

Internationaler Entwicklungsstand bei der probabilistischen Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken (vorgetragen von L. Weil)

H. P. Berg, L. Weil

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Postfach 10 01 49, 38201 Salzgitter

Kontakt: hberg@bfs.de

Zusammenfassung

Probabilistische Sicherheitsanalysen werden weltweit als ergänzendes Instrument zu deterministischen Analysen für die Bewertung des Sicherheitsniveaus industrieller Anlagen, insbesondere von Kernkraftwerken, eingesetzt.

Dies hat dazu geführt, dass auf der Ebene internationaler Organisationen wie der Internationalen Atomenergiebehörde (IAEA) oder der OECD/NEA die Anwendung probabilistischer Sicherheitsanalysen in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren behandelt und fortentwickelt wird. Das betrifft z.B. die derzeit entwickelten Leitfäden (Safety Guides) zur PSA der Stufe 1 bzw. zur PSA der Stufe 2 bei der IAEA in Wien oder technische Papiere und Statusberichte der CSNI-Arbeitsgruppe der OECD/NEA zu verschiedenen Anwendungsfeldern der PSA.

Darüber hinaus wird ein Überblick gegeben, in welchen Ländern die PSA routinemäßig eingesetzt wird und auf welchen Regelungen sich diese Länder abstützen (z.B. IAEA Safety Series-Dokumente oder nationale Regelwerke).

Dabei sind die nationalen Vorgehensweisen zur Integration der Erkenntnisse aus der PSA in die Sicherheitsbeurteilung eher uneinheitlich. Einige Länder betonen die strikt komplementäre Rolle der PSA, andere verfolgen eine mehr risikoorientierte Vorgehensweise, wenige Länder wie z.B. die Niederlande, Großbritannien oder Australien haben übergreifende Risikokriterien formuliert, die zum Teil nur für die Kerntechnik definiert wurden oder – wie in den Niederlanden – die für alle technischen Fragestellungen und Projekte gelten, wobei in diesen Fällen eine Umsetzung in kerntechnische Anforderungen notwendig ist. An diesen Bewertungskriterien werden die Ergebnisse der PSA gespiegelt.

1. Einleitung

In der Folge der Festschreibung der gesetzlichen Pflicht für den Betreiber eines Kernkraftwerks zur Durchführung einer Sicherheitsüberprüfung im Atomgesetz in § 19a im Jahre 2002 wurden die grundlegenden Aufgaben, Ziele und Anforderungen an eine probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) unter Orientierung am gegenwärtigen internationalen Stand und Empfehlungen fortgeschrieben und im behördlichen Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) – bekannt gegeben am 30. August 2005 durch das BMU [1] - niedergelegt. Die Erstellung der übergeordneten behördlichen

Anforderungen für PSA im Rahmen einer SÜ erfolgte von einer Arbeitsgruppe des Fachausschusses für Reaktorsicherheit des Länderausschusses für Atomkernenergie (FARS).

Der behördliche Leitfaden PSA verweist hinsichtlich der Konkretisierung der Einzelheiten zur Durchführung von PSA auf die Fachbände „Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für KKW“ und „Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für KKW“.

Im Hinblick auf die neuen Erfordernisse bei der Durchführung einer Sicherheitsüberprüfung wurden die in der aufsichtlichen Praxis bewährten PSA-Fachbände [2, 3] unter erheblicher Ausweitung des Analyseumfangs vom Facharbeitskreis PSA überarbeitet und aktualisiert sowie vom BfS im Oktober 2005 herausgegeben [4, 5]. Der Facharbeitskreis PSA ist ein vom BMU einberufenes und vom BfS geleitetes Gremium technischer Experten, die bei Behörden, Sachverständigenorganisationen, Herstellern, Betreibern und Beratern auf dem Gebiet der PSA tätig sind.

Die PSA-Fachbände dienen als Empfehlung für PSA-Methoden und Datenquantifizierung und sollen die Verfahrenssicherheit für die Durchführung einer PSA zur Sicherheitsbeurteilung bestehender Kernkraftwerke verbessern sowie ihre Begutachtung erleichtern. Damit unterscheiden sich die Fachbände von den meisten internationalen Leitfäden oder Standards, die oft nur einen Rahmen für die durchzuführenden Analysen setzen; ein wesentlicher Grund dafür, beim Vergleich von PSAs nicht nur auf das quantitative Ergebnis zu schauen, sondern auf die Reichweite der Analyse (z. B. im Hinblick auf Einwirkungen von Außen), die verwendeten Modelle und die zugrunde gelegte Datenbasis.

Es besteht Übereinstimmung im Facharbeitskreis PSA darüber, dass eine weitere Fortschreibung zur Durchführung von Methoden der PSA für Kernkraftwerke erforderlich ist. Im Unterschied zur Fertigstellung der PSA-Fachbände im Jahr 1997 liegen für die Durchführung von probabilistischen Analysen für EVA und für Stufe 2-Analysen noch keine Aufsichtserfahrungen vor. Daher soll die erste neuerliche Aktualisierung der PSA-Fachbände nach dem ersten SÜ-Projekt, bei dem diese Unterlagen volle Anwendung finden, erfolgen, damit die Erfahrungen aus diesem „Pilotprojekt“ den zukünftigen Projekten zugute kommen. Das bedeutet konkret, dass eine Aktualisierung zurzeit für 2010 geplant ist, um den weiteren methodischen Fortschritt berücksichtigen und einen noch weiter gehenden Konsens in Einzelfragen erreichen zu können.

Dabei sind die PSA-Fachbände im Wesentlichen auf ein Anwendungsgebiet der PSA ausgerichtet, nämlich die Durchführung von probabilistischen Analysen im Rahmen von umfassenden Sicherheitsüberprüfungen. Darin besteht ebenfalls ein Unterschied zu internationalen Regelungen und der Praxis in anderen Ländern, die die PSA in viel größerem Umfang für die tägliche Arbeit in den kerntechnischen Anlagen selbst, aber auch auf behördlicher Seite in Genehmigungs- und Aufsichtsfragen nutzen. Dies erfolgt in Deutschland nur punktuell und wird auch in den Bundesländern unterschiedlich gehandhabt. Beispiele für die Anwendung der PSA jenseits umfassender Sicherheitsüberprüfungen werden im Folgenden vorgestellt.

2. Regulatorische Dokumente zur PSA

Probabilistische Sicherheitsanalysen werden weltweit als ergänzendes Instrument zu deterministischen Analysen für die Bewertung des Sicherheitsniveaus industrieller Anlagen, insbesondere von Kernkraftwerken, eingesetzt. Dies hat dazu geführt, dass internationale

Organisationen (siehe Tabelle 1) Leitfäden zur Anwendung probabilistischer Sicherheitsanalysen in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren fortentwickeln bzw. Statusberichte erstellen.

Internationale Organisationen
IAEA Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC) Commission of Safety Standards (CSS)
OECD/NEA Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)
WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association)

Tabelle 1: Arbeitsgruppen internationaler Organisationen

2.1. Internationale Atomenergiebehörde (IAEA)

Die Internationale Atomenergiebehörde (IAEA) hat sich in einer Reihe von Dokumenten mit der Bedeutung und Durchführung von probabilistischen Sicherheitsanalysen auseinander gesetzt. Die erste Serie von Leitfäden zur PSA der Stufen 1 und 2 ist bereits mehr als zehn Jahre alt [6, 7], damals noch losgelöst von Bezügen zu übergeordneten regulatorischen Dokumenten, die Anforderungen beschreiben, die von allen Mitgliedsländern erfüllt werden müssen.

Ein Beispiel für ein solches Dokument ist IAEA Safety Assessment for Facilities and Activities Draft Safety Requirement, DRAFT 9, 28.01.2008, in dem geschrieben steht:

“In most cases, the safety assessment includes a safety analysis, which consists of a set of different analyses for quantitatively evaluating and assessing challenges to safety under various operational states, anticipated operational occurrences and accident conditions, using deterministic and also probabilistic methods. The safety analysis shall be an integral part of the safety assessment.“

Der zugehörige Leitfaden [8] formuliert: “The achievement of a high level of safety should be demonstrated primarily in a deterministic way. However, the safety analysis should incorporate both deterministic and probabilistic approaches. These approaches have been shown to complement each other and both should be used in the decision making process on the safety and ability of the plant to be licensed. The probabilistic approach provides insights into plant performance, defence in depth and risk that are not available in the deterministic approach.“

Aufgrund der Struktur der IAEA-Dokumente der IAEA Safety Standards Series war es nur folgerichtig, als nächsten Schritt IAEA Safety Guides zur PSA der Stufen 1 und 2, aufbauend auf [6, 7] weiter zu entwickeln:

Safety Guide Level 1 (Entwurf August 2008) ist bereits in der offiziellen Länderkommentierung gewesen; der Entwurf wird im nächsten Schritt bei CSS eingespeist (s. Tabelle 1). Die Struktur des Leitfadens ist in Tabelle 2 beschrieben.

Safety Guide Level 2 (Entwurf August 2008) war ebenfalls bereits in der offiziellen Länderkommentierung.

Eine Veröffentlichung beider Dokumente wird Ende 2009 erwartet.

Current Structure of IAEA Safety Guide on Level 1
Introduction
General considerations relating performance and use of PSA
PSA project management and organisation
Familiarisation with the plant and information collection
Level 1 PSA for internal initiating events for full power conditions
General methodology for internal and external hazards level 1 PSA
Specifics of internal hazards level 1 PSA
Specifics of external hazards level 1 PSA
Level 1 PSA for low power and shutdown modes
Use and applications of PSA

Tabelle 2: Struktur des Entwurfs des IAEA-Leitfadens zur PSA Stufe 1

2.2. Committee on the Safety of Nuclear Installations der OECD/NEA

Auch die OECD/NEA hat eine Reihe von Dokumenten zur PSA veröffentlicht, die technische Papiere bzw. Statusberichte umfassen (siehe Tabelle 3).

Arbeitsergebnisse	Berichte in Vorbereitung
PSA-based Event Analysis, Technical Opinion Paper No. 6, December 2004	The Role of PSA in Nuclear Power Plant Safety Decision Making, Technical Opinion Paper – No. x voraussichtlich veröffentlicht 2009.
Living PSA and its Use in the Nuclear Safety Decision-making Process, Technical Opinion Paper No. 7, February 2005	
Level-2 PSA for Nuclear Power Plants, Technical Opinion Papers - No. 9, April 2007	
The Use and Development of Probabilistic Safety Assessment, NEA / CSNI / R (2007) 12, November 2007	

Tabelle 3: Veröffentlichungen des CSNI/OECD/NEA

2.3. Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)

Die Western European Nuclear Regulators' Association ist die Vereinigung der Leiter der atomrechtlichen Behörden in Staaten der europäischen Union mit Kernkraftwerken, die sogenannte Issues (insgesamt 18) mit rd. 300 Referenzniveaus für verschiedene Themenbereiche vereinbart hat [9]. Diese Referenzniveaus sollen in das nationale Regelwerk und die nationale Sicherheitspraxis bis 2010 umgesetzt werden. Das Issue O behandelt die PSA (siehe Tabelle 4).

Issue O: Probabilistic Safety Analysis
Reference levels
Scope and content of PSA
Quality of PSA
Use of PSA
Demands and conditions on the use of PSA

Tabelle 4: Struktur des Issue O zur PSA

Dort heißt es:

1.4 For each plant design, a specific PSA shall be developed for level 1 and level 2 including all modes of operation and all relevant initiating events including internal fire and flooding. Severe weather conditions and seismic events shall be addressed.

3.2 PSA shall be used (it is intended that such analysis will be done on a continuous basis, not just every ten years during the Periodic Safety Review) to identify the need for modifications to the plant and its procedures, including for severe accident management measures, in order to reduce the risk from the plant.

2.4. Europäische Kommission

Die Europäische Kommission selbst hat aufgrund der eingeschränkten Zuständigkeit auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit die Aktivitäten der Erstellung aktueller Dokumente reduziert. Zwei Beispiele für PSA-relevante Aktivitäten der Europäischen Kommission aus jüngerer Zeit sind:

Report on the Regulatory Experience of Risk-informed In-Service Inspection of Nuclear Power Plant Components and Common Views, EUR 21320 EN, August 2004,

Bestandteil des 6. Forschungsrahmenprogramms der EK ist das „Severe Accident Research Network of Excellence“ (SARNET): u.a. Projekt zur Harmonisierung der PSA der Stufe 2 (Proceedings of FISA 2006, EU Research and Training in Reactor Systems, EUR 21231).

2.5. Nationale Leitfäden/Richtlinien zur PSA

Eine Reihe von Ländern (insbesondere in Mittel- und Osteuropa, aber auch in Asien wie in China und Korea) setzt die Regelungen der IAEA direkt in nationale Regelungen um, andere haben eigene Leitfäden bzw. Richtlinien entwickelt.

Neben den Dokumenten aus den USA [10, 11] wurden in den letzten Jahren Leitfäden in Kanada [12] und Finnland [13] bzw. Leitlinien für die Inspektion wie in Großbritannien [14] veröffentlicht, die in knapper Form die Anforderungen an eine PSA darstellen. In der Schweiz wurden Richtlinien für die schweizerischen Kernkraftwerke zu „Anforderungen an die Qualität und den Umfang einer PSA“ [15] und zu „Anwendungen der PSA für Kernkraftwerke“ [16] erarbeitet, die WENRA Reference Levels und die IAEA Safety Standards erfüllen. Diese Dokumente sollen auch bei der Weiterentwicklung der PSA in Deutschland, insbesondere für Anwendungen außerhalb umfassender Sicherheitsüberprüfungen, einbezogen werden.

3. Anwendungsfelder der PSA in Betrieb und Aufsicht

Im Folgenden werden die wesentlichen Anwendungsfelder der PSA in Betrieb und Aufsicht behandelt, wie sie sowohl in den IAEA – als auch in den OECD-Dokumenten behandelt werden. Weitere Details sind in [17] aufgeführt.

3.1. Periodische Sicherheitsüberprüfungen

Die Einführung periodischer Sicherheitsanalysen wurde von allen internationalen Organisationen mit Dokumenten begleitet (siehe Tabelle 5).

PERIODIC SAFETY REVIEW (PSR)

- ERSTELLTE DOKUMENTE BEI OECD, EU UND IAEA -

OECD: The Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, Practices in OECD Countries, Paris, 1992

EC: Periodic Safety Reviews of Nuclear Power Plants in EC-Member States, Finland, Sweden and Switzerland: A Review of Current Practices, Luxembourg, 1995

IAEA: Safety Guide on Periodic Safety Review of Operational Nuclear Power Plants, Wien 1994; überarbeitete Fassung wurde 2003 publiziert; eine weitere Überarbeitung wird zur Zeit vorgenommen

WENRA: Harmonization of Rector Safety in WENRA Countries, Report by RHWG, January 2006, Aktualisierung Safety Levels Januar 2008

Tabelle 5: PSÜ-Dokumente

Alle Dokumente fordern bei der Sicherheitsbeurteilung von in Betrieb befindlichen Anlagen neben deterministischen Analysen auch probabilistische Sicherheitsanalysen.

Dabei ist der Umfang und die Reichweite der durchgeführten PSA in einzelnen Ländern sehr unterschiedlich (siehe Tabelle 6).

Belgien:	deterministisch; einige PSA-Aspekte (PSA Stufe 1 und 2)
Bulgarien:	deterministisch und probabilistisch
Finnland:	deterministisch und probabilistisch
Frankreich:	deterministisch für Konformität; probabilistisch für neue Anforderungen (PSA Stufe 1)
Großbritannien:	deterministisch und probabilistisch (PSA Stufe 2)
Japan:	formal deterministisch; PSA für komplementäre Beurteilung (PSA Stufe 2 ohne Quellterm)
Korea:	deterministisch und probabilistisch als ergänzende Beurteilung
Mexiko:	deterministisch; PSA Stufe 1 geplant
Niederlande:	deterministisch und probabilistisch
Schweden:	1. PSÜ Schwerpunkt probabilistische Analysen (PSA Stufe 1) 2. PSÜ Schwerpunkt Organisation
Schweiz:	deterministisch und probabilistisch (PSA Stufe 1 und 2)
Slowakische Rep.:	deterministisch; einige PSA-Aspekte (PSA Stufe 1 und 2)
Slowenien:	deterministisch und probabilistisch (PSA Stufe 1 und 2)
Spanien:	deterministisch und probabilistisch
Tschechische Rep.:	deterministisch; PSA nicht explizit gefordert, aber durchgeführt
Ungarn:	deterministisch und probabilistisch (PSA Stufe 1)

Tabelle 6: PSÜ-Analyseanforderungen

3.2. Ereignisauswertungen

Die Auswertung von Betriebserfahrungen mit Hilfe der PSA bedeutet insbesondere die Auswertung von Ereignissen. Eine solche Auswertung erfolgt bereits in einer Reihe von Ländern.

Die PSA-basierte Auswertung von Ereignissen wird für Ereignisse mit hoher potentieller sicherheitstechnischer Bedeutung durchgeführt. Dies erfordert geeignete Screening-Kriterien.

Solche Precursor-Analysen werden auch in Deutschland durchgeführt.

3.3. Bewertung technischer Spezifikationen

Unter Bewertung technischer Spezifikationen aus Sicht der PSA werden die Optimierung von Intervallen wiederkehrender Prüfungen /Tests, die Bewertung von Reparaturen während des Leistungsbetriebes sowie die Optimierung betrieblicher Randbedingungen verstanden.

Dazu kann aber auch die Beurteilung von bau- und systemtechnischen Änderungen gehören. Dabei muss die Frage beantwortet werden, ob – und, wenn ja, in welchem Umfang – Risikoerhöhungen zulässig sind.

3.4. Gestuftes Qualitätsmanagement

Das Ziel des Qualitätsmanagementprogramms, das auf Anlagenteile, Systeme und Komponenten in einem Kernkraftwerk angewandt wird, soll sicherstellen, dass sie ihre Sicherheitsfunktionen im Normalbetrieb und bei Störfällen zuverlässig erfüllen. Üblicherweise wurde ein deterministischer Ansatz gewählt, die sicherheitsrelevanten Anlagenteile, Systeme und Komponenten zu identifizieren.

Eine Vielzahl heutiger PSA hat gezeigt, dass einige Anlagenteile, Systeme und Komponenten als sicherheitsrelevant klassifiziert wurden, aber eine geringe Risikosignifikanz haben, andererseits einige Anlagenteile, Systeme und Komponenten als sicherheitstechnisch unbedeutend klassifiziert wurden, laut Ergebnisse der PSA aber eine hohe Risikosignifikanz haben.

Die Anwendung eines gestuften Qualitätsmanagements (QM) ermöglicht es, die traditionellen QM-Anforderungen mit der Risikosignifikanz in Einklang zu bringen.

Die Sicherheitsklassifikation (abgeleitet aus deterministischen Analysen und ingenieurtechnischen Erfahrungen) und die Risikosignifikanz (abgeleitet aus der PSA) werden gemeinsam verwendet, um zu entscheiden, ob Änderungen am QM-System vorgenommen werden sollen.

3.5. Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

In vielen Ländern wird die PSA der Stufe 2 dazu verwendet, Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zu identifizieren, die Konsequenzen schwerer Störfälle vermindern können. Dies hat zu bautechnischen Änderungen in Anlagen geführt (z.B. katalytische Wasserstoffrekombinatoren) oder zur Einführung von Leitfäden für Betreiber mit Handlungsanweisungen im Falle eines schweren Störfalls. Außerdem wird die PSA der Stufe 2 dazu verwendet, die Effektivität und Effizienz der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zu ermitteln und zu bewerten.

Die Ergebnisse der PSA der Stufe 2 wurden auch verwendet, um Referenzszenarien für die Katastrophenschutzplanung abzuleiten..

3.6. Risikomonitore

Der Stand der Entwicklung und des Einsatzes von Risikomonitoren ist in [18] beschrieben.

Der Risikomonitor ist ein Analyseinstrument in Realzeit, das Risikoinformationen auf der Basis der aktuellen Anlagenkonfiguration bereitstellt wie z.B. Anlagenzustand, Komponenten, die nicht in Betrieb sind, die Wahl im Betrieb oder in Standby befindlicher

Stränge für betriebliche Systeme. Diese Information kann z.B. für die Planung von Instandhaltungsmaßnahmen verwendet werden, um solche Maßnahmen derart zu planen, dass Risikospitzen vermieden werden und das kumulative Risiko gering ist. Dadurch werden gleichzeitige Unverfügbarkeiten verschiedener Systeme erkannt.

Der Risikomonitor wird online vom Personal auf der Warte genutzt, offline für die Planung zukünftiger Instandhaltungsmaßnahmen und die Bewertung ungeplanter Ereignisse wie Komponentenfehler.

3.7. Training des Personals

PSA-Ergebnisse werden in vielen Anlagen auch in das Trainingsprogramm des Anlagenpersonals eingespeist. Ziel ist dabei, das Training auf sicherheitsrelevante Anlagenteile, Systeme und Komponenten, Störfallszenarien in Instandhaltungsmaßnahmen zu fokussieren. Die PSA wird insbesondere dazu verwendet, risikosignifikante Szenarien zu identifizieren und sie im Simulatortraining zu verwenden.

4. Quantitative probabilistische Sicherheitskriterien

4.1. Einleitung

In der PSA werden für die Sicherheit relevante Ereignisabläufe und das Ineinandergreifen der Sicherheitssysteme für eine Gesamtanlage modelliert. Wichtige Ergebnisgrößen beziehen sich demgemäß nicht allein auf die Zuverlässigkeit einzelner technischer Systeme oder Komponenten, sondern auf das Verhalten der Gesamtanlage.

Die wichtigsten dieser integralen Ergebnisgrößen sind:

- Gesamthäufigkeit von Kernschadenzuständen (Core Damage Frequency, CDF),
- Häufigkeit von unfallbedingten Aktivitätsfreisetzungen, Häufigkeit der so genannten "großen Freisetzung" (Large Release Frequency, LRF), wobei letztere in unterschiedlicher Weise als das Überschreiten einer vorgegebenen effektiven Aktivitätsfreisetzung definiert wird, die außerhalb der Anlage kurzfristig Maßnahmen erforderlich macht (typische Definition: 0,1% des Kerninventars an Spaltprodukten),
- Häufigkeit von unfallbedingten Schäden bzw. Expositionen.

Diese Ergebnisgrößen der PSA stehen zur Sicherheitsbeurteilung zur Verfügung. Sie lassen sich in Verbindung mit den Kenngrößen der deterministischen Analyse nutzen, wobei sehr unterschiedliche Strategien Anwendung finden. Die folgenden Grundmuster lassen sich unterscheiden:

1. Die Ergebnisse der PSA können ohne jede Änderung der bestehenden Bestimmungen und des technischen Regelwerks als zusätzliche Information genutzt werden, die bei den zu treffenden behördlichen Entscheidungen jeweils angemessen berücksichtigt wird.
2. Es werden zusätzlich zu bestehenden Bestimmungen und technischen Regeln Forderungen eingeführt, die sich auf die quantitativen Ergebnisse der PSA beziehen

(Beispiel: Die Häufigkeit von Kernschäden darf einen vorgegebenen Wert nicht überschreiten).

3. Teile der bestehenden Bestimmungen und technischen Regeln werden durch Forderungen ersetzt, die sich auf PSA-Ergebnisse beziehen.

Bei der Umsetzung der Grundmuster sind zahlreiche Varianten möglich, insbesondere hinsichtlich des Grades der Verbindlichkeit von PSA-Bestimmungen, der Anforderungen an die Nachweise und ihres Anwendungsbereichs. Im zeitlichen Ablauf sind Übergänge zwischen den Grundmustern denkbar.

4.2. Beispiele für nationale Strategien

4.2.1. Die Niederlande

In den Niederlanden wurden risikobezogene Kriterien entwickelt, auf deren Grundlage die Sicherheit und die Umweltauswirkungen von Industrieanlagen mit großem Gefährdungspotential, zu denen auch Kernkraftwerke gehören, beurteilt werden [19]. Eines dieser Kriterien bezieht sich auf das individuelle Risiko, das andere begrenzt das kollektive Risiko („societal risk“).

Das maximal zulässige Individualrisiko, als Folge des Betriebes der Anlage vorzeitig zu Tode zu kommen, beträgt 10^{-6} / a. Die Berechnung des Individualrisikos erfolgt nach einer eher restriktiven Vorschrift, der zufolge postuliert wird, dass ein zum Unfallzeitpunkt ein Jahr altes Kind weitere siebzig Lebensjahre am Unfallort verbringt [20].

- **Individualrisiko $< 10^{-6}$ /a**
- **Begrenzung des kollektiven Risikos**

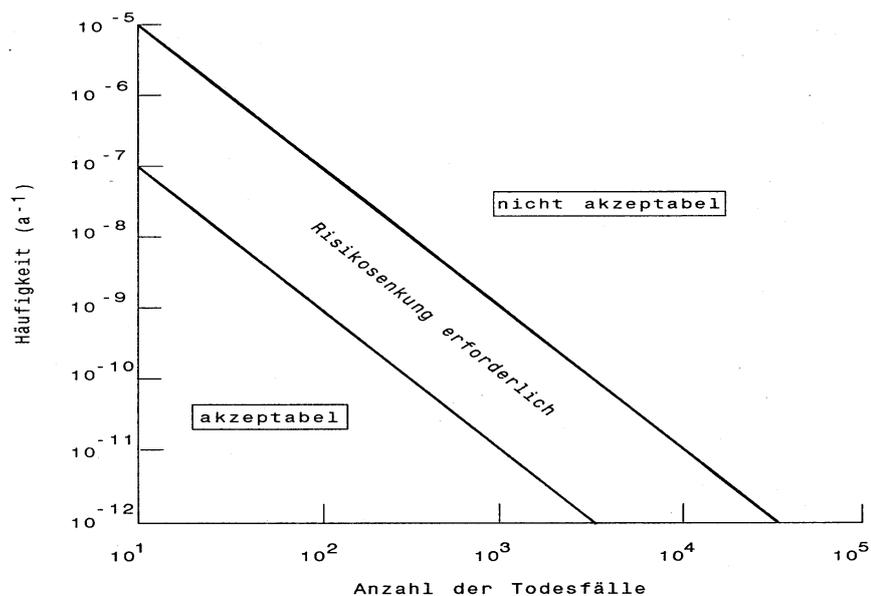


Abb. 1: Begrenzung des kollektiven Risikos für Industrieanlagen in den Niederlanden [16]

Im Sinne von Abb. 1 erfolgt eine Begrenzung des „societal risk“ derart, dass die Wahrscheinlichkeit für zehn Unfallopfer 10^{-5} in einem Jahr, für hundert Unfallopfer 10^{-7} in einem Jahr usw. nicht überschreitet. Das Kollektivrisiko bezieht sich in dieser Form nur auf deterministische Strahlenschäden, d.h. auf frühe Strahlenwirkungen mit Todesfolge. Bei den Berechnungen bleiben schadensmindernde Maßnahmen unberücksichtigt.

Für die Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken wurden aus der o.g. Risikobegrenzung Kriterien für die Beurteilung von PSA-Ergebnissen hergeleitet. Konkret ist eine Begrenzung der Kernschadenshäufigkeit auf 10^{-4} pro Jahr nachzuweisen, die Häufigkeit großer Freisetzungen darf 10^{-6} /a nicht überschreiten (nach [21, 22]).

Die niederländische Vorgehensweise behandelt das Risiko durch die Kerntechnik in der gleichen Art und Weise wie im Fall nichtnuklearer Einrichtungen wie z. B. bei Chemieanlagen oder Flugplätzen. Hierdurch wird eine objektive Beurteilung technischer Risiken erreicht.

In [23] wird eine mögliche Erweiterung des Konzepts der individuellen und kollektiven Risikobegrenzung in den Niederlanden diskutiert. Anwendungen auf Flughäfen, den Straßenverkehr und den Transport gefährlicher Güter weisen häufig in völligem Gegensatz zu ihrer hohen öffentlichen Akzeptanz im Vergleich zur Kerntechnik überraschend hohe Risikokennzahlen aus [24].

4.2.2. Großbritannien

Im Nachgang zur Anhörung zu Sizewell-B hat das U.K. Health and Safety Executive, die britische Genehmigungsbehörde, die Schrift „Tolerability of Risk from Nuclear Power Stations“ [25] als ‘Draft for Comment’ herausgegeben. Im Jahre 1992 wurden die in dieser Unterlage gemachten Vorschläge als „Safety Assessment Principles for Nuclear Power Plants“ [26] zu Anforderungen erhoben. Inzwischen liegen aktualisierte Dokumente vor [27, 28].

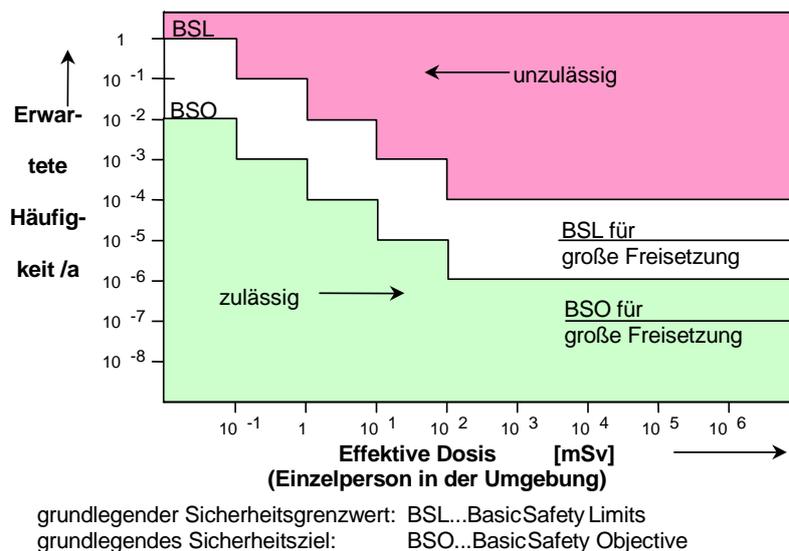


Abb. 2: Zuordnung von erwarteter Häufigkeit von Anlagenzuständen und radiologischen Auswirkungen (nach [23, 24]). Zugrundegelegt wird eine Person, die ca. 1 km in Hauptwindrichtung von der Anlage lebt. Der Bereich zwischen BSO und BSL gilt als tolerierbar, wenn Optimierung nach ALARP nachgewiesen ist.

Hervorzuheben ist, dass in den Safety Assessment Principles des Nuclear Installation Inspectorate (NII) mehrere quantitative probabilistische Sicherheitsziele vorgegeben sind; hier wird auf das Kriterium P 42 eingegangen, das den Charakter von Dosis-Häufigkeitskurven hat, wobei neben der eigentlichen Grenzkurve ein Bereich vorgesehen ist, in welchem eine Risikooptimierung vorzunehmen ist (Abb. 2). Für jeden Dosisbereich gibt es eine maximal zulässige Häufigkeit, den grundlegenden Sicherheitsgrenzwert (Basic Safety Limit, BSL). Anzustreben ist das deutlich unterhalb dieses Wertes liegende sogenannte grundlegende Sicherheitsziel (Basic Safety Objective, BSO). Es sei darauf hingewiesen, dass diese Kriterien nicht nur für Kernkraftwerke, sondern auch für andere kerntechnische Anlagen gelten.

Bemerkenswert ist eine Zusatzbedingung zu P 42, die das anzustrebende Ziel einer Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts quantitativ festlegt: danach ist (im Rahmen einer PSA) zu zeigen, dass keine Ereignisklasse allein mehr als 10 % zum Gesamtrisiko der Anlage beiträgt [16].

5. Ausblick

Die PSA hat sich weltweit innerhalb von etwa drei Jahrzehnten von einer Studiendisziplin zum unverzichtbaren Instrument der Sicherheitsbeurteilung entwickelt. Die PSA ergänzt die deterministische Analyse und hat sich als ein wichtiger Treiber von Sicherheitsverbesserungen erwiesen.

Überwiegend werden international die PSA der Stufe 1 und der Stufe 2 praktiziert, wie auch in den WENRA-Referenzniveaus vorgesehen. PSA wird in Deutschland im Rahmen der SÜ gefordert, eine Anwendung in Aufsichtsverfahren steht erst am Anfang. Ein Beispiel für umfangreiche Anwendung der PSA ist in Tabelle 7 beschrieben [29].

Nationale Vorgehensweisen zur Integration der Erkenntnisse aus der PSA in die Sicherheitsbeurteilung sind eher uneinheitlich. Einige Länder betonen die strikt komplementäre Rolle der PSA, andere verfolgen eine risikoorientierte Vorgehensweise, wenige Länder haben übergreifende Risikokriterien formuliert [30].

Durchgeführte risikoinformierte Pilotprojekte und Anwendungen in Kernkraftwerken der Schweiz:
Beurteilung von Nachrüstungen/Anlagenänderungen (alle)
Jahresrisikoprofil und Beurteilung von Ereignissen und Befunden (alle)
Risiko-informierte WKP an Hauptkühlmittelleitungen (Beznau, Leibstadt)
Risiko-informierte Instandhaltung (Beznau)
Änderungen des Betriebszyklus (Beznau, Leibstadt)
Reparaturzeiten in Technischen Spezifikationen (Beznau Notstromdiesel, Gösgen)
Containment-Leckratentest (Gösgen geplant)

Tabelle 7: Beispiel für die breite Anwendung der PSA in Aufsichtsverfahren

Durch internationale Standardsetzung und Meinungsbildung wird Alleingängen und Einzellösungen entgegengewirkt. Die Anstrengungen zur weiteren Verbesserung der Methoden und des Datenbestandes müssen fortgesetzt werden. Auch dabei spielt die internationale Zusammenarbeit eine wichtige Rolle.

Literatur

- [1] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Bekanntmachung des Leitfadens zur Durchführung der „Sicherheitsüberprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes– Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse –“ vom 30. August 2005, Bundesanzeiger Nr. 207a vom 03. November 2005, ISSN 0720-6100
- [2] Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Dezember 1996, BfS-KT-16/97.
- [3] Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen, April 1997, BfS-KT-17/97.
- [4] Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: August 2005, BfS-SCHR-37/05, ISSN 0937-4469, ISBN 3-86509-414-7
- [5] Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: August 2005, BfS-SCHR-38/05, ISSN 0937-4469, ISBN 3-86509-415-5
- [6] International Atomic Energy Agency: "Procedures Guide for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 1) ", Safety Series No. 50-P-4, Vienna, 1992
- [7] International Atomic Energy Agency: "Procedures Guide for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2)", Safety Series No. 50-P-8, Vienna, 1995
- [8] International Atomic Energy Agency: "Safety Assessments and Verification for Nuclear Power Plants", Safety Guide No. NS-G-1.2, Vienna, January 2002
- [9] Western European Nuclear Regulators` Assessment: WENRA Reactor Safety Levels, Issue O: Probabilistic Safety Analysis, January 2007
- [10] Nuclear Energy Institute: A Risk-informed, Performance- based Regulatory Framework for Power Reactors, NEI 02-02, Washington, May 2002
- [11] American Society of Mechanical Engineers: Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plants Application, ASME RA-Sc-2007, New York 2007
- [12] Canadian Nuclear Safety Commission: Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Nuclear Power Plants, Regulatory Standard S-294, April 2005

- [13] STUK (Radiation and Nuclear Safety Authority): Probabilistic Safety Analysis in Safety Management of Nuclear Power Plants, Guide YVL 2.8, May 2003
- [14] Nuclear Safety Directorate: Technical Assessment Guide on Probabilistic Safety Analysis, T/AST/030, February 2005
- [15] Hauptabteilung für die Sicherheit von Kernanlagen (HSK): "Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang, Richtlinie ENSI-A-05/d, Januar 2009
- [16] Hauptabteilung für die Sicherheit von Kernanlagen (HSK): "Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen", Richtlinie HSK-A-06/d, Mai 2008
- [17] H. P. Berg: "Overview on the different Applications of Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants", Kerntechnik 74 (2009), im Druck
- [18] NEA/CSNI/R (2004) 20: "Risk Monitors – The State of the Art in their Development and Use at Nuclear Power Plants", produced on behalf of IAEA and OECD NEA WGRISK, Paris, 2004
- [19] Directorate General for Environmental Protection at the Ministry of Housing, Physical Planning and Environment.: "Premises for Risk Management - Risk Limits in the Content of Environmental Policy", Annex to the Dutch National Environmental Policy Plan „Kiezen of Verliezen“ (to Choose or to Lose) (Second Chamber of the States General, 1988-89 session, 21137, nos. 1-2)
- [20] B. Eendebak,: "The Use of Probabilistic Safety Assessments for Operating Nuclear Power Plants", Fourth Annual Two-Day Conference on PSA in the Nuclear Industry, London, November 29th – 30th, 1995,
- [21] M. F. Versteeg: "Dutch Procedures Guide for Conducting Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants (Level 1)" Beitrag zum IAEA Specialists' Meeting on "Use of PSA in the Regulatory Process", Wien 26.-29. April 1993
- [22] M. F. Versteeg: "Regulatory Guidance and Preconditions for PSAs in the Netherlands" Proc. Internat. Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment PSA'96, Vol. 3, pgs. 1601 – 1607 Park City, Utah (USA), September 29th- October 3rd, 1996
- [23] J. K. Vrijling, W. van Hengel, S. E. van Maanen "The Application of the Concept of Societal Risk to Various Activities in the Netherlands" Proceedings of the International Conference „Probabilistic Safety Assessment and Management '96 ESREL '96 - PSAM-III“, June 24-28, Crete, Greece Vol. 2, pgs. 960-966, Springer Verlag
Editors: C. Cacciabue, I. Papazoglou
- [24] J. K. Vrijling: "Probabilistic design of water defense systems in The Netherlands" in Reliability Engineering & System Safety 74 (2001) pgs. 337 – 344
- [25] Health & Safety Executive: "The Tolerability of Risk from Nuclear Power Stations" HMSO, London, 1988, ISBN 0-11-882043-5
- [26] Health & Safety Executive: "Safety Assessment Principles for Nuclear Plants" HMSO, London, 1992, ISBN 0-11-886368-1
- [27] Health and Safety Executive: Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities, 2006 Edition, Redgrave Court
- [28] Health and Safety Executive: Numerical Targets and Legal Limits in Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities, An Explanatory Note, Redgrave Court, December 2006

- [29] M. Richner: Umfang und Anwendungen probabilistischer Sicherheitsanalysen, SKG Young Generation Frühjahrstreffen, April 2006
- [30] H. P. Berg: Experience with Quantitative Safety Targets on International Level“, Kerntechnik 74 (2009), im Druck
- [31] L. Weil ”Charakterisierung der Risiken in der Kernenergienutzung“. Von der Fakultät für Maschinenwesen der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen zur Erlangung der venia legendi genehmigte Habilitationsschrift Aachen, 22. Juli 2003
- [32] POS-Bericht
The POS Model for Common Cause Failure Quantification H. P. Berg, R. Görtz, J. Mahlke, J. Reckers, P. Scheib, L. Weil Wirtschaftsverlag NW, ISBN 978-3-86509-870-2