



DAtF | Kernenergie  
im Dialog

Sicherheit ist  
das oberste Gebot





*Seit 50 Jahren liefern Kernkraftwerke einen Beitrag zur Stromversorgung in Deutschland. In diesem langen Zeitraum hat sich das Sicherheitskonzept bewährt und wurde immer weiter vervollkommen. Ziel des Sicherheitskonzepts ist der Schutz des Betriebspersonals und der Bevölkerung vor ionisierender (radioaktiver) Strahlung, die bei der Kernspaltung selbst entsteht oder von den bei der Kernspaltung entstehenden Radionukliden ausgesandt wird.*

*Grundlage des Sicherheitskonzepts ist das Zusammenspiel von Anlagensicherheit, Sicherheitsmanagement, Qualifikation der Mitarbeiter und gelebter Sicherheitskultur.*

*Deutsche Kernkraftwerke gehören anerkanntermaßen zu den sichersten weltweit. Sie wurden und werden laufend an den fortschreitenden Stand der Technik angepasst und bieten die Gewähr, dass sie auch während der verbleibenden Laufzeit auf dem höchsten Sicherheitsniveau betrieben werden.*



## Inhaltsverzeichnis

1	<b>Einführung</b> . . . . .	6
2	<b>Wie ist ein Kernkraftwerk aufgebaut?</b> . . . . .	7
3	<b>Sicherheitstechnik: Sicherer Einschluss der radioaktiven Stoffe</b> . . . . .	9
	Inhärente Stabilität des Reaktorkerns . . . . .	9
	Das Barrierenkonzept . . . . .	11
	Die Auslegungsprinzipien der Sicherheitseinrichtungen: Immer auf Nummer sicher. . . . .	11
	Das Konzept der Sicherheitsebenen: Störfallvorbeugung ist besser als Störfallbeherrschung. . . . .	13
	Aufrechterhaltung der Qualität während der gesamten Betriebsdauer durch Alterungsmanagement . . . . .	17
	Gefahr durch gezielten Flugzeugabsturz? . . . . .	18
4	<b>Genehmigung und Aufsicht von Kernkraftwerken</b> . . . . .	20
	Das kerntechnische Regelwerk. . . . .	21
	Laufende Überwachung des Betriebs durch die Aufsichtsbehörde . . . . .	23
	Periodische Sicherheitsüberprüfung . . . . .	24
	Stresstests nach dem Fukushima-Unfall . . . . .	24
	Meldepflichtige Ereignisse . . . . .	26
5	<b>Strahlenschutz</b> . . . . .	28
	Der Grundsatz: Möglichst niedrige Strahlenexposition . . . . .	28
	Maßnahmen zur Minimierung der Emissionen aus Kernkraftwerken . . . . .	29
	Strahlenschutz des Betriebspersonals . . . . .	31
6	<b>Hohe Qualifikation, umfassende Schulung und ständige Weiterbildung des Betriebspersonals</b> . . . . .	33
7	<b>Gelebte Sicherheitskultur: Kein Zustand, sondern ein Prozess</b> . . . . .	35
	Internationaler Erfahrungsaustausch fördert die Sicherheitskultur. . . . .	36
8	<b>Notfall- und Katastrophenschutz: Auch an das extrem Unwahrscheinliche denken</b> . . . . .	37
9	<b>Zusammenfassung</b> . . . . .	38

# 1 Einführung

Planung, Bau, Betrieb und Stilllegung von Kernkraftwerken unterlagen und unterliegen in Deutschland nach den Vorgaben des Atomgesetzes strengen Vorschriften und staatlicher Aufsicht. Eine Genehmigung darf nur erteilt werden, wenn „die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist“ (§ 7 Atomgesetz). Das hohe Sicherheitsniveau deutscher Kernkraftwerke wird durch das Zusammenwirken mehrerer Faktoren erreicht:

- Sicherheitstechnische Auslegung nach dem Stand von Wissenschaft und Technik, mit laufender Nachrüstung entsprechend neuen Erkenntnissen
- Genehmigung und Beaufsichtigung von Bau und Betrieb durch Genehmigungsbehörden der Länder, die von unabhängigen Gutachter-Institutionen unterstützt werden
- Ein Regelwerk mit strengen Anforderungen
- Höchste Qualitätsanforderungen beim Bau; turnusmäßige Revisionen, Inspektionen und wiederkehrende Prüfungen während des Betriebs
- Regelmäßige Überprüfung der Anlagen, z. B. im Rahmen von periodischen Sicherheitsüberprüfungen oder Peer-Reviews von internationalen Teams
- Strahlenschutz durch Einschluss der radioaktiven Stoffe durch mehrfache, gestaffelte Barrieren und Abschirmung sowie durch Minimierung der Emissionen (Luft-, Wasserpfad) und der radioaktiven Abfälle
- Betrieb durch eine gut ausgebildete Betriebsmannschaft
- Sicherheitsmanagement und Sicherheitskultur, die auf laufende Verbesserung ausgerichtet sind
- Erfahrungsaustausch zwischen den Betreibern, auch auf internationaler Ebene.

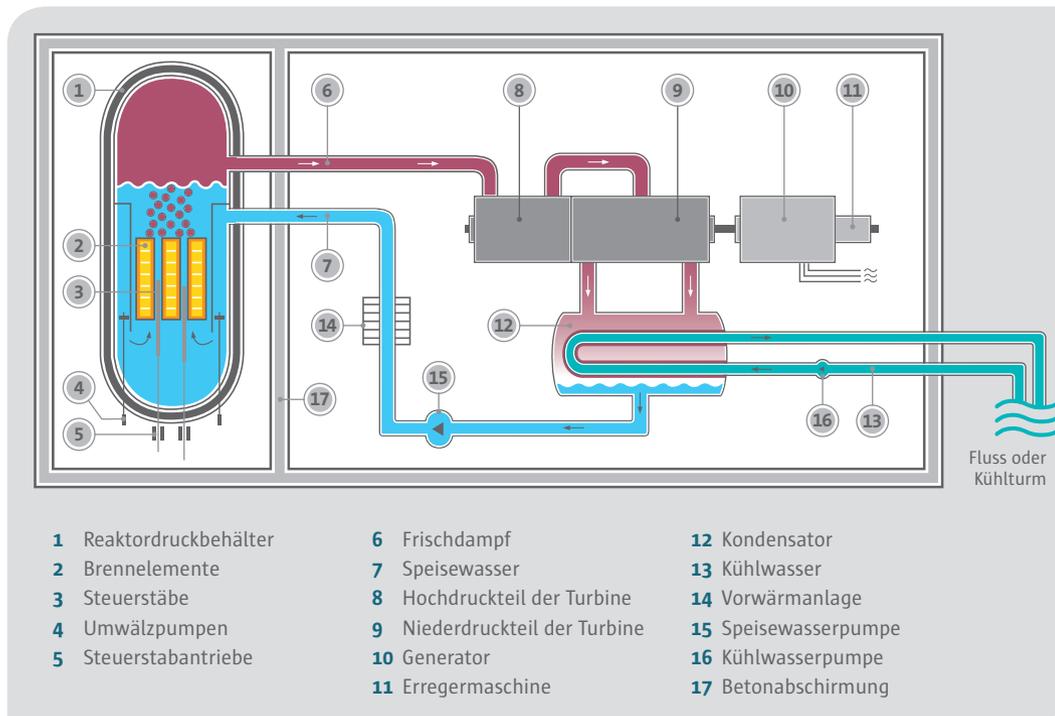
Auch in der Reaktorsicherheitsforschung ist kein Stillstand eingetreten. In Deutschland wie im Ausland finden Forschungsprogramme statt, die weiteren Erkenntnisgewinn versprechen. Auch Entwicklungsprogramme zu neuartigen Reaktortypen der sogenannten 4. Generation tragen zum wissenschaftlich-technischen Fortschritt bei den heutigen Druck- und Siedewasserreaktoren bei.

## Wie ist ein Kernkraftwerk aufgebaut?

2

In Deutschland sind noch neun Kernkraftwerksblöcke in Betrieb (Stand 2013). Zwei davon sind mit einem Siedewasserreaktor, die anderen mit einem Druckwasserreaktor ausgestattet. In beiden Fällen wird der Strom in einem Generator erzeugt, der durch eine Dampfturbine

angetrieben wird. Bei beiden Reaktortypen dient Wasser zum Transport der Wärme aus dem Reaktor und sorgt zugleich als Kühlmittel auch dafür, dass sich der Reaktor nicht überhitzt. Gleichzeitig dient das Wasser auch als Moderator, d. h. zum Abbremsen der bei der



**Abb. 1**

Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor  
(vereinfachte Schemazeichnung)

Kernspaltung frei werdenden Neutronen; nur abgebremste Neutronen können eine neue Kernspaltung auslösen. Beim Siedewasserreaktor (Abb. 1) wird der Dampf direkt im Reaktor erzeugt. Beim Druckwasserreaktor (Abb. 2) transportiert Wasser die Wärme aus

dem Reaktor zu den Dampferzeugern, auf deren Sekundärseite der Dampf für die Turbine erzeugt wird; wegen des hohen Druckes im Reaktorkreislauf (Primärkreislauf) siedet das Wasser nicht. Auch der Wasser-Dampf-Kreislauf (Sekundärkreislauf) ist geschlossen.

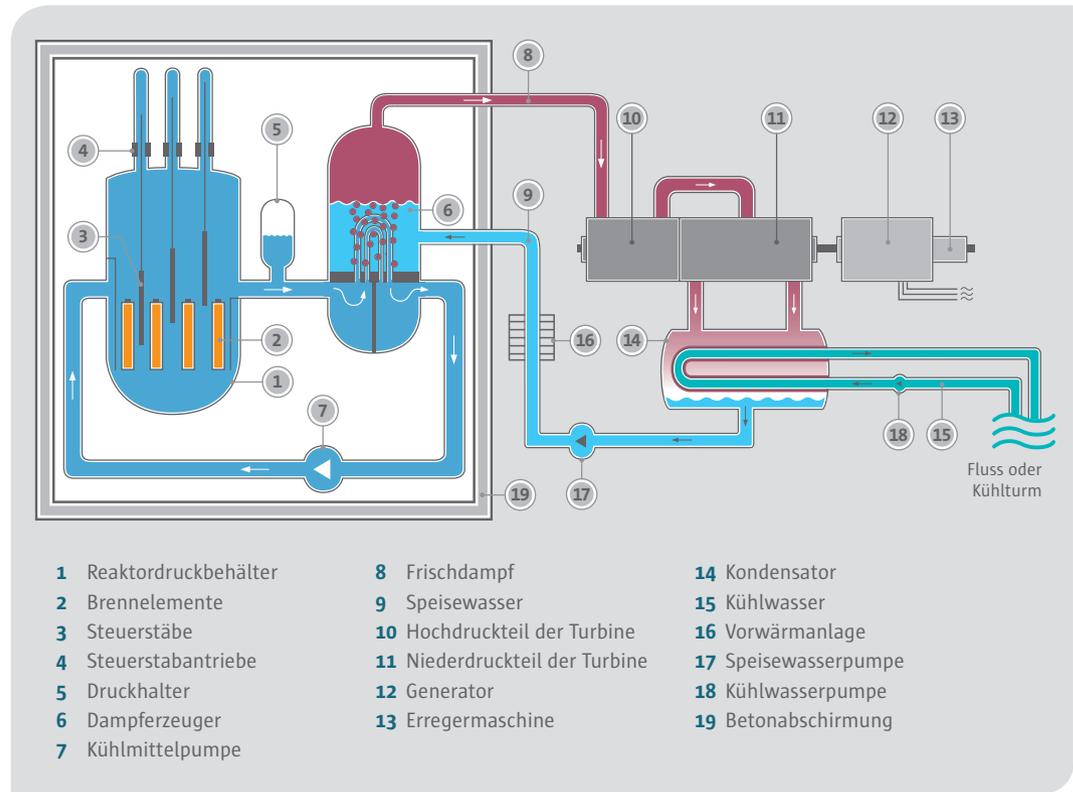


Abb. 2

Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor  
 (vereinfachte Schemazeichnung)

In den Brennstäben des Druck- oder Siedewasserreaktors entsteht bei der Kernspaltung ein großes Inventar an radioaktiven Stoffen. Das Betriebspersonal und die Bevölkerung müssen zuverlässig vor ionisierender Strahlung dieser radioaktiven Stoffe geschützt werden. Das geschieht zum einen durch hermetischen Einschluss der radioaktiven Stoffe, zum anderen durch Abschirmung gegen direkte Strahlung.

Dem sicheren Einschluss der radioaktiven Stoffe dient das Barrierenkonzept, das aus mehreren einander umschließenden Hüllen besteht (siehe Abb. 4, S. 11). Die grundsätzliche Aufgabe der Reaktorsicherheit besteht darin, die Wirksamkeit des Barrierenkonzepts in allen Betriebszuständen und Störfällen aufrecht zu erhalten. Dies erfordert konkret die Einhaltung der drei Schutzziele:

- **Kontrolle der Reaktivität, d. h. des Neutronenflusses:** Der Reaktor muss immer in seiner Leistung begrenzt sein und sicher abgeschaltet werden können, um eine zu hohe, von den jeweils verfügbaren Kühlsystemen nicht abführbare Wärmeerzeugung

zu verhindern. Ein unkontrollierter Leistungsanstieg mit der Folge des Überhitzens des Reaktors muss physikalisch unmöglich sein. Nach der Abschaltung muss der Reaktor auch dauerhaft abgeschaltet gehalten werden können.

- **Brennelementkühlung:** Die auch nach der Abschaltung des Reaktors durch radioaktiven Zerfall entstehende Wärme muss sicher aus dem Reaktorkern und dem Brennelementlagerbecken abgeführt werden können, damit die inneren Barrieren (siehe Abb. 4, S. 11) nicht durch Überhitzung gefährdet werden.
- **Schutz der Barrieren** gegen Funktionsverlust nicht nur durch Überhitzung, sondern auch durch andere Ursachen wie Überdruck, Wasserstoffexplosion oder Einwirkungen von außen.

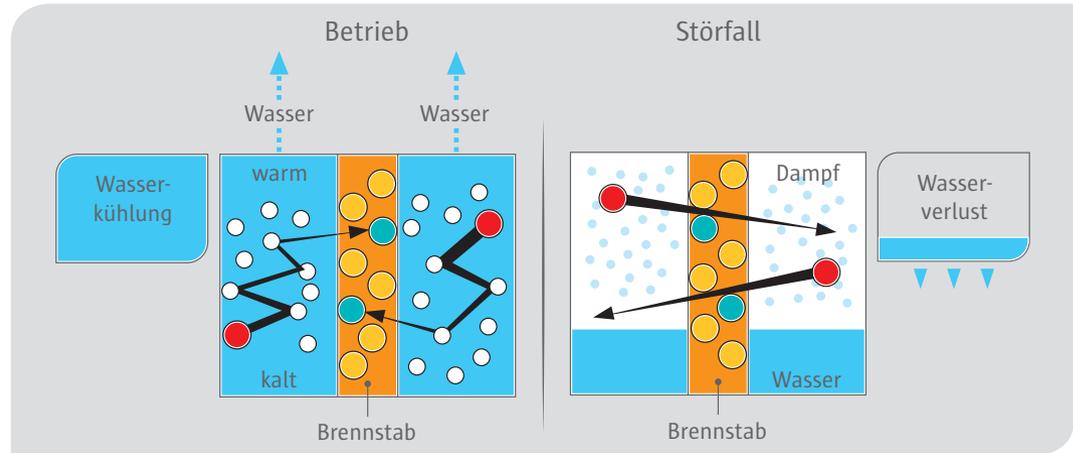
### Inhärente Stabilität des Reaktorkerns

Inhärente Stabilität bedeutet, dass ein Leistungs- oder Temperaturanstieg im Reaktorkern allein aufgrund inhärenter physikalischer Gesetzmäßigkeiten, die nicht versagen können,

**Abb. 3**  
 Zusammenwirken  
 von Moderation und Kühlung  
 ● Neutronen

**Betrieb**  
 Wasser verlangsamt bei Kernspaltungen  
 freigewordene Neutronen als Voraus-  
 setzung, um ein Uran-Atom zu spalten.  
 Wasser kühlt gleichzeitig den Brennstab

**Störfall**  
 Ohne Wasser keine Kettenreaktion



immer zu einer rechtzeitigen Leistungsbegrenzung führt, falls erforderlich bis zur Abschaltung des Reaktors, ohne dass dafür aktive Maßnahmen ergriffen werden müssten. Alle deutschen Kernkraftwerke besitzen diese Eigenschaft. Sie trägt ganz wesentlich zur Einhaltung der Schutzziele durch gestaffelte Maßnahmen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen bei.

Diese inhärente Sicherheit ist darauf zurückzuführen, dass Wasser zum Abbremsen der Neutronen unbedingt erforderlich ist. Mit schnellen, nicht abgebremsten Neutronen kann keine sich selbst erhaltende Kettenreaktion aufrecht-

erhalten werden. Bei einem Verlust von Wasser, beispielsweise durch ein Leck, verringert sich sofort die Zahl der Kernspaltungen; der Kernspaltungsprozess kommt zum Erliegen, und die Anlage schaltet sich von selbst ab. Derselbe Effekt tritt ein, wenn der Reaktorkern zu heiß wird und eine große Menge Wasser verdampft. Dampf bremst Neutronen wesentlich schlechter ab als Wasser.

① Der katastrophale Unfall von **Tschernobyl** im April 1986 war nur möglich, weil dieser Reaktor im unteren Leistungsbereich nicht inhärent stabil war. So konnte der Reaktor durch zu hohen Innendruck explodieren.

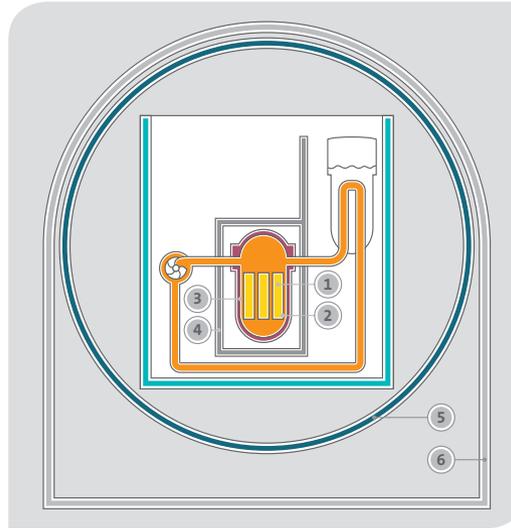
## Das Barrierenkonzept

Die Rückhaltebarrieren (Abb. 4) verhindern das Austreten radioaktiver Stoffe. Einige dienen auch zur Abschirmung der Direktstrahlung.

Im Einzelnen sind dies:

- das Kristallgitter der keramischen Brennstofftabletten, das den größten Teil der Spaltprodukte zurückhält
- die metallischen Brennstabhüllen um die Brennstofftabletten
- der Reaktordruckbehälter mit geschlossenem Kühlkreis
- die Betonummantelung des Reaktors (auch biologischer Schild genannt, dient der Abschirmung)
- der Sicherheitsbehälter (bei Druckwasserreaktoren aus mehrere Zentimeter dickem Stahl)
- das Reaktorgebäude aus dickem Stahlbeton

Solange die beiden ersten Barrieren intakt bleiben, ist eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen in gefährlichem Umfang physikalisch unmöglich, d. h. ausgeschlossen. Eine Zerstörung der beiden ersten Barrieren in erheblichem Umfang ist technisch nur möglich,



**Abb. 4**

*Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe*

- 1 Kristallgitter des Brennstoffs
- 2 Brennstabhülle
- 3 Reaktordruckbehälter
- 4 Betonabschirmung
- 5 Sicherheitsbehälter
- 6 Stahlbetonhülle

wenn der Reaktorkern bis zum Schmelzen der Brennstoffkeramik überhitzt wird. Bei ausreichender Kühlung ist eine derartige Überhitzung des Reaktorkerns ausgeschlossen.

## Die Auslegungsprinzipien der Sicherheits-einrichtungen: Immer auf Nummer sicher

Vorsorglich wird bei der Auslegung von Kernkraftwerken immer vom Zusammentreffen von Ereignissen mit ungünstigen Umständen ausgegangen. Daher werden bei der Planung

sowie beim Bau der Anlage zur Erreichung einer größtmöglichen Wirksamkeit der Sicherheitsfunktionen die Auslegungsprinzipien Redundanz, Diversität, räumliche Trennung, Automatisierung, Autarkie und das so genannte Fail-Safe-Prinzip umgesetzt.

- **Redundanzprinzip** zum Schutz gegen einzelne Fehler und Ausfälle. Es gewährleistet, dass technische Sicherheitseinrichtungen aus mehreren gleichen und von einander unabhängigen Teilsystemen bestehen und davon mehr installiert sind, als zur Ausführung der Sicherheitsfunktion benötigt werden. Deshalb sind beispielsweise die bei Leckage-Störfällen benötigten Notkühlsysteme so ausgelegt worden, dass zwei von vier (bei manchen Kernkraftwerken eines von drei) Teilsystemen die Sicherheitsfunktion erfüllen können.
- **Diversitätsprinzip** zum Schutz gegen systematische Fehler und durch gemeinsame Ursache bedingte Ausfälle. Diversität bedeutet, dass für dieselbe Sicherheitsfunktion nebeneinander Systeme mit unterschiedlichen Wirkungsweisen zur Verfügung stehen. Beispielsweise kann eine Abschaltung des Reaktors nicht nur durch Einfahren

der Steuerstäbe, sondern auch durch Einspeisen von Borsäure erreicht werden.

- **Räumliche Trennung, baulicher Schutz, Entkopplung von Teilsystemen** stellen sicher, dass bei Störfällen wie zum Beispiel Brand oder Überflutung ausreichend viele Teilsysteme der Sicherheitseinrichtungen funktionsfähig bleiben.

① Die wichtigste Ursache für die Kernschmelzunfälle von Fukushima-Daiichi in Japan im März 2011 war der fehlende bauliche Schutz gegen Tsunami und die fehlende räumliche Trennung der Notstromgeneratoren und anderer wichtiger Sicherheitseinrichtungen.

- **Das Fail-Safe-Prinzip** sorgt dafür, dass die Anlage bei bestimmten Fehlerarten wie zum Beispiel dem Ausfall der elektrischen Energieversorgung von selbst in einen sicheren Zustand geht. So werden zum Beispiel die Steuerelemente des Schnellabschalt-systems beim Druckwasserreaktor elektromagnetisch oberhalb des Reaktorkerns gehalten. Bei einem Stromausfall fallen sie von selbst durch die Schwerkraft in den Reaktorkern ein und schalten damit den Reaktor sofort ab.

- **Automatisierung von Maßnahmen zur Störfallbeherrschung** zum Schutz gegen Fehlhandlungen. Um zu vermeiden, dass das Betriebspersonal Entscheidungen unter Zeitdruck treffen muss, sind die Maßnahmen zur Störfallbeherrschung so automatisiert, dass mindestens in den ersten 30 Minuten nach Störfalleintritt keine Handeingriffe des Bedienungspersonals erforderlich sind. Die Maßnahmen zur Störfallbeherrschung werden automatisch vom Reaktorschutzsystem gesteuert. Das Reaktorschutzsystem ist ein elektronisches System, das den Anlagenbetrieb durch Messeinrichtungen überwacht und bei Überschreiten vorgegebener Grenzwerte Sicherheitsmaßnahmen automatisch auslöst.
- **Autarkie:** Bei Verlust der Stromversorgung über die Hochspannungsnetze ist das Kernkraftwerk mit Hilfe seines Generators und seiner Notstromaggregate in der Lage, über einen ausreichend langen Zeitraum alle Sicherheitsfunktionen (z. B. Reaktivitätskontrolle, Kernkühlung) im „Inselbetrieb“ aufrechtzuerhalten – also ohne Versorgung von außen mit Strom oder Hilfsstoffen wie Dieselmotorkraftstoff.

### **Das Konzept der Sicherheitsebenen: Störfallvorbeugung ist besser als Störfall- beherrschung**

Der Grundgedanke der Sicherheitsebenen ist folgender:

- In einem ersten Schritt werden Maßnahmen auf einer Sicherheitsebene getroffen, um Fehler und Ausfälle mindestens unwahrscheinlich zu machen.
- In einem zweiten Schritt werden dennoch Fehler und Ausfälle unterstellt (postuliert) und dann jeweils auf der nächsten Ebene durch zusätzliche Gegenmaßnahmen beherrscht.

Das Ergebnis ist eine „**fehlerverzeihende Technik**“, die der Tatsache Rechnung trägt, dass es trotz aller Sorgfalt der Auslegung und der Bedienung zu Fehlern und Ausfällen kommen kann. Es ist also ein Missverständnis, wenn gesagt wird, bei einem Kernkraftwerk dürften keine Fehler passieren.

## Die 1. Sicherheitsebene: Normalbetrieb, Vermeidung von Störungen

Auf der 1. Sicherheitsebene ist es das Ziel, Störungen des Betriebs durch folgende Maßnahmen zu minimieren:

- Verwendung und Einbau von Systemen und Komponenten mit hoher Qualität. Dies wird erreicht durch detaillierte, geprüfte und kontrollierte Vorgaben für Auslegung, Konstruktion und Herstellung, einschließlich angemessener technischer Sicherheitszuschläge. Die Einhaltung dieser Vorgaben wird durch ein Qualitätsmanagement sichergestellt und unterliegt staatlicher Aufsicht.
- Erhaltung der Qualität der Komponenten während des Betriebs durch ein dichtes Netz von Überwachungssystemen und systematischen Prüfungen.
- Kontrolle des Anlagenbetriebs durch ein System von erprobten und zuverlässigen Einrichtungen zur Überwachung sowie zur automatischen Regelung und Steuerung des Anlagenzustandes, vor allem im Leistungsbetrieb.

- Qualifiziertes und regelmäßig geschultes und geprüftes Kraftwerkspersonal (Qualifikation ist natürlich auch für die weiteren Sicherheitsebenen wichtig).

Durch die Verwendung besonders zäher Stahlsorten, spezielle Verarbeitungsvorschriften und Prüfverfahren sowie regelmäßige Wiederholungsprüfungen wird erreicht, dass unzulässig große Werkstofffehler vor dem Einbau der Komponente entdeckt und kleinere Werkstofffehler unter Betriebsbelastungen nur so langsam wachsen können, dass sie bei einer Wiederholungsprüfung entdeckt werden, ehe sie eine kritische Größe erreichen. Es kann also nicht zu einem spontanen Bruch kommen. Das Konzept des Bruchausschlusses für den Reaktordruckbehälter und die Hauptkühlmittelleitungen ist auch bekannt als **Konzept der Basissicherheit**.

Die Wirksamkeit der Gesamtheit dieser Maßnahmen kann unter anderem an der geringen Zahl der Betriebsstörungen und der im internationalen Vergleich überdurchschnittlichen Verfügbarkeit der deutschen Kernkraftwerke abgelesen werden.



**Abb. 5**

Quelle: E.ON Kernkraft GmbH

## Die 2. Sicherheitsebene: Eingrenzung von Störungen, Vermeidung von Störfällen

Fehlfunktionen oder Ausfälle von technischen Einrichtungen lassen sich auch bei aufwändigen Maßnahmen zur Qualitätssicherung nicht vollständig ausschließen. Typische Beispiele sind der Ausfall eines wichtigen Motors oder die Störung einer wichtigen Steuerungseinrichtung. Ziel der 2. Sicherheitsebene ist, dass die Auswirkungen einer Störung sehr begrenzt bleiben, also diese vielleicht zu einer Betriebsunterbrechung führt, dass sich aber die Störung nicht zu einem Störfall entwickelt, der unter Umständen zu gravierenden Schäden

in der Anlage führen kann. Dazu dienen folgende Maßnahmen:

- Berücksichtigung von erhöhten Belastungen bei der Auslegung aller für den Anlagenbetrieb wichtigen Einrichtungen, soweit durch Störungen erhöhte Belastungen verursacht werden können
- Erkennung von Störungen durch ein Netz von speziellen Überwachungssystemen
- Eingrenzung und Beherrschung von Störungen durch Einrichtungen, die erforderlichenfalls automatisch Gegenmaßnahmen einleiten (z. B. Verringerung der Leistung bis hin zur Abschaltung des Reaktors).

### Die 3. Sicherheitsebene: Beherrschung von postulierten Störfällen

Trotz der umfangreichen Maßnahmen zur Störfallvermeidung auf der 1. und 2. Sicherheitsebene werden auf der 3. Sicherheitsebene Vorkehrungen zur Beherrschung von Störfällen getroffen, die sich aus einer Störung infolge eventueller zusätzlich angenommener Fehler und Ausfälle entwickeln können oder

auf gesonderten, seltener eintretenden auslösenden Ereignissen beruhen können, z. B. Kühlmittelverluststörfällen. Der postulierte Störfall ist dann durch weitere, hierfür speziell konstruierte Einrichtungen so zu begrenzen, dass keine nennenswerten Auswirkungen in der Umgebung auftreten (Störfallbeherrschung). Die Einrichtungen zur Störfallbeherrschung umfassen:

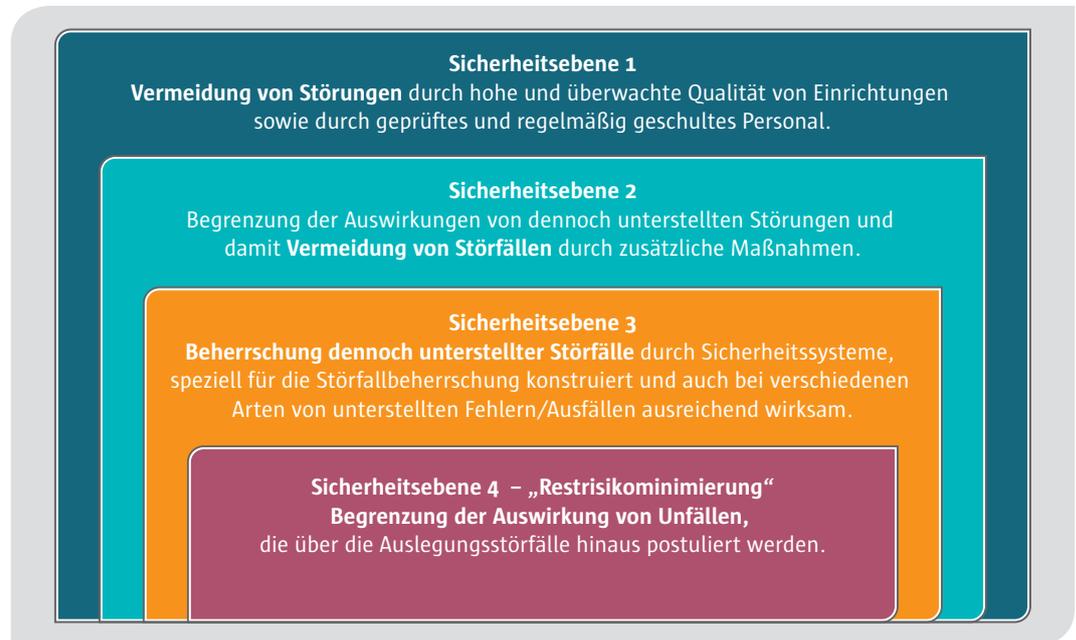


Abb. 6

Gestaffelte Sicherheitsebenen

- passive Sicherheitseinrichtungen, die für ihre Schutzfunktion keine Überwachung, Ansteuerung oder Energiezufuhr benötigen, sondern allein aufgrund physikalischer Gesetzmäßigkeiten wirken, wie verschiedene Schutzbarrieren aus Beton oder Stahl
- aktive Sicherheitseinrichtungen, die aufgrund automatischer Überwachung und Ansteuerung den Störfallauswirkungen entgegenwirken (z. B. Einspeisepumpen, die bei einem Leck im Reaktorkühlsystem das verloren gegangene Kühlmittel (Wasser) wieder ersetzen).

#### Die 4. Sicherheitsebene: Restrisikominimierung

Schon ab Mitte der 1970er-Jahre wurde bei der Errichtung der Kernkraftwerke Vorsorge gegen extrem unwahrscheinliche Ereignisse getroffen, wie z. B. Absturz eines Kampfflugzeugs oder Einwirkung einer Gaswolkenexplosion auf sicherheitstechnisch wichtige Kraftwerksgebäude. Dazu wurde im Wesentlichen die äußere Hülle dieser Gebäude als massive Stahlbetonstruktur gebaut.

Mit dem Ziel der weiteren Minimierung des Restrisikos wurden beginnend in den 1980er-Jahren schließlich noch weitere Maßnahmen eingeführt. Mit diesen kann – selbst bei unzureichender Störfallbeherrschung wie z. B. unzureichender Kühlung des Reaktorkerns – immer noch eine Überhitzung und Zerstörung des Reaktorkerns durch Wiederherstellung der Kühlung vermieden oder zumindest die Funktion der Aktivitätsbarriere Sicherheitsbehälter geschützt werden. Hierfür wurden die Auslegungsreserven in den für die Sicherheitsebenen 1 bis 3 konzipierten Einrichtungen genutzt und durch gezielte weitere Maßnahmen, z. B. die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters (bekannt als Wallmann-Ventil), ergänzt.

#### **Aufrechterhaltung der Qualität während der gesamten Betriebsdauer durch Alterungsmanagement**

Die druckführende Umschließung des Primärsystems – also der Reaktor mit den angeschlossenen Kühlmittleitungen sowie, beim Druckwasserreaktor, die Dampferzeuger, die Kühlmittelpumpen und der Druckhalter – ist im

Betrieb hohen thermischen und mechanischen Beanspruchungen ausgesetzt. Beim Reaktor-druckbehälter kommt die Neutronenstrahlung hinzu. Eine Reihe von Schädigungsmechanismen können auf die Dauer die Werkstoff-eigenschaften beeinträchtigen. In erster Linie sind zu nennen: Ermüdung, Zähigkeitsabnahme, Kriechen und Korrosion.

Das Ziel des Alterungsmanagement ist es zu gewährleisten, dass relevante Schädigungsmechanismen rechtzeitig erfasst und behoben bzw. beherrscht und eingegrenzt werden. Während der Betriebsdauer soll somit keine unzulässige Beeinträchtigung der sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten auftreten. Dabei kombiniert der Betreiber zwei Vorgehensweisen:

- Die Beherrschung der Ursachen ist das proaktive Ziel. Hierzu erfolgt eine umfassende Überwachung der mechanischen und thermischen Belastungen sowie der Wasserchemie.
- Zusätzlich erfolgt eine Überwachung der Folgen möglicher Schädigungsmechanismen durch wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen.

Beispielsweise wird beim Reaktordruckbehälter die Zähigkeitsabnahme des Stahls der Behälterwand durch vorauseilende Proben überwacht. Proben desselben Materials werden nahe am Reaktorkern angebracht, wo sie einer höheren Dosisleistung ausgesetzt sind als die Behälterwand. Von Zeit zu Zeit wird eine Probe entnommen und bruchmechanisch untersucht; sie weist den Werkstoffzustand auf, den die Behälterwand erst in einigen Jahren erreicht.

Dem Alterungsmanagement unterliegen auch sicherheitstechnisch wichtige elektrotechnische und elektronische Bauteile. Diese werden bei Bedarf vorsorglich ausgetauscht.

### **Gefahr durch gezielten Flugzeugabsturz?**

Sicherheitsbetrachtungen zum gezielten Flugzeugabsturz wurden seit dem 11. September 2001 intensiv angestellt. In den mehr als zehn Jahren seit 2001 ist viel geschehen, um das Risiko eines gezielten Flugzeugabsturzes einordnen und schließlich minimieren zu können. Ein Teil dieser Maßnahmen unterliegt sinnvollerweise der Einstufung als Verschluss-

sache. Im Jahr 2005 erzielten das BMU und die Kernkraftwerksbetreiber unter Würdigung aller vorhandenen und neuer Elemente staatlicher und luftfahrttechnischer Prävention sowie betreiberseitig geplanter Maßnahmen eine gemeinsame Risikoeinschätzung, derzufolge die Wahrscheinlichkeit eines gezielten Angriffs mit einem Verkehrsflugzeug deutlich gesenkt werden konnte.

Die Prävention am Boden gegen die missbräuchliche Übernahme eines Verkehrsflugzeugs wurde seit 2001 weltweit stark intensiviert. Im Flugzeug und „in der Luft“ hat sich auch vieles getan. Maßnahmen wie die weltweite Nachrüstung gesicherter, schussfester Cockpittüren bei größeren Verkehrsflugzeugen und das Mitfliegen von Sky Marshals sind keine Geheimnisse. Deutlich weniger bekannt ist ein konkreter Fortschritt in Deutschland: Seit Oktober 2003 ist das Nationale Lage- und Führungszentrum (NLFZ) bei Uedem (am Niederrhein, nahe Kalkar) einsatzbereit, in dem Beamte und Soldaten die Luftsicherheit im deutschen und europäischen Luftraum rund um die Uhr, integriert in NATO-Strukturen, beobachten. Bei Gefahrenlagen im Luftraum kann schnell über angemessene Maßnahmen entschieden werden.

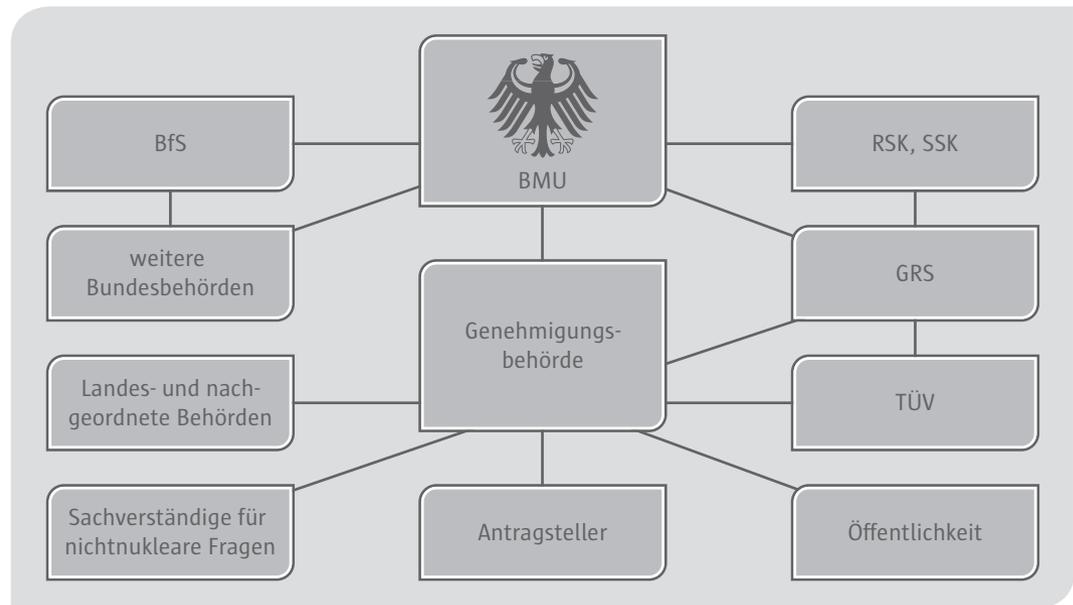
Durch das Zusammenwirken aller Maßnahmen ist ein integrales Sicherheitskonzept gegen einen gezielten Flugzeugabsturz entstanden.

Aber unterstellt, dass es zu einem gezielten Anflug auf ein Kernkraftwerk kommt, dann kommt der hohe Grundschutz zum Tragen, den die Kernkraftwerke gegen Einwirkungen von außen aufweisen: Alle in Betrieb befindlichen Anlagen haben ihre wichtigen Sicherheitssysteme hinter dicken Betonstrukturen liegen. Für diese Anlagen hat die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) bereits vor Jahren bestätigt, dass sie einen ausreichenden Schutz auch gegen den Absturz großer Verkehrsflugzeuge besitzen. Der Schutz bezieht sich nicht nur auf die Widerstand bietenden Baustrukturen am Standort, er schließt auch die Beherrschung von absturzbedingten Folgen, wie etwa einen großen Treibstoffbrand, ein.

## 4 Genehmigung und Aufsicht von Kernkraftwerken

Betrieb und Stilllegung von Kernkraftwerken bedürfen einer atomrechtlichen Genehmigung nach § 7 Atomgesetz. Seit der Atomgesetz-Novelle von 2002 dürfen keine neuen Kernkraftwerke mehr genehmigt werden. Das Atomgesetz ist ein Bundesgesetz. Es wird im Auftrag des Bundes durch die Länder vollzogen (Bundesauftragsverwaltung). Das Bundesumweltministerium (BMU) übt gegenüber den Landes-

behörden die rechtliche und fachliche Aufsicht aus und hat ein Weisungsrecht (Abb. 7). Das BMU lässt sich von der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK), der Strahlenschutzkommission (SSK) und der Entsorgungskommission (ESK) sowie der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) als Sachverständigenorganisation des Bundes gutachterlich beraten.

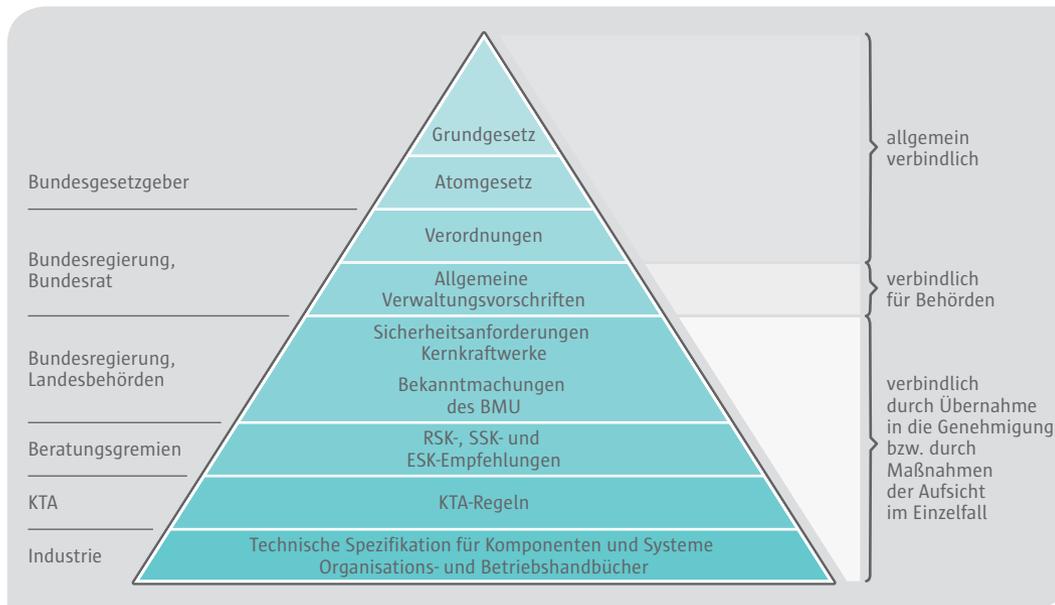


**Abb. 7**  
Atomrechtliches  
Genehmigungsverfahren  
Quelle: GRS

Eine wichtige Aufgabe der Landesgenehmigungsbehörde ist die Beteiligung der Öffentlichkeit. Damit werden die Grundrechte derjenigen Bürger, die von den Auswirkungen der geplanten Anlage möglicherweise betroffen sein können, geschützt.

### Das kerntechnische Regelwerk

Um eine einheitliche Anwendung des Atomgesetzes sicherzustellen, hat die Bundesregierung in Zusammenarbeit mit den Bundesländern eine Reihe von Vorschriften erlassen, die bei Betrieb und Stilllegung von Kernkraftwerken einzuhalten sind (Abb. 8). Ein Teil dieser Vorschriften fußt auf internationalen Verträgen, z. B. der Convention on Nuclear Safety von 1994, oder Empfehlungen internationaler



**Abb. 8**  
 Regelwerkspyramide  
 Quelle: BMU

Fachgremien, z. B. den Strahlenschutz-Grenzwerten der ICRP (International Commission on Radiological Protection).

Die wichtigste Rechtsverordnung ist die **Strahlenschutzverordnung**. Sie regelt unter anderem die Grundsätze und Dosisgrenzwerte des Strahlenschutzes, die Personen- und die Umgebungsüberwachung. Die **Atomrechtliche Verfahrensverordnung** regelt unter anderem die einzureichenden Antragsunterlagen, die Öffentlichkeitsbeteiligung sowie Verfahren und Kriterien für wesentliche Änderungen einer Anlage.

Die **Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke** sind im November 2012 gemeinsam mit den Ländern beschlossen worden. An ihrer Stelle galten zuvor die „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ vom 21. Oktober 1977. Sie regeln die Anforderungen an die Organisation des Kraftwerksbetriebs, an das technische Sicherheitskonzept und an die Auslegung der Gesamtanlage sowie der einzelnen sicherheitsrelevanten Systeme des Kernkraftwerks. Weiterhin legen sie die zu berücksichtigenden Betriebszustände, Störungen, Störfälle und Unfälle sowie Einwirkungen von außen fest.

Bei den **Bekanntmachungen** des BMU (bisher etwa 60) handelt es sich unter anderem um Störfalleitlinien und Richtlinien zur Überwachung der Emissionen und der Radioaktivität in der Umwelt, zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse und zu Katastrophenschutzvorkehrungen. Weitere Richtlinien betreffen zum Beispiel die erforderlichen Fachkenntnisse des Betriebspersonals und die Programme zur Erhaltung der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals in Kernkraftwerken.

Zu den **RSK-Empfehlungen** zählen unter anderem die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren. Sie konkretisieren die Anwendung der Sicherheitsanforderungen für alle sicherheitsrelevanten Komponenten und Systeme.

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) ist beim BMU eingerichtet und besteht aus Fachleuten der Hersteller, der Betreiber, der Behörden des Bundes und der Länder, der Gutachter sowie aus Vertretern öffentlicher Belange (z. B. der Gewerkschaften, des Arbeitsschutzes und der Haftpflichtversicherer). Er formuliert detaillierte sicherheitstechnische Regeln (**KTA-Regeln**) vor allem zu Organisationsfragen,

Arbeitsschutz, Bautechnik, Reaktorkernauslegung, Werkstofffragen, Instrumentierung und Radioaktivitätskontrolle. Es liegen bislang 93 Regeln vor, die in einem fünfjährigen Rhythmus auf ihre Gültigkeit überprüft und gegebenenfalls überarbeitet und ergänzt werden.

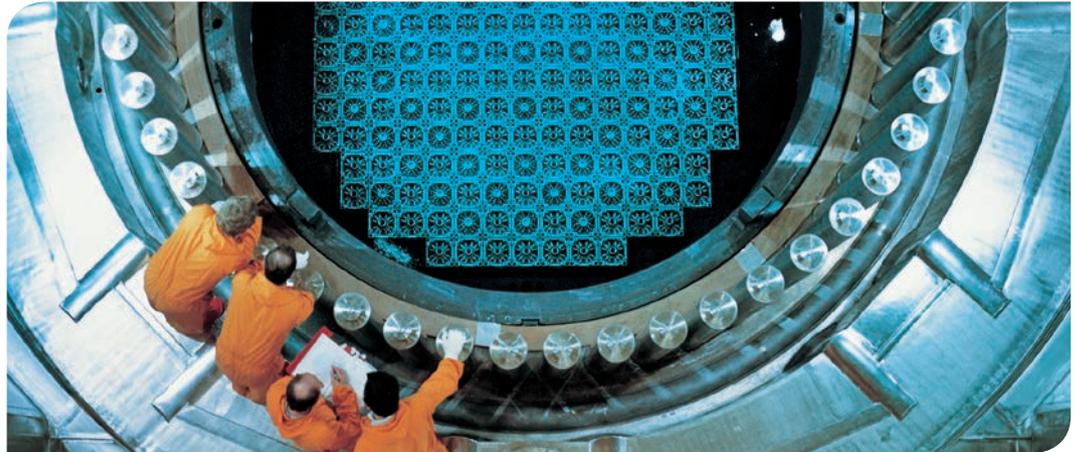
### **Laufende Überwachung des Betriebs durch die Aufsichtsbehörde**

Die Verantwortung für Sicherheit und Strahlenschutz liegt voll und ganz beim Anlagenbetreiber. Dazu zählt die Eigenüberwachung des Betriebs und des Anlagenzustands sowie der Einhaltung aller gesetzlichen Vorschriften z. B. für den Strahlenschutz. Er unterliegt dabei aber der Überwachung durch die Landesbehörde. Diese führt regelmäßig Anlagenbegehungen durch, wertet die Berichte des Betreibers aus, führt in der Anlage und in ihrer Umgebung eigene Kontrollmessungen der Radioaktivität durch und begleitet sicherheitstechnisch relevante Revisions- und Instandhaltungsarbeiten.

#### **Das GAU-Konzept hat ausgedient**

In den Anfangsjahren musste der Antragsteller im Genehmigungsverfahren nachweisen, dass die Sicherheitseinrichtungen im Stand sind, den „Größten (bei der Auslegung) Anzunehmenden Unfall“ (GAU) zu beherrschen. Das war der spontane vollständige Bruch der Hauptkühlmittelleitung derart, dass das Kühlmittel (Wasser) aus beiden Enden ungehindert auslaufen kann. Man nahm an, dass dann auch kleinere Leckagen beherrscht werden können. Nachdem sich das als nicht zutreffend herausgestellt hatte, wurde der GAU durch eine Reihe von Auslegungsstorfällen ersetzt.

Beginnend in den frühen 1980er-Jahren haben die jeweiligen Bundesländer Systeme der Kernreaktor-Fernüberwachung (KFÜ) eingerichtet. Diese übertragen vollautomatisch Messdaten des Anlagenbetriebs, der Emissionen und der Umgebungsüberwachung in eine Auswertungszentrale des Landes. Zusätzlich zu den Messgeräten des Betreibers verfügt die KFÜ zum Teil über eigene Messgeräte. So hat die Aufsichtsbehörde die Anlage rund um die Uhr im Blick.



**Abb. 9**

*Blick in den Reaktorkern  
Quelle: RWE Power AG*

### **Periodische Sicherheitsüberprüfung**

Neben der laufenden Aufsicht durch die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde des Bundeslandes findet etwa alle zehn Jahre eine Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) statt, die der Betreiber nach vorgegebenen Regeln durchzuführen und der Behörde vorzulegen hat. Die PSÜ umfasst den Sicherheitsstatus der Anlage, der mit dem Stand von Wissenschaft und Technik zu vergleichen ist, um festzustellen, ob eine Ertüchtigung der Anlage erforderlich ist. Maßstab sind die im Genehmigungsbescheid festgelegten Sicherheitsanforderungen. Für ein vorgegebenes

Spektrum von Störfällen ist die Einhaltung der Schutzziele nachzuweisen (deterministische Sicherheitsstatusanalyse). Ergänzend ist eine probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) durchzuführen. Sie dient insbesondere dazu, eventuell bestehende Schwachstellen einer Anlage qualitativ und quantitativ festzustellen und die Ausgewogenheit des sicherheitstechnischen Anlagenkonzepts zu beurteilen.

### **Stresstests nach dem Fukushima-Unfall**

Bei dem Unfall in Fukushima-Daiichi vom 11. März 2011 war das Erdbeben stärker und

die Tsunami-Welle höher, als bei der Auslegung der Kraftwerksblöcke zugrunde gelegt worden war. Daraufhin wurden alle Kernkraftwerke in der EU nach einheitlichen Kriterien einer Robustheitsprüfung, bekannt als Stresstest, unterzogen. Dabei wurde jede einzelne Anlage unter anderem darauf untersucht, in wie weit sie auch einem stärkeren Erdbeben und einem höherem Hochwasser standhalten kann als bei der Auslegung gefordert.<sup>1</sup> Bei der Auslegung werden immer Sicherheitszuschläge gemacht, die zu Sicherheitsreserven führen. Innerhalb der EU ging Deutschland voran, indem die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) bereits wenige Tage nach dem Fukushima-Unfall beauftragt wurde, die Robustheit der deutschen Kernkraftwerke zu prüfen. In ihrem Bericht vom 16. Mai 2011 bescheinigte die RSK allen deutschen Kernkraftwerken, auch den acht Anlagen, die ab dem 18. März 2011 ihren Betrieb aussetzen mussten und denen mit der 13. Novelle zum Atomgesetz vom 31. Juli 2011 die Genehmigung

zum Leistungsbetrieb entzogen wurde, hohe Sicherheitsreserven für Erdbeben und Hochwasser. Darüber hinaus stellte die RSK fest, dass die Notstromversorgung weit besser geschützt ist, als dies in Fukushima der Fall war.

Diese Ergebnisse bestätigten sich auch bei dem EU-weiten Stresstest. Aus dem Bericht der Europäischen Kommission an den Rat und das Europäische Parlament vom 4. Oktober 2012 geht hervor, dass die deutschen Kernkraftwerke bei allen unterstellten Szenarien über große Sicherheitsreserven verfügen, die über die in Gesetzen, Genehmigungen und Regelwerken festgelegten Anforderungen weit hinausgehen. In den deutschen Kernkraftwerken finden sich darüber hinaus laut Kommission zahlreiche Beispiele für vorbildliche Vorgehensweisen (Good Practice).

### Meldepflichtige Ereignisse

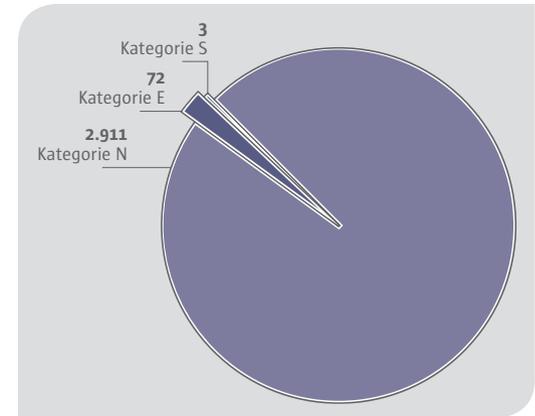
Der Anlagenbetreiber hat der Aufsichtsbehörde alle meldepflichtigen Ereignisse anzuzeigen, damit etwaige Mängel frühzeitig erkannt, dem Auftreten ähnlicher Fehler vorgebeugt und andere Anlagen auf ähnliche Fehler untersucht werden

<sup>1</sup> In der Fachsprache wird das als auslegungsüberschreitende Störfälle bezeichnet. Das ist ein irreführender Begriff, denn man schließt unwillkürlich daraus, dass die Anlage diesen Störfällen nicht standhält. Gemeint ist, dass die Störfälle über die im Genehmigungsverfahren gestellten Anforderungen an Auslegung hinausgehen.

können. Je nach Dringlichkeit und sicherheitstechnischer Bedeutung fallen sie in eine der drei folgenden Kategorien (es werden jeweils Beispiele aus der Anlagentechnik gewählt):

- Kategorie S (Sofort). Das sind z. B. Funktionsstörungen, Schäden oder Ausfälle im Sicherheitssystem derart, dass die auslegungsgemäß zur Störfallbeherrschung erforderliche Anzahl von Sicherheits-Teileinrichtungen nicht mehr zur Verfügung steht. Sie sind unverzüglich zu melden. (Teileinrichtungen sind parallele Sicherheitsstränge, z. B. Notkühlpumpen, Notstromaggregate.)
- Kategorie E (Eilt). Das sind z. B. Funktionsstörungen, Schäden oder Ausfälle im Sicherheitssystem derart, dass nur noch die auslegungsgemäß zur Störfallbeherrschung erforderliche Anzahl von Sicherheits-Teileinrichtungen zur Verfügung steht. Sie sind innerhalb von 24 Stunden zu melden.
- Kategorie N (Normal). Das sind z. B. Funktionsstörungen, Schäden oder Ausfälle im Sicherheitssystem derart, dass mindestens eine Sicherheits-Teileinrichtung nicht zur Verfügung steht. Sie sind innerhalb von fünf Werktagen zu melden.

Die meldepflichtigen Ereignisse und ihre Zuordnung zu den Kategorien S, E und N sind in der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) zusammengestellt.



Die hohe technische Qualität der Anlagen und die verantwortungsvolle Betriebsführung sind daran ablesbar, dass nur ein ganz geringer und im Laufe der Zeit immer weiter zurückgehender Anteil der meldepflichtigen Ereignisse der obersten Kategorie S zuzuordnen war. In den letzten 22 Jahren (1991-2012) gehörten von den 2.986 gemeldeten Ereignissen 2.911 bzw. 97,5 % zur untersten Kategorie N, 72 Ereignisse bzw. 2,4 % zur Kategorie E und nur 3 Ereignisse bzw. 0,1 % zur Kategorie S.

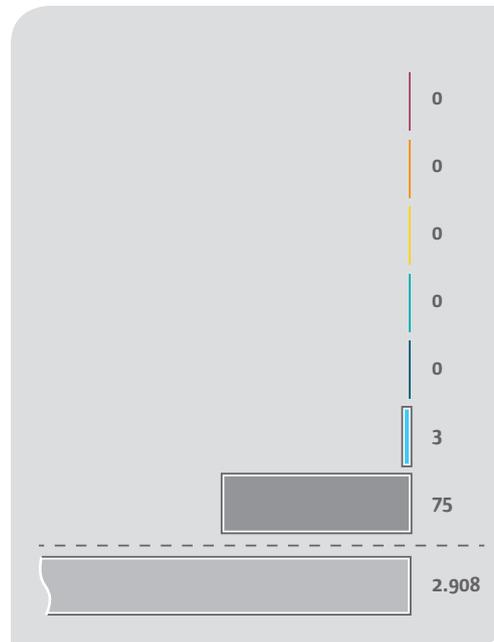
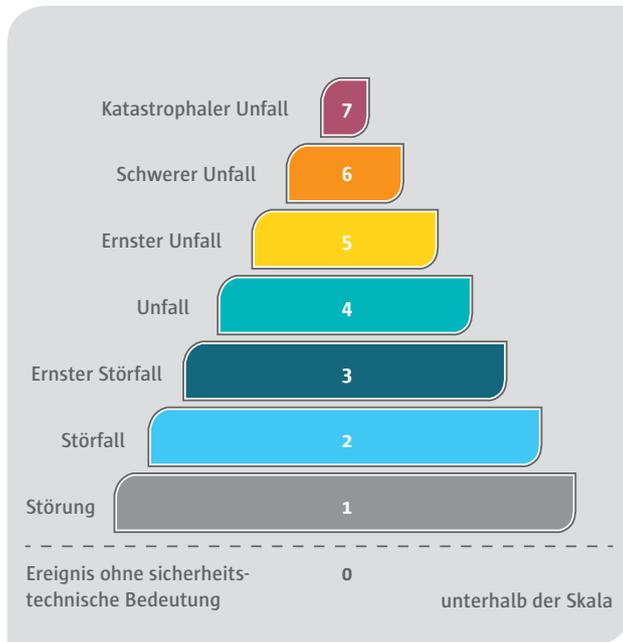
**Abb. 10**

Anzahl meldepflichtiger Ereignisse  
nach AtSMV, 1991–2012

Quelle: BfS

Das deutsche Meldesystem in der heutigen Form besteht seit 1977. Zusätzlich wurde 1991 das international vereinbarte siebenstufige Meldesystem INES (International Nuclear and Radiological Event Scale) der International Atomic Energy Agency (IAEA) mit den Stufen 1 bis 7 eingeführt. In Deutschland werden auch Ereignisse unterhalb der Skala, also auf „Stufe Null“, gemeldet. Parallel dazu wird die Einstufung nach den Kategorien N, E und S in

Deutschland weitergeführt. Für den Zeitraum 1991–2012 ergibt sich ein ganz ähnliches Bild wie bei der Anwendung der deutschen Kategorien N; E und S: 2.908 von 2.986 Ereignissen (97,4%) liegen unterhalb der Skala auf der Stufe Null, 75 Ereignisse bzw. 2,5 % liegen auf Stufe 1 (Störung) und nur 3 Ereignisse bzw. 0,1 % liegen auf Stufe 2 (Störfall). Gravierendere Ereignisse (Stufen 3–7) waren nicht zu verzeichnen.



**Abb. 11-1** (links)  
Internationale INES-Skala zur Bewertung meldepflichtiger Ereignisse in Deutschland

**Abb. 11-2**  
Anzahl meldepflichtiger Ereignisse nach INES-Einstufung, 1991–2012  
Quelle: BfS

## 5 Strahlenschutz

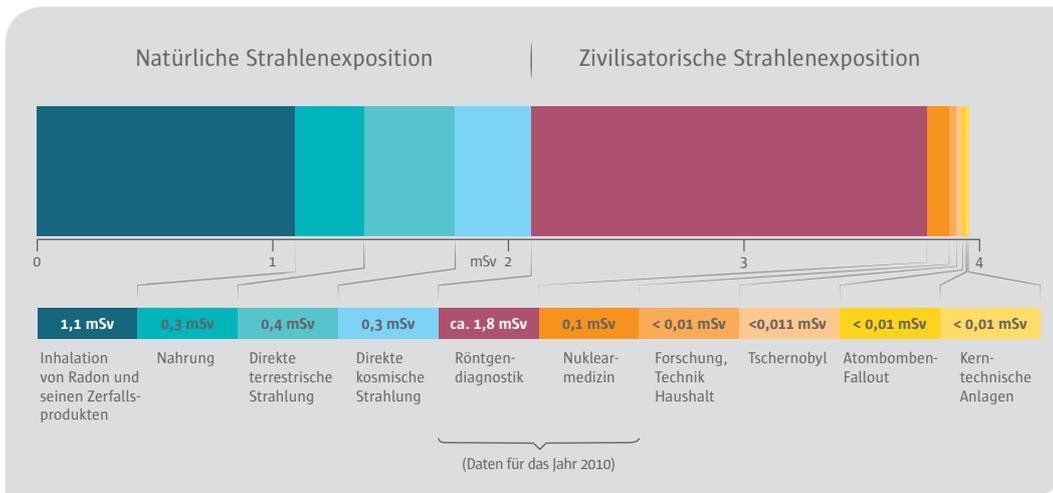
### **Der Grundsatz: Möglichst niedrige Strahlenexposition**

Zielsetzung des Strahlenschutzes ist es, Mensch und Umwelt vor Schäden durch ionisierende Strahlung zu schützen. Die Strahlenschutzverordnung schreibt vor, nicht nur die gesetzlichen Grenzwerte einzuhalten, sondern darüber hinaus jegliche Strahlenexposition so niedrig wie möglich zu halten und jede unnötige Strahlenbelastung zu vermeiden.

Der Grenzwert der jährlichen effektiven Strahlendosis durch den Betrieb von Kernkraftwerken beträgt nach der Strahlenschutzverordnung für die Bevölkerung in der Umgebung des Kernkraftwerks 1 Millisievert (1 mSv) und für beruflich strahlenexponierte Personen, also Mitarbeiter, die im Kontrollbereich des Kernkraftwerks tätig sind, 20 Millisievert (20 mSv). Sievert ist die Einheit für die biologische Wirksamkeit der unterschiedlichen Strahlungsarten. Die angegebenen Grenzwerte beziehen sich auf die Ganzkörperdosis. Diese wird aus der Aufsummierung der mit Wichtungsfaktoren multiplizierten Dosen der einzelnen Organe

errechnet. Die Grenzwerte und die Berechnungsweise der Strahlendosis entsprechen den Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission ICRP (International Commission on Radiological Protection).

Für die Strahlenexposition der Bevölkerung in der Umgebung des Kernkraftwerks sind die Emissionen an radioaktiven Stoffen über den Abluftkamin und das Abwasser maßgeblich; direkte Strahlung ist schon am Kraftwerkszaun nicht mehr messbar. Auch für die Emissionen über Abluft und Abwasser bestehen Grenzwerte in Becquerel (Bq) pro Zeiteinheit für die maßgeblichen Radioisotope, die im Genehmigungsverfahren festgelegt wurden. Die Jahresgrenzwerte werden bei sämtlichen Kernkraftwerken deutlich unterschritten. Die aus den Emissionen resultierenden Strahlendosen sind so gering im Vergleich zur natürlichen Strahlenexposition, dass sie nicht direkt gemessen werden können und stattdessen für eine Referenzperson berechnet werden, wobei extrem ungünstige Annahmen getroffen werden, die zu einer systematischen Überschätzung der Strahlendosis führen:



**Abb. 12**

Effektive Jahresdosis einer Person durch ionisierende Strahlung in mSv im Jahr 2011, gemittelt über die Bevölkerung Deutschlands und aufgeschlüsselt nach Strahlungsursprung

Quelle: Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung: Unterrichtung durch die Bundesregierung im Jahr 2011 (Parlamentsbericht), S. 5

Die Referenzperson hält sich das ganze Jahr am ungünstigsten Punkt in der Abwindrichtung auf und ernährt sich überwiegend von Produkten aus der Umgebung; zu den errechneten Werten werden Sicherheitszuschläge gemacht, um auch deutliche Abweichungen von den Verzehrgewohnheiten des Standardmenschen abzudecken. Dennoch errechnet sich bei allen Kernkraftwerken aus den Emissionen eine Strahlendosis, die weit unterhalb des Grenzwerts von 1 mSv pro Jahr liegt. Gemittelt über die Bevölkerung Deutschlands betrug 2011 der Beitrag aller kerntechnischen Anlagen zur effektiven Jahresdosis einer Person weniger

als 0,01 mSv bei einer gesamten mittleren Jahresdosis aus natürlicher und zivilisatorischer Strahlenexposition von 4,0 mSv (Abb. 12). Der bei weitem dominierende Anteil der zivilisatorischen Strahlenexposition resultiert aus der Röntgendiagnostik.

### Maßnahmen zur Minimierung der Emissionen aus Kernkraftwerken

Die weitestgehende Vermeidung von Emissionen wird in erster Linie durch das beschriebene System von Barrieren zum Einschluss

der radioaktiven Stoffe erreicht. Weitere Maßnahmen sind insbesondere folgende:

- Im Sicherheitsbehälter (Containment) herrscht Unterdruck gegenüber dem umgebenden Reaktorgebäude. Bei der Betätigung von Schleusen oder bei Undichtigkeiten des Sicherheitsbehälters kann nur Luft von außen nach innen strömen, nicht umgekehrt.
- Der Sicherheitsbehälter, der beim Siedewasserreaktor nur im Stillstand, beim Druckwasserreaktor auch im Betrieb begehbar ist, wird über einen Abluftfilter entlüftet. Der Aktivkohlefilter bildet eine Verzögerungsstrecke, durch die das kurzlebige Radioisotop Xenon-133 (Halbwertszeit 5,25 Tage) bis zu 60 Tage benötigt, sodass die Radioaktivität bis zum Verlassen des Abluftkamins fast vollständig abgeklungen ist. Jod-131 und Aerosole werden im Abluftfilter zurückgehalten. Bei Störungen werden die Lüftungsklappen des Sicherheitsbehälters geschlossen; falls radioaktive Stoffe aus den Reaktorsystemen in den Sicherheitsbehälter freigesetzt werden, bleiben sie eingeschlossen.

- Aus Undichtigkeiten des Kühlmittelkreislaufs austretendes Wasser sowie Wasser aus Labors, Dekontaminationsanlagen und Waschräumen wird weitestgehend von radioaktiven Stoffen gereinigt. Das geschieht durch Eindampfen, Ionenaustausch, Filtration oder chemische Fällung. Das gereinigte Wasser wird vor Abgabe auf Einhaltung der Grenzwerte kontrolliert.
- Feste radioaktive Abfälle fallen im Betrieb z. B. in Form von Filtern, Putzlappen, kontaminierter Kleidung und Abfällen von Reparaturen an. Um ihr Volumen zu verringern, werden sie in der Regel verbrannt oder verpresst. Anschließend werden sie in Behältern verpackt, die bis zur Verfügbarkeit des Endlagers Schacht Konrad zwischengelagert werden.

Der Anlagenbetreiber überwacht nicht nur die Emissionen über Abluft und Abwasser, sondern misst auch die Radioaktivität in der Luft und in Pflanzen in der Umgebung des Kraftwerks.

## Strahlenschutz des Betriebspersonals

Der Grenzwert von 1 mSv pro Jahr gilt auch für alle auf dem Kraftwerksgelände tätigen Personen, die nicht im Überwachungs- oder im Kontrollbereich eingesetzt werden. Alle Bereiche des Kraftwerksgeländes, in denen Personen bei einem Aufenthalt von 2.000 Stunden im Jahr eine effektive Strahlendosis von mehr als 1 mSv im Kalenderjahr erhalten können, bilden den Überwachungsbereich. Innerhalb des Überwachungsbereichs gelegene Bereiche, in denen Personen eine effektive Dosis von mehr als 6 mSv im Kalenderjahr erhalten können, bilden den Kontrollbereich. Der Kontrollbereich ist abzugrenzen und zu kennzeichnen. Bei Personen, die sich im Kontrollbereich aufhalten, ist die Körperdosis mit einem amtlichen Dosimeter zu bestimmen. Besucher dürfen den Kontrollbereich nur mit behördlicher Erlaubnis betreten.

Die vielfältigen Schutzmaßnahmen, die bei Tätigkeiten im Kontrollbereich angewandt werden, dienen einem doppelten Zweck:

- dem Schutz der Person und
- der Verhinderung, dass radioaktive Stoffe nach draußen gelangen.



**Abb. 13**

Umgebungsüberwachung

Quelle: RWE Power AG

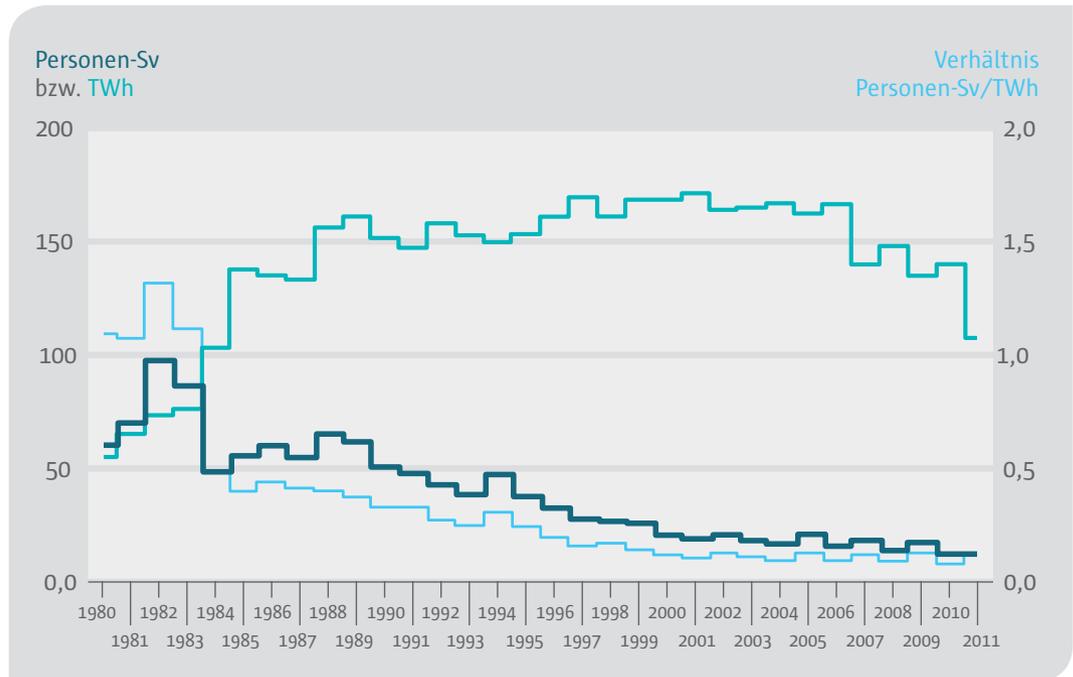
Jede Person wird vor dem ersten Einsatz im Kontrollbereich und danach alljährlich ärztlich untersucht. Sie erhält regelmäßig eine Strahlenschutzbelehrung. Die Personendosis wird kontinuierlich durch das betriebseigene Dosimetriesystem und monatlich durch amtliche Filmdosimeter überwacht. Es werden alle geeigneten Maßnahmen ergriffen, um die Strahlendosis niedrig zu halten:

- Sorgfältige Planung der durchzuführenden Arbeiten, ggf. Training des Geräteinsatzes in nicht strahlender Umgebung
- Messung der Ortsdosisleistung am Einsatzort, ggf. Dekontamination oder Abschirmung des Einsatzortes, evtl. Luftabsaugung

- Begrenzung der Aufenthaltszeit
- möglichst großer Abstand zur Strahlenquelle
- Schutzkleidung, evtl. auch Atemschutz
- Einsatz fernbedienter Geräte

Die Strahlenschutzabteilung des Kernkraftwerks ist auch für den Strahlenschutz des Personals von Fremdfirmen verantwortlich.

Der Strahlenschutz ist im Laufe der Jahre immer weiter verbessert worden. Das kann man daran ablesen, dass die Kollektivdosis der in allen deutschen Kernkraftwerken tätigen Menschen, d. h. die Summe der Strahlendosen aller betreffenden Personen, in den letzten drei Jahrzehnten immer mehr zurückgegangen ist, sowohl absolut als auch im Verhältnis zur erzeugten Strommenge (Abb. 14).



**Abb. 14**

Kollektivdosis und Energieerzeugung in Kernkraftwerken

- Kollektivdosis in Person-Sv
- elektr. Energieerzeugung in TWh
- Verhältnis Personen-Sv/TWh

Quelle: Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung: Unterrichtung durch die Bundesregierung im Jahr 2011 (Parlamentsbericht), S. 36

## Hohe Qualifikation, umfassende Schulung und ständige Weiterbildung des Betriebspersonals

Die deutschen Kernkraftwerke werden von gut ausgebildetem und erfahrenem Personal betrieben. Rund um die Uhr sind etwa zehn Personen mit der Bedienung einer Anlage beschäftigt. Zu jeder Schicht gehören Schichtleiter, Reaktorfahrer und Schichthandwerker. Die Mindestbesetzung ist in den Bundesländern von der jeweiligen Aufsichtsbehörde unterschiedlich vorgegeben. Die Funktion des Strahlenschutzes ist gleichfalls rund um die Uhr besetzt.

Alle Schalthandlungen nimmt in der Regel der Reaktorfahrer vor. Er stellt die Leistung auf den vorgegebenen Wert ein, er fährt die Anlage nach den Anweisungen des Schichtleiters an und ab und er beobachtet alle wichtigen Betriebsparameter. Jede noch so kleine Abweichung vom Normalbetrieb meldet er dem Schichtleiter und führt in Abstimmung mit dem Schichtleiter eventuell erforderliche Korrekturmaßnahmen durch. Alle betrieblichen Vorgänge werden protokolliert.

Das Atomgesetz schreibt in § 7 vor, dass die für die Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs sowie der Stilllegung der Anlage verantwortlichen Personen die hierfür erforderliche Fachkunde besitzen müssen. Welche berufliche Qualifikation und welche Zusatzausbildung für die einzelnen Funktionen im Kraftwerk zum Erwerb der Fachkunde erforderlich sind, regelt die „Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal“ des Bundesumweltministeriums. Sie verlangt umfassendes kerntechnisches Wissen und praktische Erfahrung im Schichtbetrieb des betreffenden Kernkraftwerks und schreibt ein Simulatortraining von mindestens sieben bzw. acht Wochen (für einen Siede- bzw. einen Druckwasserreaktor) vor. Ähnlich wie bei der Pilotenausbildung dient das Simulatortraining dazu, auch solche Vorgänge beherrschen zu lernen, die im Alltag höchst selten auftreten, aber im Bedarfsfall beherrscht werden müssen. Vor Übernahme der jeweiligen Funktion muss vor einem Prüfungsausschuss die Fachkundeprüfung abgelegt werden. Im Prüfungsausschuss sind auch Behördenvertreter und von ihnen benannte



**Abb. 15**  
*Simulatortraining*

Sachverständige vertreten und können nicht überstimmt werden. Die Ausbildung eines Reaktorfahrers dauert etwa drei Jahre; zuvor muss er eine technische Ausbildung durchlaufen haben.

Mit dem einmaligen Fachkundenachweis hat es nicht sein Bewenden. Entsprechend der „Richtlinie für Programme zur Erhaltung der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals in Kernkraftwerken“ des BMU ist eine laufende Weiterbildung des Personals zu absolvieren. Dazu gehört auch ein regelmäßiges Simulatortraining.

Dass dieses Konzept erfolgreich umgesetzt worden ist, zeigt sich nicht nur an der hohen Verfügbarkeit der deutschen Kernkraftwerke, sondern auch in der Tatsache, dass es in den 22 Jahren des Bestehens der INES-Skala keine meldepflichtigen Ereignisse oberhalb der Stufe 2 der siebenstufigen Skala gegeben hat und 97,4 % der Ereignisse unterhalb der Skala eingestuft wurden, d. h. keine oder nur eine sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung hatten.

## Gelebte Sicherheitskultur: Kein Zustand, sondern ein Prozess

„Sicherheitskultur ist die Gesamtheit von Merkmalen und Einstellungen bei Organisationen und Individuen, die durchsetzt, dass Sicherheitsfragen von Kernkraftwerken die ihrer Bedeutung als oberste Priorität entsprechende Aufmerksamkeit erhalten.“ Das ist die Definition der Internationalen Atomenergieagentur (IAEA).

Eine umfassende und wirksame Sicherheitskultur bedingt neben hohen Anforderungen an die Auslegung und Qualität der Anlagen eine effiziente, klar gegliederte Betriebsorganisation mit eindeutigen Zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten, ausreichende Personalkapazitäten sowie hohe Ansprüche an die Qualifikation der Mitarbeiter.

In der Sicherheitskultur kommen das systematische Sicherheitsmanagement seitens des Unternehmens und das Sicherheitsbewusstsein jedes einzelnen Mitarbeiters zusammen. Der gemeinsame Leitgedanke ist: „Wir können und wollen noch besser werden. Fehler sind eine Chance zu lernen.“ In diesem Sinne ist

Sicherheitskultur kein einmal erreichter Zustand, sondern ein permanenter Prozess.

Wesentliche Elemente des Sicherheitsmanagements sind:

- Vorbildfunktion der Betriebsleitung in der Sicherheitsorientierung
- Offenes, auf Zusammenarbeit ausgerichtetes Betriebsklima
- Vorausschauende Personalplanung und systematische Aus- und Weiterbildung sowie Wiederholungstraining des Personals
- Systematische Aufzeichnung, Auswertung und sicherheitsbezogene Verwertung von eigenen und fremden Betriebserfahrungen
- Im Falle von Fehlern: Transparenz und Offenheit als Voraussetzung für eine umfassende Ursachenforschung und konstruktive Lösungen
- Periodische, systematische Selbstbewertung der Sicherheitskultur, unter Zuhilfenahme von Indikatoren wie z. B. Häufigkeit ungeplanter Stillstände oder Umsetzungsgrad früher identifizierter Verbesserungsmaßnahmen.

Im Laufe der Jahre haben alle Kernkraftwerksbetreiber die Elemente des Sicherheitsmanagements zu einem geschlossenen Sicherheitsmanagementsystem mit einer selbstlernenden Organisation zusammengeführt. Auch dieses unterliegt der staatlichen Aufsicht.

📌 **À propos Auswertung von Betriebserfahrungen: Der Unfall im US-amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island Block 2 bei Harrisburg im März 1979 hätte vermieden werden können, wenn der Betreiber eine im Jahr zuvor eingetretene Betriebsstörung gleicher Ursache, die aber glimpflich verlaufen war, beachtet hätte.**

### **Internationaler Erfahrungsaustausch fördert die Sicherheitskultur**

Die deutschen Kernkraftwerksbetreiber beteiligen sich aktiv am internationalen Erfahrungsaustausch im Rahmen der Betreiberorganisation WANO (World Association of Nuclear Operators). Außerdem werden Meldungen zu meldepflichtigen Ereignissen, die als international relevant eingeschätzt werden, in das von der IAEA zusammen mit der Nuclear

Energy Agency der OECD betriebene weltweite Incident Reporting System (Störungsmeldesystem) eingespeist; deutscher Koordinator im Auftrag des BMU ist die GRS, die auch die von der IAEA kommenden Meldungen aus anderen Ländern verteilt. Die Betreiber entsenden auch eigene Experten in internationale Beratungs- und Bewertungsteams der IAEA, die OSART-Missionen (OSART = Operational Safety Review Team), die in anderen Ländern Ratschläge für die Verbesserung der betrieblichen Sicherheit geben. Nach der politischen Wende in den ehemals sozialistischen Ländern Osteuropas beteiligten sich deutsche Kernkraftwerke an Partnerschaftsprogrammen zur Sicherheitsverbesserung in Ostreaktoren. Mehrere deutsche Kernkraftwerke haben auch ihre eigene Betriebsführung von OSART-Missionen auf Herz und Nieren prüfen lassen und erhielten stets eine sehr gute Bewertung sowie Hinweise auf Verbesserungspotenzial.

## Notfall- und Katastrophenschutz: Auch an das extrem Unwahrscheinliche denken

Deutsche Kernkraftwerke verfügen über Sicherheitseinrichtungen sowie vorgeplante Maßnahmen, die das Eintreten eines kerntechnischen Unfalls mit relevanten radiologischen Auswirkungen in der Umgebung praktisch ausschließen. Zu einem solchen Ereignisablauf kann es nur dann kommen, wenn die vorhandenen, mehrfach gestaffelten Sicherheitsmaßnahmen nicht greifen sollten und die zusätzlichen Maßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden und zur Eindämmung ihrer radiologischen Folgen nicht erfolgreich wären. Für diesen extrem unwahrscheinlichen Fall wurden von den zuständigen staatlichen Stellen Katastrophenschutzplanungen für die Umgebung von Kernkraftwerken erarbeitet. Vorrangiges Ziel der Planungen ist, Auswirkungen eines kerntechnischen Unfalls auf die Bevölkerung zu verhindern oder zu begrenzen.

Der Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen wird von den nach Landesrecht zuständigen Behörden wahrgenommen. Diese ergreifen die zur Gefahrenabwehr erforderlichen Maßnahmen. Für die Lagebeurteilung

stehen ihnen neben den laufenden Meldungen des Anlagenbetreibers die Messwerte der Kernreaktor-Fernüberwachung (KFÜ) zur Verfügung.

Für die anlageninterne Notfallplanung ist der Betreiber zuständig. Der Betreiber und die Katastrophenschutzbehörden stimmen ihre Planungen untereinander ab. Der Betreiber unterstützt und berät die Katastrophenschutzbehörden bei der Erarbeitung von Katastrophenschutzplänen. Er beteiligt sich an den in regelmäßigen Abständen stattfindenden Katastrophenschutzübungen. Die Bevölkerung in der Umgebung des Kernkraftwerks wird durch Informationsveranstaltungen und Broschüren sowie über lokale und regionale Medien mit dem jeweiligen Katastrophenschutzplan vertraut gemacht.

Kerntechnische Unfälle sind der 4. Sicherheits-ebene zuzurechnen. Für eine solche Situation ist in der Notfallplanung des Betreibers eine den zu erwartenden Anforderungen entsprechende Notfallorganisation vorgesehen. Im Notfall tritt an die Stelle des Betriebshandbuchs

das Notfallhandbuch. Im Notfallhandbuch sind Regelungen getroffen, die ein situationsgerechtes Handeln der Notfallorganisation ermöglichen, und Maßnahmen beschrieben, die im Fall auslegungsüberschreitender Ereignisse ergriffen werden können, um das Ereignis zu beherrschen oder seine Folgen zu begrenzen.

## 9 Zusammenfassung

Das hohe Sicherheitsniveau der deutschen Kernkraftwerke beruht auf dem Zusammenwirken von Technik höchster Qualität, verantwortungsvoller Betriebsführung durch gut ausgebildetes Betriebspersonal, einem umfassenden Regelwerk und strenger staatlicher Aufsicht. Mit der Verwirklichung der beschriebenen Auslegungsprinzipien wurde eine fehlerverzeihende Technik erreicht, die menschliche Fehler ebenso wie Ausfälle von Bauteilen einkalkuliert und in ihren Auswirkungen begrenzt. Auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit hatte Deutschland über lange Zeit einen internationalen Vorsprung, z. B. mit dem Basissicherheitskonzept, mit dem ein spontaner Bruch einer Hauptkühlmitteleitung ausgeschlossen ist, mit der weitgehenden Automatisierung der Störfallbeherrschung

Durch eine angemessene Ausbildung, Qualifikation und Vorbereitung sind die Betriebsangehörigen mit ihren Aufgaben im Rahmen der Notfallorganisation vertraut. Durch jährlich durchzuführende Übungen werden die vorgesehenen Maßnahmen des Betreibers trainiert, überprüft und weiterentwickelt.

**Abb. 16**  
Kernkraftwerk Emsland  
Quelle: RWE Power AG



und mit den Maßnahmen zur Restrisikominimierung (4. Sicherheitsebene). Die deutschen Anlagen, die in den 1980er-Jahren den Betrieb aufnahmen, erfüllen voll und ganz die heutigen Sicherheitsanforderungen der IAEA für Neuanlagen, denn sie befinden sich nach wie vor in einem kontinuierlichen Verbesserungsprozess.

#### Quellen und weiterführende Informationen:

- Bundesamt für Strahlenschutz | [www.bfs.de](http://www.bfs.de)
  - Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz (online, mit allen einschlägigen Rechtsvorschriften). [www.bfs.de/de/bfs/recht/RSH](http://www.bfs.de/de/bfs/recht/RSH)
  - Jahresberichte zu meldepflichtigen Ereignissen. Bundesamt für Strahlenschutz [http://www.bfs.de/de/kerntechnik/ereignisse/berichte\\_meldepflichtige\\_ereignisse/jahresberichte.html](http://www.bfs.de/de/kerntechnik/ereignisse/berichte_meldepflichtige_ereignisse/jahresberichte.html)
- Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit | [www.bmu.de/](http://www.bmu.de/)
  - <http://www.bmu.de/themen/atomenergie-strahlenschutz/atomenergie-sicherheit/rechtsvorschriften-technische-regeln/>
  - Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung: Unterrichtung durch die Bundesregierung im Jahr 2011 (Parlamentsbericht) <http://dip21.bundestag.de/dip21/btd/17/143/1714395.pdf>
- DATF | [www.kernenergie.de](http://www.kernenergie.de) | [www.kernfragen.de](http://www.kernfragen.de)
  - Basiswissen Kernenergie <http://www.kernenergie.de/kernenergie-wAssets/docs/service/018basiswissen.pdf>
  - Radioaktivität und Strahlenschutz <http://www.kernenergie.de/kernenergie-wAssets/docs/service/013radioaktivitaet-u-strahlenschutz2012.pdf>
- Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS) | [www.grs.de](http://www.grs.de)
- Internationale Atomenergieagentur (IAEA) | [www.iaea.org](http://www.iaea.org)
- Laufs, P., Reaktorsicherheit für Leistungskernkraftwerke – Die Entwicklung im politischen und technischen Umfeld der Bundesrepublik Deutschland. Springer-Verlag Berlin Heidelberg 2013
- Waas, U. und Sellner, D.: Sicherheitskonzept deutscher Kernkraftwerke zum Ausschluss von Schäden in der Umgebung. Gutachten im Auftrag der Vereinigung Deutscher Elektrizitätswerke (VDEW). Dt. Inst.-Verl. 2000



**DAAtF** | Kernenergie  
im Dialog

Herausgeber:

**DAAtF**

Deutsches Atomforum e.V.

Robert-Koch-Platz 4

10115 Berlin

info@

www. kernenergie.de

November 2013

Alle Rechte vorbehalten.

