absorbersubstanz verwendet. Für schnelle Steuervorgänge können 61 Steuerstäbe ganz oder teilweise in den Reaktor eingefahren und wieder herausgezogen 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.

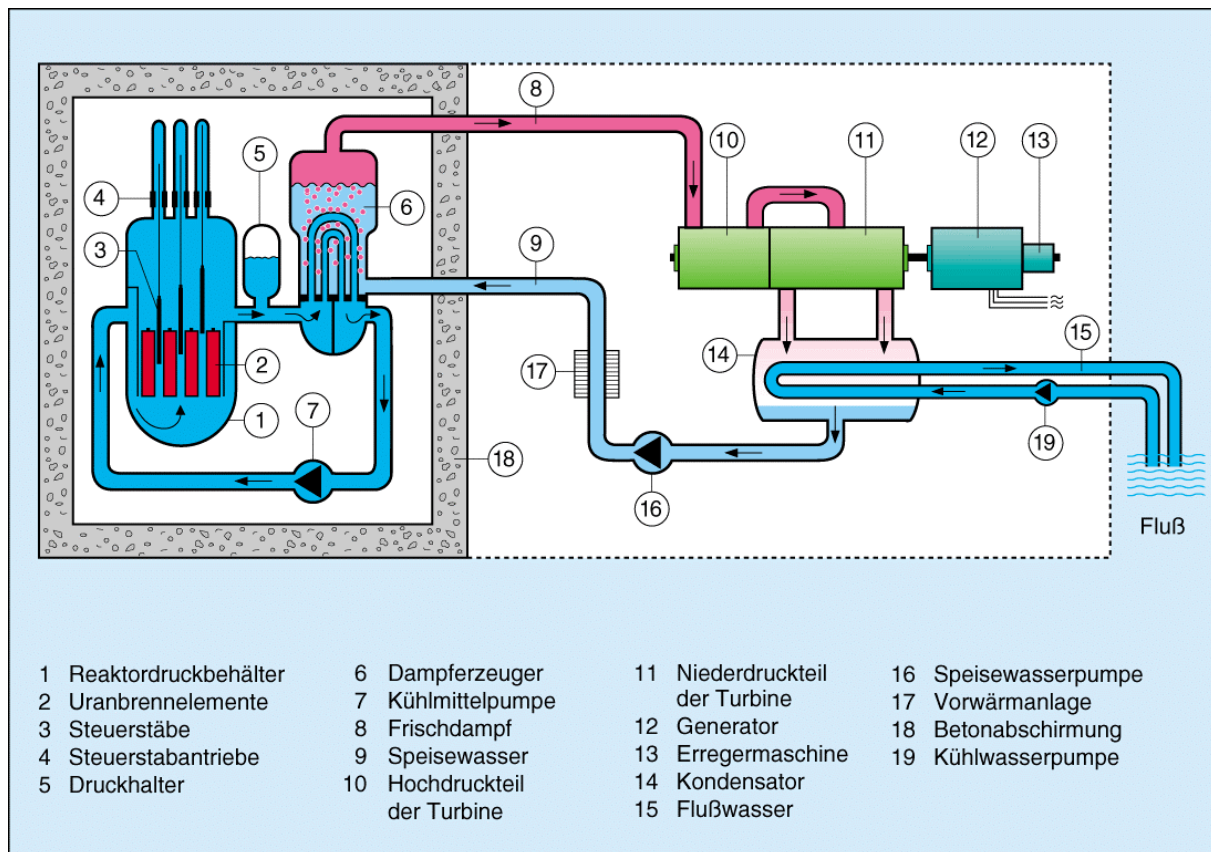


Abb. 6.2: Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor (vereinfachte Schemazeichnung)

Kernbrennstoff	UO <sub>2</sub>	Kühlmittel und Moderator	H <sub>2</sub> O, voll entsalzt
Anreicherung an U-235	1,9 % / 2,5 % / 3,5 %	therm. Reaktorleistung	3 765 MW
Kernbrennstoffmenge	103 t	elektr. Bruttoleistung	1 395 MW
Anzahl der Brennelemente	193	elektr. Nettoleistung	1 326 MW
Brennstablänge	4,83 m	Nettowirkungsgrad	ca. 35,5 %
Brennstabdurchmesser	10,75 mm	mittlere Leistungsdichte im Reaktorkern	93,2 kW / dm <sup>3</sup>
Anzahl der Brennstäbe je Brennelement	236	Entlade-Abbrand (Gleichgewichtskern)	ca. 53 000 MWd/t U
Anzahl der Steuerstäbe	61	Wärmeübertragungsfläche im Reaktorkern	6 036 m <sup>2</sup>
Absorbermaterial	In, Ag, Cd	Kondensator-Kühlfläche	3 x 20 781m <sup>2</sup>

Tab. 6.2: Technische Daten zum Kernkraftwerk Brokdorf

### 6.3 Kernkraftwerk mit Schnellem Brutreaktor

In Siede- und Druckwasserreaktoren kann von den in der Natur vorhandenen Uranisotopen nur das Uran-235 gespalten werden. Es ist im natürlichen Uran mit 0,7 % enthalten und in den Brennelementen auf bis zu 3,5 % angereichert. Das Uran-238 ist in diesen Reaktortypen als Spaltstoff nicht zu verwenden. Der Kern eines Atoms Uran-238 kann aber ein Neutron aufnehmen und sich anschließend in mehreren Stufen zu Plutonium-239 umwandeln. Dies wird am effektivsten durch schnelle Neutronen gespalten und ist deshalb als Spaltstoff geeignet. In Schnellen Brutreaktoren werden beide Vorgänge gezielt herbeigeführt.

- Es finden Kernspaltungen statt, wodurch Energie freigesetzt wird.
- Ein Teil des Uran-238 wird in spaltbares Plutonium-239 umgewandelt (Brutvorgang).

Bei Brutreaktoren ist eine hohe Konzentration an spaltbarem Plutonium notwendig, weil schnelle Neutronen verwendet werden. Sie führen mit geringerer Wahrscheinlichkeit zu Kernspaltungen als langsame. Der Reaktorkern ist deshalb kompakter gebaut und besitzt eine Spaltstoffkonzentration, die deutlich höher liegt als bei den Leichtwasserreaktoren. In Brutreaktoren kann der Prozeß so gesteuert werden, daß aus Uran-238 mehr spaltbares Plutonium-239 erzeugt wird, als durch Kernspaltungen verbraucht wird. Da sowohl bei der Kernspaltung als auch bei der Erbrütung von Plutonium schnelle Neutronen eingesetzt werden, nennt man diesen Reaktortyp "Schneller Brüter" oder "Schneller Brutreaktor".

In dem französischen Brutreaktor Phénix konnte nachgewiesen werden, daß auf 100 Plutoniumkerne, die gespalten werden, 115 Plutoniumkerne neu erbrütet werden. Es entsteht also ein Überschuß an spaltbarem Material, das in anderen Leichtwasserreaktoren oder Brutreaktoren als Spaltstoff eingesetzt werden kann. Da aber bei der Aufbereitung der Spalt- und Brutstoffe Verluste entstehen, kann durch den Einsatz von 100 g Plutonium letztlich nicht 115 g Plutonium gewonnen werden. Nach dem heutigen Stand der Technik ist es aber möglich, das Natururan etwa 60mal besser auszunutzen als in den Leichtwasserreaktoren.

Da Brutreaktoren nur mit schnellen Neutronen betrieben werden, darf kein Moderator vorhanden sein. Als Kühlmittel kommt deshalb auch kein Wasser in Frage. Es würde die Neutronen zu schnell auf geringe Geschwindigkeiten abbremsen (moderieren). Außerdem könnte Wasser die große Menge an Wärmeenergie, die aufgrund der hohen Spaltstoffkonzentration erzeugt wird, nicht schnell genug abführen. Als Kühlmittel wird deshalb flüssiges Natrium verwendet. Sein Schmelzpunkt liegt bei 98 °C, sein Siedepunkt bei 883 °C. Mit einer Temperatur von rund 400 °C tritt es von unten in den Reaktorkern ein und verläßt ihn wieder mit etwa 550 °C. Da das Natrium dabei nicht siedet, ist auch der entstehende Druck relativ niedrig. Im Primärkreislauf liegt er bei etwa 10 bar (1 MPa). In einem Zwischenwärmetauscher gibt das flüssige Natrium des Primärkreislaufs seine Wärme an das Natrium eines Sekundärkreislaufs ab. Ein weiterer Wärmetauscher bildet den Dampferzeuger. In ihm erzeugt das flüssige Natrium des Sekundärkreislaufs Wasserdampf von 487 °C (bei 177 bar), der dann einer Dampfturbine zugeführt wird.

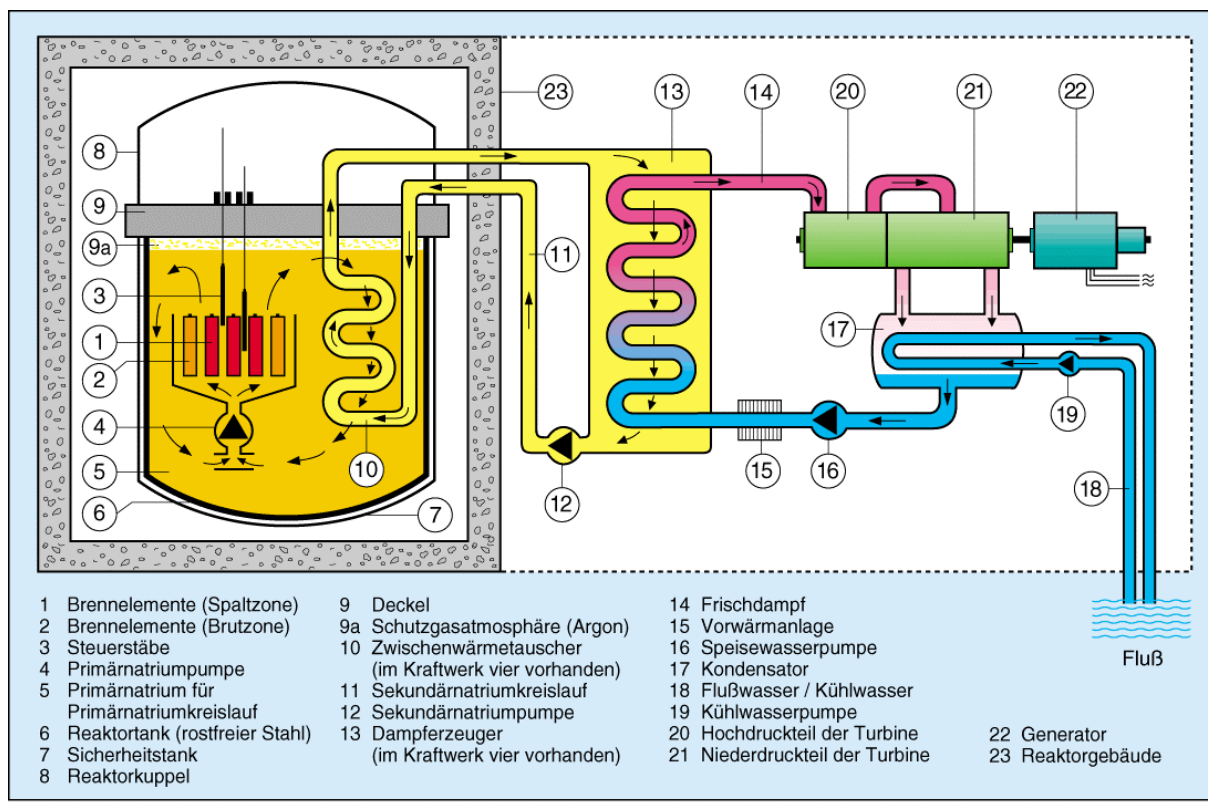
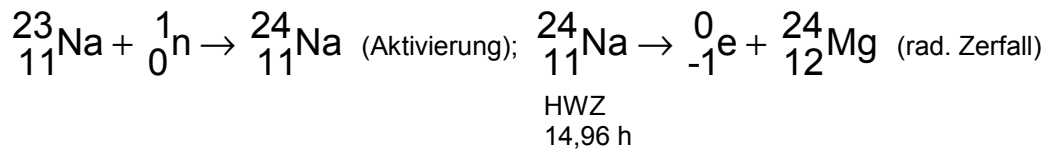


Abb. 6 3: Kernkraftwerk mit Schnellbrüterreaktor (vereinfachte Schemazeichnung)

Die Verwendung von drei Kreisläufen ist aus sicherheitstechnischen Gründen notwendig. Das Natrium, das im Reaktor strömt, wird durch die freien Neutronen radioaktiv. Es entsteht radioaktives Na-24, das unter Aussenden eines Betateilchens zu Magnesium zerfällt. Um das radioaktive Natrium in der Sicherheitszone des Reaktorgebäudes zu halten, wird die Wärme über einen sekundären Natriumkreislauf dem Wasser-Dampf-Kreislauf zugeführt. Das Natrium in dem sekundären Kreislauf ist nicht mehr radioaktiv. Der zweite Natri-

um-Kühlkreislauf verhindert also, daß bei Störfällen das radioaktive Natrium des Primärkreislaufs mit dem Wasser-Dampf-Kreislauf in Berührung kommt.



#### 6.4 Kernkraftwerk mit Thorium-Hochtemperaturreaktor (Beispiel: THTR-300)

Eine weitere Möglichkeit, Kernenergie zur Erzeugung elektrischer Energie zu nutzen, bietet der Hochtemperaturreaktor. Wie im Namen ausgedrückt wird, können mit diesem Reaktortyp relativ hohe Temperaturen erzeugt werden. Während Leichtwasserreaktoren Kühlmitteltemperaturen bis etwa 330 °C und Schnelle Brüter bis 550 °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) erzeugt werden.

In der Nähe von Hamm (Westfalen) ist von 1985 bis 1989 ein Hochtemperaturreaktor betrieben worden, um technische Erfahrungen mit dieser Technologie zu gewinnen. Aus wirtschaftlichen Gründen wird die Reaktorlinie jedoch zur Zeit nicht weiter verfolgt. Da sie aber eine technisch sehr interessante Lösung darstellt, wird das Demonstrationskraftwerk von Hamm hier beschrieben.

Die Brennelemente in dem bei Hamm errichteten Hochtemperaturreaktor THTR-300 waren Graphitkugeln mit einem Durchmesser von 6 cm. Sie enthielten als Spaltstoff etwa 1 g Uran-235 und als Brutstoff etwa 10 g Thorium-232 in Form beschichteter Teilchen von 0,5 bis 0,7 mm Durchmesser. Etwa 35 000 solcher umhüllten Teilchen waren in einer Kugel untergebracht (Abb. 6.4).

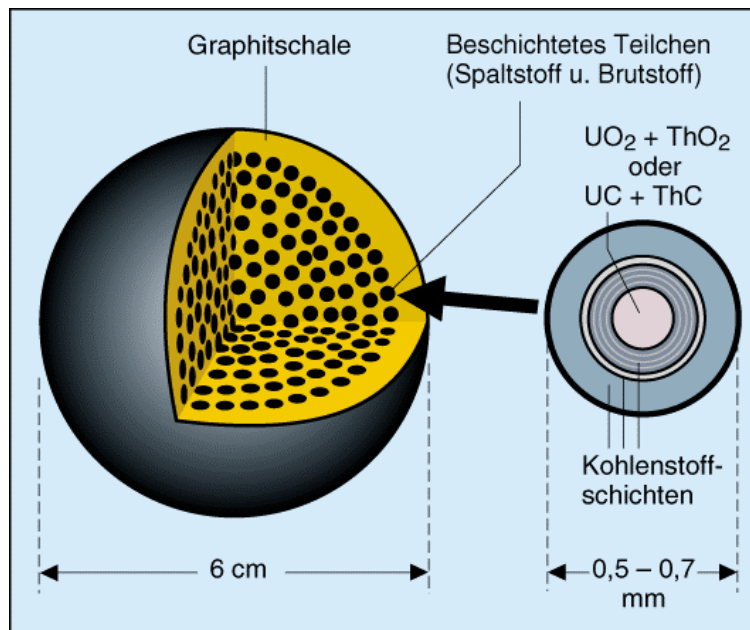


Abb. 6.4: Kugelförmiges Brennelement des THTR-300

Das Uran-235 läßt sich durch langsame Neutronen spalten. Aus dem Thorium-232 wurde Uran-233 erbrütet, das ebenfalls durch langsame Neutronen spaltbar ist. Während des Betriebes erzeugte der Thorium-Hochtemperaturreaktor also einen Teil des Spaltstoffs selbst. Bei diesem Reaktortyp wurde Graphit als Moderator verwendet.

Rund 675 000 kugelförmige Betriebselemente waren in dem Reaktor untergebracht. Diese Erstbeladung bestand aus ca. 360 000 Brennelementkugeln, ca. 280 000 Graphitkugeln (zusätzlicher Moderator) und ca. 35 000 borhaltigen Kugeln (Absorber). Die Brennelementkugeln befanden sich in einem Behälter aus Graphitblöcken mit einem Durchmesser von 5,6 m und einer Höhe von 6 m. Er stützte den Kugelhaufen ab und

diente gleichzeitig als Neutronenreflektor. Um die bei den Kernprozessen auftretende Gammastrahlung abzuschirmen, war der Graphitbehälter von einem eisernen Schild umgeben (Abb. 6.5).

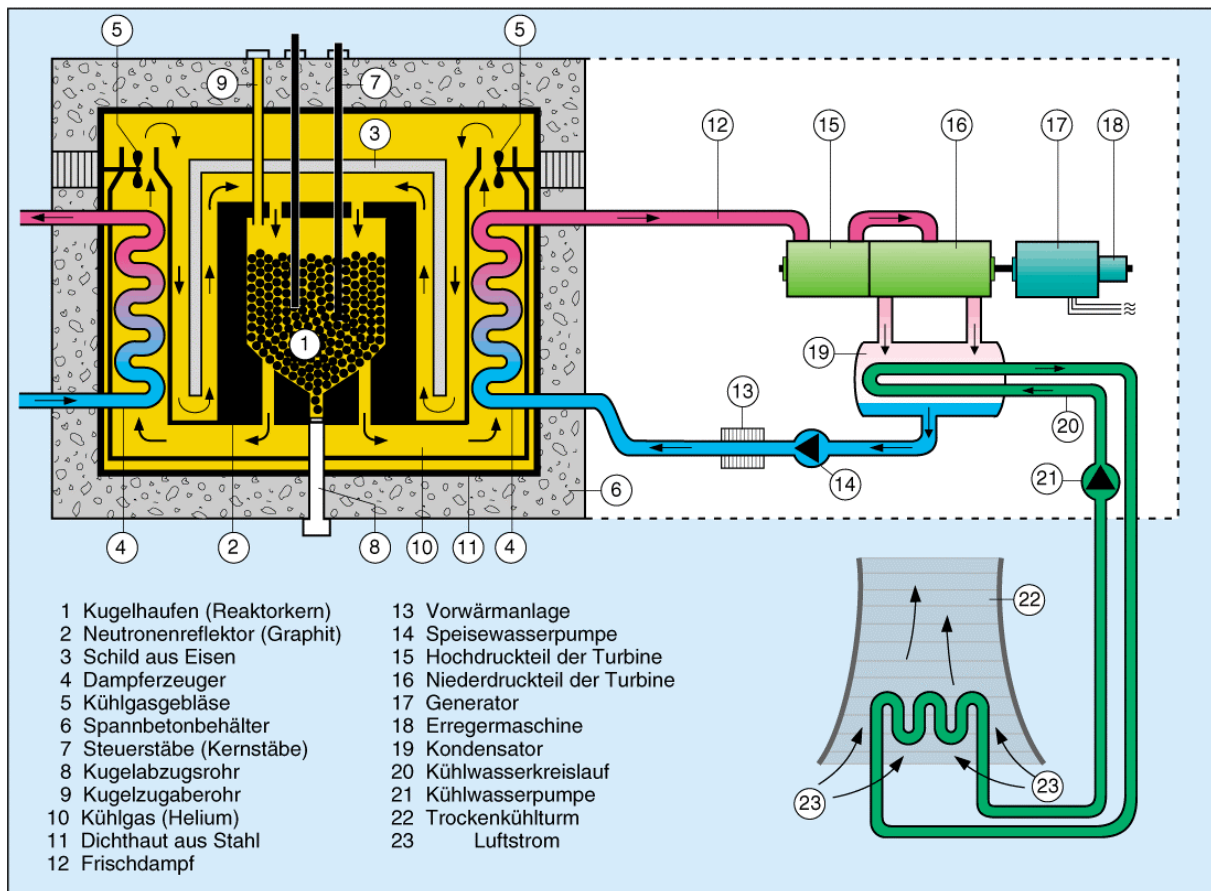


Abb.6.5: Kernkraftwerk mit Thorium-Hochtemperaturreaktor (vereinfachte Schemazeichnung)

Die im Reaktor erzeugte Wärme wurde durch das Edelgas Helium nach außen geführt (Heliumkühlkreis). Es strömte von oben mit einer Temperatur von 250 °C in den Reaktor und verließ ihn unten mit einer Temperatur von 750 °C. In sechs Dampferzeugern (in der Abbildung nur zwei dargestellt) gab das Helium seine Wärme an einen Wasser-Dampf-Kreislauf ab. Zur Steuerung und Abschaltung des Reaktors konnten 42 Regelstäbe von oben in den Kugelhaufen eingefahren werden.

Die Hauptkomponenten (Kugelhaufen, Neutronenreflektor, Schild aus Eisen, Dampferzeuger, Kühlmittelgebläse sowie Einrichtungen zur Reaktorsteuerung und Reaktorabschaltung) waren in einem berstsicheren Spannbetonbehälter mit einer Wandstärke von 4,5 bis 5 m untergebracht. Er hielt dem Innendruck von etwa 40 bar (4 MPa) stand und diente gleichzeitig zur Abschirmung der Neutronen- und Gammastrahlung.

Im Reaktordruckbehälter befand sich auch die Beschickungsanlage. Sie ermöglichte eine fortlaufende Entnahme und Zugabe der kugelförmigen Brennelemente. Bei Vollast wurden an einem Tag 3 700 Kugeln umgesetzt und etwa 620 abgebrannte Brennelemente durch neue ersetzt. Die Brennelemente sollten im Mittel ungefähr drei Jahre im Reaktor bleiben und ihn in dieser Zeit rund sechsmal durchlaufen.

Mit dem in den Wärmetauschern erzeugten Dampf wurde eine Turbinenmaschine angetrieben, die mit einem Generator gekoppelt war. Zur Kondensatorkühlung wurde bei dem Thorium-Hochtemperaturreaktor ein Kühlkreislauf mit einem Naturzug-Trockenkühlturm verwendet. Die durch den Turm emporsteigende Luft führte die Wärme des Kondensatorkühlkreises ab. Die Wärme wurde also nicht, an einen Fluß, sondern an die Luft abgegeben.

Der Thorium-Hochtemperaturreaktor zeichnet sich durch besondere Sicherheit aus. Das Kühlmittel Helium wird durch Neutronenbestrahlung praktisch nicht aktiviert. Außerdem verhält es sich auch bei hohen Temperaturen chemisch neutral. Der in den Brennelementekugeln eingesetzte Graphit mit einer Schmelztemperatur von 3 650 °C konnte bei den im Reaktor auftretenden Temperaturen nicht schmelzen.



thermische Leistung	759,5 MW	<b>Primärkühlkreislauf:</b>	
elektrische Leistung	307,5 MW	Kühlmittel	He
Wirkungsgrad	40,49 %	Eintrittstemperatur	250 °C
Spaltstoff	U-235	Austrittstemperatur	750 °C
Masse des Spaltstoffs U-235	344 kg	Druck	39,2 bar (3,92 MPa)
Brutstoff	Th-232	<b>Wasser-Dampf-Kreislauf:</b>	
Masse des Brutstoffs	6 400 kg	Arbeitsmittel	H <sub>2</sub> O
Spaltstoffanteil am Schwermetall-Einsatz	5,4 %	Speisewassertemperatur	180 °C
Absorbermaterial	B <sub>4</sub> C	Frischdampftemperatur	530 °C
		Frischdampfdruck	177,5 bar (17,75 MPa)

Tab. 6.3: Technische Daten zum THTR-300

## 6.5 Kernkraftwerk mit Siedewasser-Druckröhrenreaktor (Beispiel: RBMK 1000)

RBMK ist die Abkürzung der russischen Bezeichnung für einen heterogenen, wassergekühlten, graphitmoderierten Druckröhrenreaktor. Die Zahl 1000 gibt die elektrische Leistung in MW an. Der Reaktorkern besteht aus etwa 1700 t Graphitziegeln, die zu einem zylindrischen Block von 7 m Höhe und 12 m Durchmesser aufgeschichtet sind. Das Volumen des Reaktorkerns ist mehr als 10mal größer als bei einem Siedewasserreaktor der Bundesrepublik Deutschland.

In dem Block aus Graphitziegeln befinden sich senkrechte Bohrungen für die 1 661 Druckröhren. In ihnen hängen je zwei Brennelemente übereinander. Jedes Brennelement ist etwa 3,65 m lang und enthält etwa 115 kg Uran. Insgesamt befinden sich 190 t UO<sub>2</sub> mit einem Anteil von 2 % U-235 im Reaktor. Für die 211 Steuer- bzw. Absorberstäbe gibt es eine entsprechende Anzahl weiterer Bohrungen.

Der Graphitblock mit den Druckröhren ist von einem Stahlbehälter umkleidet, der jedoch nicht als Druckbehälter konstruiert ist. Der freie Raum im Behälter ist mit einem Schutzgas ausgefüllt (Verhinderung von Graphitbränden). In den Brennelementen finden Kernspaltungen statt. Die dabei erzeugte Wärme wird vom Wasser aufgenommen, das dadurch z. T. verdampft. Das Wasser-Dampf-Gemisch gelangt aus den Druckröhren zu Dampfabscheidern, in denen eine Trennung von Wasser und Dampf herbeigeführt wird. Der Dampf strömt zu zwei Turbinen, das Wasser wird wieder in den Reaktor zurückgepumpt.

Für die Entwicklung des RBMK-Typs in der ehemaligen UdSSR gab es mehrere Gründe.

- Die technische Fertigung von Druckröhren und Dampfabscheidern ist wesentlich einfacher als die von Druckbehältern und Dampferzeugern.
- Die Entwicklung von Reaktoren größerer Leistung ist bei diesem Typ leicht möglich, da gleiche Komponenten lediglich in ihrer Anzahl vermehrt zu werden brauchen.
- Ein Brennelementwechsel ist während des Betriebes möglich, was Stillstandzeiten vermeidet.
- Um Plutonium zu gewinnen, können die Brennelemente nach der optimalen Brutzeit während des Betriebes entnommen werden.

Den ökonomischen Vorteilen stehen jedoch eine Reihe reaktortechnischer Nachteile gegenüber.

- Der Dampfblasenkoeffizient ist positiv. (Der Reaktor neigt zu instabilem Verhalten.)
- Das Volumen des Reaktorkerns ist mehr als 10mal so groß wie bei Leichtwasserreaktoren. Es ist eine aufwendige und komplizierte Steuerung der Kettenreaktion notwendig.
- Es müssen fast 2 000 Druckröhren überwacht werden.
- Es fehlen Reaktordruck- und Sicherheitsbehälter.

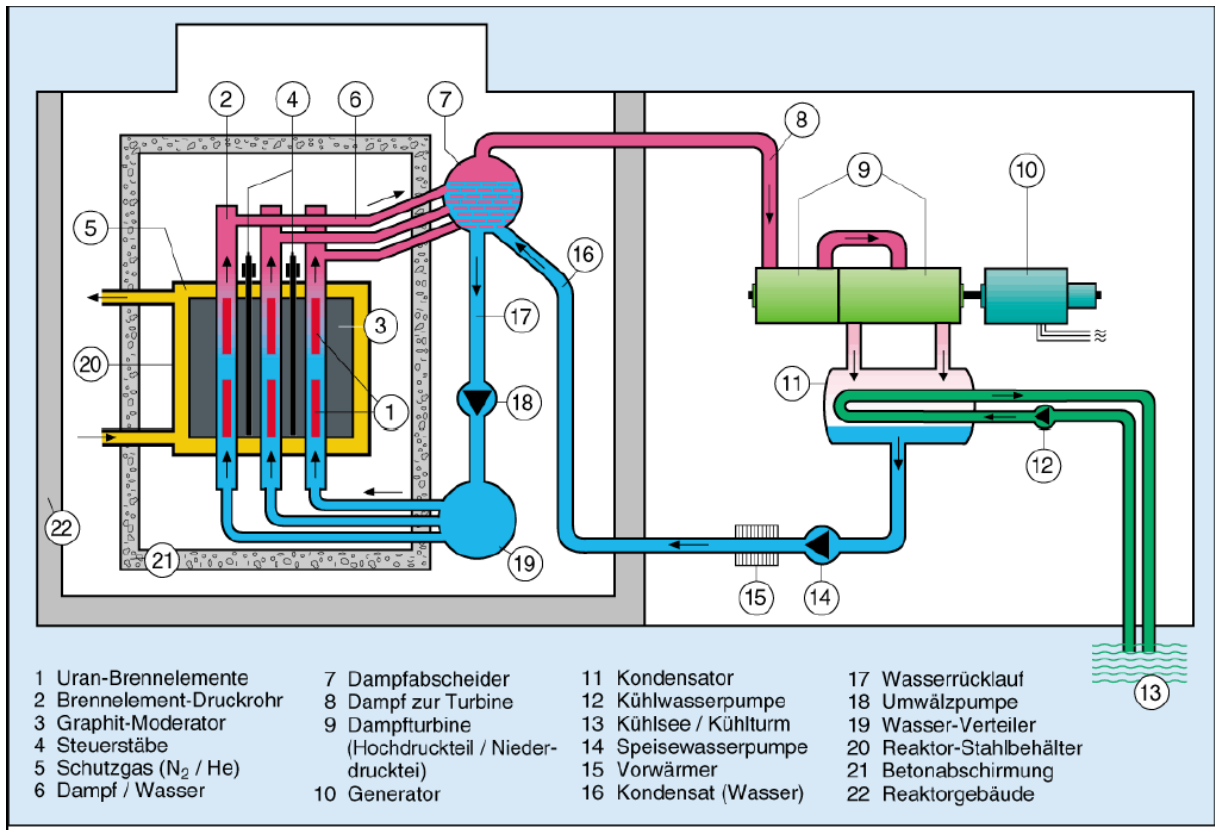


Abb. 6.6: Kernkraftwerk mit Siedewasser-Druckröhrenreaktor (RBMK 1000)

thermische Leistung	3 200 MW	Anzahl der Druckrohre für Brennelemente	1 661
elektrische Leistung	1 000 MW	Gesamtlänge eines Druckrohres	22 m
Wirkungsgrad	31 %	Druckrohr- Außendurchmesser	88 mm
Brennstoff	UO <sub>2</sub>	Brennelemente je Druckrohr	2
Gesamtmasse Uran	ca. 190 t	Brennstäbe je Brennelement	18
Anreicherung U-235	2 %	Brennelementlänge	3,65 m
Moderator Gesamtmasse Moderator	Graphit ca. 1 700 t	Anzahl der Führungsrohre mit Steuer- u. Abschaltstäben	211
Kühlmittel	H <sub>2</sub> O	Kühlmitteldurchsatz	37 600 t/h
Kühlmitteltemperatur Kerneintritt	270 °C	Kühlmitteltemperatur Kernaustritt	284 °C
Frischdampfdruck	70 bar	Frischdampfdurchsatz	5780 t/h

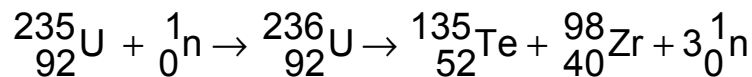
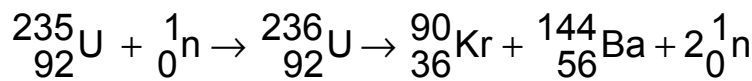
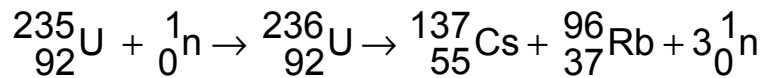
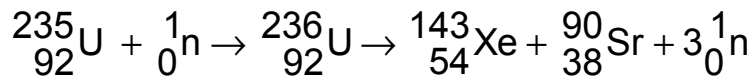
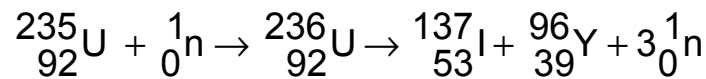
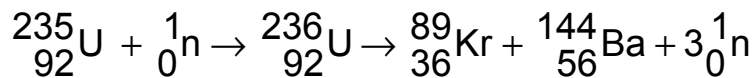
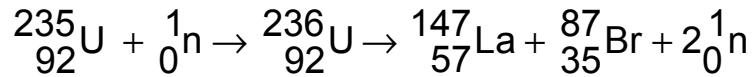
Tab. 6.4: Technische Daten zum RBMK 1000

## 7 Sicherheitseinrichtungen bei Kernkraftwerken

### 7.1 Strahlenquellen in einem Kernkraftwerk

Die von einem Kernreaktor ausgehende Strahlung hat verschiedene Ursachen.

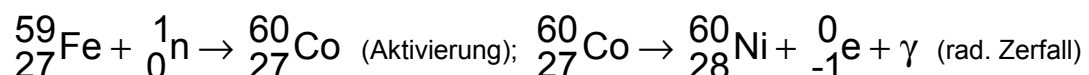
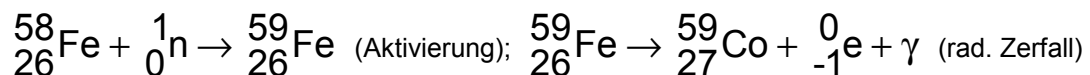
- Die bei der Kernspaltung entstehenden Spaltprodukte sind aufgrund ihres Neutronenüberschusses meist radioaktiv. Man kennt heute etwa 200 verschiedene Spalt-Radionuklide, die sich auf 35 verschiedene Elemente beziehen (von Zink mit der Kernladungszahl 30 bis zum Terbium mit der Kernladungszahl 65). Hier einige Beispiele:



Die Massenzahlen der Spaltproduktkerne liegen etwa zwischen 70 und 160. Ein Maximum liegt bei der Massenzahl 95, ein zweites Maximum bei der Massenzahl 140. Die Massenzahlen liegen am häufigsten im Verhältnis 2 zu 3 zueinander.

Die Spaltprodukte wandeln sich unter Aussenden von Betastrahlen in stabile Kerne um. Dabei werden zum Teil Zerfallsreihen durchlaufen (Abb. 7.1 und 7.2). 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.

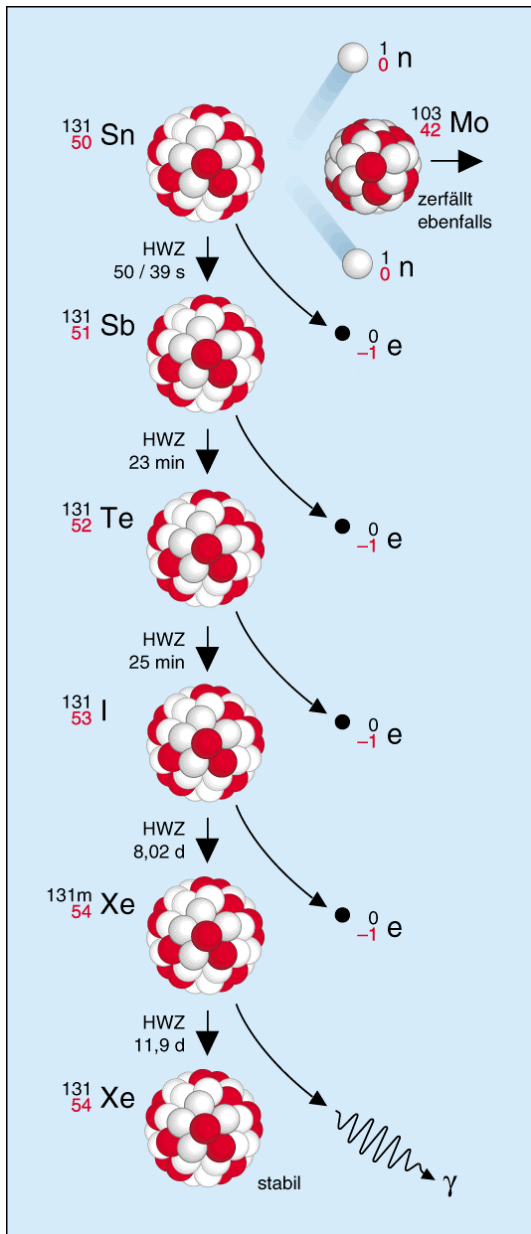


Abb. 7.1: Radioaktiver Zerfall des Sn-131

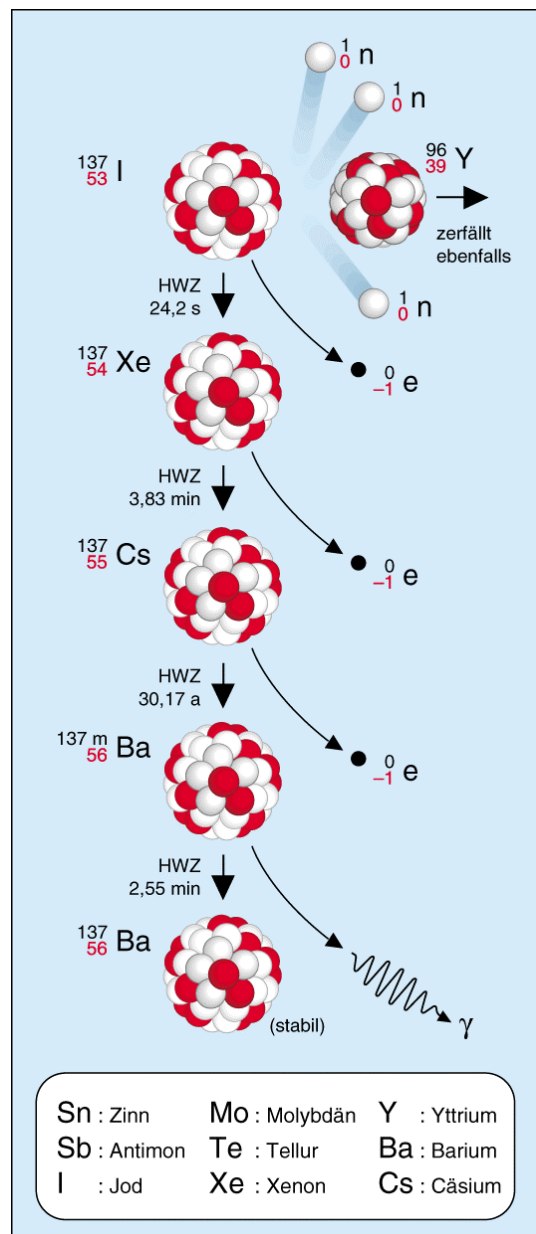
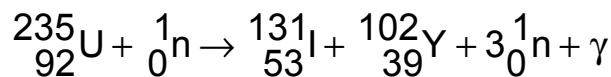


Abb. 7.2: Radioaktiver Zerfall des I-137

Sn : Zinn	Mo : Molybdän	Y : Yttrium
Sb : Antimon	Te : Tellur	Ba : Barium
I : Jod	Xe : Xenon	Cs : Cäsium

- 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.

- Die verwendeten Uranisotope U-235 und U-238 sind radioaktiv. Sie zerfallen in mehreren Stufen zu inaktiven Bleisotopen. Uran sendet beim Zerfall Alpha- und Gammastrahlen aus. Bei den Folgeprodukten tritt als weitere Strahlenart auch Betastrahlung auf. Auch vor Inbetriebnahme eines Reaktors liegt also eine Strahlenquelle vor, die drei Arten von Strahlen aussendet.

## 7.2 Das grundlegende Sicherheitskonzept

Bei Kernspaltungen und von den künstlich erzeugten 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 wird durch Qualitätssicherung gewährleistet. Es erfordert die Verwendung qualitativ hochwertiger Komponenten und Anlagenteile (optimale Werkstoffe, gewissenhafte Fertigung, 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.
- Auslegungstörfälle (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 Auslegungstörfall 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 Kernkraftwerkes keine Schäden verursacht.

Die Spaltprodukte sind radioaktiv und erzeugen auch nach dem Abschalten des Reaktors große Wärmemengen. Diese sogenannte Nachwärme beträgt anfangs etwa 5 % der Ausgangsleistung und nimmt mit der Zeit auf etwa 2 % ab. Bei einem Kraftwerk mit einer thermischen Leistung von 3 000 MW wären das 150 bis 60 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, Aktiniden) 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 aufrechterhalten werden.

Der Einschluß der in den Brennstäben vorhandenen Spaltprodukte ist oberstes Ziel der Reaktorsicherheitstechnik. Bei Leichtwasserreaktoren beträgt die Aktivität des Reaktorinventars nach 2,5 Betriebsjahren etwa  $2 \cdot 10^{20}$  Bq. Es bedeutet, daß in einer Sekunde  $2 \cdot 10^{20}$  Kernumwandlungen stattfinden und dabei Strahlungsteilchen und Strahlungsquanten ausgesandt werden. Das umfassende Reaktorsicherheitssystem 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 zu einigen Tagen vergehen würden, bis aus einem Auslegungstörfall 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.

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.

### 7.3 Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe

Kernkraftwerke besitzen eine Reihe von Barrieren, die zwei Funktionen erfüllen. Sie schirmen die Direktstrahlung ab und sie verhindern wirksam das Austreten radioaktiver Stoffe (Abb. 7.3).

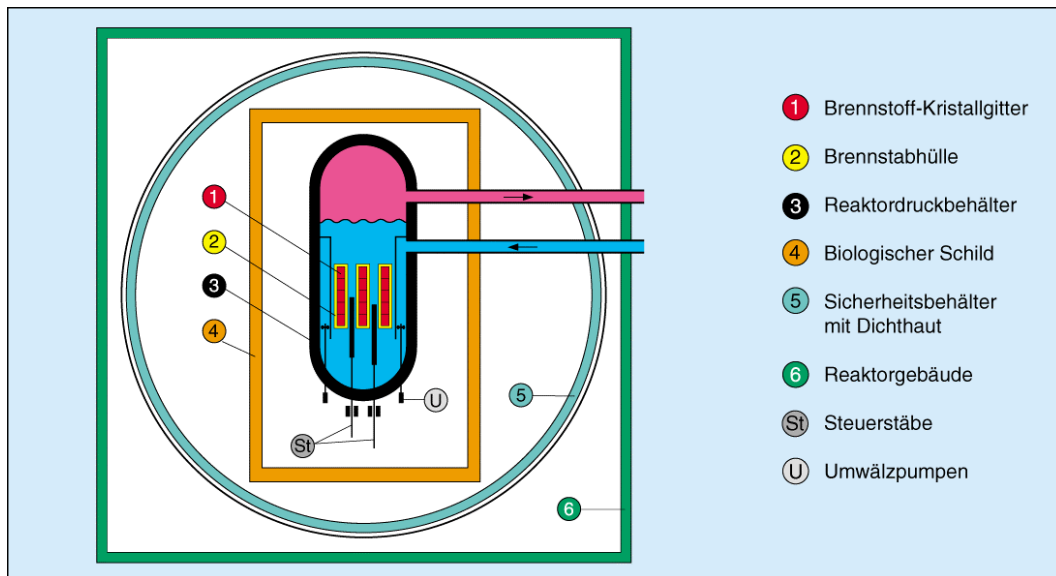


Abb. 7.3: Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe

Alpha- und Betastrahlen werden durch das Kühlwasser vollständig abgeschirmt. Das Reaktordruckgefäß verringert die 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).

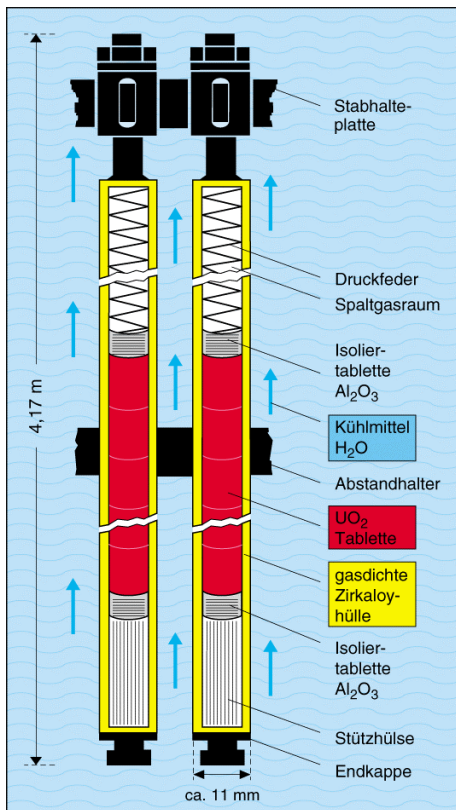
Einige der Barrieren zur Strahlenabschirmung sind gleichzeitig Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe. Sie sind bei Siedewasser- und bei Druckwasserreaktoren vorhanden. Es sind im einzelnen

- das Kristallgitter des Brennstoffes 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 Der 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 sog. Kernbrennstoff auf 2 bis 4 % angereichert.



In Abb. 7.4 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 ( $\text{UO}_2$ ) gepreßten, gesinterten (durch Erhitzen zusammengebackenen) und geschliffenen Pellets werden in das mit Endkappen verschlossene Rohr eingebracht. Eine Schraubenfeder drückt von oben auf die Pellets und hält sie in einer Säule fest zusammen. Dadurch wird gleichzeitig oberhalb des Kernbrennstoffes 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.

Abb. 7.4: Längsschnitt durch einen Brennstab (Prinzipdarstellung)

Eine größere Anzahl von Brennstäben wird zu einem quadratischen Brennelement mit Hilfe von Abstandhaltern zusammengefaßt. Beim Kernkraftwerk Krümmel sind 72 Brennstäbe in einem Element angeordnet. Insgesamt befinden sich bei diesem Kernreaktor 840 Brennelemente mit einer Gesamtmenge von 150 t Urandioxid im Reaktorkern. 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 eines modernen Siedewasserreaktors (z. B. Krümmel) ist ein zylindrischer Stahlbehälter mit einer lichten Höhe von 22,38 m und einem Innendurchmesser von 6,78 m. Seine Wandstärke beträgt 17,1 cm und sein Leergewicht beläuft sich auf 814 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 diesem Kernreaktor enthalten sind (60 480), können vereinzelte 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 Aktivitäten 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.

### 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 eines heutigen Siedewasserreaktors hat die Form einer Kugel mit einem Innendurchmesser - z. B. beim Kernkraftwerk Krümmel - von 29,6 m. Seine Wandstärke beträgt max. 30 mm. Da Behälter von solcher Größe nicht absolut gasdicht hergestellt werden können, befindet sich meist in einigen cm 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 Aktivitätsabgabe verhindert. An geeigneten Stellen sind Personen- und Materialschleusen vorgesehen. 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 Rückhalteeinrichtungen für flüssige und gasförmige radioaktive Stoffe (Beispiel für einen Siedewasserreaktor)

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

Von den bei der Kernspaltung entstehenden über 200 verschiedenen Spaltprodukten sind 20 % Edelgase. Weitere radioaktive Gase entstehen durch Neutronenbestrahlung der Luft im Raum zwischen dem Reaktor-druckgefäß 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 ein Absolutfilter geleitet, ehe sie zusammen mit der Gebäudeluft über den Kamin abgegeben werden.

Die Aktivkohle-Verzögerungsanlage besteht aus mehreren hintereinandergeschalteten, tiefgekühlten Aktivkohlefiltern. Die Gase werden zunächst in der ersten Filterschicht adsorbiert. Im Laufe der Zeit bewegen sie sich durch Austausch langsam durch die Kohlefilterstrecke. 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.

Die radioaktiven Gase und leichtflüchtigen Substanzen aus dem Primärkühlkreis können durch Undichtigkeiten der Rohrleitungssysteme in die Gebäude des Kernkraftwerkes 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.



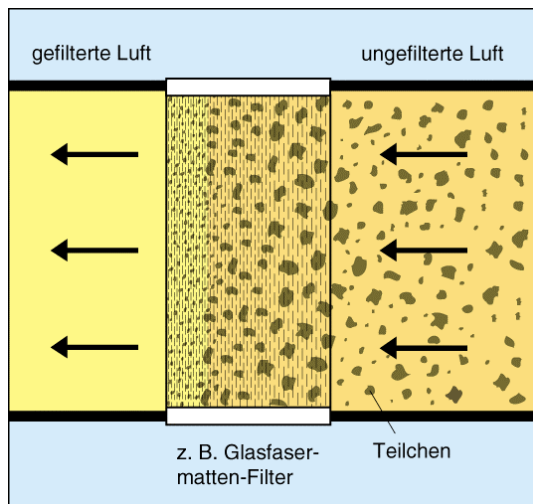


Abb. 7.5: Feinstfilter

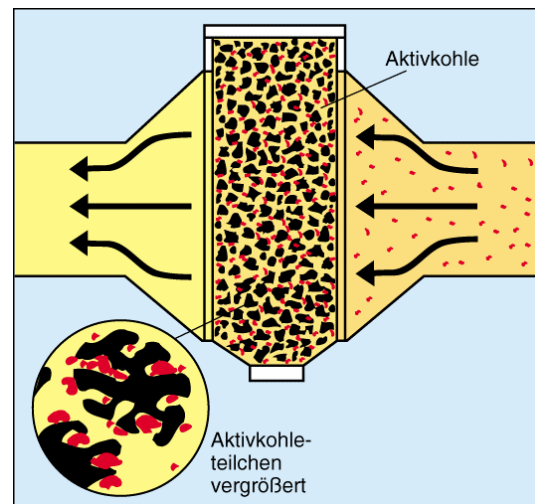


Abb. 7.6: Aktivkohlefilter

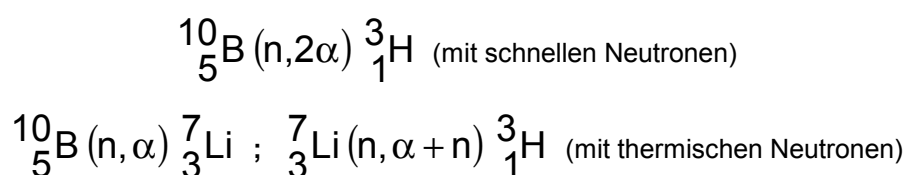
Für das in Kernkraftwerken anfallende Abwasser gibt es Sammel- und Aufbereitungsanlagen. Zur Beseitigung zu hoher Konzentrationen an radioaktiven Substanzen werden physikalische und chemische Reinigungsverfahren angewandt, z. B. Filtern, Eindampfen, Fällern, Einsatz von Ionenaustauschern. Nach Anwendung 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 Kondensatorkühlwasser 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 unzumutbaren Strahlenexposition ausgesetzt ist. Der Genehmigungswert wird aufgrund von Betriebserfahrungen bei anderen Kernkraftwerken und von Berechnungen für die neue Anlage festgelegt. Die tatsächlichen Abgabewerte, die während des Betriebes ermittelt werden, ergeben meist nur wenige Prozent der Genehmigungswerte. Welche Mengen radioaktiver Stoffe letztlich an die Umgebung abgegeben werden, ist vom Reaktortyp, der Reaktorleistung und der Betriebsweise abhängig. In den Tabellen 7.1 und 7.2 sind die Genehmigungswerte und die tatsächlichen Abgabewerte eines Siedewasserreaktors und eines Druckwasserreaktors einander gegenübergestellt. 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 spezifische Aktivität bestimmte Werte nicht überschreitet, wird der Abfluß freigegeben. Bei Überschreiten der zulässigen Werte schließt sich der Abfluß automatisch. Beim Druckwasserreaktor wird die höhere Tritiumabgabe durch Borsäure verursacht, die dem Kühlmittel des Reaktors zur Langzeitregelung zugesetzt ist. 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
<b>Abluft:</b>		
Edelgase, H-3, C-14	$1,48 \cdot 10^{15}$	0,74
radioaktive Aerosole (ohne I-131)	$1,48 \cdot 10^{10}$	1
Iod-131	$9,6 \cdot 10^9$	1,46
<b>Abwasser:</b>		
Tritium	$1,85 \cdot 10^{13}$	2,7
sonstige Radionuklide	$5,0 \cdot 10^{10}$	< 0,001

Tab. 7.1: Genehmigungs- und Abgabewerte eines Siedewasserreaktors (Krümmel, 1997)

Radionuklidgruppe	Genehmigungswert in Bq/a	Abgabewert in Prozent des Genehmigungswertes
<b>Abluft:</b>		
Edelgase, H-3, C-14	$1 \cdot 10^{15}$	0,37
radioaktive Aerosole (ohne I-131)	$1 \cdot 10^{10}$	unter Nachweisgrenze
Iod-131	$6 \cdot 10^9$	0,01
<b>Abwasser:</b>		
Tritium	$3,5 \cdot 10^{13}$	55
sonstige Radionuklide	$5,55 \cdot 10^{10}$	0,04

Tab. 7.2: Genehmigungs- und Abgabewerte eines Druckwasserreaktors (Brokdorf, 1997)

#### 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 Unterdruckzonen eingerichtet (Abb. 7.7). 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.

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 Reaktor-anlage wird die Luft aus den Unterdruckzonen in den Sicherheitsbehälter zurückgepumpt.

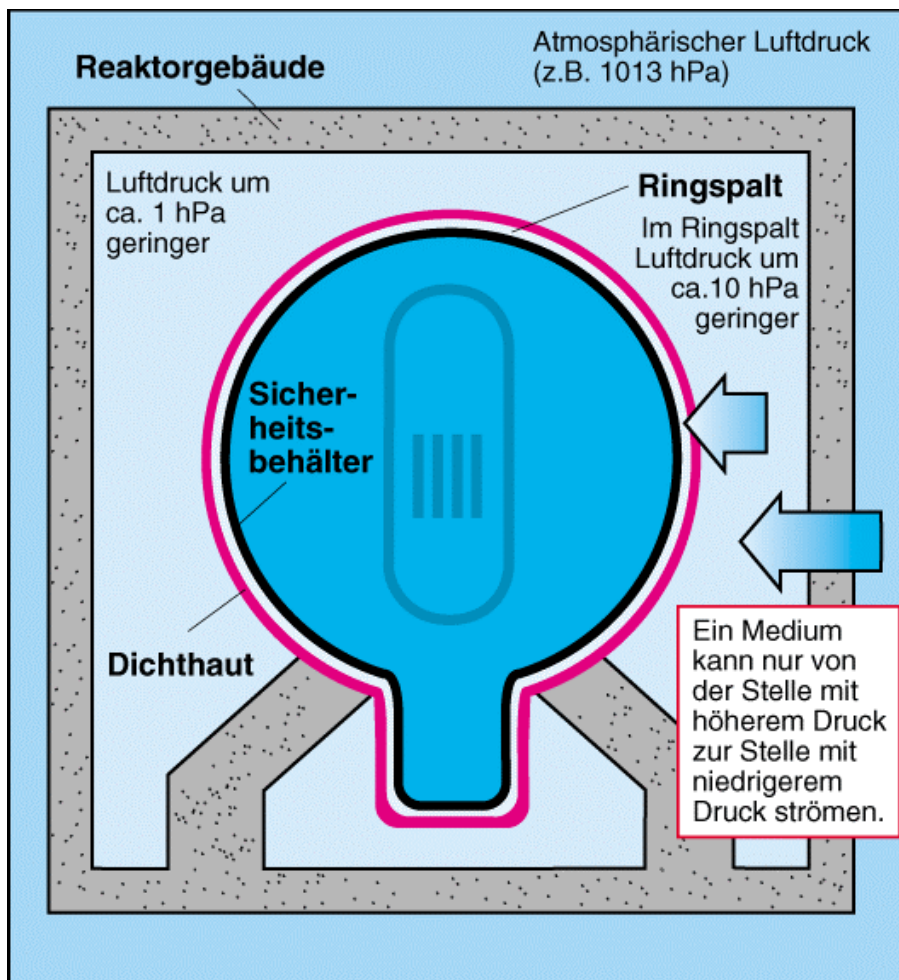


Abb. 7.7: Unterdruck im Reaktorgebäude und Ringspalt

#### 7.4.2 Personenschleuse

Für das Begehen des Sicherheitsbehälters und das Ein- und Ausbringen von Betriebsmaterial sind besondere Personen- und Materialschleusen vorgesehen. 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 aufrechterhalten 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 Kondensator

Unterdruckzonen treten auch bei einem Kondensator auf, in dem über einen Wärmetauscher Energie an die Umgebung abgegeben wird (Abb. 7.8). Das Kühlwasser, das beispielsweise einem Fluß entnommen wird, steht unter einem Druck  $> 1000 \text{ hPa}$  ( $> 1000 \text{ mbar}$ ), während im Kondensator ein Unterdruck von nur  $40 \text{ hPa}$  ( $40 \text{ mbar}$ ) herrscht. Bei einem angenommenen Riß im Wärmetauscher kann zwar Flußwasser in den Kondensator, aber niemals radioaktiver Dampf in das Flußwasser gelangen.

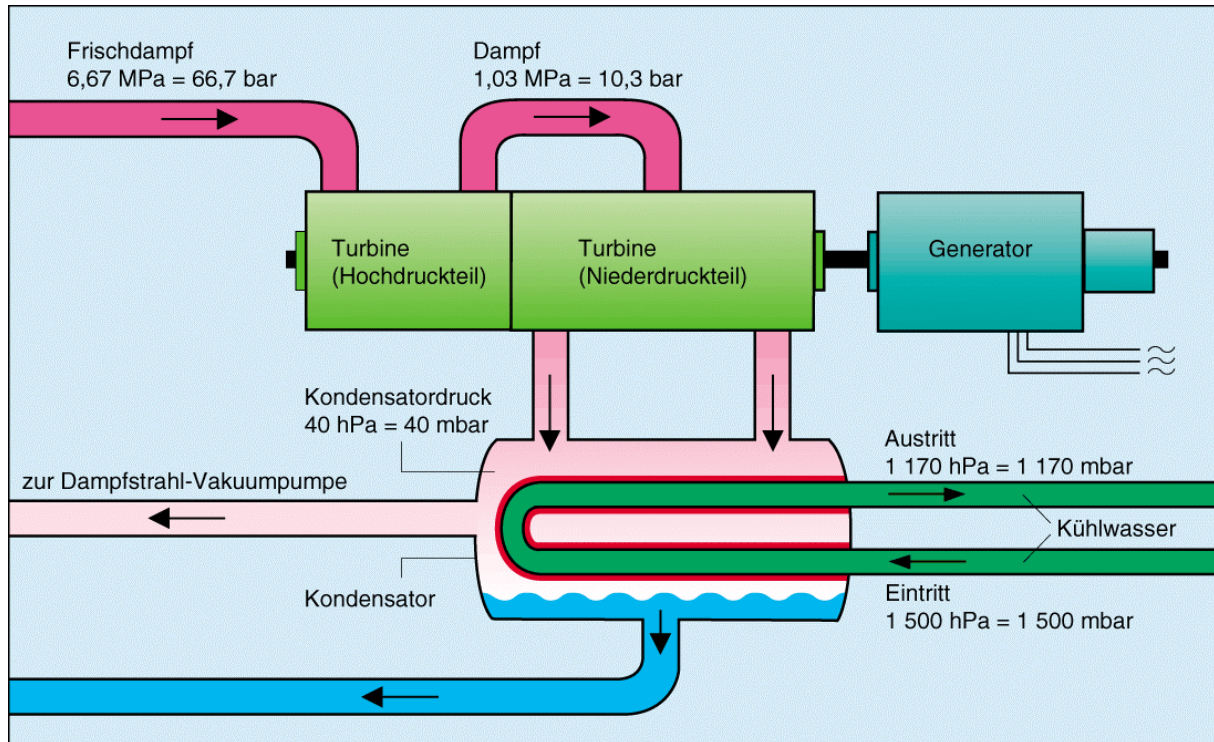


Abb. 7.8: Beispiel für die Druckverhältnisse in Turbine und Kondensator

### 7.5 Das Notkühlsystem

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

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 von zwei Ventilen das dritte Absperrventil die jeweilige Leitung sicher schließt (Abb. 7.9). Die Auswirkungen des Störfalles bleiben so auf den Sicherheitsbehälter beschränkt. Gleichzeitig ist der Reaktor nun aber von dem Kühlkreis über Turbine und Kondensator abgetrennt.

Bei Druckwasserreaktoren wird ein Volldrucksicherheitsbehälter verwendet. Er hält dem Druck stand, der beim völligen Ausdampfen des Kühlmittels entsteht. Bei Siedewasserreaktoren verwendet man dagegen einen Sicherheitsbehälter mit Druckabbau-system. Austretender Dampf wird über Rohrleitungen in Wasserbecken geleitet, wo er kondensiert. Im Sicherheitsbehälter steigt 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 Reaktordruckgefäß angelegt. Sie ist teilweise mit Wasser gefüllt, in das eine Vielzahl von Rohren hineinragt.

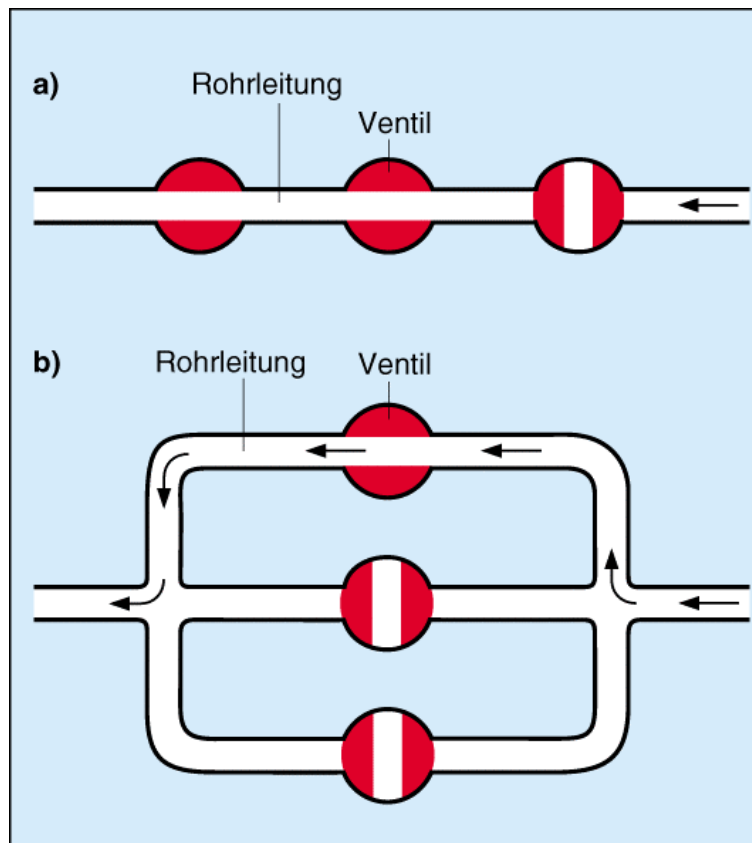


Abb. 7.9: Redundanz in der Schließfunktion (a) und in der Öffnungsfunktion (b)

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 Notkühlssysteme 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 sogenannten Sumpf des Sicherheitsbehälters gelangt, wird in das Reaktordruckgefäß oder eines der Wasserreservoirs zurückgepumpt. Dadurch entstehen Notkühlkreisläufe.
- Die Nachzerfallswärme, die das Wasser aufnimmt, kann über einen Wärmetauscher an die Umgebung abgeführt werden. Dadurch ist eine langfristige Kühlung des Reaktors möglich.

Die Notkühlssysteme sind mindestens vierfach vorhanden. Jedes einzelne System besitzt mehrere parallel angeordnete Pumpen bzw. Ventile. Auch die Stromversorgung ist mehrfach sichergestellt. Ein Leitungsstrang mit nur einer Pumpe reicht bereits aus, um die sichere Abfuhr der Nachzerfallswärme zu gewährleisten. Die Wahrscheinlichkeit, daß alle Notkühlssysteme mit redundant angeordneten Pumpen gleichzeitig ausfallen, ist theoretisch extrem gering, praktisch nahezu Null. Die Notkühlungen laufen automatisch, d. h. unabhängig vom Betriebspersonal, an. Zur weiteren Erhöhung der Sicherheit können zusätzliche Notkühlssysteme auch von Hand in Betrieb gesetzt werden.

Die Notkühlssysteme für einen Siedewasser- und einen Druckwasserreaktor sind in den Abb. 7.10 und 7.11 in stark vereinfachter Form dargestellt. Anlagenteile und Komponenten sind nur einfach eingezeichnet worden, um die Übersichtlichkeit der Abbildungen zu erhalten.

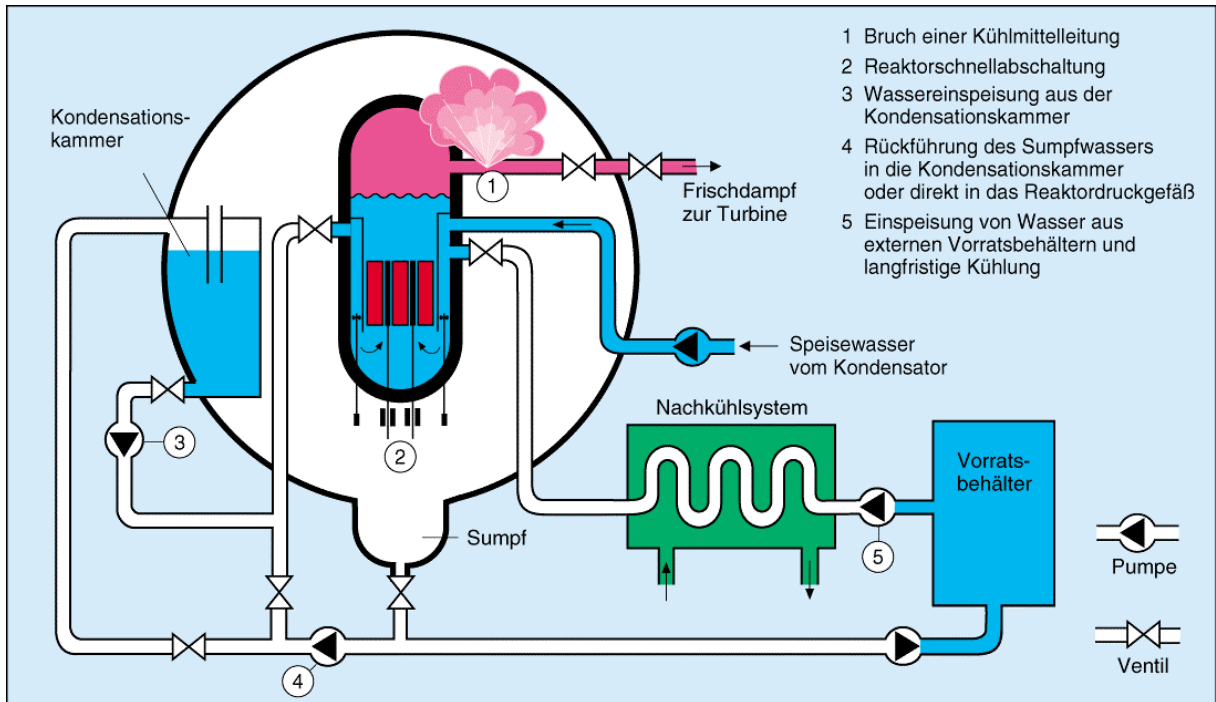


Abb. 7.10: Funktion der Notkühlsysteme beim Bruch einer Hauptkühlmittelleitung in einem Siedewasserreaktor (Notkühlsysteme stark vereinfacht und ohne Redundanz dargestellt)

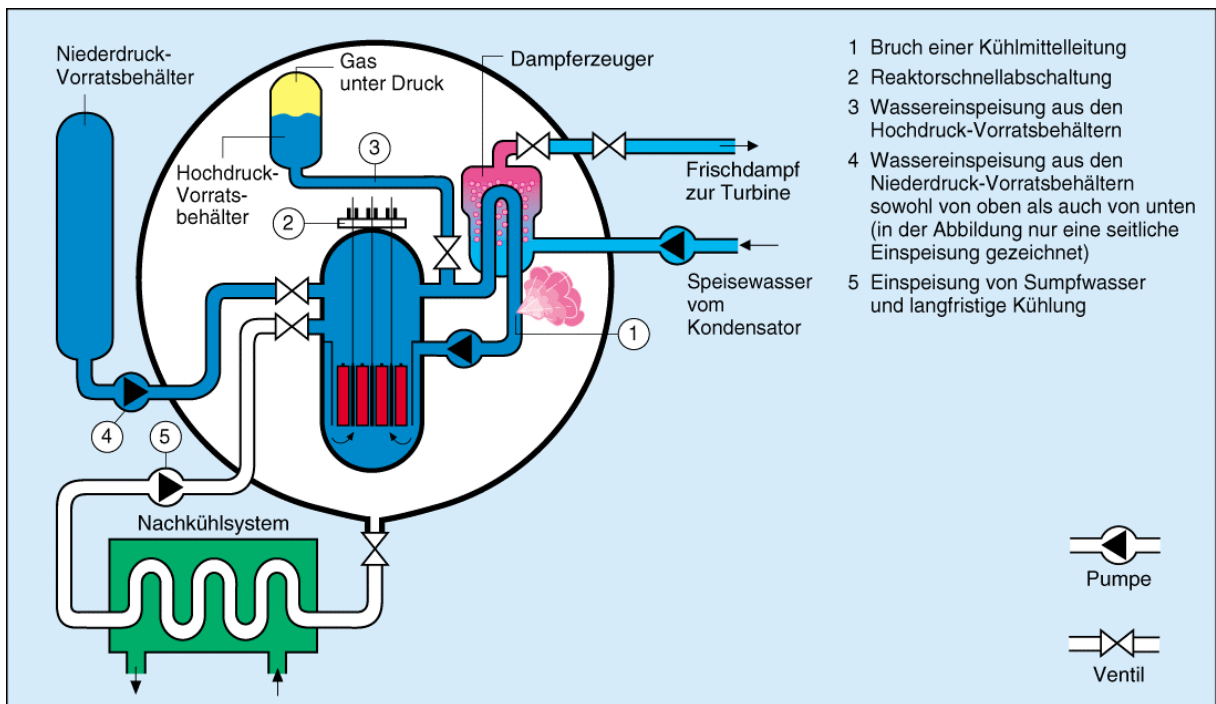


Abb. 7.11: Funktion der Notkühlsysteme beim Bruch einer Hauptkühlmittelleitung in einem Druckwasserreaktor (Notkühlsysteme stark vereinfacht und ohne Redundanz dargestellt)

## 7.6 Hypothetische Unfälle

Obwohl bei den in der Bundesrepublik Deutschland gebauten Leichtwasserreaktoren ein gleichzeitiges Versagen aller Notkühlsysteme praktisch ausgeschlossen werden kann, besteht theoretisch dennoch die Mög-

lichkeit für den Eintritt eines solchen Ereignisses. Hundertprozentige Sicherheit ist nämlich bei keinem technischen System zu erreichen. Aber auch bei einem Unfall läßt sich eine Freisetzung größerer Spaltproduktmengen verhindern. Dabei ist von entscheidender Bedeutung, daß die Barrierenfunktion 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 nach draußen abgeführt werden kann oder wenn die Wassereinspeisung aller Notkühlsysteme 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 Atomsphäre käme. Um den Sicherheitsbehälter vor einem Überdruckversagen zu schützen, müssen also eine Verbrennung des entstandenen Wasserstoffs verhindert und die Möglichkeit zu einer Druckentlastung geschaffen werden. Im Kernkraftwerk Krümmel (Siedewasserreaktor) sind dafür eine Stickstofffüllung und eine gefilterte Druckentlastung vorgesehen.

Wasserstoff kann nur verbrennen, wenn Sauerstoff zugegen ist. Der Sauerstoffgehalt im Sicherheitsbehälter wird deshalb während des normalen Kraftwerkbetriebes 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 Aerosolfilter geleitet und dadurch von radioaktiven Stoffen weitestgehend gereinigt. Das wird durch eine Gaswäsche und nachgeschaltete Feinstfilter erreicht. Nach der Reinigung kann der Gasstrom über den Abluftkamin kontrolliert an die Umgebung abgegeben werden.

Bei gleichzeitigem Ausfall aller Notkühlsysteme 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. 1900 °C). Der geschmolzene Reaktorkern befände sich dann im unteren Teil des Reaktordruckbehälters, wo er sich bis auf 2400 °C aufheizen könnte. Da Stahl bereits bei 1700 °C schmilzt, würde - wenn keines der ausgefallenen Notkühlsysteme wieder aktiviert werden könnte - der Boden des Reaktordruckbehälters durchschmelzen. Anschließend könnte es auch zum Schmelzen des Betons kommen (Schmelztemperatur ca. 1400 °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 verteilte. Man geht deshalb davon aus, daß nach etwa 3 Stunden die Temperatur der Schmelze auf 1500 °C abgesunken wäre. Unter der Annahme, daß auf Dauer keines der vier Notkühlsysteme erneut in Betrieb gesetzt werden könnte und 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.

Nach der deutschen Risikostudie können Kernschmelzunfälle einmal in 10 000 Reaktorbetriebsjahren vorkommen. Nur bei 1 % dieser Ereignisse (also einmal in 1 Million Reaktorbetriebsjahren) müßte dabei mit Todesfällen gerechnet werden. Das aus Kernschmelzunfällen resultierende Risiko ist also extrem klein. Trotzdem ist man im Rahmen der Sicherheitsforschung bemüht, weitere Kenntnisse über solche hypothetischen Störfälle zu erhalten (Simulationsexperimente) und das Reaktorschutzsystem weiter zu verbessern.

## 8 Der Brennstoffkreislauf und die Entsorgung eines Kernkraftwerkes

### 8.1 Der Brennstoffkreislauf

Mit dem Begriff Brennstoffkreislauf werden zusammenfassend alle Arbeitsschritte und Prozesse bezeichnet, die der Versorgung und Entsorgung von Kernkraftwerken dienen (Abb. 8.1).

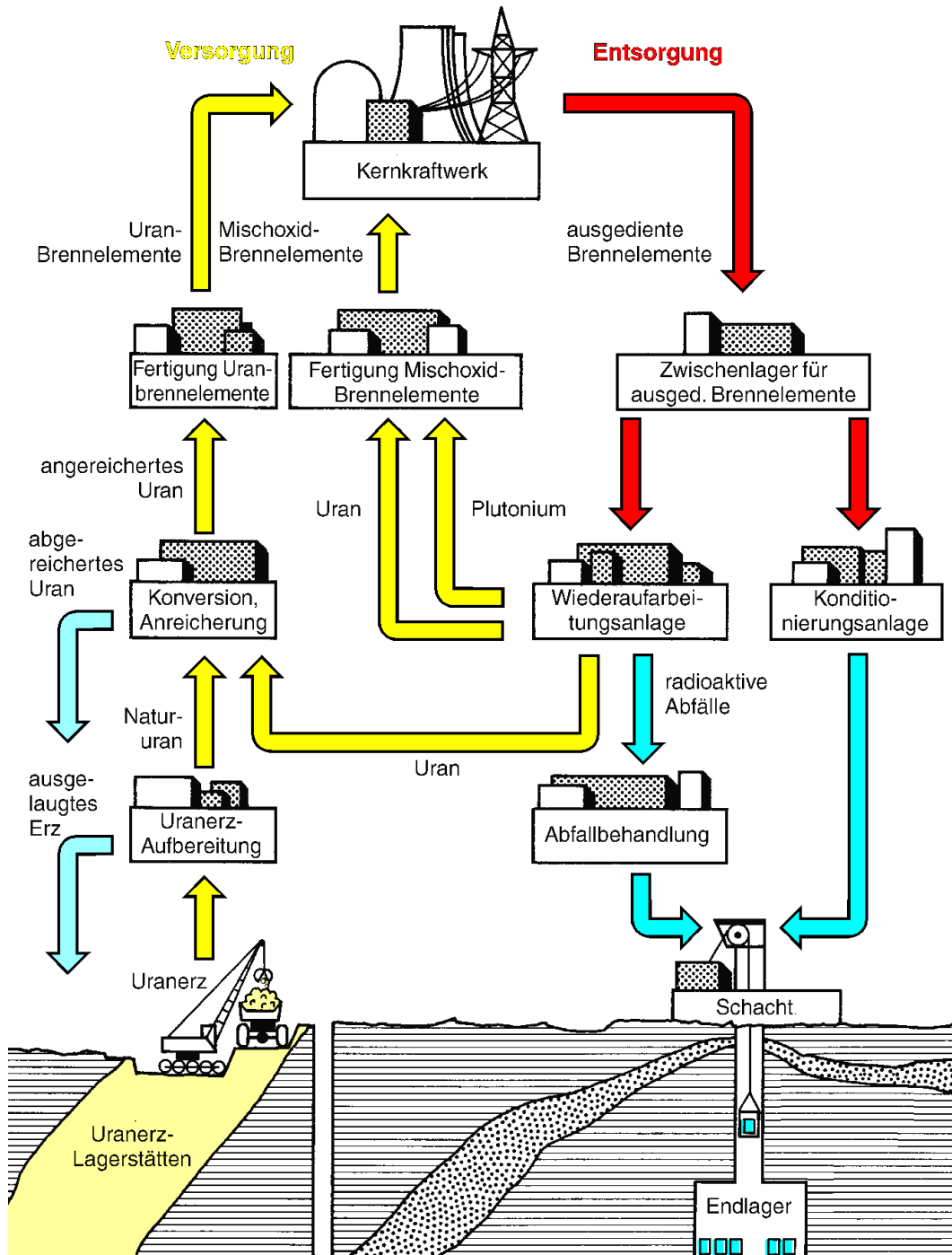


Abb. 8.1: Brennstoffkreislauf bei Leichtwasserreaktoren

Zur Versorgung gehören die Suche und der Abbau von Uranerzen (Tagebau oder Untertagebau), die Gewinnung des Urans aus den Erzen, die Anreicherung von Uran-235, die Herstellung von Brennelementen und ihre Anlieferung in den Kernkraftwerken.



Die Entsorgung umfaßt den Abtransport abgebrannter Brennelemente aus Kernkraftwerken, die Trennung wiederverwertbaren Spaltstoffs von nicht verwertbaren radioaktiven Abfällen, die Herstellung neuer Brennelemente aus den zurückgewonnenen Spaltstoffen, die Verpackung bzw. den sicheren Einschluß der Abfälle und ihre Endlagerung sowie alle dafür notwendigen Transporte. Alternativ zur Trennung des wiederverwertbaren Spaltstoffs von nicht verwertbaren radioaktiven Abfällen und der Herstellung neuer Brennelemente aus den zurückgewonnenen Spaltstoffen wird der Entsorgungsweg über die direkte Endlagerung der abgebrannten Brennelemente eingeführt.

#### 8.1.1 Uranvorkommen

Die Erdkruste enthält in 1 t Gestein im Mittel etwa 3 g Uran. Damit ist das Element Uran etwa 100mal 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 finden sich in Kanada, USA, Brasilien, Süd- und Mittelafrika, Australien, Frankreich, Schweden oder Rußland. Tritt Uran im Verbund mit anderen Metallen auf (z. B. Gold oder Vanadium), lassen sich auch an Uran ärmere Erze wirtschaftlich verwerten. Das geschieht z. B. in Südafrika.

#### 8.1.2 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.  $\text{MnO}_2$  oder  $\text{Na}_2\text{ClO}_4$ ) ausgelaugt. Die Oxidation ist notwendig, um das Uran von der im Erz vorliegenden vierwertigen, schlecht löslichen Form in die sechswertige, gut lösliche Form zu überführen. Durch Herauslösen mit Hilfe von Säure kann bis zu 90 % des Urans aus dem Erz gewonnen werden. Das Uranyl-sulfat enthält jedoch eine Reihe von Begleitstoffen, die in weiteren Reinigungsprozessen entfernt werden (Dekantieren, Filtern, Flüssigextraktion, Ionenaustausch usw.). Durch Zugabe von  $\text{MnO}$ ,  $\text{NaOH}$  oder  $\text{NH}_3$  wird das Uran aus der uranhaltigen Flüssigkeit abgeschieden. Beim Einsatz von  $\text{NH}_3$  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. Dieses Konzentrat enthält 70 bis 80 % Uran. Wegen seiner gelben Farbe hat es den Namen "Yellow Cake" erhalten.

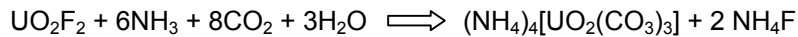
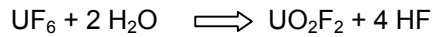
#### 8.1.3 Anreicherung von Uran-235

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 Kernkraftwerken einsetzen zu können, ist eine wesentlich höhere Reinheit erforderlich, und der Anteil von U-235 muß von 0,7 % auf 3 bis 4 % erhöht werden. 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  $\text{UF}_6$  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  $\text{UF}_6$  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. Für die Anreicherung stehen das Diffusions-, Zentrifugen und Trenndüsenverfahren zur Verfügung.

#### 8.1.4 Herstellung von Brennelementen

In der Brennelementfabrik wird das an U-235 angereicherte  $\text{UF}_6$  in  $\text{UO}_2$  umgewandelt. Dazu verwendet man ein naßchemisches Verfahren. Das  $\text{UF}_6$  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 ( $\text{UO}_3$ ) getrennt. Anschließend reduziert man es in einer Wasserstoffatmosphäre bei hohen Temperaturen zu Urandioxid ( $\text{UO}_2$ ).

Das  $\text{UO}_2$  liegt zunächst als graues Pulver vor. Für Leichtwasserreaktoren preßt man es zu Tabletten, die anschließend in einer Wasserstoffatmosphäre bei  $1700^\circ\text{C}$  gesintert und dadurch weiter verdichtet werden. (Unter Sintern versteht man das Zusammenbacken feinkörniger Substanzen durch Erhitzen bis auf eine Temperatur, bei der die Substanz weich wird.) Da die  $\text{UO}_2$ -Tabletten (engl.  $\text{UO}_2$ -Pellets) sehr maßgenau sein müssen, werden sie noch geschliffen. Anschließend füllt man sie in Hüllrohre aus Zirkaloy. Diese werden dann 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.

### 8.1.5 Wiederaufarbeitung

Man setzt Brennelemente bis zu einigen Jahren in einem Reaktor ein. 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. Außerdem werden beim jährlichen Brennelementwechsel bereits eingesetzte Brennelemente entnommen und in einem Wasserbecken außerhalb des Reaktors zwischengelagert, dafür neue Brennelemente in den Reaktor eingesetzt. Im Kernkraftwerk Krümmel werden dadurch jährlich von 840 Brennelementen 120 ausgetauscht. Das entspricht etwa 21 t Uran. Nach dem Einsatz der Brennelemente in einem Reaktor hat sich die Zusammensetzung der Uran-Tabletten geändert (Abb. 8.2).

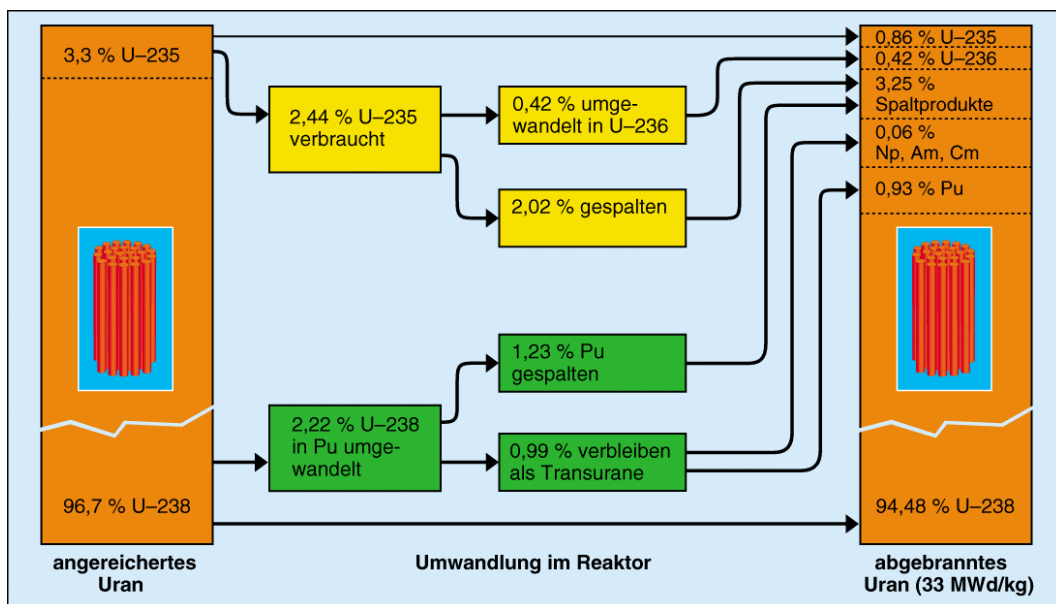


Abb. 8.2: Zusammensetzung des Kernbrennstoffes bei Leichtwasserreaktoren vor und nach dem Einsatz im Reaktor

- 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 erreicht (1 MWd = 24 000 kWh).

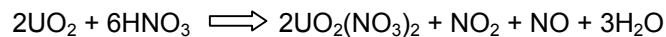
- Durch Neutroneneinfang entsteht aus U-238 das Plutoniumisotop Pu-239 (sowie in geringem Umfang weitere Plutonium- und Transplutoniumisotope). Pu-239 wird durch langsame Neutronen gespalten, oder es wandelt sich zu verschiedenen Aktiniden um.

Wegen der Abnahme des Spaltstoffes und der Zunahme neutronenabsorbierender Spaltprodukte müssen die Brennelemente nach bis zu 7jährigem Einsatz ausgetauscht werden.

Abgebrannte Brennelemente zeichnen sich durch eine hohe spezifische Aktivität und damit auch hohe Wärmeproduktion aus. Damit der Transport zur Wiederaufarbeitungsanlage nicht zu aufwendig wird, lagert man die Brennelemente zunächst in einem wassergefüllten Becken innerhalb des Kernkraftwerkes. 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.

In der Wiederaufarbeitungsanlage werden die Brennstäbe aufgesägt, der Kernbrennstoff in heißer Säure aufgelöst und durch weitere chemische Verfahren eine Trennung in drei Komponenten vorgenommen: Uran, Plutonium, Spaltprodukte/Aktiniden. Zur chemischen Trennung dieser drei Komponenten setzt man das sog. PUREX-Verfahren ein (PUREX: Plutonium-Uranium-Recovery by Extraction).

Zunächst werden die Brennstäbe in etwa 5 cm lange Stücke zersägt und ihr Inhalt in siedender Salpetersäure (HNO<sub>3</sub>) herausgelöst. Dabei entstehen Uranylнитrat UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> und Plutonium-IV-Nitrat Pu(NO<sub>3</sub>)<sub>4</sub> sowie die Nitrate der Spaltprodukte und Aktiniden. Reaktionsgleichung für UO<sub>2</sub>:



Durch physikalisch-chemische Verfahren wird dann eine Trennung der drei Komponenten Uran, Plutonium, Spaltprodukte/Aktiniden durchgeführt. Das geschieht mit Hilfe eines besonderen Extraktionsmittels, dem Tri-n-Butyl-Phosphat (C<sub>4</sub>H<sub>9</sub>O)<sub>3</sub>PO, das mit 70 % Kerosin (Reinstpetroleum) verdünnt ist. Die Lösung trägt die Bezeichnung TBP 30.

Die Abtrennung der Spaltprodukte und Aktiniden, ein erster und wichtiger Schritt des Trennverfahrens, kann vereinfacht folgendermaßen erklärt werden (Abb. 8.3).

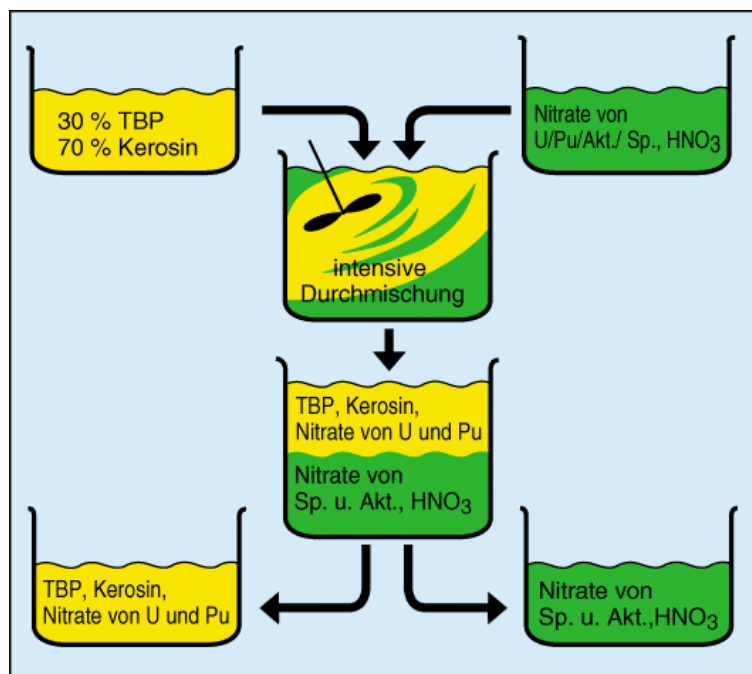


Abb. 8.3: Vereinfachte Darstellung des Purex-Verfahrens

Das TBP 30 löst bei Anwesenheit von Salpetersäure die Nitrate des Urans und des Plutoniums (Komplexbildung), während die Spaltprodukte und die anderen Aktiniden im wässrigen Teil der Lösung zurückbleiben. Da sich die wässrige Lösung wieder von dem Extraktionsmittel absetzt, können die Spaltprodukte leicht abgetrennt werden. Um Uran, Plutonium sowie Spaltprodukte und Aktiniden fast 100 %ig voneinander zu trennen,

wird dieser Extraktionszyklus mehrfach hintereinander durchgeführt. Dabei sind eine Reihe zusätzlicher chemischer Aufarbeitungsschritte notwendig, die hier nicht dargestellt sind (Abb. 8.4).

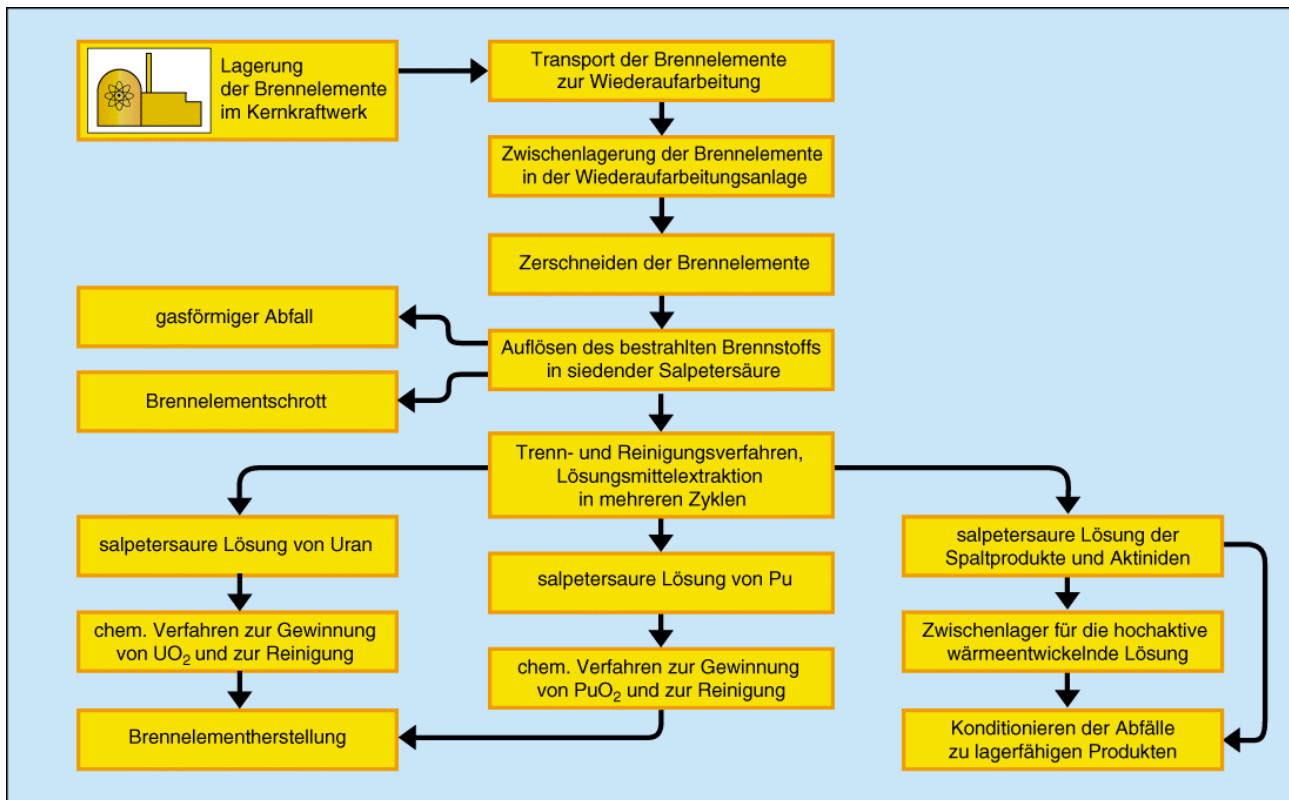


Abb. 8.4: Vereinfachtes Schema der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente

Beim Zerschneiden der Brennelemente und besonders beim Lösen des Brennstoffes in Salpetersäure entweichen gasförmige und leichtflüchtige Spaltprodukte, außerdem werden Stickstoffoxide frei. Sie müssen aus den Abgasen abgetrennt werden. Die Stickstoffoxide werden in Salpetersäure überführt und in den Prozeß zurückgeleitet. Radioaktives Iod läßt sich mit Hilfe hochwirksamer Filter zurückhalten, die mit Silber imprägniert sind. Es entsteht dann das schwerlösliche Silberiodid (AgI).

Besondere Sicherheitsmaßnahmen sind bei der Handhabung der Lösungen von Plutonium notwendig. Es muß verhindert werden, daß sie ein Volumen bzw. eine Konzentration erreichen, bei der selbständig eine Kettenreaktion einsetzen könnte (Kritikalitätsunfall). Zur Verhinderung dieser Kritikalität werden nur geringe Mengen schwachkonzentrierter Lösungen verarbeitet oder den Lösungen sog. 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 (reduzierende Sicherheitsmaßnahmen).

Da die abgebrannten Brennelemente hochaktiv sind, muß man die Wiederaufarbeitung in Zellen vornehmen, die durch dicke Betonwände abgeschirmt sind (sog. Heiße Zellen, Wandstärke bis 2 m). Die Arbeiten werden mit Hilfe fernbedienter Werkzeuge (sog. Telemanipulatoren) durchgeführt; sie können durch ein Strahlenschutzfenster aus dickem Bleiglas beobachtet werden. Alle Maschinen müssen über lange Zeit wartungsfrei arbeiten, da Reparaturen nur möglich sind, wenn der betreffende Raum vorher gründlich von radioaktiven Substanzen gereinigt worden ist (Dekontamination).

Abgetrenntes Plutonium kann direkt als neuer Spaltstoff eingesetzt werden (U-Pu-Mischoxidbrennstäbe). Das im Uran entstandene U-236 erschwert dagegen einen erneuten Einsatz des Urans in Leichtwasserreaktoren. In Brutreaktoren ist es dagegen besser verwendbar.

Die radioaktiven Spaltprodukte bzw. Aktiniden 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.

Neben der Wiederaufarbeitung wird auch die direkte Endlagerung kompletter Brennelemente untersucht. Der Vorteil läge darin, daß ein Entweichen radioaktiver Spaltprodukte in der Wiederaufarbeitungsanlage ausgeschlossen werden könnte und Plutonium nicht frei anfiel. Andererseits würden U-235 und Pu-239 einer weiteren Nutzung in Kernkraftwerken verloren gehen, und es können für die einzelnen Gruppen von Spaltstoffen keine spezifischen Verpackungen und Endlagerungsmöglichkeiten geschaffen werden.

#### 8.1.6 Konditionierung radioaktiver Abfälle

Radioaktive Abfälle wurden bisher in schwach-, mittel- und hochaktive Abfälle unterteilt, abhängig von der Aktivitätskonzentration. Heute unterscheidet man die radioaktiven Abfälle nach der Wärmeentwicklung.

- Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Die Wärmeabgabe pro Gebinde liegt im Milliwattbereich.
- Gering wärmeentwickelnde Abfälle. Die Wärmeabgabe pro Gebinde liegt im Watt-Bereich.
- Stark wärmeentwickelnde Abfälle. Die Wärmeabgabe pro Gebinde liegt im Kilowatt-Bereich. Bei Endlagerung in Gesteinsschichten können sie die Temperatur des umgebenden Gesteins um bis zu 200 °C erhöhen.

Konditionieren bedeutet, die radioaktiven Abfälle in eine endlagerungsfähige Form zu überführen. Wie das geschieht, ist von der Art des Abfalls abhängig. Bei vernachlässigbarer oder geringer Wärmeentwicklung werden Metallfässer, Bitumen- oder Betonummantelungen verwendet. Stark wärmeentwickelnde Abfälle werden zu flüssigem Glas gemischt, aus dem dann Glasblöcke hergestellt werden.

Während Uran und Plutonium aus der Wiederaufarbeitung wieder der Brennelementherstellung zugeführt werden, lagert man die hochaktive Lösung mit Spaltprodukten und Aktiniden 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 (Konditionierung für die Endlagerung).

Zunächst wird die salpetersaure Lösung in Verdampfern aufkonzentriert und in Edelstahl tanks der Wiederaufarbeitungsanlage gelagert. Nach fünfjähriger Lagerzeit ist die spezifische Wärmeleistung pro kg Spaltprodukt von 1 kW auf weniger als 0,06 kW abgesunken. Eine Überführung der dann immer noch hochaktiven Spaltproduktlösung in eine endlagerungsfähige Form ist dadurch besser möglich. Dabei werden 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. Hochaktive Spaltprodukte mit starker Wärmeentwicklung werden deshalb mit glasbildenden Stoffen gemischt und daraus Glasblöcke geschmolzen. Zusätzlich mit Edelstahl umkleidet lassen sie sich dann sehr gut endlagern.

Die hochaktiven Spaltprodukte müssen sehr lange Zeit sicher im Glas eingeschlossen bleiben. In dieser Zeit darf der Glaskörper durch Temperaturerhöhung und Bestrahlung seine Beständigkeit nicht verlieren. Die Strahlungsbeständigkeit prüft man dadurch, daß in einer Art Zeitrafferexperiment das Glas in kurzer Zeit mit sehr hohen Strahlendosen geprüft wird.

#### 8.1.7 Endlagerung

Bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle muß sichergestellt sein, daß sie auf Dauer aus der Biosphäre ausgeschlossen sind. Man erreicht es durch Überführung des Abfalls in eine stabile Lagerform und durch Mehrfacheinschluß. Bei der Lagerung in tieferen Erdschichten bilden der Lagerbehälter, das umgebende Gesteinsmaterial und Deckgebirge bzw. Nebengestein die notwendigen Umschließungen.

An die geologischen Formationen, die für die Endlagerung vorgesehen sind, werden eine Reihe von Anforderungen gestellt:

- Abwesenheit von Grundwasser,
- Fehlen von Rissen und Klüften im Gestein,
- Geringe seismische Aktivität.

Unter diesen Gesichtspunkten sind in der Bundesrepublik Deutschland der Salzstock Gorleben und das ehemalige Eisenerzbergwerk Schacht Konrad bei Salzgitter ausgesucht worden. Der Salzstock in Gorleben wird z. Z. erforscht. Er ist in erster Linie für stark wärmeentwickelnde Abfälle vorgesehen. Schacht Konrad soll für nicht oder nur schwach wärmeentwickelnde Abfälle und Materialien genutzt werden.

In der Bundesrepublik soll die Endlagerung in geeigneten geologischen Strukturen vorgenommen werden. Für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung ist dafür das ehemalige Eisenerzbergwerk Schacht Konrad bei Salzgitter vorgesehen. Es wird für etwa 400 000 m<sup>3</sup> konditionierten Abfall ausreichen. Die Temperatur des umgebenden Gesteins wird durch die eingelagerten Gebinde um weniger als 3 °C ansteigen. Die Lagerkapazität reicht für etwa 40 Jahre.

Wenn sich der z. Z. untersuchte Salzstock Gorleben als geeignet erweist, sollen in einem darin angelegten Endlager alle Arten von radioaktiven Abfällen, besonders aber hochaktive wärmeentwickelnde Abfälle, untergebracht werden. Es sprechen mehrere Gründe dafür, Steinsalzlagerstätten für die Endlagerung radioaktiver Abfälle zu bevorzugen:

- Steinsalzformationen gestatten die Anlage über lange Zeiträume standfester Hohlräume.
- Steinsalzlagerstätten stehen nicht mit dem Grundwasser in Verbindung. Obwohl Steinsalz wasserlöslich ist, existieren die Lagerstätten in Deutschland seit 200 Millionen Jahren.
- Steinsalz besitzt eine große Plastizität. Entstandene Spalten schließen sich wieder von selbst. Die Salzformation bleibt dadurch dicht gegenüber Wasser und Gasen.
- Steinsalz verfügt über eine gute Wärmeleitfähigkeit. Die beim Zerfall der Spaltprodukte entstehende Wärme wird somit relativ gut abgeführt.
- In der Bundesrepublik sind Salzlagerstätten in großer Zahl und mit der notwendigen Ausdehnung vorhanden. So hat z. B. der bei Gorleben liegende Salzstock ein Volumen von 80 km<sup>3</sup>. Das entspricht einem Quader von über 4 km Kantenlänge.

Daß die geologische Stabilität der Steinsalzlagerstätten den Abschluß radioaktiver Abfälle über sehr lange Zeiträume sichert, geht aus ihrer Geschichte hervor. Der Wissenschaft ist bekannt, daß die Salzformationen eine hohe geologische Stabilität aufweisen. Während der vergangenen über 100 Millionen Jahre stand das darüberliegende Land im Tertiär dreimal für Millionen von Jahren unter Wasser. Im Quartär war das Gebiet von Eis und Wasser bedeckt, trotzdem existieren die Salzlagerstätten noch heute. Selbst wenn man von dem hypothetischen Fall eines Wassereinbruchs in eine Endlagerstätte ausgeht, braucht man nach Ansicht der Wissenschaft nicht zu befürchten, daß die dort gelagerten Spaltprodukte in die Biosphäre zurückgelangen. Zum einen würde die teilweise Auslaugung der in Glas geschmolzenen hochaktiven Abfälle einige tausend Jahre dauern, zum anderen würden die im Wasser gelösten und dann noch nicht zerfallenen Radionuklide in den vorgesehenen Lagertiefen nur sehr langsam mit dem Grundwasserstrom transportiert werden. Es würde sich dann nur noch um Reste der ursprünglichen Aktivität handeln, die die Oberflächengewässer erreichen.

## 8.2 Transporte im Brennstoffkreislauf

Die im Brennstoffkreislauf notwendigen Transporte sind unterschiedlich zu bewerten.

- Der Transport des Uranerzes zur Erzaufbereitungsanlage ist unproblematisch. Dafür werden offene Lastwagen verwendet. Aus Kostengründen legt man die Anlage in unmittelbarer Nähe der Mine an.
- Das Urankonzentrat "Yellow Cake" muß zur Konversionsanlage transportiert werden, wo es in UF<sub>6</sub> umgewandelt wird. Der Transport geschieht in handelsüblichen Stahlfässern von 200 oder 400 l Fassungsvermögen. Da nur wenige Konversionsanlagen auf der Welt existieren, sind die Transportwege z. T. sehr lang.
- Uranhexafluorid, das in der Konversionsanlage hergestellt worden ist, wird zur Anreicherungsanlage gebracht. Da UF<sub>6</sub> bereits bei 56,5 °C gasförmig wird, muß das Material in Druckbehältern unterge-

bracht werden. Die spezifische Aktivität von  $\text{UF}_6$  ist vernachlässigbar 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  $\text{UF}_6$  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  $\text{UF}_6$  in  $\text{UO}_2$  sowie die Herstellung von Brennelementen sind jeweils an einem Ort zusammengefaßt, so daß keine Transportwege außerhalb der Fabrikationsräume entstehen. Die fertigen Brennelemente verpackt man in Transportbehälter und transportiert sie auf Lastwagen zum Kernkraftwerk. Schwierigkeiten mit 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 höchste Sicherheitsvorkehrungen. Durch die in den Brennstäben enthaltenen Spaltprodukte sind die spezifische Aktivität und damit auch die Wärmeproduktion außerordentlich hoch. Der Transportbehälter für ausgediente Brennelemente ist ein Stahlbehälter, der außen mit Kühlrippen oder Kühlstiften versehen ist. Seine Länge beträgt 5 bis 7 m und sein Durchmesser 1,8 bis 2,5 m. Er kann 1 bis 6 t Transportgut aufnehmen. Das Gesamtgewicht liegt zwischen 32 t und 105 t. 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 z. B. der Typ-B-Verpackung müssen folgenden Prüfungen standhalten:
  - Freier Fall des Behälters aus 9 m Höhe auf ein Betonfundament, das mit einer Stahlplatte armiert ist.
  - Freier Fall aus 1,2 m Höhe auf einen Stahldorn von 15 cm Höhe.
  - Im Anschluß an die Fallversuche 30 Minuten lang Feuertest bei mindestens 800 °C.
  - Achtstündiges Eintauchen des Behälters in Wasser bei einer Wassertiefe von 90 cm.

In den USA, Großbritannien und der Bundesrepublik Deutschland sind darüber hinaus noch weitergehende Belastungstests durchgeführt worden: Fall aus 600 m Höhe auf Wüstenboden und Zusammenprall eines Brennelementtransportes mit einer Lokomotive (Relativgeschwindigkeit 130 km/h).

- Bei der Wiederaufarbeitung fallen Spaltprodukte, Uran und Plutonium an. Verfestigte Spaltprodukte können in den gleichen Transportbehältern befördert werden wie die ausgedienten Brennelemente. Für stark wärmeentwickelnde Spaltprodukte sind Transportbehälter mit Zwangskühlung entwickelt worden. Bei der Aufbewahrung und dem Transport von Plutoniumlösungen ist zusätzlich zu bedenken, daß durch Radiolyse des Wassers Wasserstoff und Sauerstoff entstehen und der Druck im Behälter dadurch stark ansteigt. Um zu vermeiden, daß eine Plutoniumlösung kritisch wird, werden nur kleine Behälter mit wenig Plutonium benutzt und die Behälter zusätzlich mit Stahlrohrkäfigen umgeben. Dadurch ist ein ausreichender Abstand zu den anderen Behältern sichergestellt.

### 8.3 Behandlung radioaktiver Betriebsabfälle in einem Kernkraftwerk

Die in abgebrannten Brennstäben vorhandenen Spaltprodukte verursachen mehr als 99 % der Aktivität eines Kernkraftwerkes. Die Spaltprodukte werden erst im Prozeß der Wiederaufarbeitung freigesetzt und chemisch behandelt. Daneben fallen aber durch Leckagen und Neutronenaktivierung gasförmige, flüssige und feste Reaktorbetriebsabfälle an, 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.

Von einem Kernkraftwerk mit einer elektrischen Leistung von 1300 MW fallen jährlich etwa 582 m<sup>3</sup> konditionierte Betriebsabfälle und Wiederaufarbeitungsabfälle an. Davon ist nur ein sehr kleiner Anteil hochaktiv und zeigt eine starke Wärmeentwicklung (Abb. 8.5). Abhängig vom Aggregatzustand, der spezifischen Aktivität, der Radiotoxizität (strahlenbedingte Gefährlichkeit) sowie der Wärmeentwicklung werden zur Konditionierung unterschiedliche Verfahren angewandt.

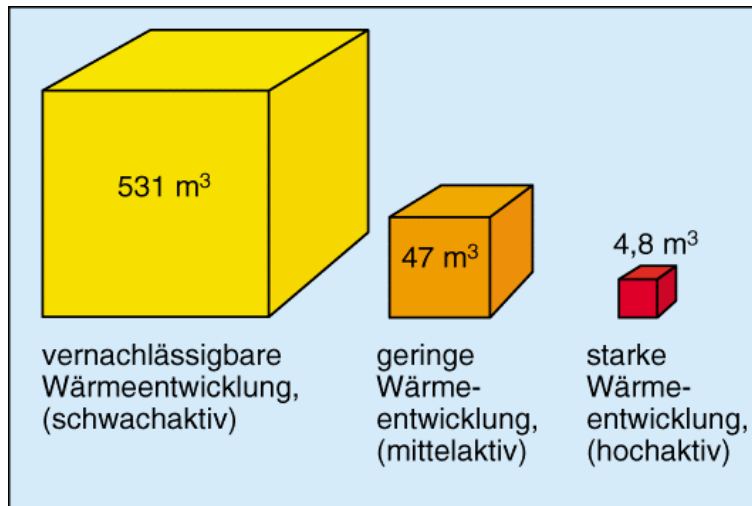


Abb. 8.5: Jährliche konditionierte Abfallmengen (Betriebsabfälle, Wiederaufarbeitungsabfälle) eines 1300-MWe-Kernkraftwerkes (Mittelwert aus DWR/SWR)

### 8.3.1 Behandlung gasförmiger Reaktorbetriebsabfälle

Einige der wichtigsten gasförmigen und leichtflüchtigen Radionuklide, die sich in der Luft des Kraftwerksgebäudes befinden, sind die durch Leckagen entwichenen Spaltprodukte Xe-133 und I-131. Xe-133 hat eine Halbwertszeit von 5,25 d. Es wird in einer Verzögerungsstrecke bis zu 60 d zurückgehalten, die ursprüngliche Aktivität ist auf weniger als 0,1 % abgeklungen (Abb. 8.6).

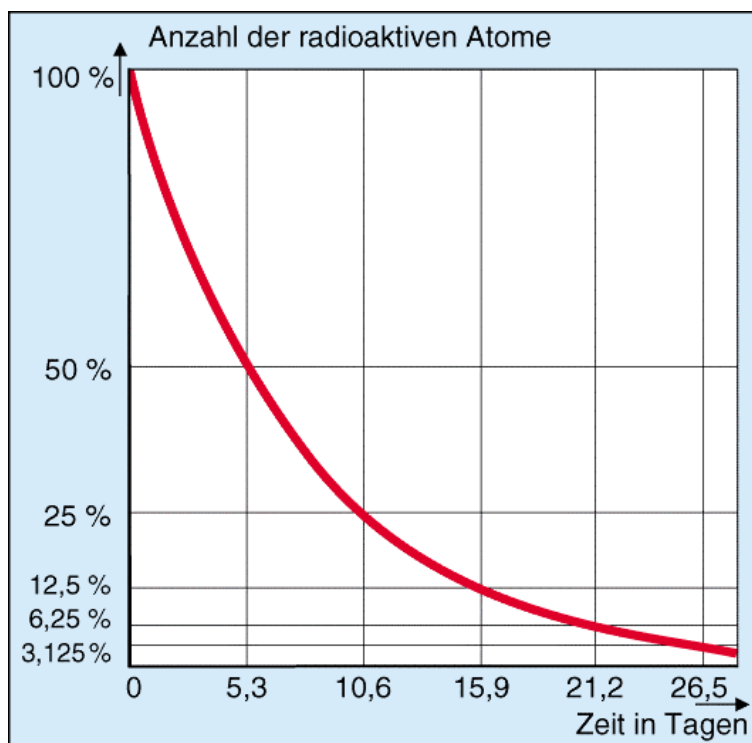


Abb. 8.6: Abklingen der Radioaktivität bei Xenon-133

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.

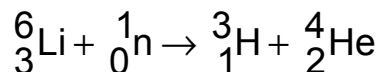
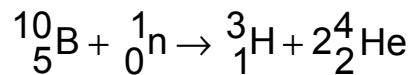
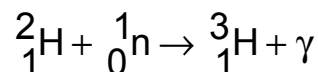
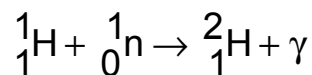


Das Spaltprodukt Krypton-85 hat eine Halbwertszeit von 10,76 Jahren. Da es als Edelgas keine chemischen Verbindungen eingeht und sich im Organismus nicht anreichert, besitzt es nur eine geringe Radiotoxizität. Es wird deshalb in genehmigten Mengen und unter laufender Kontrolle in die Atmosphäre geleitet.

Der Anteil des I-131 in der Gebäudeluft ist gering. Da dieses Element aber im Gegensatz zu den Edelgasen chemische Verbindungen eingehen kann und außerdem zu den physiologisch bedeutsamen Elementen gehört, wird es durch mehrere hintereinander angeordnete Absolutfilter zurückgehalten. Eine Rückhaltung zu 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 verfährt man mit den Aerosolen, bei denen sich radioaktive Teilchen an Staubpartikel oder Wassertröpfchen angelagert haben.

### 8.3.2 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 a können keine Verzögerungsstrecken eingesetzt werden. Da die maximale Energie der vom Tritium ausgesandten Betateilchen aber nur 0,02 MeV beträgt und keine Gammaquanten auftreten, entsteht durch die Abgabe des Tritium an die Umgebung nur eine geringe zusätzliche Strahlenexposition der Bevölkerung.

### 8.3.3 Behandlung fester Reaktorbetriebsabfälle

Radioaktive Reaktorbetriebsabfälle fallen in Form von Filtern, Ionenaustauschern, Putzlappen, kontaminierter Kleidung, Abfällen von Reparaturen, ausgebauten Steuerstäben und Meßbläzen u. ä. an. Sie werden - falls erforderlich - verbrannt oder verdichtet, um ihr Volumen zu verkleinern. Anschließend schließt man sie in Behältern sicher ein. Nach Zwischenlagerung im Kernkraftwerk ist für sie eine Endlagerung in einem Endlager vorgesehen. Menge und Zusammensetzung der Abfälle hängen u. a. vom Typ des Kernkraftwerkes, den verwendeten Brennelementen und der Betriebsweise ab. Bei einem Siedewasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 1300 MW fallen pro Betriebsjahr etwa an:

- 235 m<sup>3</sup> Verdampfer- und Filterkonzentrate,
- 120 m<sup>3</sup> Putzwolle, Papier, kontaminierte Kleidung,
- 8 m<sup>3</sup> Filtereinsätze der Abluft- und Abgasreinigung.

## 9 Strahlenmessung und die Strahlenexposition des Menschen

Der Mensch besitzt kein Sinnesorgan für ionisierende Strahlen. Sie lassen sich nur mit Hilfe besonderer Meßinstrumente nachweisen. Strahlenmessungen 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.

### 9.1 Ionisationskammer und Ionendosis

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. 9.1).

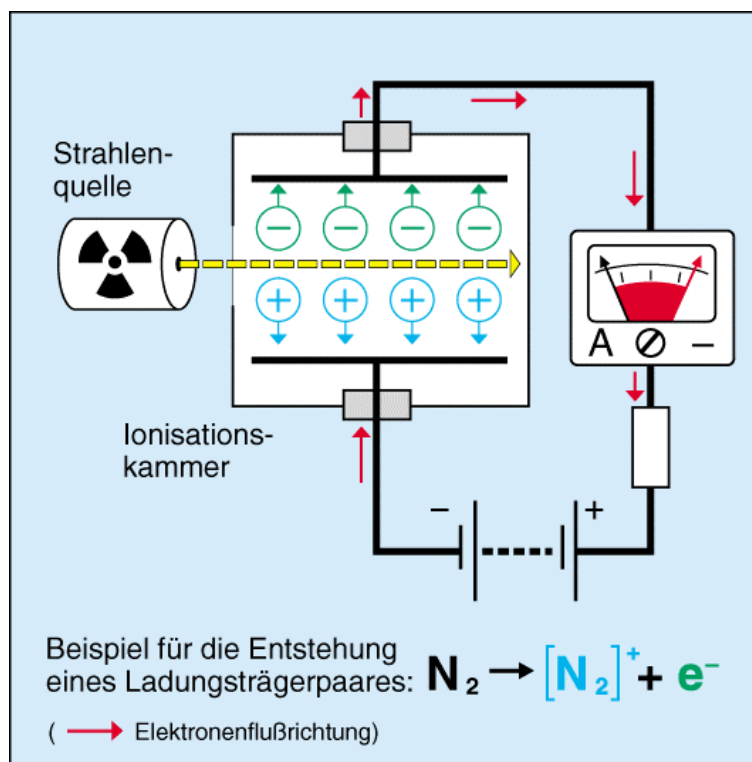


Abb. 9.1: Prinzipieller Aufbau einer Ionisationskammer

In der Ionisationskammer werden positives Ion und herausgelöstes Elektron zur jeweils entgegengesetzt geladenen Elektrode hin beschleunigt. Die Spannung wird gerade so hoch gewählt, daß einerseits Ion und Elektron nicht mehr rekombinieren (sich wieder vereinigen) können, andererseits aber die Beschleunigung zu den Elektroden nicht so stark ist, daß durch Zusammenstöße mit Stickstoff- und Sauerstoffmolekülen der Luft weitere Ionisationen ausgelöst werden. Die Stromstärke ist dann allein der Anzahl der primär erzeugten Ionen bzw. Elektronen proportional. Die Stromstärken werden verstärkt und an einem Meßgerät angezeigt.

Zum Nachweis von Alpha- und Betateilchen 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 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. Die Ionendosis gibt die erzeugte Ladung pro Masse der durchstrahlten Luft an ( $t = 0 \text{ }^\circ\text{C}$ ;  $p = 1013 \text{ hPa}$ ).

$$\text{Ionendosis} = \frac{\text{erzeugte Ladung}}{\text{Masse der durchstrahlten Luft}} ; I = \frac{Q}{m}$$

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.

$$I = \frac{1 \text{ A} \cdot 1 \text{ s}}{1 \text{ kg}} = \frac{1 \text{ C}}{1 \text{ kg}}$$

Das entspricht  $6,25 \cdot 10^{18}$  Elektronen bzw. Ionen pro 1 kg Luft oder  $8,071 \cdot 10^{12}$  Ladungsträgerpaare pro  $1 \text{ cm}^3$  Luft. Bisher wurde die Ionendosis in Röntgen (R) gemessen. Für Umrechnungen gilt:

$$1 \text{ R} = \frac{2,58 \cdot 10^{-4} \text{ C}}{1 \text{ kg}} \quad \frac{1 \text{ C}}{1 \text{ kg}} = 3876 \text{ R}$$

## 9.2 Energiedosis

In Luft wird zur Bildung eines Ladungsträgerpaares die Energie von 34 eV benötigt. Da der Quotient  $1 \text{ C}/1 \text{ kg}$  Auskunft darüber gibt, wieviel 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.

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

Der Quotient  $1 \text{ J}/1 \text{ kg}$  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) gemessen. Das Wort Rad ergibt sich aus den Anfangsbuchstaben der englischen Wörter "radiation absorbed dose". Für Umrechnungen gilt:

$$1 \text{ Gy} = 100 \text{ rd}$$

Für Röntgen- und Gammastrahlen mit Energien zwischen 0,2 MeV und 3 MeV gilt für Wasser und weiches Gewebe, daß der Ionendosis von 1 R die Energiedosis von  $10^{-2}$  Gy entspricht.

## 9.3 Die Äquivalentdosis

Mit der Energiedosis allein kann jedoch 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 Geweben des Menschen das eine mit Alphastrahlen, das andere mit Betastrahlen bestrahlt und nehmen beide Gewebe gleich viel Energie auf, so sind die

durch die Alphastrahlen hervorgerufenen biologischen Strahlenwirkungen etwa 20mal größer. Die größere biologische Wirkung von Alphastrahlen kann durch die größere Anzahl erzeugter Ionen bzw. Anregungen pro Weglänge erklärt werden. Ein Alphateilchen führt in einem Zellgewebe auf einer bestimmten Strecke zu etwa 1000mal mehr Wechselwirkungen als ein Betateilchen. Eine dichtere Ionisierung in einem kleinen Bereich ist viel schädlicher als eine gleich große Anzahl von Ionisationen, die auf einen größeren Bereich verteilt sind. Zur Berücksichtigung der unterschiedlichen biologischen Wirkung der verschiedenen Strahlenarten sind Qualitätsfaktoren  $Q$  festgelegt worden (Tabelle 9.1). Das Produkt aus der Energiedosis  $D$  und dem Qualitätsfaktor  $Q$  nennt man die Äquivalentdosis  $H$ . Die Internationale Strahlenschutzkommission (ICRP) hat 1991 statt des Qualitätsfaktors den Strahlungs-Wichtungsfaktor  $w_R$  eingeführt (Tab. 9.2). Mit der Novellierung der Strahlenschutzverordnung ersetzen diese Werte den effektiven Qualitätsfaktor.

$$H = D \cdot \bar{Q} \text{ (geltend), } H = D \cdot w_R \text{ (kommend)}$$

Strahlenarten	$\bar{Q}$
Röntgen- und Gammastrahlung, Betastrahlung	1
Neutronenstrahlung	10
Alphastrahlung aus Radionukliden	20

Tab. 9.1: Werte des effektiven Qualitätsfaktors

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 >2 MeV	5
Alphateilchen, Spaltfragmente, schwere Kerne	20

Tab. 9.2: Strahlungs-Wichtungsfaktoren

Da Qualitätsfaktor und Strahlungs-Wichtungsfaktor Zahlenwerte ohne Einheit sind, ergibt sich als Einheit der Äquivalentdosis der Quotient  $J / kg$  (dieselbe Einheit wie für die Energiedosis). Um kenntlich zu machen, daß eine Dosis eine Äquivalentdosis ist, wird der Einheitenname Sievert (Sv) benutzt. Einheit der Äquivalentdosis war früher das Rem (**r**öntgen **e**quivalent **m**an). Für Umrechnungen gilt:  $1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem}$ . Die Äquivalentdosis wird nur für Personen und nur im Strahlenschutz verwendet. Die Qualitäts- oder Strahlungswichtungsfaktoren wurden nur für einen Bezug zu Spätschäden hergeleitet. Daher ist eine Nutzung der Äquivalentdosis nur bis zu etwa  $1 \text{ Sv}$  gerechtfertigt. Darüber hinausgehende Strahlenexpositionen sind als Energiedosis anzugeben. Bei vereinfachenden Darstellungen wird häufig auf diese Differenzierung verzichtet.

#### 9.4 Die effektive Dosis

Da die Strahlenempfindlichkeit einzelner Organe bzw. Gewebereiche z. T. erhebliche Unterschiede aufweist, liefern Organ- bzw. Teilkörperdosen unterschiedliche Beiträge zum strahlenbedingten Gesamtrisiko (was die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten eines Schadens betrifft, z. B. Krebs, Leukämie). Zur Berech-

nung der effektiven Dosis E, die ein Maß für das gesamte Strahlenrisiko darstellt, wurden deshalb für Organe und Gewebe-Wichtungsfaktoren (Tab. 9.3) festgelegt.

Organ / Gewebe	Wichtungsfaktor
Keimdrüsen	0,25
Brust	0,15
rotes Knochenmark	0,12
Lunge	0,12
Schilddrüse	0,03
Knochenoberfläche	0,03
übrige Organe und Gewebe (Es werden nur die 5 am stärksten belasteten Organe oder Gewebe berücksichtigt)	0,30

Tab. 9.3: Wichtungsfaktoren zur Berechnung der effektiven Äquivalentdosis

Die Internationale Strahlenschutzkommission hat 1991 einen erweiterten Satz von Wichtungsfaktoren, jetzt Gewebe-Wichtungsfaktoren  $w_T$  genannt, eingeführt (Tab. 9.4). Mit der Novellierung der Strahlenschutzverordnung im Jahr 2000 werden diese Werte für Deutschland verbindlich. Die effektive Dosis E ist die Summe der Organdosen  $H_T$ , jeweils multipliziert mit dem zugehörigen Gewebe-Wichtungsfaktor  $w_T$ . Dabei ist über alle in den Tabellen 9.3 oder 9.4 aufgeführten Organe und Gewebe zu summieren. Die Einheit der effektiven Dosis ist das Sievert (Einheitenzeichen Sv).

$$E = \sum_T w_T H_T = \sum_T w_T \sum_R w_R D_{T,R}$$

Gewebe oder Organe	Gewebe-Wichtungsfaktoren $w_T$
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

\* Für Berechnungszwecke setzen sich „andere Organe oder Gewebe“ wie folgt zusammen: Bauchspeicheldrüse, Dünndarm, Gebärmutter, Gehirn, Milz, Muskel, Nebennieren, Niere und Thymusdrüse. In den außergewöhnlichen Fällen, in denen ein einziges der „anderen Organe oder Gewebe“ eine Äquivalentdosis erhält, die über der höchsten Dosis in einem der 12 Organe liegt, für die ein Wichtungsfaktor angegeben ist, sollte ein Wichtungsfaktor von 0,025 für dieses Organ oder Gewebe und ein Wichtungsfaktor von 0,025 für die mittlere Organdosis der restlichen „anderen Organe oder Gewebe“ gesetzt werden.

Tab. 9.4: Gewebe-Wichtungsfaktoren nach ICRP 1991

## 9.5 Somatische und genetische Schäden

Bei den Schäden, die ionisierende Strahlen an Organismen hervorrufen, unterscheidet man zwischen somatischen und genetischen Schäden. Die somatischen Schäden unterteilt man in Früh- und Spätschäden, letztere noch einmal in maligne (bösartig wuchernde) und nichtmaligne (nicht bösartig wuchernde) Spätschäden (Abb. 9.2).

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 z. B. außer Veränderungen des Blutbildes Unwohlsein, Erbrechen, Entzündungen der Schleimhäute und Fieber. Eine einmalige Ganzkörperbestrahlung mit einer Dosis von 7 000 mSv gilt als tödlich, wenn keine Therapiemaßnahmen ergriffen werden (Abb. 9.3).

Somatische Spätschäden treten erst nach Jahren oder Jahrzehnten auf. Bei Spätschäden (z. B. Krebs, Leukämie) ist es strittig, ob eine Schwellendosis für das Eintreten der Erkrankung besteht; jedenfalls wäre diese Mindestmenge an Strahlung sehr klein. Mit steigender Strahlungsmenge nimmt bei den Strahlenspätschäden nicht die Schwere der Erkrankung zu, sondern die Wahrscheinlichkeit zu erkranken.

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. 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.

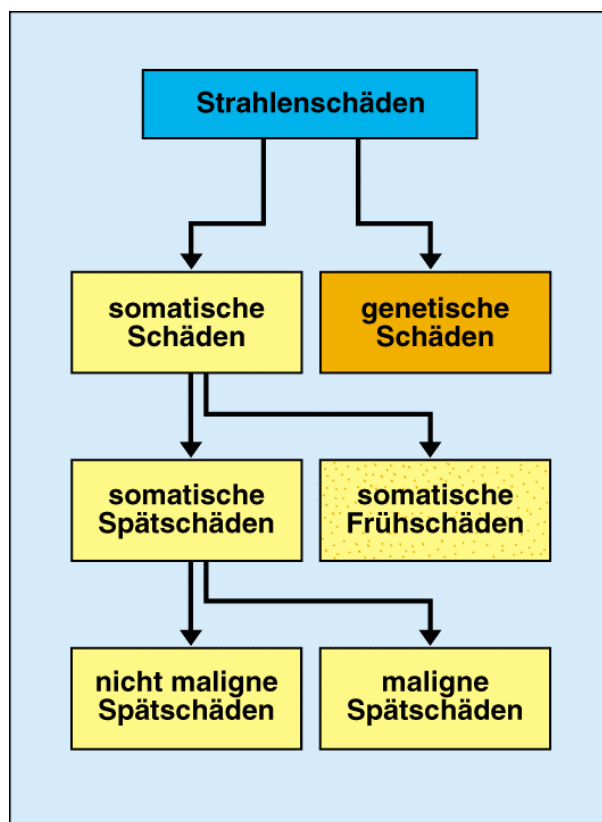


Abb. 9.2: Einteilung der Strahlenschäden

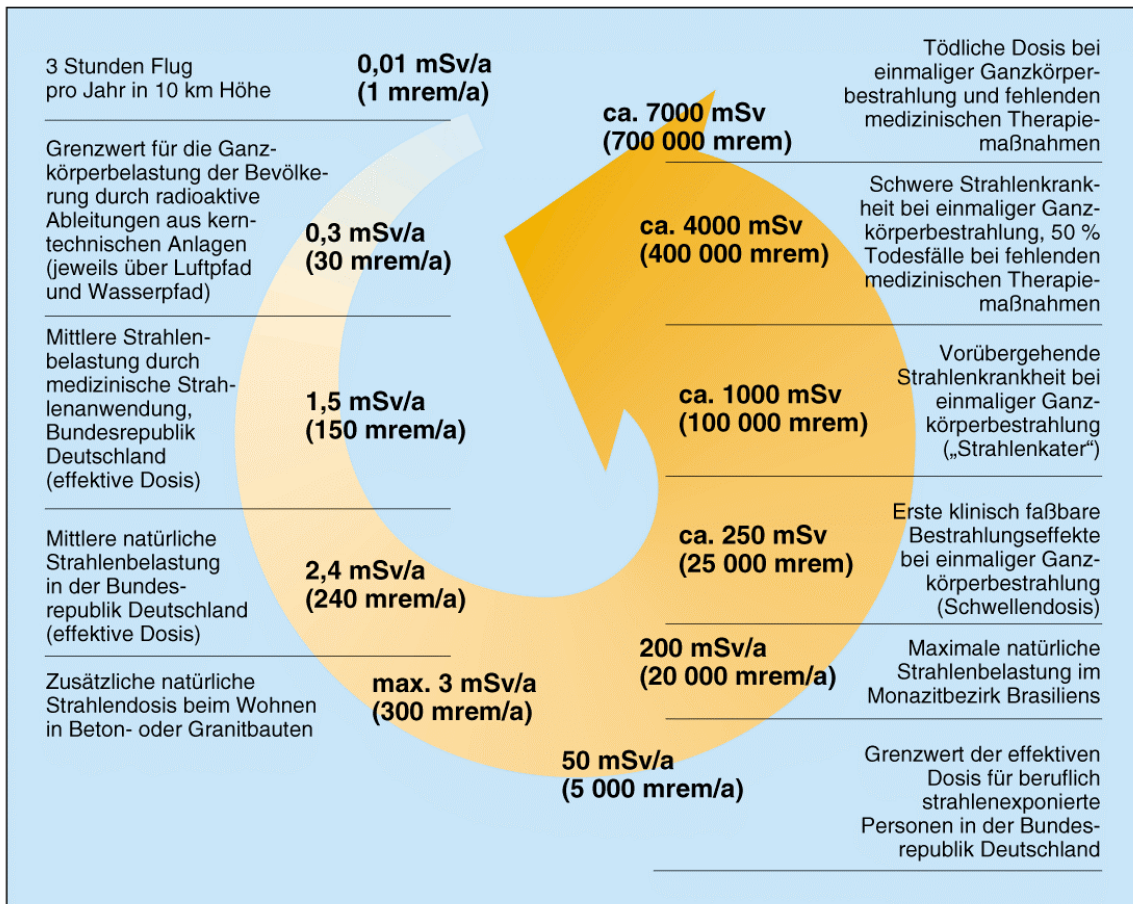


Abb. 9.3: Beispiele für Äquivalentdosisleistungen und Äquivalentdosen und Wirkungen hoher Strahlendosen auf den Menschen (Die Angaben zu den Werten von 250 bis 7 000 mSv beschreiben somatische Strahlenfrühschäden.)

## 9.6 Die natürliche Strahlenexposition des Menschen

Die ionisierende Strahlung, die in der Natur vorkommt, läßt sich auf 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 mit relativ kurzer Halbwertszeit neu gebildet, die dann Strahlung aussenden.
- Auf der Erde kommen natürliche Radionuklide mit langer Halbwertszeit vor, die sich nur durch einen Zerfallsschritt oder in mehreren Stufen (Zerfallsreihen) in inaktive Nuklide umwandeln.

### 9.6.1 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 Protonen, Neutronen, Elektronen, Positronen, Gamma-Quanten (Photonen), Neutrinos und Mesonen. Mesonen sind Elementarteilchen, deren Masse zwischen der von Elektronen und Protonen liegt. Die kosmische Strahlung wird von der Atmosphäre z. T. absorbiert. Daher nimmt ihre Intensität mit steigender Höhe über dem Meeresspiegel zu. Die Dosisleistung liegt in 1 000 m Höhe bei 0,4 mSv/a, in 3 000 m Höhe bei 1,2 mSv/a (Abb. 9.4).

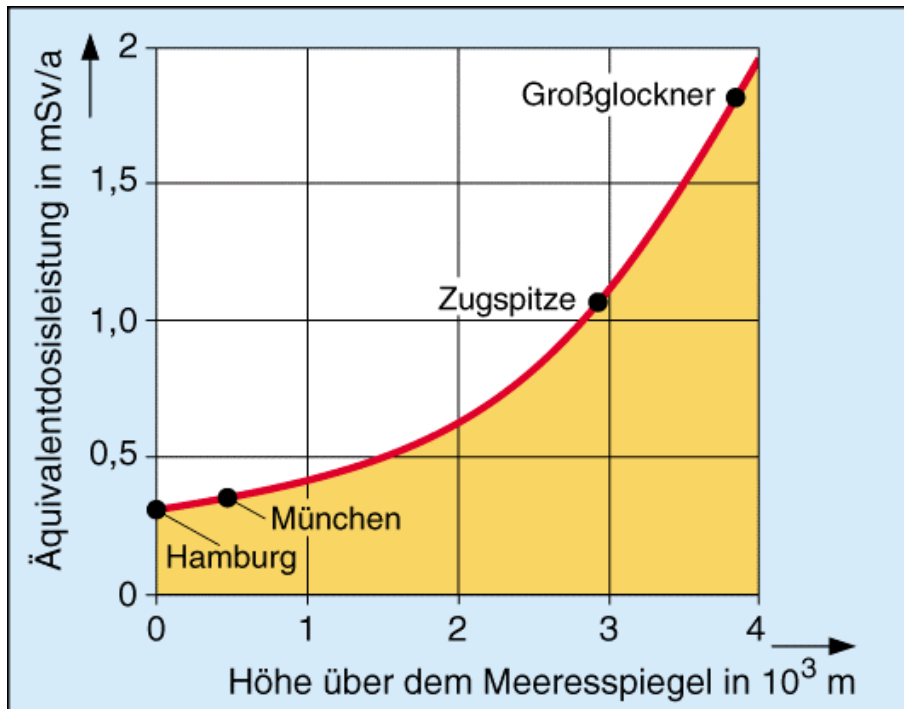
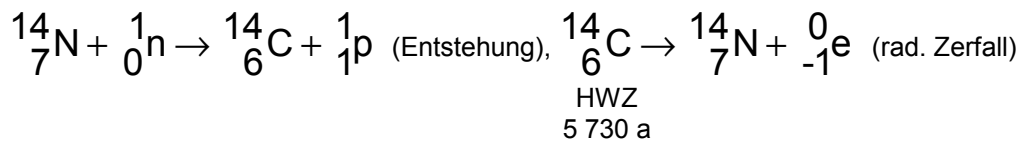


Abb. 9.4: Dosisleistung kosmischer Strahlung in Abhängigkeit von der Höhe über dem Meeresspiegel

In den oberen Schichten der Atmosphäre werden durch die sehr energiereiche kosmische Strahlung ständig radioaktive Isotope neu gebildet. Es sind dies 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. Entstehung von C-14 in den oberen Schichten der Atmosphäre:



### 9.6.2 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 Halbwertszeiten größer als 10<sup>9</sup> Jahre sind oder um deren Folgeprodukte mit kürzeren Halbwertszeiten. Die wichtigsten Radionuklide, die in der Erde vorkommen, sind Thorium-232, Uran-238 und U-235. Sie zerfallen in mehreren Stufen zu inaktiven Bleisotopen (Abb. 9.5 und Tab. 9.5). Das wichtigste Radionuklid ohne Zerfallsreihe ist K-40, das sich zu 0,0117 % in jeder Kaliumverbindung befindet (Abb. 9.6).

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. 9.5: Natürliche Radioaktivitätszerfallsreihen



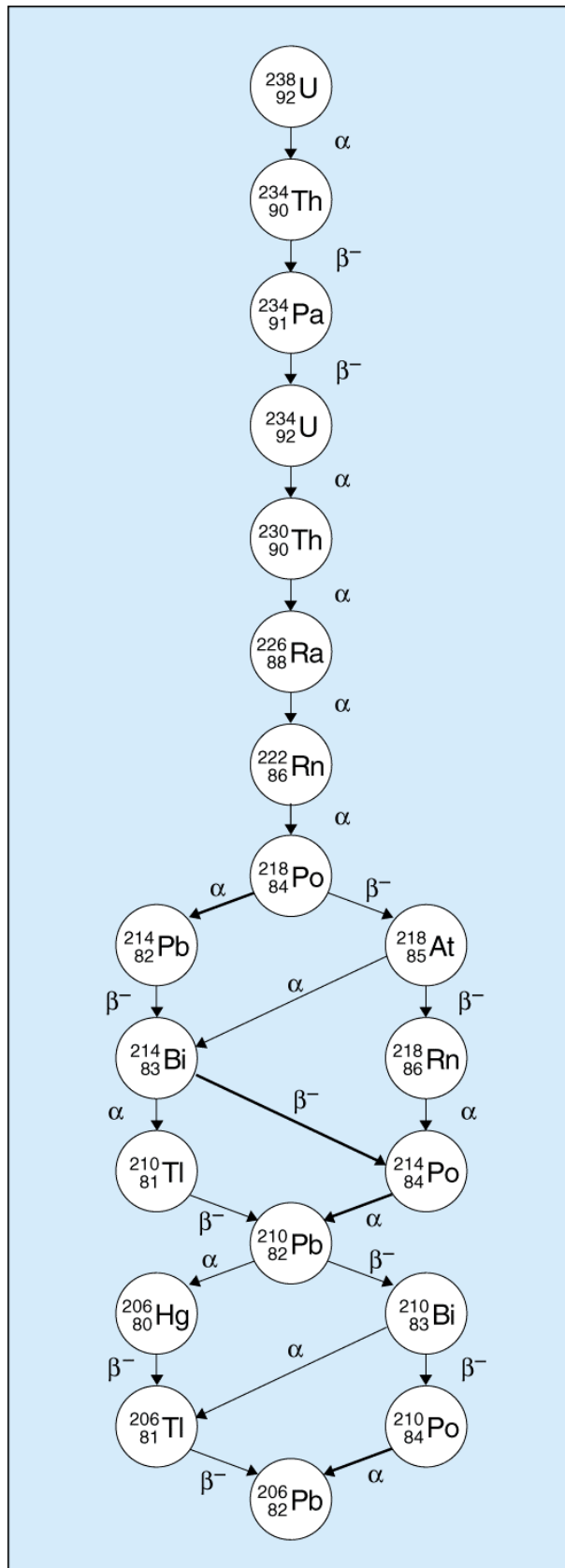


Abb. 9.5: Uran-Radium-Zerfallsreihe

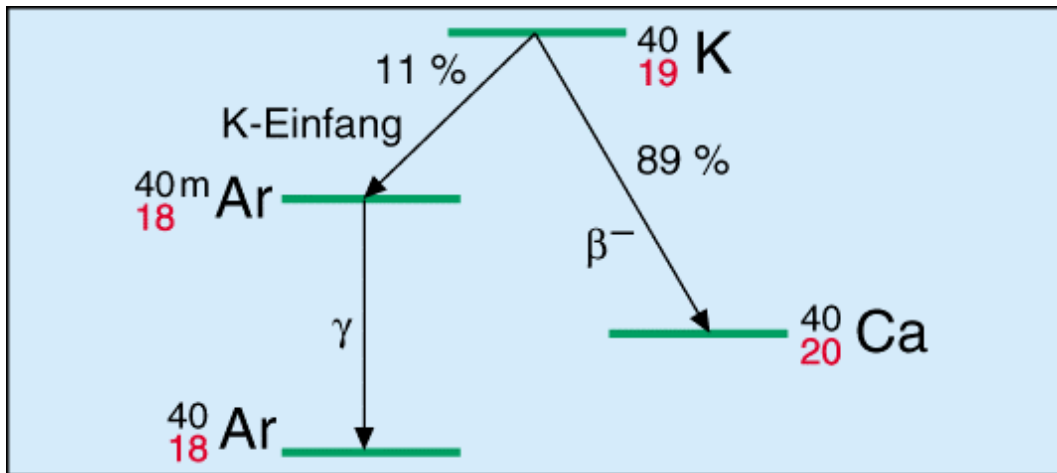


Abb. 9.6: Zerfallsschema für K-40

Die Bestrahlung des Menschen durch die terrestrische Strahlung ist vom geologischen Untergrund und den verwendeten Baumaterialien abhängig. Die Tabelle 9.6 gibt die Mittelwerte der terrestrischen Strahlenexposition bei einem Aufenthalt im Freien für die Bundesländer wieder. Die effektive Dosis liegt bei der äußeren Bestrahlung im Mittel bei 0,4 mSv/a.

Bundesland	Ortsdosis mSv/Jahr	Bundesland	Ortsdosis mSv/Jahr
Baden-Württemberg	0,38	Niedersachsen	0,29
Bayern	0,42	Nordrhein-Westfalen	0,36
Berlin	0,19	Rheinland-Pfalz	0,42
Brandenburg	0,18	Saarland	0,48
Bremen	0,26	Sachsen	0,35
Hamburg	0,35	Sachsen-Anhalt	0,27
Hessen	0,37	Schleswig-Holstein	0,32
Mecklenburg-Vorpommern	0,22	Thüringen	0,39

Tab. 9.6: Ländermittelwerte der Ortsdosis im Freien

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 (Tabelle 9.7).

Gebiet	mittlere effektive Dosis mSv/Jahr	max. Energiedosis im Freien mGy/Jahr
Deutschland	0,4	5
Indien: Kerala, Tamil Nadu	4	55
Brasilien: Espirito Santo	6	175
Iran: Ramsar		260

Tab. 9.7: Terrestrische Strahlung in verschiedenen Gebieten

### 9.6.3 Eigenstrahlung des Körpers

Das Trinkwasser, die pflanzliche und tierische Nahrung sowie die Luft enthalten radioaktive Isotope, 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. Das bedeutet, daß in 1 Sekunde etwa 9 000 Kernumwandlungen stattfinden und dabei 9 000 Strahlungsteilchen oder Energiequanten ausgesandt werden. Am Tag sind es über 700 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 inhalierte Radon (einschließlich seiner Folgeprodukte) verursacht. Die effektive Dosisleistung beträgt im Mittel 1,7 mSv/a.

### 9.6.4 Gesamtbetrag der natürlichen Strahlenexposition

Für Einwohner der Bundesrepublik Deutschland beträgt die natürliche Strahlenexposition im Mittel 2,4 mSv/a. Bei der natürlichen Strahlenexposition macht die äußere Bestrahlung des Menschen etwa ein Drittel, die innere Bestrahlung etwa zwei Drittel aus. Dabei liefern das eingeatmete Radon und seine Folgeprodukte den größten Beitrag (Tabelle 9.8).

Exposition durch	jährliche effektive Dosis in mSv		
	Bestrahlung von außen	Bestrahlung von innen	gesamt
<b>kosmische Strahlung</b>			
in Meereshöhe			
ionisierende Komponente	0,24		} 0,27
Neutronen	0,03		
in 1000 m Höhe			
ionisierende Komponente	0,32		} 0,4
Neutronen	0,08		
<b>kosmogene Radionuklide</b>		0,02	0,02
<b>primordiale Radionuklide</b>			
K-40	0,18	0,17	0,35
U-238-Reihe			
U-238 → Ra-226		0,02	
Rn-222 → Po-214	} 0,12	1,4	} 1,6
Pb-210 → Po-210		0,05	
Th-232-Reihe			
Th-232 → Ra-224		0,01	
Rn-220 → Tl-208	} 0,14	0,07	} 0,2
<b>Summe</b>	<b>0,7</b>	<b>1,7</b>	<b>2,4</b>

Tab. 9.8: Mittlere natürliche Strahlenexposition in Deutschland

## 9.7 Die zivilisatorisch bedingte Strahleneinwirkung auf den 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,
- Reaktorunfall von Tschernobyl,
- Kernwaffenversuche,
- Anwendungen ionisierender Strahlen in Wissenschaft, Technik und Haushalt,
- Flugverkehr,
- Betrieb von Kernkraftwerken und anderen kerntechnischen Anlagen.

### 9.7.1 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. Tabelle 9.9 gibt dafür einige Orientierungswerte. In Deutschland werden im Mittel etwa zwei Röntgenuntersuchungen pro Person und Jahr durchgeführt. Daraus ist eine mittlere effektive Dosis für den einzelnen Einwohner von etwa 2 mSv/a errechnet worden.

Untersuchungsart	effektive Dosis mSv
CT Abdomen	30
CT Thorax	20
CT Wirbelsäule	9
CT Kopf	2,5
Dickdarm	20
Arteriographie	20
Dünndarm	16
Magen	9
Harntrakt	5
Lendenwirbelsäule	2
Becken	1
Thorax	0,3
Zahn	0,01

CT = Computer-Tomographie

Tab. 9.9: Effektive Dosis pro Röntgenuntersuchung

In der Therapie werden Röntgenstrahlen eingesetzt, um z. B. die Zellen bösartiger Tumore zu bestrahlen und dadurch abzutöten. Die Dosis wird dabei so hoch gewählt, daß die kranken Zellen abgetötet werden. Die Energiedosis im Zielgewebe ist sehr viel höher als bei der Diagnostik und beträgt bis zu 60 Gy.

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. Es setzt voraus, daß besonders empfindliche Meßverfahren zur Verfügung stehen. In welches Organ ein bestimmtes Radionuklid transportiert wird, ist davon abhängig, in wel-

che chemische Verbindung es eingebaut worden ist. Durchschnittliche Werte der Strahlenexposition durch nuklearmedizinische Untersuchungen zeigt die Tabelle 9.10.

Untersuchung	Radionuklid	Energiedosis in mGy		
		Keimdrüsen	Knochenmark	im untersuchten bzw. kritischen Organ
Schilddrüsen-Szintigraphie	Tc-99m	0,1	0,2	1 Schilddrüse
	I-131	0,05	0,2	1000 Schilddrüse
	I-123	0,04	0,1	40 Schilddrüse
Nieren-Szintigraphie	Tc-99m	0,3		5 Nieren 18 Blasenwand
	I-131	0,25	0,5	60 Blasenwand 240 Schilddrüse
Leber-Szintigraphie	Tc-99m	0,1	0,4	5 Leber 3 Milz
	Au-198	0,2	4	60 Leber 20 Milz
Lungen-Szintigraphie	Tc-99m	0,1	3	4 Lungen
	I-131	1,3	1,5	20 Lungen

Tab. 9.10: Strahlenexposition bei nuklearmedizinischen Untersuchungen

Nach dem gleichen Verfahren lassen sich auch Therapiemaßnahmen durchführen. Da elementares Iod praktisch ausschließlich in der Schilddrüse gespeichert wird, kann durch verabfolgtes radioaktives Iod z. B. ein Schilddrüsentumor zerstört werden. Die von radioaktivem Iod ausgesandten Betaeilchen haben in organischem Gewebe nur eine geringe Reichweite, so daß sie praktisch nur auf die Schilddrüse selbst einwirken.

Der Dosisbeitrag durch die Nuklearmedizin ist gering und beträgt nur wenige Prozent des Wertes, der für die Röntgendiagnostik gilt.

### 9.7.2 Strahlenexposition durch den Reaktorunfall von Tschernobyl

Der Reaktorunfall von Tschernobyl am 26. April 1986 wurde durch Fehlbedienungen der Reaktorregelung ausgelöst. Dabei kam es zu einem so großen Temperaturanstieg in den Brennelementen, daß diese schmolzen. Der dadurch entstehende sehr hohe Wasserdampfdruck ließ die Druckrohre, in denen sich auch die Brennelemente befanden, platzen. Der Moderator Graphit geriet in Brand. Aus dem zerstörten Reaktor gelangten Radionuklide ins Freie. Ein Großteil der Radionuklide hat zu einer hohen Kontamination der Umwelt in einer 30-km-Zone um den Reaktor geführt.

Durch die Brände wurden radioaktive Stoffe in Höhen von 1 bis 2 km transportiert und z. T. über weite Gebiete verteilt. Das wissenschaftliche Komitee der Vereinten Nationen, UNSCEAR, hat die Strahlenexposition durch diesen Unfall für die Gebiete der nördlichen Hemisphäre für das erste Jahr nach dem Unfall und für die 50 Folgejahre berechnet (siehe Tab 9.11). Rund 70 % der effektiven Folgedosis ergibt sich durch Cs-137, 20 % durch Cs-134 und 6 % durch Iod-131. Die restlichen 4 % der Gesamtdosis wurden durch verschiedene kurzlebige Nuklide unmittelbar nach dem Unfall verursacht.

Region	effektive Folgedosis der Gesamtbevölkerung Sv	
	1. Jahr	total
UdSSR	72 000	226 000
Europa	100 000	300 000
Asien (ohne UdSSR)	18 200	49 000
Afrika	5 000	13 700
Amerika	600	1 600
nördliche Hemisphäre	200 000	600 000

Tab. 9.11: Strahlenexposition durch den Reaktorunfall in Tschernobyl (Folgedosis: Zeitintegral der Dosisleistung, die Integrationszeit bei Erwachsenen beträgt 50 Jahre)

Die Strahlenexposition in Deutschland betrug 1986 je nach Wohnort zwischen 0,05 mSv und 1,1 mSv bei Erwachsenen und zwischen 0,1 mSv und 1,5 mSv bei Kleinkindern. Während der gesamten Lebenszeit werden Erwachsene eine Dosis zwischen 0,5 mSv im Norden und 6 mSv in Südbayern erhalten.

### 9.7.3 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 423 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. Den zeitlichen Verlauf der Exposition in Mitteleuropa gibt die Abbildung 9.7 wieder. Für Personen in Mitteleuropa ergibt sich für den Zeitraum von 1960 bis 2050 im Mittel eine effektive Dosis von rund 2 mSv; rund 80 % dieser Dosis sind in den Jahren von 1960 bis 1970 angefallen.

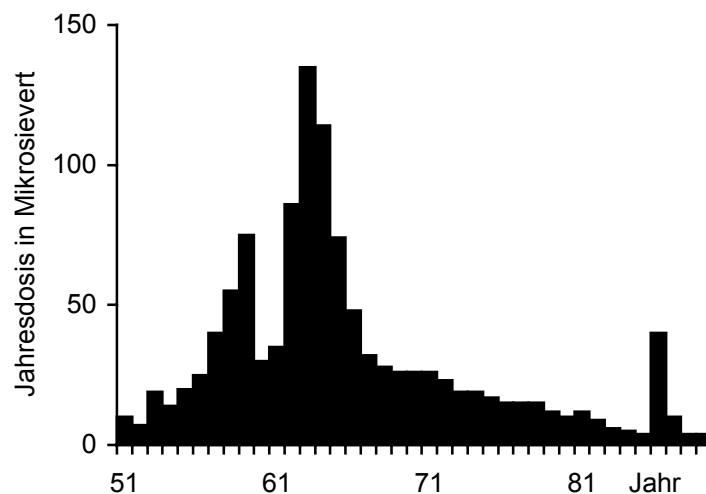


Abb. 9.7: Jährliche Dosis durch Kernwaffentests (und Tschernobyl) in Mitteleuropa

Die Abbildung 9.8 zeigt die Ergebnisse von Messungen des Cs-137-Gehalts im Körper, die an einer Referenzpersonengruppe im Ganzkörperzähler des Forschungszentrums Karlsruhe ermittelt werden.

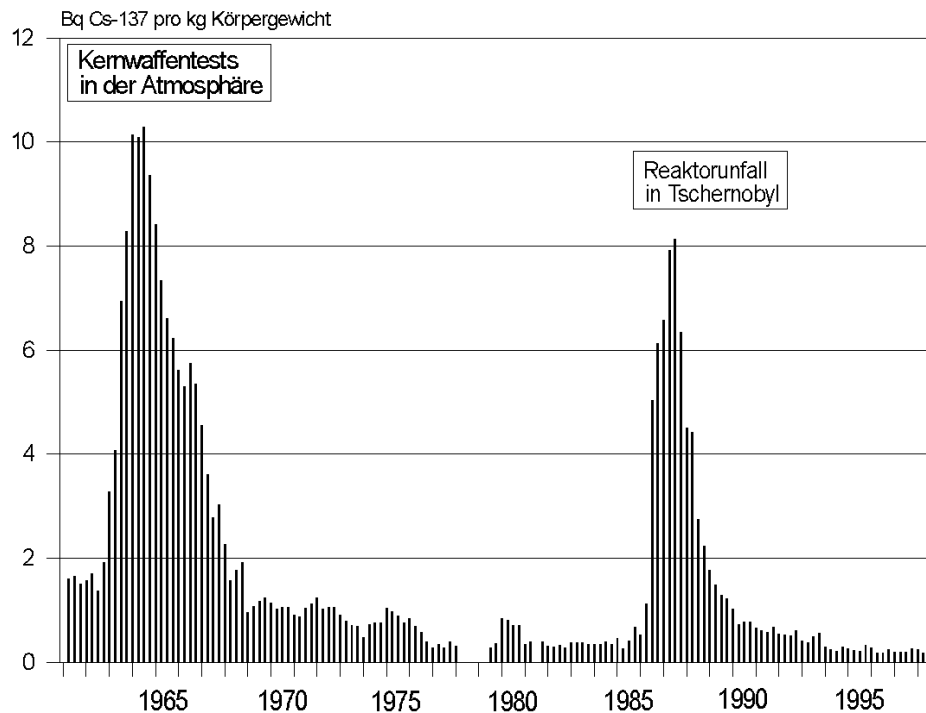


Abb. 9.8: Cs-137-Körperaktivität der Karlsruher Referenzgruppe

#### 9.7.4 Strahlenexposition durch Flugverkehr

Eine erhöhte Strahlenexposition durch die kosmische Strahlung tritt bei Flügen in größeren Höhen auf. Im kommerziellen Personenluftverkehr werden zur Zeit rund  $2 \cdot 10^{12}$  Passagierkilometer pro Jahr geflogen. Daraus errechnet sich eine Gesamtdosis von rund 10 000 Sievert. Der größte Teil entfällt auf die nordamerikanische und westeuropäische Bevölkerung, für die sich die mittlere Strahlenexposition durch Flugreisen auf 10 und 5 Mikrosievert pro Jahr abschätzen läßt. Für einzelne Flugstrecken können folgende Werte als Anhaltspunkt dienen:

Frankfurt - New York - Frankfurt	100 Mikrosievert
Frankfurt – Singapur - Frankfurt	60 Mikrosievert
Frankfurt – Palma de Mallorca - Frankfurt	6 Mikrosievert

Die Strahlenexposition der Crew von Düsenflugzeugen durch kosmische Strahlung für die üblichen Flughöhen und die verschiedenen Flugrouten wird zur Zeit intensiv untersucht. Bei Flugrouten in geomagnetischen Breiten von  $50^\circ$  N und mehr, Flugzeiten des Personals von 600 h pro Jahr und durchschnittlichen Flughöhen von 10 km wird eine effektive Dosis von unter 3 mSv pro Jahr abgeschätzt

#### 9.7.5 Strahlenexposition durch Bildschirmgeräte

Beim Betrieb von Bildschirm- und Fernsehgeräten entsteht betriebsbedingt in der Bildröhre Röntgenstrahlung. Der größte Teil dieser Strahlung wird vom Glas der Bildröhre absorbiert. Die außerhalb des Geräts noch vorhandene Anteil dieser Strahlung ist sehr gering. Messungen des Forschungszentrums Karlsruhe ergaben, daß dieser Teil der betriebsbedingten Röntgenstrahlung viel geringer ist als die Strahlung der Geräte aufgrund der natürlichen radioaktiven Stoffe im Bildschirm selbst.

Die Ergebnisse sind zusammen mit Meßwerten über die Strahlenexposition durch Zeitschriften infolge der natürlich radioaktiven Stoffe im Papier in Tabelle 9.12 zusammengefaßt.

<b>Natürliche Umgebungsstrahlung</b> (im Mittel)	100 000 pSv/h
<b>Bildschirmgerät</b> (Arbeitsabstand 0,5 m)	
- betriebsbedingte Röntgenstrahlung	6 pSv/h
- Gammastrahlung natürlich radioaktiver Stoffe in Bildröhre und Leuchtstoffen	1 200 pSv/h
<b>Farbfernseher</b> (Betrachtungsabstand 3 m)	
- betriebsbedingte Röntgenstrahlung	2 pSv/h
- Gammastrahlung natürlich radioaktiver Stoffe in Bildröhre und Leuchtstoffen	100 pSv/h
<b>Zeitschriften</b> (Leseabstand 0,35 m)	
- Gammastrahlung von Ra- und Th-Folgeprodukten	30 pSv/h

pSv = Piko-Sievert, 1 pSv =  $10^{-12}$  Sv

Tab.9.12: Strahlenexposition durch Bildschirmgeräte, Fernsehgeräte und Zeitschriften, die Exposition durch die natürliche Umgebungsstrahlung ist zum Vergleich angegeben

#### 9.7.6 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 hat der Gesetzgeber in der Strahlenschutzverordnung Dosisgrenzwerte festgelegt, die nicht überschritten werden dürfen. Diese Grenzwerte schließen die natürliche und die medizinische Strahlenexposition nicht ein (Tabelle 9.13).

Körperbereich	Grenzwerte im Kalenderjahr mSv
1. effektive Dosis, Teilkörperdosis von Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	50
2. Alle Organe und Gewebe, soweit nicht unter 1, 3 oder 4 genannt	150
3. Schilddrüse, Knochenoberfläche, Haut (soweit nicht unter 4 genannt)	300
4. Hände, Unterarme, Füße, Unterschenkel, Knöchel (einschließlich der dazugehörigen Haut)	500

Tab. 9.13: Dosisgrenzwerte für beruflich strahlenexponierte Personen, Strahlenschutzverordnung von 1989

Auf Grund von Regelungen der Europäischen Union werden diese Grenzwerte in einer Neufassung der Strahlenschutzverordnung neu festgelegt. So wird der Grenzwert der effektiven Dosis von bisher 50 Millisievert je Jahr auf 20 Millisievert je Jahr reduziert,



Für Menschen, die außerhalb der Strahlenschutzbereiche eines Kernkraftwerkes leben oder arbeiten, darf die effektive Körperdosis durch die Ableitung radioaktiver Stoffe den Wert von 0,3 mSv/a für jeden der Expositionspfade Wasser/Luft nicht überschreiten (Tabelle 9.14).

Körperbereich	Grenzwerte mSv/Jahr
1. Effektive Dosis, Teilkörperdosis von Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	0,3
2. Alle Organe und Gewebe, soweit nicht unter 1 oder 3 genannt	0,9
3. Knochenoberfläche, Haut	1,8

Tab. 9.14: Dosisgrenzwerte für die Bevölkerung durch die Ableitung radioaktiver Stoffe für jeden der Ableitungspfade Luft/Wasser

Die tatsächlich durch den Betrieb der Kernkraftwerke in Deutschland auftretenden Strahlenexpositionen liegen sowohl für die Beschäftigten (Tab. 9.15 und Abb. 9.9) als auch für die Bevölkerung (Abb. 9.10 und 9.11) deutlich unter diesen Grenzwerten.

Jahr	Zahl der Anlagen	überwachte Personen		Kollektivdosis (Personen-Sv)	
		gesamt	davon Fremdpersonal	gesamt	davon Fremdpersonal
1980	10	13.822	11.536	50,8	38,2
1981	11	18.105	15.475	62,3	51,3
1982	11	21.458	18.620	86,9	75,7
1983	12	21.203	17.768	77,6	65,7
1984	15	19.617	15.534	43,0	32,0
1985	16	22.343	18.268	48,8	38,5
1986	16	24.607	19.955	50,2	40,1
1987	17	22.946	18.323	45,9	36,6
1988	20	30.823	24.997	53,6	31,3
1989	21	33.032	26.827	52,6	43,3
1990	20	32.318	25.335	51,0	32,1
1991	20	33.666	27.906	48,0	38,5
1992	20	34.285	28.475	43,8	37,0
1993	20	37.980	30.544	39,0	32,7
1994	20	35.068	29.002	47,6	42,0
1995	20	31.525	25.489	38,0	32,0
1996	19	31.937	25.785	32,3	27,5

Tab. 9.15: Berufliche Strahlenexposition beim Betrieb von Leichtwasserreaktoren (ab 1990 einschließlich der neuen Bundesländer)

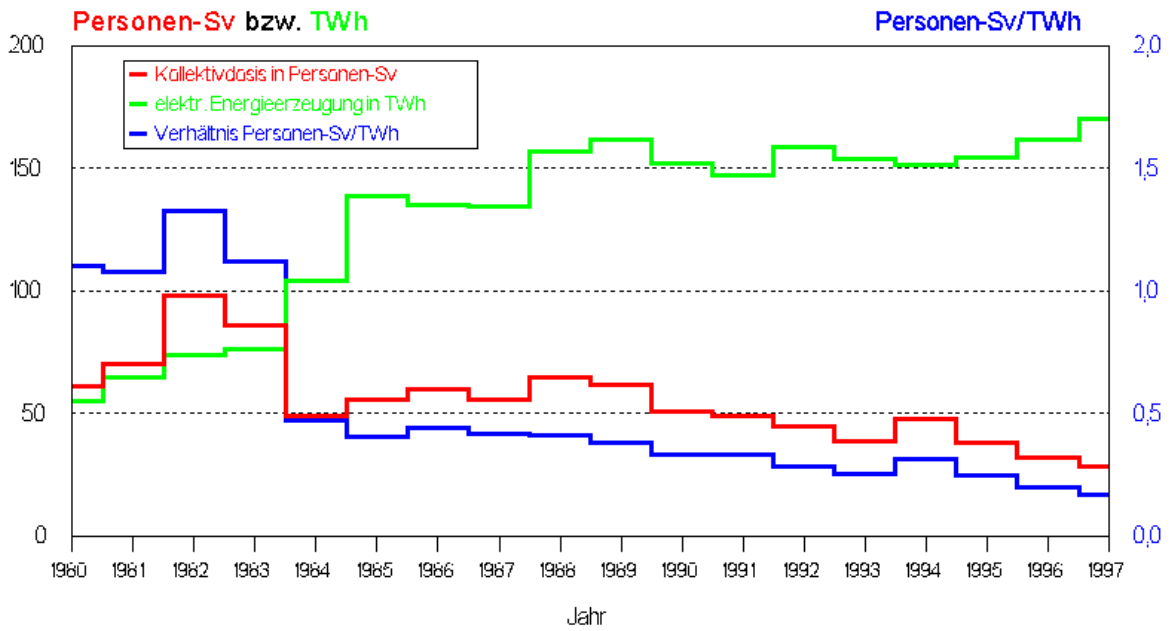


Abb. 9.9: Kollektive Strahlenexposition der Beschäftigten in deutschen Kernkraftwerken und erzeugte elektrische Energie

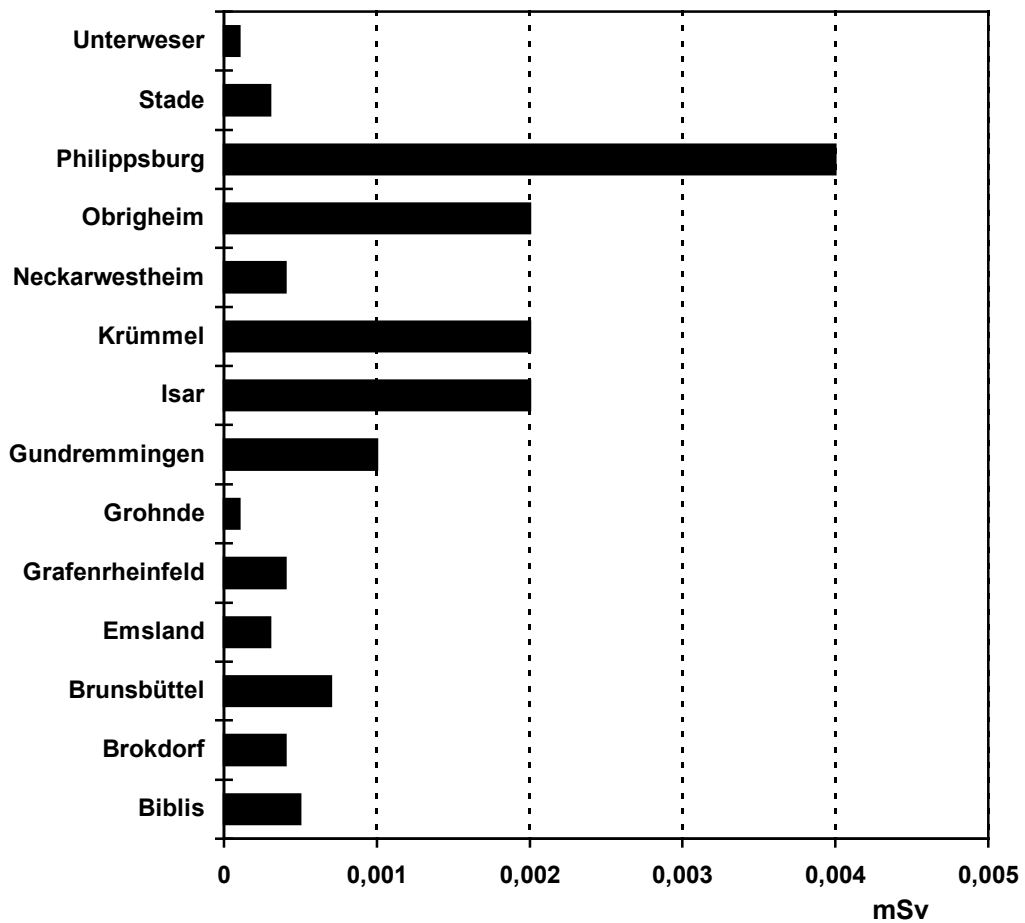


Abb. 9.10: Strahlendosis an der ungünstigsten Einwirkungsstelle durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken mit der Abluft 1997

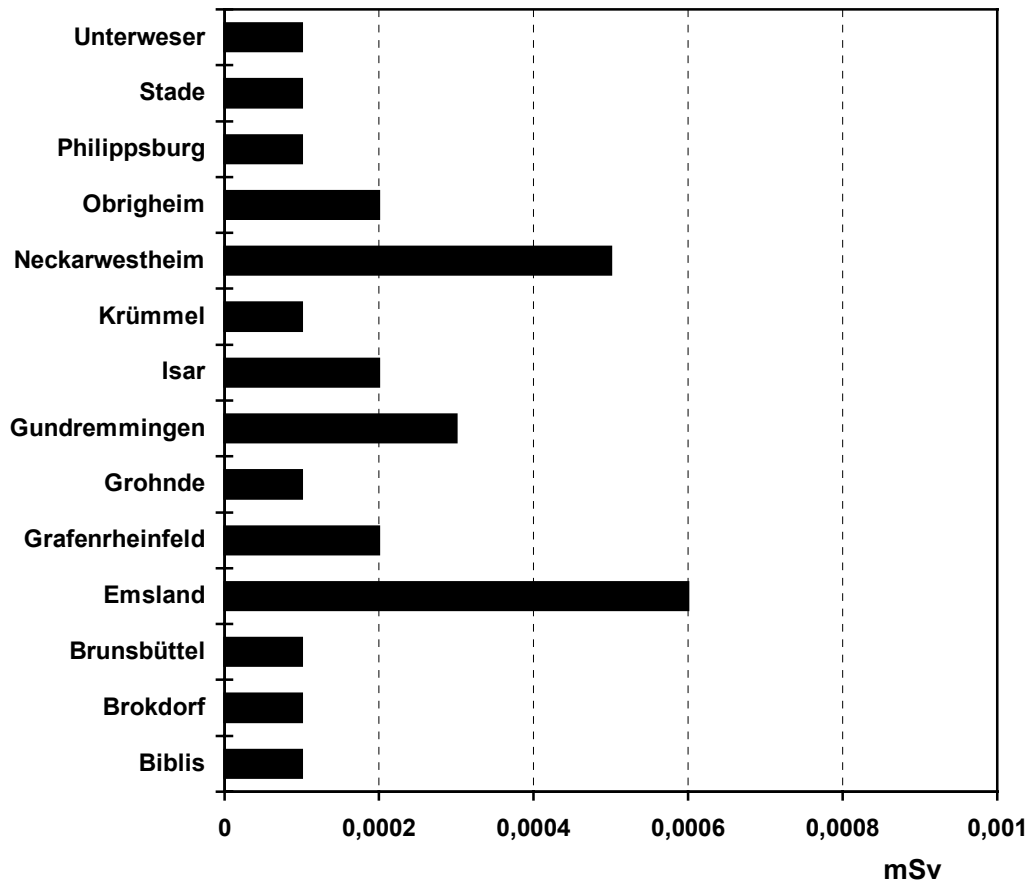


Abb. 9.11: Strahlendosis an der ungünstigsten Einwirkungsstelle durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken mit dem Abwasser 1997

## 9.8 Zusammenfassung der Strahlenexposition

### 9.8.1 Natürliche Strahlenexposition der Bevölkerung

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. Für die Gegebenheiten in Deutschland ergeben sich dabei folgende mittleren jährlichen Werte der effektiven Dosis:

- **kosmische Strahlung:** 0,3 mSv pro Jahr  
in Meereshöhe: 0,27 mSv pro Jahr  
in 1 000 m Höhe: 0,38 mSv pro Jahr
- **terrestrische Strahlung:** 0,4 mSv pro Jahr  
im Freien: 0,32 mSv pro Jahr  
in Häusern: 0,43 mSv pro Jahr
- **inkorporierte Radionuklide:** 1,7 mSv pro Jahr  
Radon und Folgeprodukte: 1,4 mSv pro Jahr  
K-40: 0,18 mSv pro Jahr  
U-238, Th-232 und andere: 0,12 mSv pro Jahr

Die gesamte mittlere effektive Dosis durch die natürliche Strahlenexposition beträgt in Deutschland 2,4 mSv pro Jahr. Die große Variation der terrestrischen Komponente und insbesondere der Exposition durch Radon und seine Folgeprodukte führt zu lokal/regional großen Unterschieden der Dosis, typischerweise im Bereich von 1 bis 10 mSv pro Jahr.

### 9.8.2 Zivilisatorische Strahlenexposition der Bevölkerung

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. Für Deutschland ergeben durch die zivilisatorische Strahlenexposition pro Einwohner folgende Werte der mittleren effektiven Dosis:

- Medizin 2,0 mSv pro Jahr,
- Tschernobyl 0,010 mSv pro Jahr,
- Kernwaffentests 0,005 mSv pro Jahr,
- Flugreisen 0,005 mSv pro Jahr,
- fossile Energieträger 0,002 mSv pro Jahr,
- Kernkraftwerke 0,001 mSv pro Jahr,
- Industrieprodukte 0,001 mSv pro Jahr.

### 9.8.3 Gesamte Strahlenexposition

Die effektive Dosis aus allen natürlichen und künstlichen Strahlenquellen beträgt für einen Einwohner in Deutschland im Mittel rund 4,5 mSv im Jahr (siehe Abbildung 9.12 und Tabelle 9.16). Diese Dosis stammt zu knapp 55 % aus der natürlichen Strahlenexposition und zu 45 % aus der medizinischen Exposition durch die Röntgendiagnostik. 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.

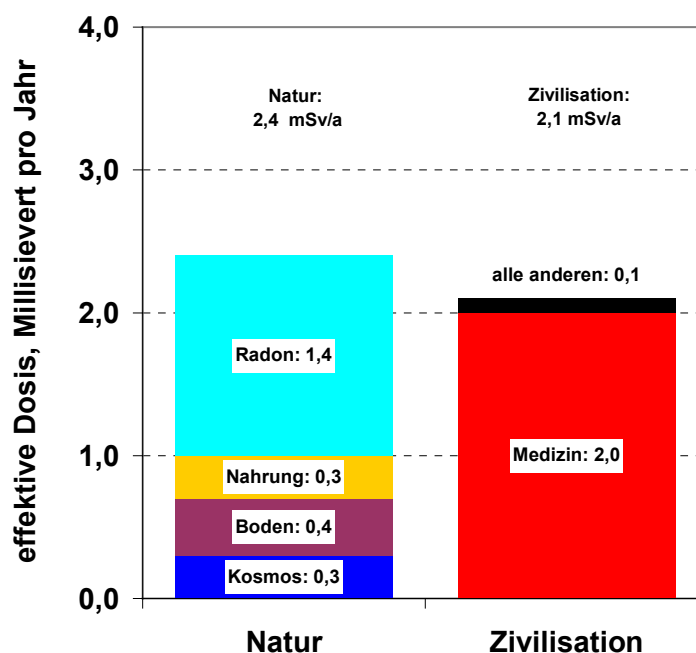


Abb. 9.12: Mittlere natürliche und zivilisatorische Strahlenexposition in Deutschland

Ursache der Strahlendosis	effektive Dosis in mSv/Jahr	
	Mittelwert für Bevölkerung	typ. Wertebereich für exponierte Einzelpersonen
Natur		
kosmische Strahlung	0,3	0,3 bis 0,5
terrestrische Strahlung	0,4	0,2 bis 3
innere Bestrahlung	1,7	0,5 bis 8
Natur gesamt	2,4	1 bis 10
Zivilisation		
Medizin	2,0	0,01 bis 30
Erhöhung der natürlichen Dosis durch industrielle Tätigkeit	0,01	0,1 bis 2
Tschernobyl-Unfall	0,01	0,005 bis 0,04
Kernwaffentests	0,005	0,002 bis 0,01
Flugreisen	0,005	0,01 bis 5
Beruf	0,002	0,5 bis 5
fossile Energieträger	0,002	0,001 bis 0,01
Kernkraftwerke	0,001	0,001 bis 0,01
Industrieprodukte	0,001	0,1 bis 2
Zivilisation gesamt	2,1	0,1 bis 20
gesamt	4,5	

Tab. 9.16: Strahlenexposition der Bevölkerung in Deutschland