

# 1 Technische Risiken des Atomstrom-Produzenten

PROF. WOLFGANG KRÖGER

Michael Leu, Patrik Hämmerle, Eric Montagne

## Zusammenfassung

Kernenergie dient seit 1955 der kommerziellen Stromerzeugung und ist eine wichtige Energiequelle geworden. Die Wichtigkeit, die weltweite Verbreitung, die verschiedenen Reaktortypen und Standards sowie die wenigen, aber medial präsenten Unfälle (Tschernobyl 1986) förderten das Risikobewusstsein der Betreiber wie auch der Öffentlichkeit.

Die Hauptgefahren der Kernenergie liegen im hohen Kerninventar der radioaktiven Stoffe und in der Nachzerfallswärme. Für die Erkennung der potenziellen Gefahrenquellen, die Einschätzung von deren Eintrittswahrscheinlichkeit und das mögliche Schadenpotenzial wurde die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) entwickelt.

Zur Festlegung, Kontrolle und Durchsetzung von gültigen Prinzipien wurden die „International Nuclear Safety Advisory Group“ (INSAG) und die „International Atomic Energy Agency“ (IAEA) gegründet.

Die konsequente Umsetzung der internationalen Prinzipien führte dazu, dass die Häufigkeit von schweren Unfällen sehr gering wurde.

## 1.1 Einleitung

In der Bevölkerung wandelte sich die Wahrnehmung der Technik im letzten Jahrhundert vom Glauben an die Technik und einer Technikeuphorie zu Respekt, Skepsis und Angst vor dem Unberechenbaren. Erste Experimente mit Radioaktivität wurden um 1890 gemacht. Die Erforschung der Kernspaltung und Kernenergie wurde im Zweiten Weltkrieg zuerst für militärische Zwecke vorangetrieben. Dies gipfelte 1945 im Abwurf von Atombomben über Hiroshima und Nagasaki. 1955 wurde begonnen, Kernenergie aus Kernspaltung zur Stromerzeugung zu nutzen. Die Weiterentwicklung der Atomreaktoren und die dadurch erzielte Effizienzsteigerung liess die Atomstromproduktion rasch voranschreiten. Kernenergie hatte 1998 einen Anteil an der weltweiten Energieerzeugung von 6.5 % (UNDP). Ende 2007 waren 210 Kernkraftwerke in 31 Ländern in Betrieb. Ein grosser Teil der 1. und 2. Welt betreibt Kernkraftwerke. Lediglich in Afrika, dem Mittleren Osten und Asien ist die Verbreitung noch nicht vorangeschritten.

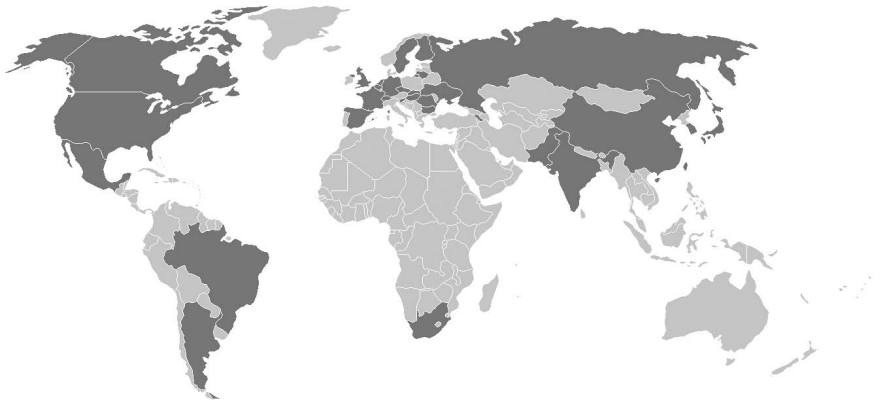


Abbildung 1.1: Länder mit Kernkraftwerken sind dunkel gefärbt.  
Stand 2007

Trotz dieser grossen Verbreitung von Kernkraftwerken hält sich die Anzahl an schweren Unfällen in Grenzen. Die bekanntesten Unfälle in kerntechnischen Anlagen der letzten 5 Jahrzehnte waren:

- Sellafield, Grossbritannien, 7. bis 12. Oktober 1957  
Produktion von Plutonium für die Atomenergie
- Idaho Falls, Idaho, Vereinigte Staaten, 3. Januar 1961  
Reaktor-Teststation
- Lucens, Schweiz, 21. Januar 1969  
Versuchsatomkraftwerk
- Three Mile Island, Pennsylvania, Vereinigte Staaten, 28. März 1979  
kommerzielles Atomkraftwerk
- Tschernobyl, Ukraine, 26. April 1986  
Super-Gau, kommerzielles Atomkraftwerk
- Tokai-mura, Japan, 30. September 1999  
Brennelementefabrik

Durch das Bekanntwerden dieser Havarien und ihrer Folgen mit Schäden an Mensch und Umwelt wurde die Wahrnehmung der Kernenergie in der Bevölkerung massgeblich negativ geprägt.

## **1.2 Technische Risiken des Atomstrom-Produzenten**

### **1.2.1 Funktionsprinzip eines Kernkraftwerkes**

Ein Kernkraftwerk, hier als Beispiel eines mit Druckwasserreaktor, hat drei Kreisläufe. Im Primärkreislauf wird mittels Kernspaltung kinetische Energie erzeugt, welche Wasser verdampfen lässt. Im Sekundärkreislauf wird mittels

Wärmetauscher die Energie des Primärkreislaufes übernommen und ebenfalls Wasserdampf erzeugt. Mit diesem Wasserdampf wird dann eine Dampfturbine betrieben, welche elektrische Energie erzeugt. Im Kühlwasserkreislauf wird am Ende die überschüssige Wärme mittels Wasser gekühlt und als sichtbare Dampffahne über den Kühlturm in die Atmosphäre ausgeschieden oder mit dem Kühlwasser in ein Gewässer abgegeben.

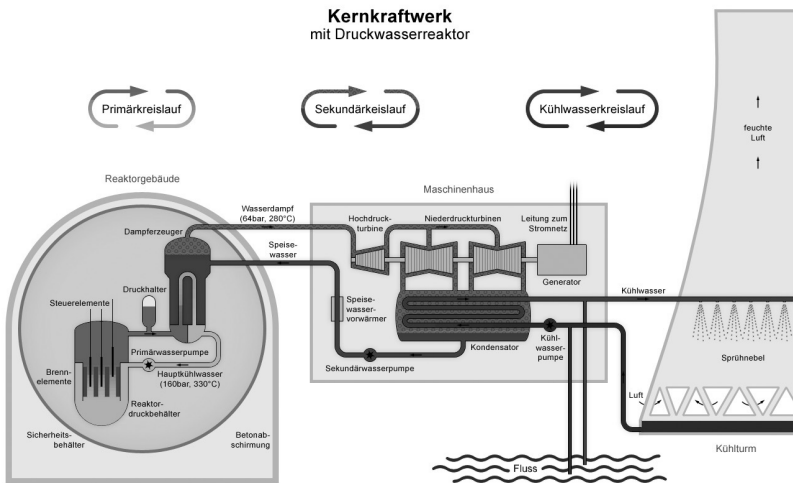


Abbildung 1.2: Schematische Darstellung eines Druckwasserreaktors (Informationsdienstleistung von swissnuclear)

Die Risiken der Atomstrom-Produktion wurden erst im Laufe der Zeit bekannt. Vorkehrungen zur Vermeidung und Verhinderung von Unfällen wurden getroffen und immer weiter standardisiert.

### 1.2.2 Sicherheitsproblematik des Kernspaltprozesses

Bei der Kernspaltung zerfallen die Atomkerne durch Eindringen eines Neutrons in den Kern in mehrere leichtere Kerne. Die Differenz zwischen der

Masse des Ursprungkerns und der Massen der Spaltprodukte wird in kinetische Energie umgesetzt. Für die Gewinnung von 1 Watt Leistung braucht es  $3.1 \cdot 10^{10}$  Spaltungen pro Sekunde.

Die Hauptgefahren des Kernspaltprozesses liegen im hohen Kerninventar der radioaktiven Stoffe und der Nachzerfallswärme. Falls Bruchteile der radioaktiven Stoffe in die Umgebung gelangen, beeinträchtigen sie die Gesundheit von Mensch und Tier. Um dies zu verhindern wurde ein Konzept entwickelt, welches die Sicherheit der Anlagen verbessert und weltweit standardisiert.

### **1.2.3 Gesamtheitliches Sicherheitskonzept: Basic Approach**

Das Konzept „Defense in Depth“ wurde von der INSAG entwickelt, um die Gefahren der Kernenergie im Griff zu halten. Es sind aufeinander aufbauende Massnahmen in vier Ebenen. Die hintereinander geschalteten Sicherheits- und Schutzsysteme werden um die Brennstoffzelle gelegt, analog zu den unterschiedlichen Verteidigungslinien einer mittelalterlichen Stadt. Wird eine Ebene durchbrochen, sind die folgenden Ebenen so konzipiert, dass eine Weiterentwicklung des Schadens verhindert wird.

Die Ebenen 1 und 2 decken den Normalbetrieb und die Betriebsstörungen ab. Ebene 3 deckt Auslegungsstörfälle ab, die trotz der Massnahmen der 1. und 2. Ebene auftreten könnten. Ebene 4 deckt die Auslegung überschreitende schwere Störfälle ab. Damit werden Massnahmen gegen Ereignisse getroffen, deren Eintreten extrem unwahrscheinlich ist.

Mit dieser Vorgehensweise können die Unsicherheiten des Versagens von Komponenten nicht quantifiziert werden. Aus diesem Grund werden die Systeme, die bautechnischen Strukturen und Komponenten so ausgelegt, dass die Belastungen erheblich unter der Grenze bleiben, bei denen ein Schaden eintreten würde.

Alle Massnahmen sind Bestandteil der internationalen Anforderung der INSAG und sind Gegenstand der „Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants“.

## **1.2.4 Standards, Vorschriften**

### **1.2.4.1 Internationale Störfall-Bewertungsskala für Kernanlagen (INES: International Nuclear Event Scale)**

Sollte es trotz des gesamtheitlichen Sicherheitskonzeptes zu einem Schaden in einem Kernkraftwerk kommen, wird dieser anhand der INES-Skala beurteilt. Diese Skala wurde durch die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) eingeführt, um die gegenseitige Verständigung zwischen Fachleuten, Medien und der Öffentlichkeit zu ermöglichen.

Die INES-Skala ist in 7 Stufen unterteilt. Die Ereignisse in den Kernkraftwerken werden gemäss der Art des Ereignisses und der Auswirkungen auf die Bevölkerung den Stufen zugeteilt. Sie beginnt mit der Stufe 0 – Ereignis ohne Überschreitung von Grenzwerten; ohne Auswirkungen auf die Bevölkerung – (zum Beispiel technischer Fehlalarm) und endet mit der Stufe 7 – Freisetzung von grossen Mengen radioaktiver Stoffe in die Umgebung; Notfallschutzmassnahmen für die Bevölkerung; Sirenenalarm – (zum Beispiel Tschernobyl 1986).

### **1.2.4.2 Vorschriften und Gesetze**

Für die friedliche Nutzung der Kernenergie ist in der Schweiz der Bund zuständig. Geregelt wird sie in einer Reihe von Gesetzen und Verordnungen. Mit dem Kernenergie-Gesetz, dem Strahlenschutz-Gesetz, dem Kernenergiehaftpflicht-Gesetz, dem Gesetz über das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat sowie der Safeguards-Verordnung wurden die Rahmenbedingungen (Kernenergiegesetz & Kernenergieverordnungen 2007) geschaffen, um die Kernenergieproduktion in der Schweiz zu ermöglichen.

Der ökonomische und politische Druck machte es notwendig, die technischen Risiken in einer Sicherheitsanalyse abzubilden, um daraus die notwendigen Massnahmen ableiten zu können, mit welchen die gesetzlichen Vorschriften eingehalten werden.

## 1.3 Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)

Die Motivation der Sicherheitsanalyse besteht darin, potenzielle Gefahrenquellen zu erkennen, deren Eintrittswahrscheinlichkeit und Schadenpotenzial einzuschätzen und daraus das Risiko für die Organisation abzuschätzen.

Bei der *probabilistischen Sicherheitsanalyse* (PSA) handelt es sich um eine systematische, strukturierte Methode, welche verwendet wird, um das Risiko zu bestimmen, dass das Design von den *generellen Sicherheitszielen* abweicht. Die Sicherheitsziele „Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants“ werden von der „International Nuclear Safety Advisory Group“ (INSAG-12 1999) und der „International Atomic Energy Agency“ (IAEA) festgelegt.

Für das sichere Design von Atomkraftwerken und Flugzeugen wird heute die PSA verwendet.

Innerhalb der PSA werden drei Stufen (Level) unterschieden.

### 1.3.1 Level 1 - PSA (Anlagen-Modell, Kernschaden)

Diese Stufe besteht aus der integralen Analyse der Anlagenauslegung (Technik) und des Anlagenbetriebes (Personal) und konzentriert sich auf die *Ursachen und Häufigkeiten von Unfallsequenzen*, die zu einem Kernschaden führen können. Als gefährlicher Anlagenzustand dominiert die unzureichende Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern („Kernschmelze“). Zur Identifizierung möglicher Szenarien und Systemversagenspfade werden hauptsächlich Fehlerbäume und Ereignisbäume eingesetzt.

Das Ziel der Fehlerbaum-Analyse *Fault Tree Analysis (FTA)* ist es, mögliche Kombinationen von Ursachen zu bestimmen, die zu bestimmten unerwünschten Ereignissen führen können. Ein Fault Tree besteht aus mehreren Ebenen von Ereignissen, die so miteinander verknüpft sind, dass jedes Ereignis auf einer bestimmten Ebene die Folge von Ereignissen auf der unmittelbar darunter befindlichen Ebene ist. Zu den dargestellten Ereignissen gehören unter

anderem Gerätefehler, Bedienfehler und Softwarefehler, die mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit zu unerwünschten Folgen führen können.

Bei der Ereignisbaumanalyse *Event Tree Analysis (ETA)* handelt es sich um eine induktive Methode zur Entwicklung der möglichen *Folgen* eines auslösenden Ereignisses (Systemfehler). Die Folgen eines solchen Ereignisses können entschärft werden, indem sie unmittelbar nach ihrem Auftreten von Systemkomponenten verarbeitet werden.

Wenn die Wahrscheinlichkeiten des Eintretens entschärfender Ereignisse bekannt sind, kann man die Wahrscheinlichkeit jedes Pfades berechnen (Markov-Ketten).

Der *Mensch als Fehlerquelle* muss in einem System mitberücksichtigt werden. So sind laut Seidel, E.R. und Rauh, H.-J. (2004) rund 1/3 der meldepflichtigen Ereignisse direkt oder zumindest teilweise durch menschliches Fehlverhalten verursacht.

Zur Identifizierung von möglichem menschlichem Fehlverhalten wird die Methode *Technique for Human Error Rate Prediction (THERP)* verwendet, welche die Berechnung der Wahrscheinlichkeit ermöglicht, dass die durchzuführende Arbeit nicht korrekt durchgeführt wird.

Eine wesentliche Eigenschaft der menschlichen Interaktion in einem System ist deren Möglichkeit, einen erkannten, gemachten Fehler nachträglich zu beheben und das System so zu stabilisieren (*error recovery*). Können die Arbeitsschritte zudem beliebig wiederholt werden, kann die Fehlerrate gegen Null gebracht werden.

Das Resultat einer Level 1 - PSA wird nun am Beispiel des Kernkraftwerks Mühleberg diskutiert.

Die Ereignisse wurden in zwei Klassen eingeteilt. Die internen Ereignisse umfassen Ausfälle der Kernkühlung, die externen Ereignisse Ausfälle der Support-Systeme. Der Anteil der internen Ereignisse an einer möglichen Kernschmelze beträgt 18.2 %, der Anteil der externen 81.8 %.



Ereignisklassen	Ø Kernschadenhäufigkeit (pro Jahr)	Häufigkeit der Klassen
Interne Ereignisse	$1.2 \cdot 10^{-6}$	18.2 %
Externe Ereignisse	$5.6 \cdot 10^{-6}$	81.8 %
Σ Kernschmelzhäufigkeit Core Damage Frequency	$6.8 \cdot 10^{-6}$	100 %

Tabelle 1.1: Level 1 - PSA Ergebnisse des Kernkraftwerkes Mühleberg

Die Häufigkeit, mit der ein internes Ereignis zu einer Kernschmelze führt, beträgt  $1.2 \cdot 10^{-6}$ ; diejenige eines externen Ereignisses  $5.6 \cdot 10^{-6}$ . Die Häufigkeit, mit welcher somit eine Kernschmelze auftreten kann, beträgt  $6.8 \cdot 10^{-6}$ .

### 1.3.2 Level 2 - PSA (Sicherheitsbehälter-Modell, LERF)

Diese Stufe besteht aus der Analyse der physikalischen Prozesse im Unfallablauf sowie des Verhaltens des Sicherheitsbehälters bis zur Emission radioaktiver Stoffe innerhalb der Sicherheitsbarrieren des „Containment“.

Ziel ist es, die *Häufigkeit einer frühzeitigen und grossen Aktivitätsfreisetzung* Large Early Release Frequency (LERF) zu quantifizieren.

Dazu müssen die Vorgänge innerhalb der Anlage als Folge unerwünschter Ereignisse und der Rückhaltefähigkeit von Barrieren („Containment“) und die Versagensmöglichkeiten von Barrieren bewertet werden. Weiter muss eine Abschätzung der Häufigkeit der zu erwartenden Freisetzungen in die Umgebung durchgeführt werden.

Das Resultat der Level 2 - PSA ist die Charakterisierung der Aktivitätsfreisetzungen in die Umgebung als Folge von Kernschmelzunfällen samt ihrer Häufigkeit über Freisetzungskategorien (FK) und das Ausweisen zugehöriger Freisetzungen für radiologisch wichtige Nuklide wie Jod, Cäsium und andere.

### **1.3.3 Level 3 - PSA (Umgebungs-Modell, Kontaminierung der Umgebung)**

Diese Stufe besteht aus einer Analyse der Transportvorgänge der Radionuklide in der Umgebung und einer Bewertung der Unfallfolgen für die Gesundheit der Bevölkerung sowie deren wirtschaftliche Konsequenzen.

Die dabei zu berücksichtigenden Schadensarten, welche ein hohes Mass an Unsicherheit(en) aufweisen, sind: der Verlust an Menschenleben oder Gesundheit infolge akut oder latent wirksamer Effekte, die Flächenkontamination und die von Schutz- und Gegenmassnahmen betroffenen Gebiete und Personen.

Um das Schadensausmass bezüglich dieser Schadensarten bewerten zu können, ist es notwendig, eine Bewertung des Gesundheitsrisikos der Expositionen mit ionisierender Strahlung durchzuführen.

Nach der „International Commission on Radiological Protection“ (ICRP) gilt für die Berechnung des Strahlenrisikos die folgende Formel:  $R = 5 \cdot 10^{-2} / 1 \text{ Sv} = 0.05 / 1 \text{ Sv}$  (Sievert), das heisst dass bei einer Strahlendosis von 1 Sievert, der 100 Menschen ausgesetzt sind, in 5 Fällen mit Strahlenkrebs zu rechnen ist.

Zum Vergleich: die natürliche Strahlenexposition beträgt  $\sim 2.1 \text{ mSv} / \text{Jahr}$ , die zivilisatorische  $\sim 2.0 \text{ mSv} / \text{Jahr}$ .

Das Resultat einer Level 3 - PSA ist in Abbildung 1.3 ersichtlich.

90 % der zu erwartenden Ereignisse liegen im Band zwischen der Percen-tile  $5^{th}$  und  $95^{th}$ . Die Wahrscheinlichkeit, dass in einem Umkreis von 800 km 10 Personen ernsthafte Spätfolgen erleiden, beträgt zwischen  $9 \cdot 10^{-4}$  und  $8 \cdot 10^{-6}$ .

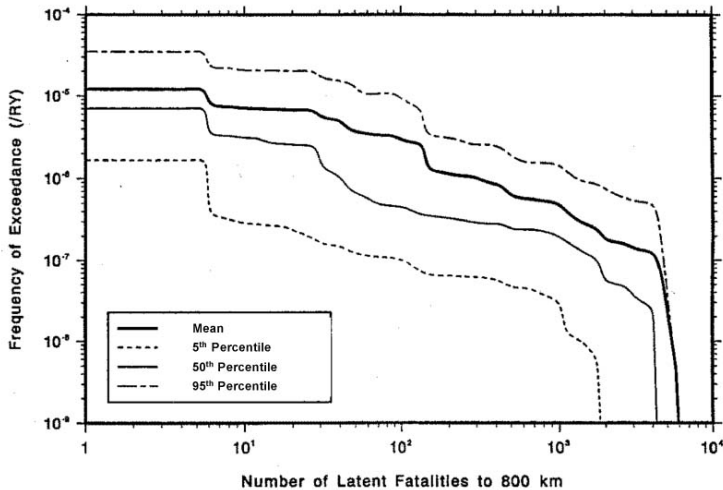


Abbildung 1.3: Level 3 - PSA Ergebnisdarstellung  
 kumulierte Eintrittshäufigkeit für Spätschäden  
 (Cazzoli, E. et al. (1993))

## 1.4 Sicherheitsanforderungen, Anwendungsstand der PSA

Die allgemein akzeptierten Prinzipien (INSAG-12, IAEA 1999) garantieren keine Risikofreiheit, aber wenn deren Zielsetzungen erfüllt sind, werden die technischen Risiken anderer Energiequellen unterschritten.

Die Zielwerte für existierende und zukünftige Anlagen lauten:

CDF:  $10^{-4} \dots 10^{-5}$  / Jahr (CH-KEV:  $10^{-5}$  / Jahr)

LERF:  $10^{-5} \dots 10^{-6}$  / Jahr

Zum Vergleich die Zielwerte des modernen European Pressurized Water Reactor (EPR):

CDF:  $2 \cdot 10^{-6}$  / Jahr und LERF:  $4 \cdot 10^{-7}$  / Jahr. Diese sind um den Faktor 10 geringer, womit die bestehenden Sicherheitsanforderungen bei weitem erfüllt werden.

Die Sicherheit von Kernkraftwerken basiert auf dem „Defence-in-Depth“-Konzept das sich – zusammen mit entsprechenden Vorsorgemassnahmen – als wirksames deterministisches Auslegungsprinzip bewährt hat. Innerhalb der einzelnen Stufen des Konzepts sind Sicherheitsmassnahmen einzuhalten, woraus insgesamt eine konservative Auslegung und Betriebsführung der Anlagen resultiert. Eine im Allgemeinen bemerkenswerte Sicherheitsbilanz – zumindest für westliche Anlagen – wurde so erzielt.

Die PSA liefert Zahlenwerte für die Unverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen, für die Kernschadenshäufigkeit (CDF) und für die Häufigkeit einer frühzeitigen grossen Freisetzung von radioaktiven Stoffen aus dem Sicherheitsbehälter (LERF). Zur Beurteilung dieser Zahlenwerte empfiehlt es sich, Resultate für vergleichbare Anlagen sowie die von der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO) empfohlenen Richtwerte heranzuziehen.

Die Methode hat einen Reifegrad erreicht, welcher gestattet, sie für Massnahmen und Entscheidungen im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren ergänzend zu nutzen. Sie kann wertvolle Erkenntnisse zur Effizienz geplanter Änderungsmassnahmen liefern. Zusem hilft sie möglicherweise verbliebene Schwachstellen zu identifizieren und schafft Voraussetzungen für die vergleichende Bewertung der Sicherheit von Anlagen.

## 1.5 Risiko-Reduktion

### 1.5.1 Accident Management (AM)

Das Risiko einer Kernschmelze kann durch *vorbeugende* Massnahmen in den sekundärseitigen und in den primärseitigen Zu- und Abführkreisläufen redu-

ziert werden. Diese Massnahmen haben zum Ziel, den Reaktor im Schadensfall zu erhalten oder zumindest zu sichern. So kann ein Nachkühlssystem den Druck in der primärseitigen Abfuhr reduzieren und so das Risiko des Berstens des Primärkreislaufes reduzieren.

Bei einem European Pressurized Water Reactor (EPR) ist dieses Nachkühlssystem doppelt ausgeführt. Weiter enthält das Sicherheitssystem des EPR vier Hoch- und Niederdruck-Einspeisesysteme und vier Druckspeicher. Dazu kommt ein Notspeisetank mit vier unabhängigen Notspeisesystemen, welche sich im Sekundärkreislauf befinden. Würde es dennoch zur Kernschmelze kommen, so wird diese in einen speziell dafür vorgesehenen Behälter abgeleitet und dort passiv gekühlt. Durch diese Massnahmen wird die *CDF* eines EPR  $2 \cdot 10^{-6}$  / Jahr betragen, was einer Reduktion um Faktor 10 entspricht.

Weiter kann das Risiko des Austritts von radioaktivem Material in die Umwelt durch *eindämmende* Massnahmen reduziert werden. Diese Massnahmen haben zum Ziel, die Kontrollfähigkeit des Kraftwerkes auch im Schadensfall zu gewährleisten. Dazu zählt unter anderem eine gesicherte Isolation der Ummantelung. Diese steht beim EPR auf einer 6 m dicken Beton-Basis, ist doppelwandig ausgeführt und kann damit externen Ereignissen wie zum Beispiel einem Flugzeugabsturz standhalten. Gleichzeitig kann dadurch auch die durchschnittliche *Reaktordosis* (Strahlenbelastung der Umwelt) reduziert werden. Der Zielwert beträgt  $< 50 \text{ mSv} / \text{Jahr}$ , was der heute geltenden Norm entspricht. Weitere Massnahmen dieser Kategorie sind: gefilterte Druckentlastung der Ummantelung,  $H_2$ -Gegenmassnahmen und die Filterung der Versorgungsluft des Kontrollraumes.

Zusätzlich kann das Risiko eines Umweltschadens durch *ergänzende* Massnahmen reduziert werden. Diese können beispielsweise aus der Bereitstellung einer Notenergie-Versorgung aus einem benachbarten Kraftwerk, aus einer ausreichenden Batteriekapazität, aus einem Ersatzsystem innerhalb der Ummantelung, aus der Möglichkeit zur raschen Wiederherstellung der Energieversorgung oder aus zusätzlichen Speisungskabeln bestehen. So kann bei einem EPR im Fall der Nichtbenutzbarkeit des Kontrollraumes auf einen Ersatzkontrollraum zurückgegriffen werden. Durch die oben erwähnten Mass-

nahmen wird die *LERF* eines  $EPR 4 \cdot 10^{-7}$  / Jahr betragen, was einer Reduktion um Faktor 10 entspricht.

### 1.5.2 Sicherheitskultur

Wie bereits in der Diskussion des Level 1 - PSA erwähnt, spielt der Mensch in einem System eine entscheidende Rolle und beeinflusst massgeblich die Sicherheit eines Systems.

Die Sicherheitskultur ist Teil einer Organisationskultur, welche als Muster von gemeinsamen Werten und Überzeugungen verstanden werden kann, die über die Zeit Verhaltensnormen bildet, die Probleme verhindern oder lösen helfen.

Die Problematik: Eine direkte quantitative Bewertung der Sicherheitskultur ist nicht möglich, stattdessen wird eine Kombination von Indikatoren verwendet, welche mit der Sicherheitskultur in Zusammenhang stehen. Diese Indikatoren sollten periodisch in einem Safety-Management-System überprüft werden.

Weitere Schwächen der Sicherheitskultur sind das Fehlen eines gemeinsamen Gedächtnisses, der tiefe Stand der Qualitätssicherung, der Mangel an gemeinsamer Aufsicht, der Isolationismus, der Mangel von organisatorischem Lernen und der Mangel von abteilungsübergreifender Kommunikation und Kooperation.

Diesem Trend muss sich das Management eines Kernkraftwerkes permanent entgegenstellen und es muss durch organisatorische und technische Massnahmen und nicht zuletzt durch das persönliche Vorbild Verbesserungen vorantreiben.

Um auch diesen Prozess unter Kontrolle zu haben, empfiehlt die Internationale Länderkommission Kernenergie (ILK-19 2005) den Betreibern, eine Selbstbewertung der Sicherheitskultur durchzuführen und die daraus abgeleiteten Massnahmen mit den Behörden zu diskutieren.

## 1.6 Fazit

Die Atomtechnologie ist aktuell aus der kommerziellen Stromerzeugung nicht wegzudenken, der Anteil an der Gesamtproduktion ist dazu zu gross.

Die nach wie vor nicht gelöste Entsorgungsthematik und die generellen Risiken dieser Technologie tragen dazu bei, dass die Öffentlichkeit gegenüber dieser Technologie Vorbehalte hat. Die Diskussion um die Atomtechnologie wird polarisiert und emotional geführt.

Das diskutierte Konzept „Defense in Depth“, die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA), die international gültigen Sicherheitsprinzipien (INSAG-12, IAEA 1999) sowie die Risikoreduktion durch „Accident Management“ (AM) und der Aufbau einer Sicherheitskultur durch die Betreiber können dazu beitragen, die Diskussion der Atomtechnologie zu versachlichen und von der hoch emotionalen Ebene weg zu führen.

## Literaturverzeichnis

- [1] Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, Safety Guide, No. WS-G-2.1, Vienna 1999.
- [2] Hauptmanns, U., Hertrich, M., Werner, W. (1987): Technische Risiken: Ermittlung und Beurteilung. Berlin: Springer.
- [3] Hermann A. / Schumacher R. (1987): Das Ende des Atomzeitalters?: Verlag Moos & Partner München. ISBN 3-89164-029-3: Eine sachlich-kritische Dokumentation von 26 Autoren, davon 17 Akademikern aus den Naturwissenschaften und 7 aus den Geisteswissenschaften.
- [4] ILK (2000): Stellungnahme zur Sicherheit der Kernenergienutzung in Deutschland.
- [5] ILK (2001): Empfehlungen zur Nutzung von Probabilistischen Sicherheitsanalysen im Atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren: ILK-04 D/E.
- [6] ILK (2005): Stellungnahme zum Umgang der Aufsichtsbehörde mit den von den Betreibern durchgeführten Selbstbewertungen der Sicherheitskultur: ILK-19 D.
- [7] INSAG-12 (1999): Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants: 75-INSAG-3 Rev. 1, Vienna.
- [8] Seidel, E.R. und Rauh, H.-J. (2004): Das Sicherheitsmanagement von Kernkraftwerken aus Sicht der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde: atw – Internationale Zeitschrift für Kernenergie, vol 49(83), pp. 166-171.



- [9] Cazzoli, E. et al. (1993): A Regulatory Evaluation of the Mühleberg Probabilistic Safety Assessment, Volume II: Level 2., Cazzoli et al., ERI/HSK 93-304, HSK 11/356 (Limited Distribution).
- [10] EPR - European Pressurized Water Reactor: <http://www.aveva-np.com/scripts/info/publigen/content/templates/show.asp?P=1655>  
(diese und folgende URLs geprüft am 17.3.2008).
- [11] ETA - Event Tree Analysis:  
<http://de.wikipedia.org/wiki/Ereignisbaumanalyse>
- [12] FTA - Fault Tree Analysis:  
<http://de.wikipedia.org/wiki/Fehlerbaumanalyse>
- [13] Informationsdienstleistung von swissnuclear:  
<http://www.kernenergie.ch/de/akw-technik.html>
- [14] Kernenergiegesetz & Kernenergieverordnungen:  
[www.atomenergie.ch/de/kernenergie-gesetz.html](http://www.atomenergie.ch/de/kernenergie-gesetz.html)
- [15] Kernkraftwerke in Betrieb:  
<http://de.wikipedia.org/wiki/Bild:KarteKernkraftWelt.png>
- [16] THERP - Human Error Rate Prediction:  
[http://en.wikipedia.org/wiki/Human\\_reliability](http://en.wikipedia.org/wiki/Human_reliability)