

Ein Risikoansatz zur Einordnung des mit dem Betrieb von Kernkraftwerken verbundenen Risikos und Beispiele für das Kernkraftwerk Neckarwestheim Block 1 und Block 2

A. Strohm^{a1}, L. Ehlkes^a, W. Schwarz^a, M. Khatib-Rahbar^b, M. Zavisca^b und D. Rittig^c

^aEnBW Kernkraft GmbH, Kernkraftwerk Neckarwestheim, Deutschland

^bEnergy Research Inc. (ERI), Rockville, Maryland, USA

^cISaR GmbH, Garching, Deutschland

Kurzfassung

Eine Stufe 2 der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) untersucht umfassend den Ablauf schwerer Unfälle bis zum Versagen des Sicherheitsbehälters und der Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung. Die Ergebnisse einer üblichen Stufe 2 der PSA bilden die Häufigkeiten der verschiedenen Versagensarten des Sicherheitsbehälters (Freisetzungskategorien) zusammen mit den in die Umgebung freigesetzten Anteilen der verschiedenen Radionuklide (Quelltermen). Der in dieser Veröffentlichung vorgestellte Ansatz einer erweiterten Stufe 2 der PSA führt die üblichen Ergebnisse der Stufe 2 der PSA zu einer integralen Bewertungsgröße für eine Risikoabschätzung zusammen. Dazu wird das so genannte integrale Aktivitätsrisiko bestimmt, also das Risiko, das mit der Menge von Radioisotopen verbunden ist, die durch den beschädigten Sicherheitsbehälter bei schweren Unfällen in die unmittelbare Umgebung der Anlage freigesetzt werden. Risiko ist dabei definiert als das Produkt von freigesetzter Aktivität und Häufigkeit der Freisetzungskategorie, summiert über alle Freisetzungskategorien.

Mit diesem Ansatz wurde vor kurzem das Risiko schwerer Unfälle der beiden Blöcke des Kernkraftwerks Neckarwestheim bewertet. Dabei handelt es sich in beiden Fällen um Druckwasserreaktoren, bei Block 1 um einen mit 3 Umwälzschleifen und 840 MW_e, bei Block 2 um einen mit 4 Umwälzschleifen und 1.400 MW_e, die 1976 bzw. 1989 den Leistungsbetrieb aufgenommen haben.

Die Ergebnisse der Bewertungen von Block 1 und Block 2 des Kernkraftwerks Neckarwestheim haben gezeigt, dass weder die Kernschadenshäufigkeit noch das Kernschadensprofil allein angemessene Indikatoren für das mit dem Betrieb von Kernkraftwerken verbundene Risiko sind. Weiterhin ergab sich, dass die absoluten Häufigkeiten von Freisetzungskategorien, deren relative Anteile an der Gesamthäufigkeit und die mit ihnen verbundenen Quellterme das Risiko schwerer Unfälle nicht annähernd so ausgewogen darstellen, wie es durch das integrale Aktivitätsrisiko der Fall ist.

Insgesamt zeigen die um den Risikoansatz erweiterten Stufen 2 der PSA, dass das Aktivitätsrisiko von Block 1 und Block 2 des Kernkraftwerks Neckarwestheim sehr gering und vergleichbar ist.

¹ Kontakt: Dr. Andreas Strohm: Tel.: +49 7133 132-3260; E-Mail: a.strohm@kk.enbw.com

1. Einleitung

Bekanntlich verwenden Technik und Naturwissenschaft den Begriff Risiko zur Beschreibung von Ereignissen mit negativen Auswirkungen bzw. zur Schadensquantifizierung. Üblicherweise wird unter diesem Begriff das Produkt zweier Faktoren verstanden, nämlich Eintrittshäufigkeit und Schadensausmaß eines solchen Schadensereignisses. Die Eintrittshäufigkeit ist dabei die Wahrscheinlichkeit des Ereigniseintritts in einem bestimmten Zeitintervall. Das Schadensausmaß ist das quantitative Maß für mögliche mit dem Ereignis verbundene Folgen bzw. Schäden. Die Beurteilung von Einflüssen auf das Risiko verlangt jedoch eine nähere Einzelbetrachtung dieser beider Faktoren. Mangels einheitlicher Definitionen für Schäden orientiert sich die Schadensquantifizierung bzw. Risikoermittlung vielfach an speziellen Belangen der technischen Anwendung. Hinzu kommt, dass die öffentliche Wahrnehmung von Risiken und die Bereitschaft, diese zu akzeptieren, wie eindrucksvoll in [1] gezeigt, vielschichtigen menschlichen Einflussgrößen und damit einer weniger technischen als vielmehr subjektiv-emotionalen Bewertung der Faktoren Eintrittshäufigkeit und Schadensausmaß unterliegen, worauf dieser Beitrag aber nicht weiter eingeht. Dagegen wird hier dargestellt, wie die Quantifizierung potenzieller Schäden für Kernkraftwerke in Deutschland allgemein und speziell für das Kernkraftwerk Neckarwestheim Block 1 und Block 2 erfolgt. Weiterhin wird diskutiert, welche Bedeutung den durch die Schadensquantifizierung ermittelten Risiken in der technischen Sicherheitsbetrachtung und der sicherheitstechnischen Weiterentwicklung der beiden Blöcke beigemessen wird.

Der Beitrag stellt zunächst kurz das Kernkraftwerk Neckarwestheim mit seinen beiden Blöcken vor. Danach wird darauf eingegangen, welche Arten von Schäden quantifiziert werden, mit welchen Methoden dies erfolgt und welcher Tiefgang dabei zur Anwendung kommt. Anschließend werden die wesentlichen Ergebnisse dargestellt und die daraus gezogenen Schlussfolgerungen diskutiert.

2. Das Kernkraftwerk Neckarwestheim

Das Kernkraftwerk Neckarwestheim steht auf dem Gelände eines ehemaligen Steinbruchs direkt am Neckar in der Nähe von Neckarwestheim in Baden-Württemberg, Süddeutschland. Der Standort verfügt über zwei von der Siemens Kraftwerk Union AG (KWU) errichtete und von der EnBW Kernkraft GmbH (EnKK) betriebene Druckwasserreaktoren.

Das Kernkraftwerk Neckarwestheim Block 1 (GKN I) ist eine Anlage mit drei Umwälzschleifen und zwei Turbosätzen, die im Mai 1976 den kommerziellen Leistungsbetrieb aufnahm. Die Anlage hat heute eine thermische Ausgangsleistung von insgesamt $2.495 \text{ MW}_{\text{th}}$, was einer elektrischen Ausgangsleistung von insgesamt $840 \text{ MW}_{\text{e}}$ entspricht. Als einziges Kernkraftwerk in Deutschland erzeugt diese Anlage sowohl den üblichen Drehstrom (50 Hertz) als auch Strom mit einer Frequenz von 16,7 Hertz für das Netz der deutschen Eisenbahn (Deutsche Bahn AG). Der Bahnstrom wird mit einem eigenen Bahnstrom-Turbosatz erzeugt.

Das Kernkraftwerk Neckarwestheim Block 2 (GKN II), eine Anlage der Konvoi-Baureihe mit vier Umwälzschleifen und einem Turbosatz, ging 1989 ans Netz und ist der jüngste Reaktor in Deutschland. Die thermische Ausgangsleistung dieser Anlage beträgt heute insgesamt $3.850 \text{ MW}_{\text{th}}$, was einer elektrischen Ausgangsleistung von insgesamt $1.400 \text{ MW}_{\text{e}}$ entspricht. Diese Anlage produziert zwar keinen Bahnstrom, jedoch kann ein Teil des erzeugten Drehstroms in einem Umformerwerk direkt am Standort in Bahnstrom umgewandelt werden.

Anders als bei den meisten Kernkraftwerken in Deutschland kommen in Neckarwestheim Zellenkühltürme (GKN I) und ein Hybridkühlturm (GKN II) zum Einsatz. Sie unterscheiden sich von den Naturzug-Nasskühltürmen durch eine kompaktere Bauweise und geringere Höhe. Der Hybridkühlturm führt darüberhinaus zu einer deutlich geringeren Dampfschwadenbildung.

In beiden Reaktoranlagen befindet sich das nukleare Dampferzeugungssystem innerhalb einer großen Stahlkugelschale, die den Sicherheitsbehälter bildet. Die Stahlschale des Sicherheitsbehälters sowie Komponenten außerhalb der Stahlschale sind von dem Reaktorgebäude aus Stahlbeton umgeben. Der Raum zwischen der Sicherheitsbehälterschale und dem Reaktorgebäude wird als Ringraum bezeichnet. Um bei schweren Unfällen den Druckaufbau brennbarer Gase im Sicherheitsbehälter möglichst klein zu halten, sind beide Blöcke mit passiven autokatalytischen Rekombinatoren (PAR) nachgerüstet. Weiterhin ist in beiden Blöcken ein System zur gefilterten Sicherheitsbehälter-Druckentlastung vorhanden. Dieses ermöglicht eine manuelle Druckentlastung des Sicherheitsbehälters und vermeidet dadurch dessen Überdruckversagen und eine damit verbundene unkontrollierte und ungefilterte Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung. Einige Parameter zu den Blöcken mit Bedeutung für den schweren Unfallablauf und das Beanspruchungsverhalten des Sicherheitsbehälters zeigt Tabelle 1.

Tabelle 1: Ausgewählte Anlagenparameter mit Bedeutung für den Ablauf schwerer Unfälle und für das Beanspruchungsverhalten des Sicherheitsbehälters in den PSA von GKN.

Anlagenparameter		Dimension	GKN I	GKN II
Thermische Leistung		MW _{th}	2.497	3.850
Stahlschale des Sicherheitsbehälters	Innendurchmesser	m	50	56
	freies Volumen	m ³	48.000	70.659
Versagensdruck des Sicherheitsbehälters bei langsamer ⁽⁺⁾ bzw. schneller ^(*) Druckbelastung	niedrigster Wert	MPa-abs.	0,67 ^(+,*)	0,774 ^(+,*)
	50% Perzentile	MPa-abs.	1,05 ^(+,*)	1,53 ⁽⁺⁾ 1,70 ^(*)
	oberster Wert	MPa-abs.	1,3 ^(+,*)	2,8 ⁽⁺⁾ 3,12 ^(*)
Gesamtkapazität passiver autokatalytischer Rekombinatoren		kg/h H ₂	142	192
Verhältnis Reaktorkühlsystem-Wasservolumen zu Leistung		m ³ /MW _{th}	0,095	0,11
Verhältnis freies Sicherheitsbehältervolumen zu Leistung		m ³ /MW _{th}	19,2	18,35
Verhältnis Zirkonium-Masse zu freiem Sicherheitsbehältervolumen		kg/m ³	0,39	0,45
Verhältnis Brennstoffmasse zu freiem Sicherheitsbehältervolumen		kg/m ³	1,50	1,69

3. Schadensquantifizierung

Zur Schadensquantifizierung von Kernkraftwerken wird die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) herangezogen. Sie bestimmt in verschiedenen Stufen die Eintrittshäufigkeit und das mögliche Schadensausmaß für Kraftwerk und Umgebung. Die PSA ist heute eine weltweit genutzte, anerkannte und bewährte Methode zur Quantifizierung von Schäden, die an den Kernkraftwerken selbst auftreten bzw. dadurch in der Umgebung der Kernkraftwerke verursacht werden können. Die PSA fasst die verschiedenen Einflüsse aus Auslegung, Betriebsweise und Betriebserfahrung zu einem systematischen und logisch konsistenten Gesamtansatz zusammen. Dieser kann genutzt werden, Schwachstellen in Auslegung und Betriebsweise der Anlage aufzuspüren und für diese die Bedeutung von Unsicherheiten festzustellen.

Die Schadensquantifizierung von Kernkraftwerken durch die PSA unterscheidet drei Stufen. Die Stufe 1 betrifft Komponenten und Systeme und analysiert, wie auslösende Ereignisse durch Kombinationen von Funktionsausfällen von Komponenten aus zufälligen und gemeinsamen Ursachen einschließlich Fehlhandlungen des Betriebspersonals zu Kernschaden führen können. Die Stufe 1 erstreckt sich ebenfalls auf die aktiven Funktionen des Sicherheitsbehälters. Die Stufe 2 bezieht sich auf die Phänomene schwerer Unfälle und ermittelt die Schadensmöglichkeiten des Sicherheitsbehälters infolge Kernschadens und das Ausmaß der Freisetzung von Radionukliden am Schadensort. Die Stufe 3 behandelt den Transport und die Ausbreitung von Radionukliden in der Umgebung und bewertet die Folgen schwerer Unfälle für Mensch, Umwelt und Wirtschaft. Es hat sich im technischen Sprachgebrauch in Deutschland eingebürgert, die Ergebnisse der Stufe 1 als Kernschadensrisiko und die der Stufe 2 als Freisetzungsrisko zu bezeichnen. In beiden Fällen ist der Schaden aber ausschließlich auf die Anlage beschränkt. Für das allgemeine Risikoverständnis letztlich entscheidend ist aber das Umgebungsrisiko der Stufe 3.

Die für die Durchführung der PSA notwendigen Eingangsinformationen und -daten sowie Modelle und Methoden sind mit Unsicherheiten behaftet, die zu Ergebnissen der PSA mit in den Stufen 1 bis 3 deutlich zunehmenden Bandbreiten von Unsicherheiten führen.

In Deutschland werden für Kernkraftwerke anlagenspezifische Stufen 1 und 2 der PSA durchgeführt; jedoch ist keine Stufe 3 der PSA gefordert. Der Umfang der Stufe 2 der PSA beschränkt sich auf anlageninterne auslösende Ereignisse und auf den Leistungsbetrieb. Für GKN I und GKN II liegen im Juli 2007 bzw. November 2009 abgeschlossene Stufen 1 und erweiterte Stufen 2 der PSA vor; diese PSAs wurden im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung nach §19a Atomgesetz erstellt. Für beide Anlagen wurde die Stufe 1 nach gleicher Methodik von AREVA NP und die erweiterte Stufe 2 ebenfalls nach gleicher Methodik von Energy Research, Inc. (ERI) erstellt. Die vorliegenden Analysen berücksichtigen – vor allem was die Stufe 2 der PSA betrifft – die internationale Praxis, die den gegenwärtigen Stand von Wissenschaft und Technik bildet und tragen insgesamt den Anforderungen des deutschen PSA Leitfadens [2] Rechnung.

Die Erweiterung der Stufen 2 besteht in einem Risikoansatz zur Quantifizierung der globalen Auswirkungen außerhalb der Anlage. Dieser Ansatz wird genutzt, um das Hauptziel der erweiterten Stufe 2 der PSA zu erreichen, nämlich die Effizienz einschließlich der Wirksamkeit der sicherheitsrelevanten Einrichtungen und Maßnahmen zur Schadensminderung von schweren Unfällen zu bewerten. Dazu wird das integrale Aktivitätsrisiko für die Umgebung herangezogen, das mit der Menge der risikorelevanten Radionuklide verbunden ist, die infolge aller Schadensmöglichkeiten des Sicherheitsbehälter bei schweren Unfällen insgesamt aus der Anlage in deren unmittelbare Umgebung freigesetzt werden. Dieser Risikoansatz trägt dem integralen Gesichtspunkt des Risikos Rechnung und kann im Rahmen der Unsicherheitsbandbreiten der Stufe 2 der PSA ermittelt werden. Er vermeidet damit die großen Ergebnisunsicherheiten der Stufe 3 der PSA, die durch Ausbreitung und Transport sowie biologische, ökologische und ökonomische Wirksamkeiten von Radionukliden in der Umgebung der Anlage gegeben sind. Wie [3] zeigt, führt dieser Risikoansatz in erster Näherung zu Ergebnissen, die mit dem biologischen Risiko vergleichbar sind.

Nachfolgend wird der Frage nachgegangen, inwieweit die klassischen Ergebnisse der Stufe 1 und der Stufe 2 der PSA das integrale Anlagenrisiko angemessen kennzeichnen.

4. Integrales Aktivitätsrisiko in der unmittelbaren Umgebung der Anlage

Die typischen Ergebnisse der Stufe 1 wie auch der Stufe 2 der PSA betreffen ausschließlich die Anlage selbst. In der Stufe 1 sind es die bedingten Häufigkeiten einzelner Anlagenzustände mit unmittelbar bevorstehendem Kernschaden, die sich durch Versagen der Nachwärmeabfuhr bei Anforderung durch störfallauslösende Ereignisse ergeben. In der Stufe 2 der PSA umfassen sie die kernschadensbedingten

Wahrscheinlichkeiten der verschiedenen Versagensarten des Sicherheitsbehälters und die Häufigkeiten dieser Versagensarten, d.h. Freisetzungskategorien, zusammen mit dem Ausmaß und den Zeiten der Freisetzung von Radionukliden, d.h. Quelltermen. Die an einzelnen Orten der Anlagen freigesetzten Mengen von Radionukliden, d.h. Massenanteile des anfänglichen Kerninventars, sind jedoch kein Maß für den dadurch verursachten globalen Schaden in der Umgebung der Anlage. Schaden entsteht jedoch unmittelbar durch die Aktivität der Radionuklide. Daher ist auch die insgesamt infolge aller Versagensarten des Sicherheitsbehälters in die unmittelbare Umgebung der Anlage freigesetzte Aktivität im ersten Ansatz ein geeigneteres Maß für den globalen Umgebungsschaden.

Der hierzu in der erweiterten Stufe 2 der PSA herangezogene Risikoansatz definiert Risiko mathematisch wie folgt:

$$R_c = \sum_i \sum_d \sum_s [f_i \cdot P(i|d)] \cdot P(d|s) \cdot C(s|c) \quad (1)$$

Dabei ist R_c das Risiko des Konsequenzmaßes c [Konsequenz/Jahr], f_i ist die Häufigkeit des auslösenden Ereignisses i [pro Jahr], $P(i|d)$ ist die bedingte Wahrscheinlichkeit, dass das auslösende Ereignis i zum zusammengefassten Kernschadenzustand d führt, $P(d|s)$ ist die bedingte Wahrscheinlichkeit, dass der zusammengefasste Kernschadenzustand d zum Quellterm s führt, und $C(s|c)$ ist der Erwartungswert des bedingten Konsequenzmaßes c , unter der Voraussetzung, dass der Quellterm s eingetreten ist. Als bedingtes Konsequenzmaß c schwerer Unfälle wird die Aktivität Q der radioaktiven Freisetzung verwendet. Diese Aktivität ist als Anzahl der radioaktiven Zerfälle pro Sekunde, d.h. Becquerel [Bq] eines bestimmten Radionuklids i definiert, also durch

$$Q_r = \lambda_r \cdot \chi_r \cdot I_r = \frac{0,6931 \cdot N \cdot \chi_r \cdot I_r}{A \cdot \tau_{1/2,r}} \quad (2)$$

Darin ist

- Q_r Aktivität des Radionuklids r [Bq];
- λ_r radioaktive Zerfallskonstante des Radionuklids r [s^{-1}];
- χ_r in die Umgebung freigesetzter Anteil des Spaltprodukts, dem das Radionuklid r angehört;
- I_r gesamtes zu Unfallbeginn im Reaktorkern vorhandenes Inventar des Radionuklids r [kg];
- $\tau_{1/2,r}$ Halbwertszeit des Radionuklids r ($= \ln 2 / \lambda_r = 0,6931 / \lambda_r$) [s];
- N Avogadrozahl ($= 0,6022 \cdot 10^{24} \text{ mol}^{-1}$);
- A Atomgewicht des Isotops r [kg/mol].

Das für die Berechnung dieser Aktivitäten verwendete Rechenmodell berücksichtigt den radioaktiven Zerfall und die Tochterbildung von 60 repräsentativen, risikodominanten Radionukliden. Jedes Radionuklid kann einer der zehn für die Quelltermberechnungen gebildeten radiologischen Gruppen zugeordnet werden.

Somit ist das in der erweiterten Stufe 2 der PSA verwendete Risikomaß das gesamte Aktivitätsrisiko, definiert als ein Produkt von Quelltermhäufigkeit [pro Jahr] und freigesetzter Aktivität [Bq], summiert über alle einzelnen Quellterme ohne nähere Angaben über den Freisetzungsort. Daher können auch die Ergebnisse als Aktivitätsrisiko in der unmittelbaren Umgebung der Anlage angesehen werden. Dieses zeitunabhängige Risikomaß ist eine charakteristische Anlageneigenschaft, die die Vielzahl von Einzel- und Zwischenergebnissen der Stufe 1 und Stufe 2 der PSA in einer einzigen sinnvollen und aussagekräftigen Gesamtzahl vereint. In der PSA-Richtlinie für die schweizerischen Kernkraftwerke ENSI-A05 aus dem Jahr 2009 ist das Aktivitätsrisiko TRAR (Total Risk of Activity Release) als Bewertungsmaß des Sicherheitsniveaus inzwischen fest verankert.

5. Methodik und Umfang der PSA von GKN

Abbildung 1 zeigt schematisch die in den PSAn von GKN verwendete Methodik, auf die hier aber nur kurz eingegangen wird. Detaillierter dargestellt sind die Methodik der erweiterten Stufe 2 der PSA sowie die Quantifizierung der unsicherheitsbehafteten Einflussgrößen in [4].

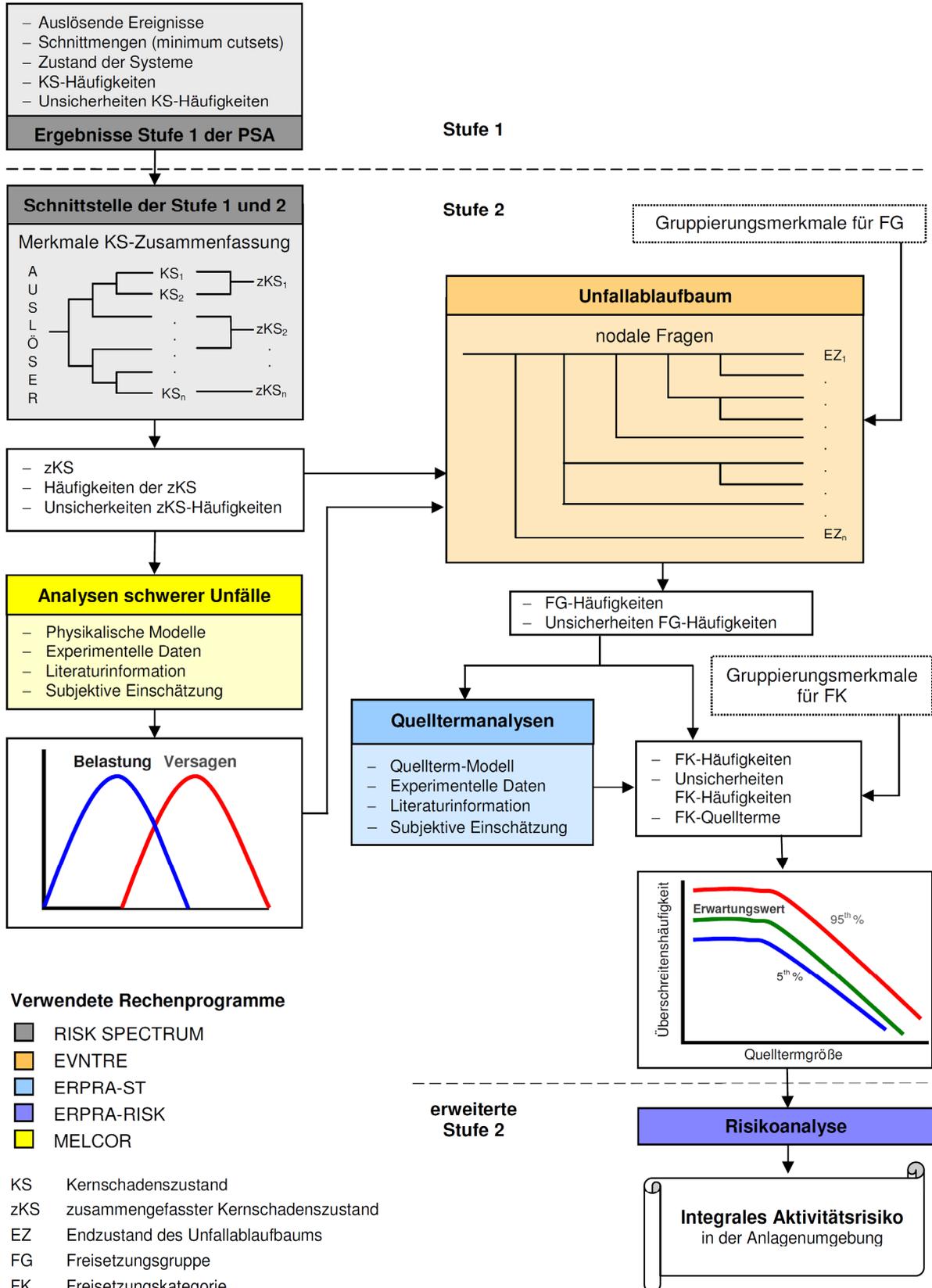
Stufe 1 der PSA: Wie aus Abbildung 1 ersichtlich, gehen die Stufen 2 der PSA von standardmäßig durchgeführten Stufen 1 der PSA von AREVA aus. Die zahlreichen Ereignisabläufe der Stufe 1 der PSA führen zu verschiedenen Endzuständen der Ereignisbäume und damit verbundenen relativen Häufigkeiten mit Unsicherheitsverteilungen. Die Endzustände sind bestimmt durch die Nichtverfügbarkeit der zur Beherrschung des Störfalls angeforderten notwendigen Sicherheitsfunktionen. Dazu gehören auch aktive Sicherheitsbehälter-Funktionen und vorbeugende Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur weiteren Vermeidung von Unfällen.

Schnittstelle der Stufe 1 und Stufe 2 der PSA: Die Anzahl der in der Stufe 1 der PSA ermittelten Endzustände ist zu groß, um für jeden einzelnen die mit dem weiteren Ablauf des schweren Unfalls verbundenen physikalischen Prozesse zu analysieren. Daher besteht der erste Schritt der Stufe 2 der PSA darin, diese Endzustände anhand speziell ausgewählter Merkmale zusammenzufassen. Dadurch werden die zu Kernschadenszuständen führenden Ereignisabläufe der Stufe 1, die bei schweren Unfällen zu gleichen charakteristische Auswirkungen bei der Beanspruchung des Sicherheitsbehälters und bei der Radionuklidfreisetzung führen, zu zusammengefassten Kernschadenszuständen gebündelt. Die Häufigkeiten und die zugehörigen Unsicherheiten dieser zusammengefassten Kernschadenszustände werden mit einem erweiterten Ereignisbaum der Stufe 1 ermittelt. Durch diese Schnittstelle wird erreicht, dass die beiden Stufen der PSA und die damit jeweils verbundenen Unsicherheiten praktisch entkoppelt sind.

Deterministische Unfallanalysen: Diese Analysen zum Gesamtverhalten der Anlage bei Unfällen sind erforderliche Grundlagen für die detaillierten Bewertungen der phänomenologischen Abläufe der verschiedenen Unfälle sowie für die Quantifizierung der zugehörigen Beanspruchungsphänomene des Sicherheitsbehälters und der damit verbundenen Unsicherheiten. Diese Analysen beruhen auf anlagen-spezifischen Berechnungen mit den Rechenprogrammen MELCOR 1.8.5 und 1.8.6 und werden für eine Auswahl der zusammengefassten Kernschadenszustände durchgeführt. Ausgewählt sind diese hinsichtlich dominanter Häufigkeit sowie repräsentativer potentieller Folgen und umfassen insbesondere repräsentative Abläufe für alle Umgehungsmöglichkeiten des Sicherheitsbehälters.

Unfallablaufanalyse: Diese Analyse ist der zentrale Baustein des Modells der Stufe 2 der PSA. Dabei werden die in einfacher zu bewertende Einzelprozesse aufgespalteten integralen Unfallprozesse in einem Unfallablaufbaum miteinander verbunden. Der Unfallablaufbaum ist das probabilistische Modell, das alle physikalischen und chemischen Prozesse berücksichtigt, die den Unfallablauf beeinflussen und zu verschiedenen Versagens- und Freisetzungszuständen des Sicherheitsbehälters sowie den damit verbundenen bedingten Wahrscheinlichkeiten führen. Die Verzweigungspunkte des Unfallablaufbaums mit ihren Verzweigungsanteilen, d.h. bedingten Wahrscheinlichkeiten, beziehen sich auf deterministische phänomenologische Prozesse mit z. T. erheblichen Unsicherheiten, z. B. Oxidation von Zirkonium, Bildung und -verbrennung von Wasserstoff, Versagensmechanismen des Reaktor-druckbehälters, Ausstoß von Kernschmelze unter hohem Druck, temperaturinduziertes Versagen heißer Leitungen und Dampferzeugerheizrohre, direkte Aufheizung der Sicherheitsbehälteratmosphäre, Vertikalbewegung des Reaktor-druckbehälters, Wechselwirkung von Brennstoff und Kühlmittel außerhalb des Reaktor-druckbehälters, Durchschmelzen der Sumpfansaugleitung, Schmelze-Beton-Wechselwirkung, Transport brennbarer Gase im Sicherheitsbehälter, Verbrennung innerhalb des Sicherheitsbehälters und des Systems zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters und Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters durch Dampf und nichtkondensierbarer Gase in verschiedenen Zeitbereichen. Außerdem sind im Unfallablaufbaum Verzweigungspunkte zu Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur Wiederherstellung von Systemfunktionen und Handlungsabläufen berücksichtigt, die über die der Stufe 1 der PSA hinausgehen.

Abbildung 1: Überblick über Methodik und Umfang der PSA von GKN



Grundsätzlich werden aber in den Unfallablaufbaum nur systembezogene und phänomenologische Fragen aufgenommen, die vollständig unabhängig von Ereignissen sind, die in der Stufe 1 der PSA modelliert werden. Abgesehen von einigen wenigen, von den zusammengefassten Kernschadenszuständen abhängigen Fragen wird dadurch eine vollständige Trennung der mit unterschiedlichen Arten von Unsicherheiten behafteten Stufen 1 und 2 der PSA ermöglicht, d. h. der Stufe 1 mit größtenteils aleatorischen Unsicherheiten und der Stufe 2 mit im Wesentlichen epistemischen Unsicherheiten. Erstere Unsicherheiten gehen auf die beschränkte Zahl von Beobachtungen des Komponenten-, System- und Personalverhaltens zurück; letztere resultieren aus Kenntnisunsicherheiten über nicht bzw. kaum beobachtete Unfallprozesse und werden durch subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen beschrieben. Zahlenmäßig ausgewertet wird der Unfallablaufbaum mit dem Rechenprogramm EVNTRE.

Die Endzustände des Unfallablaufbaums, d.h. die Schadenszustände des Sicherheitsbehälters, werden mit den bedingten Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen Versagensarten des Sicherheitsbehälters zunächst zu Freisetzungsguppen und diese wiederum im Zusammenhang mit der Quelltermanalyse zu Freisetzungskategorien zusammengefasst. Dies erfolgt anhand ausgewählter Merkmale derart, dass jeweils nur Schadenszustände des Sicherheitsbehälters bzw. Freisetzungsguppen mit ähnlichen Freisetzungseigenschaften, d.h. Freisetzungsmenge, -zeit und -aktivität, zusammengefasst werden. Für die Zusammenfassung der Schadenszustände des Sicherheitsbehälters sind es im einzelnen jeweils die Merkmale: Druck des Reaktorkühlkreislaufs zur Zeit des Versagens des Reaktordruckbehälters, Art und Zeit des Versagens des Sicherheitsbehälters, Stand der Schmelze-Beton-Wechselwirkung, Bedingungen in der Reaktorgrube, Zeit des Kernschadens; für die Zusammenfassung der Freisetzungsguppen zu den in Tabelle 2 aufgeführten Freisetzungskategorien jeweils die Merkmale: Zeit und Art des Versagens des Sicherheitsbehälters.

Tabelle 2: Definition der für GKN verwendeten Freisetzungskategorien

Kategorie	Sicherheitsbehälter-Versagensart	Beschreibung des Freisetzungspfads
FK-A	Kühlmittelverlust außerhalb SB	(Große) Umgehung des SB → Ringraum → ungefilterte Freisetzung
FK-B	Unbedeckter DE-Heizrohrbruch	Freisetzung über unbedeckten DE-Heizrohrbruch
FK-C	Frühes SB-Versagen	SB-Versagen vor oder bei RDB-Versagen → Ringraum → ungefilterte Freisetzung
FK-D	SB-Abschluss-Versagen	SB-Versagen vor Kernschaden → Ringraum / Hilfsanlagegebäude → ungefilterte Freisetzung
FK-E	Bedeckter DE-Heizrohrbruch	Freisetzung über bedeckten DE-Heizrohrbruch
FK-F	Sumpfansaugleitung-Versagen	SB-Versagen nach RDB-Versagen → Ringraum → ungefilterte Freisetzung
FK-G	Spätes SB-Versagen	SB-Versagen lang nach RDB-Versagen → Ringraum → ungefilterte Freisetzung
FK-H	SB-Fundamentplatte-Durchschmelzen	Freisetzung nach Durchdringung der SB-Fundamentplatte
FK-I	Ungefilterte SB-Druckentlastung	SB-Druckentlastung mit Filterverlust
FK-J	Gefilterte SB-Druckentlastung	SB-Druckentlastung über Kamin mit Filter
FK-K	Kein SB-Versagen	Kleine SB-Leckagen → Ringraum → gefilterte oder ungefilterte Freisetzung

SB Sicherheitsbehälter RDB Reaktordruckbehälter DE Dampferzeuger

Quelltermanalyse: Im ersten Schritt ermittelt die Quelltermanalyse für jede Freisetzungsgruppe die freigesetzten Radionuklidanteile vom anfänglichen Kerninventar und die mit den Freisetzungsteilen verbundenen Unsicherheiten. Durch Mittelwertbildung für die zusammengefassten Freisetzungsgruppen erfolgt dies dann im zweiten Schritt für die Freisetzungskategorien.

Risikoermittlung: Die Freisetzungshäufigkeiten mit den zugehörigen Unsicherheiten und Freisetzungsmengen an Radionukliden, d.h. Quelltermen, sind das Endergebnis einer üblichen Stufe 2 der PSA. Mit dem durch Gleichung (1) gegebenen Risikoansatz wird das Aktivitätsrisiko der in die unmittelbare Umgebung der Anlage freigesetzten Radionuklide als Erweiterung der üblichen Stufe 2 der PSA berechnet.

Sensitivitätsanalysen: Mit der Sensitivitätsanalyse wird bestimmt, wie empfindlich die Ergebnisse der PSA gegenüber alternativen Randbedingungen und Annahmen sind.

Importanzanalysen: Mit der Importanzanalyse wird festgestellt, welche Ergebnisse der PSA am empfindlichsten gegenüber den mit den relevanten Modellparametern verbundenen Unsicherheiten sind. Für ausgewählte Paare von Eingangs- und Ausgangsvariablen werden die Korrelationen zwischen den betreffenden Unsicherheiten ermittelt.

Tabelle 3 gibt einen Überblick über die zahlenmäßigen Umfänge der PSA von GKN I und GKN II.

Tabelle 3: Charakteristische Zahlen zur Kennzeichnung des Detaillierungsgrads der Untersuchungen

Parameter und Ergebnisse der PSA		GKN I [Anzahl]	GKN II [Anzahl]
Merkmale für zusammengefasste Kernschadenzustände		9	8
Zusammengefasste Kernschadenzustände		60	56
MELCOR-Unfallanalysen bis 48 Stunden Laufzeit		12	18 ^{a)}
Quantifizierte Unfallphänomene und Sicherheitsbehälterbelastungen		32	37
Fragestellungen an Verzweigungen des Unfallablaufbaums	unabhängige Fragen zur Einbeziehung der zusammengefassten Kernschadenzustände	9	9
	abhängige Fragen zum Unfallablauf	35	32
	zusammenfassende Fragen aus vorhergehenden Verzweigungen	9	8
Merkmale für Freisetzungsgruppen ^{b)}		6	7
Freisetzungsgruppen mit Quelltermanalyse		73	84
Freisetzungskategorien ^{c)}		11	11
Radionuklidgruppen zur Ermittlung der Quellterme		10	10
Risikorelevante Radionuklide zur Ermittlung des Aktivitätsrisikos		60	60
Importanzuntersuchungen zur Bedeutung von Unsicherheiten	Läufe des Importanz-Rechenprogramms	5	5
	Überprüfte Korrelationen	518	537
Sensitivitätsanalysen zur Empfindlichkeit von Modellparametern		14	14

^{a)} MELCOR-Läufe teilweise bis 60 Stunden nach Störfalleinleitung

^{b)} zusammengefasste Endzustände des Unfallablaufbaums

^{c)} zusammengefasste Freisetzungsgruppen

6. Ergebnisse und Erkenntnisse

Die Ergebnisse der Schadensquantifizierung durch die einzelnen Stufen der PSA sind jeweils durch das Produkt von zwei unterschiedliche Arten von Faktoren bestimmt, und zwar durch die Schadeintrittshäufigkeit und das Schadensausmaß. PSA-Ergebnisse sollten daher nicht als Einheit sondern besser getrennt hinsichtlich dieser beiden unterschiedlichen Einflüsse betrachtet bzw. diskutiert werden. Die diesbezüglich relevanten Größen sind in Tabelle 4 nochmals zusammengestellt.

Tabelle 4: Wichtige Begriffe bei der Schadensquantifizierung in den Stufen der PSA

PSA Stufe	Schwerpunkte der Analysen	Quantifizierte Schadensfaktoren		Wesentliche Ergebnisse	Schaden
		Häufigkeit	Ausmaß		
1	<i>Anlage:</i> Komponenten, Systeme, Personalhandlungen	Störfall-Auslöser	Nichtverfügbarkeit von Einrichtungen und Maßnahmen zur Beherrschung von Störfall-Auslösern	Einzel- und Gesamthäufigkeit von KS-Zuständen	Unmittelbar bevorstehender KS
2	<i>Anlage:</i> Phänomene schwere Unfälle mit Freisetzung von Radionukliden	Zusammengefasste KS-Zustände mit ähnlichem Verhalten bei Unfallablauf, SB-Beanspruchung und Nuklid-Freisetzung	Wahrscheinlichkeit von SB-Versagen und Quellterme an den SB-Versagensstellen	Häufigkeit und Quellterm der Freisetzungskategorien	Versagensstellen des SB mit Radionuklid-Freisetzungen
2 erw.	Phänomene schwere Unfälle mit Freisetzung von Radioaktivität	Freisetzungskategorien	Wahrscheinlichkeit von Radioaktivitäts-Freisetzung durch Freisetzungskategorien	Häufigkeit der Radioaktivitäts-Freisetzung durch alle Freisetzungskategorien	Gesamtaktivität in der unmittelbaren Umgebung der Anlage
3	<i>Umgebung:</i> Radionuklid- · Transport, · Ausbreitung, · Wirkung	Freisetzungskategorien	Wahrscheinlichkeit von Umgebungsschäden durch Freisetzungskategorien mit Quellterm	Häufigkeit von Umgebungsschäden	Früh-, Spät-, ökologische und ökonomische Schäden in der Umgebung

KS Kernschaden SB Sicherheitsbehälter

Die Zusammenfassung der Kernschadenzustände an der Schnittstelle der Stufe 1 und Stufe 2 der PSA verwendet keine Abschneidekriterien, die möglicherweise wichtige Beiträge von Kernschadenzuständen der Stufe 1 der PSA für die Ergebnisse der Stufe 2 der PSA aussondern. Daher kann sich die Betrachtung der wesentlichen Ergebnisse der Stufen 1 auch auf die in der Stufe 2 verwendeten zusammengefassten Kernschadenzustände beschränken.

Die PSAn von GKN I und GKN II weisen beide für die Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenzustände sehr kleine Erwartungswerte auf einem Niveau von etwa 10^{-6} pro Jahr aus. Bei vergleichbarer Unsicherheitsbandbreite von etwa einer Größenordnung zwischen den 5% und 95% Perzentilen liegt der Wert der Gesamthäufigkeit von GKN I etwa einen Faktor 2 über diesem Niveau und der von GKN II etwa den gleichen Faktor darunter. Mit der Fortentwicklung der Kernschadenzustände in die Stufe 2 und erweiterte Stufen 2 erhöhen sich jedoch auch die Unsicherheitsbandbreiten.

6.1 Einfluss der relativen Häufigkeiten der zusammengefassten Kernschadenzustände auf die Ergebnisse der erweiterten Stufe 2 der PSA von GKN I

Tabelle 5 zeigt die relativen Anteile an der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenzustände von GKN I, die auf die störfallauslösenden Ereignisse zurückgehen. Diese Zusammenstellung lenkt die Aufmerksamkeit für eine Optimierung vor allem auf den zuerst aufgeführten Fall, d.h. die Dominanz des Kernschadens infolge des vollständigen Ausfalls der Wechselstromversorgung. Zur Reduzierung dieses Beitrags ist abzuwägen, inwieweit in angemessenem Verhältnis von Aufwand und sicherheitsrelevantem Nutzen entweder die Häufigkeit des Störfallauslösers oder die Nichtverfügbarkeit der relevanten Einrichtungen oder Personalhandlungen vermindert werden kann. Durch eine derartige Reduzierung vermindert sich dann zwar die Kernschadenshäufigkeit. Welchen Einfluss dies aber auf das Umgebungsrisiko hat, kann aufgrund der Stufe 1 der PSA nicht beurteilt werden.

Tabelle 5: Relative Anteile der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenzustände von GKN I infolge störfallauslösender Ereignisse

Zu Kernschaden führende störfallauslösende Ereignisse	Anteil an der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenzustände [%]
Ausfall Wechselstromversorgung (Station Blackout)	51,6
Andere Transienten einschließlich ATWS	16,3
Sehr kleine und kleine Lecks im Reaktorkühlsystem	12,8
Lecks am Druckhalter	11,2
Dampferzeuger-Heizrohrbruch	6,7
Transienten durch interne Überflutung	1,1
Kühlmittelverlust außerhalb Sicherheitsbehälter	0,3
Summe	~ 100

ATWS Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung

In der Stufe 2 der PSA findet ein Übergang von den zusammengefassten Kernschadenzuständen und ihren Häufigkeiten einschließlich Unsicherheiten zu den Freisetzungskategorien und deren Häufigkeiten einschließlich Unsicherheiten statt. Tabelle 6 zeigt eine Zusammenstellung wesentlicher Ergebnisse. Dabei sind die Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenzustände und die Summenhäufigkeit der Freisetzungskategorien identisch. Spalte 3 von Tabelle 6 gibt die Zeit wieder, zu der die Radionuklidfreisetzung in den einzelnen Freisetzungskategorien einsetzt. Dabei wird nach den vier Zeitbereichen unterschieden: **sehr früher Zeitbereich** von Beginn Kernschaden bis kurz vor Reaktor-druckbehälter(RDB)-Versagen, **früher Zeitbereich** kurz vor bis kurz nach RDB-Versagen, **mittlerer Zeitbereich** bis etwa 10 Stunden nach RDB-Versagen, **später Zeitbereich** vom Ende des mittleren Zeitbereichs bis Ende der Analysendauer der Stufe 2 der PSA, das für die Analysen von GKN normalerweise 48 Stunden nach Störfalleinleitung ist. Die typische Dauer des sehr frühen Zeitbereichs, der letztlich von den Einzelheiten des Unfallablaufs abhängt, beträgt etwa 10 Stunden. Nicht speziell ausgewiesen sind hier die Zeitbereiche vom Eintritt des störfallauslösenden Ereignisses bis zum einsetzenden Kernschaden, die jedoch bei der Analysendauer der Stufe 2 berücksichtigt sind. Diese Zeitbereiche können, z.B. für Ereignisse mit Dampferzeuger-Heizrohrbruch, beträchtlich sein und 20 Stunden und mehr betragen. Jedoch sind diese Zeitbereiche mit großen Unsicherheiten behaftet, so dass sie als sicherheitsrelevante Referenzwerte kaum geeignet sind.

Tabelle 6: Freisetzungskategorien, deren Zeitbereiche für den Freisetzungsbeginn, relative Anteile an der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenszustände und relative Anteile am gesamten Aktivitätsrisiko in der unmittelbaren Umgebung der Anlage GKN I

Kategorie	Freisetzungskategorie			Anteil am Aktivitätsrisiko ²⁾ [%]
	Bezeichnung	Zeitbereich des Freisetzungsbeginn	Anteil ¹⁾ [%]	
FK-B	Unbedeckter DE-Heizrohrbruch	sehr früh	< 0,1	3,0
FK-E	Bedeckter DE-Heizrohrbruch	sehr früh	6,7	51,4
FK-D	SB-Abschluss-Versagen ³⁾	sehr früh	1,4	12,5
FK-A	KMV außerhalb SB	sehr früh	0,3	21,5
FK-C	Frühes SB-Versagen	sehr früh bis früh	< 0,1	1,6
FK-F	Sumpfansaugleitung-Versagen	mittelfristig	< 0,1	< 0,1
FK-G	Spätes SB-Versagen	mittelfristig bis spät	0,2	0,3
FK-H	SB-Fundamentplatte-Durchschmelzen	spät	0,5	0,6
FK-I	Ungefilterte SB-Druckentlastung	spät	4,0	7,4
FK-J	Gefilterte SB-Druckentlastung	spät	77,5	1,6
FK-K	Kein SB-Versagen	spät	9,3	<< 0,1
	Summe		~ 100	~ 100

DE Dampferzeuger SB Sicherheitsbehälter KMV Kühlmittelverlust-Störfall

¹⁾ an der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenszustände

²⁾ ohne Edelgase ³⁾ dominiert durch interne Überflutung

Auf die freigesetzten Radionuklidanteile wird hier nicht näher sondern nur auf deren Zusammenhang mit dem Schadensausmaß eingegangen. Alle Freisetzungskategorien sind mit unterschiedlichen freigesetzten Anteilen aller relevanten Radionuklidgruppen verbunden. Freigesetzte Radionuklidanteile sind jedoch unmittelbar noch kein Maß für die damit verbundenen biologischen, ökologischen und ökonomischen Schäden in der Umgebung. Pragmatisch ermittelte Zielwerte, die auf dem Anteil jeder Freisetzungskategorie an der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenszustände oder auf einer absoluten Häufigkeit beruhen, wie es zum Beispiel bei der Häufigkeit für eine große frühe Freisetzung (Large Early Release Frequency, LERF) oder für eine große Freisetzung (Large Release Frequency, LRF) der Fall ist, sind daher von vornherein nicht unbedingt geeignet, dem damit verbundenen und in Tabelle 6 gezeigt Beitrag zum Gesamtrisiko angemessen Rechnung zu tragen. Deshalb beschränkt sich hier ein erster Vergleich der Tabellen 5 und 6 zunächst einmal darauf, dass die größten Anteile der bei der Summenhäufigkeit dominierenden Kernschadenszustände, d.h. die infolge Transienten und Kühlmittelverluststörfällen am Primärkreislauf und Druckhalter, zu einer im Unfallablauf späten gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters führen. Der Sicherheitsbehälter bleibt bei nahezu 10 % der Kernschadensereignisse unbeschädigt und wird auch nicht druckentlastet. Weitere Erkenntnisse zu den Ergebnissen von GKN I gehen aus [4] hervor.

Die erweiterte Stufe 2 ermittelt die bedingte freigesetzte Aktivität, die mit der Radionuklidfreisetzung jeder Freisetzungskategorie verbundenen ist und das integrale Aktivitätsrisiko der in die unmittelbare Umgebung der Anlage freigesetzten Radionuklide. Die Anteile der Freisetzungskategorien an dem gesamten Aktivitätsrisiko zeigt die letzte Spalte von Tabelle 6.

Da die Edelgase kurzlebig sind und auch keine vergleichbaren radiologischen Auswirkungen wie z. B. Cäsium oder Barium haben, ist deren ansonsten dominierender Beitrag zum gesamten Aktivitätsrisiko hier nicht berücksichtigt. Hinzu kommt, dass deren Risikodominanz jegliche Erkenntnisse aus den Sensitivitätsanalysen verschleiert und auch für die Ergebnisinterpretation nicht zweckdienlich ist. Darüber hinaus kann die Freisetzung von Edelgasen bei schweren Unfällen von bestehenden Anlagen nicht mit angemessenem Verhältnis von Sicherheitsgewinn und Aufwand deutlich gemindert werden.

Das in der erweiterten Stufe 2 der PSA ohne Berücksichtigung der Edelgase ermittelte integrale Aktivitätsrisiko ist sehr gering. Ins Verhältnis gesetzt zu dem durch die Anlage nicht geminderten Aktivitätsrisiko, d.h. dem Produkt aus dem bei Unfallbeginn ohne Berücksichtigung der Edelgase vorhandenem Aktivitätsinventars der aerosol- und gasförmigen Radionuklide des Reaktorkerns und der Summenhäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenszustände, ergeben sich etwa 0,06 %. Dies unterstreicht die Wirksamkeit der Einrichtungen und Maßnahmen von GKN I, die Folgen schwerer Unfälle zu mindern.

Der Vergleich der in den Tabellen 5 und 6 dargestellten Ergebnisse führt aber noch zu weiteren Schlüssen. Ganz offensichtlich ist, dass einige der zusammengefassten Kernschadenszustände mit den geringsten Anteilen an der Gesamthäufigkeit die größten Anteile am gesamten Aktivitätsrisiko aufweisen. Zusammengefasste Kernschadenszustände durch Unfallabläufe, bei denen die Sicherheitsbehälterintegrität bereits vor Kernschaden beeinträchtigt ist, dominieren das gesamte Aktivitätsrisiko, d.h. den ermittelten Umgebungsschaden, zu mehr als 80 %. Dies betrifft die zusammengefassten Kernschadenszustände infolge Dampferzeuger-Heizrohrbruch, Sicherheitsbehälter-Abschlussversagen insbesondere durch interne Überflutung und Kühlmittelverluststörfall außerhalb des Sicherheitsbehälters. Dagegen spielen gerade die zusammengefassten Kernschadenszustände mit den dominanten Anteilen an der Summenhäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenszustände hinsichtlich des gesamten Aktivitätsrisikos keine bedeutsame Rolle. Dies bedeutet aber, dass eine Sicherheitsoptimierung der Anlage allein anhand der Ergebnisse der Stufe 1 und der Stufe 2 der PSA nicht notwendigerweise auch einen Sicherheitsgewinn bezüglich der Schadensauswirkungen der Anlage für die Umgebung bedeutet. Die Ergebnisse der Stufe 1 und der Stufe 2 der PSA bilden daher keine ausreichende Grundlage für die Reduzierung des Umgebungsrisikos.

6.2 Einfluss der relativen Häufigkeiten der zusammengefassten Kernschadenszustände auf die Ergebnisse der erweiterten Stufe 2 der PSA von GKN II

Tabelle 7 zeigt die relativen Anteile der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenszustände von GKN II infolge der störfallauslösenden Ereignisse. Die Freisetzungskategorien, deren Zeitbereiche für den Beginn der Radionuklid-Freisetzung, der relative Anteil jeder Freisetzungskategorie an der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenszustände und am gesamten Aktivitätsrisiko sind in Tabelle 8 zusammengestellt. In Abbildung 2 sind zusätzlich die relativen Anteile der Freisetzungskategorien an der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenszustände für GKN I und GKN II gegenübergestellt.

Ein erster Vergleich der Tabellen 7 und 8 zeigt auch hier wiederum, dass die Unfallabläufe, die mit den die Gesamthäufigkeit dominierenden zusammengefassten Kernschadenszuständen verbunden sind, entweder zu einer späten gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters oder zu keinem Sicherheitsbehälter-Versagen führen. Dies betrifft die zusammengefassten Kernschadenszustände infolge Lecks am Primärkreislauf und infolge Transienten. Wie jedoch ebenfalls deutlich hervorgeht, ist der Anteil dieser häufigkeitsdominanten zusammengefassten Kernschadenszustände am gesamten Aktivitätsrisiko nur sehr gering.

Gleichermaßen wie bei GKN I zeigt sich auch hier wiederum, dass gerade die zusammengefassten Kernschadenszustände mit dem geringsten Anteil an deren Gesamthäufigkeit, d.h. die mit Dampferzeuger-Heizrohrbruch, das Aktivitätsrisiko in der unmittelbaren Umgebung bestimmen.

Tabelle 7: Relative Anteile der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenzustände von GKN II infolge störfallauslösender Ereignisse

Zu Kernschaden führende störfallauslösende Ereignisse	Anteil an der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenzustände [%]
Sehr kleine und kleine Lecks im Reaktorkreislauf	36,6
Lecks am Druckhalter	32,4
Transienten einschließlich SBO und ATWS	20,8
Dampferzeuger-Heizrohrbruch	9,3
Transienten infolge interner Überflutung	0,8
Summe	~ 100

SBO Station Blackout (vollständiger Ausfall der Wechselstromversorgung)

ATWS Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung

Tabelle 8: Freisetzungskategorien, deren Zeitbereiche für den Freisetzungsbeginn, relative Anteile an der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenzustände und relative Anteile am gesamten Aktivitätsrisiko in der unmittelbaren Umgebung der Anlage GKN II

Kategorie	Freisetzungskategorie			Anteil am Aktivitätsrisiko ²⁾ [%]
	Bezeichnung	Zeitbereich des Freisetzungsbeginn	Anteil ¹⁾ [%]	
FK-B	Unbedeckter DE-Heizrohrbruch	sehr früh	6,3	99,1
FK-E	Bedeckter DE-Heizrohrbruch	sehr früh	0	0
FK-D	SB-Abschluss-Versagen	sehr früh	<< 0,1	< 0,1
FK-A	KMV außerhalb SB	sehr früh	<< 0,1	<< 0,1
FK-C	Frühes SB-Versagen	sehr früh bis früh	< 0,1	0,2
FK-F	Sumpfansaugleitung-Versagen	mittelfristig	1,0	0,4
FK-G	Spätes SB-Versagen	mittelfristig bis spät	< 0,1	< 0,1
FK-H	SB-Fundamentplatte-Durchschmelzen	spät	0	0
FK-I	Ungefilterte SB-Druckentlastung	spät	< 0,1	< 0,1
FK-J	Gefilterte SB-Druckentlastung	spät	70,3	0,2
FK-K	Kein SB-Versagen	spät	22,3	<< 0,1
	Summe		~ 100	~ 100

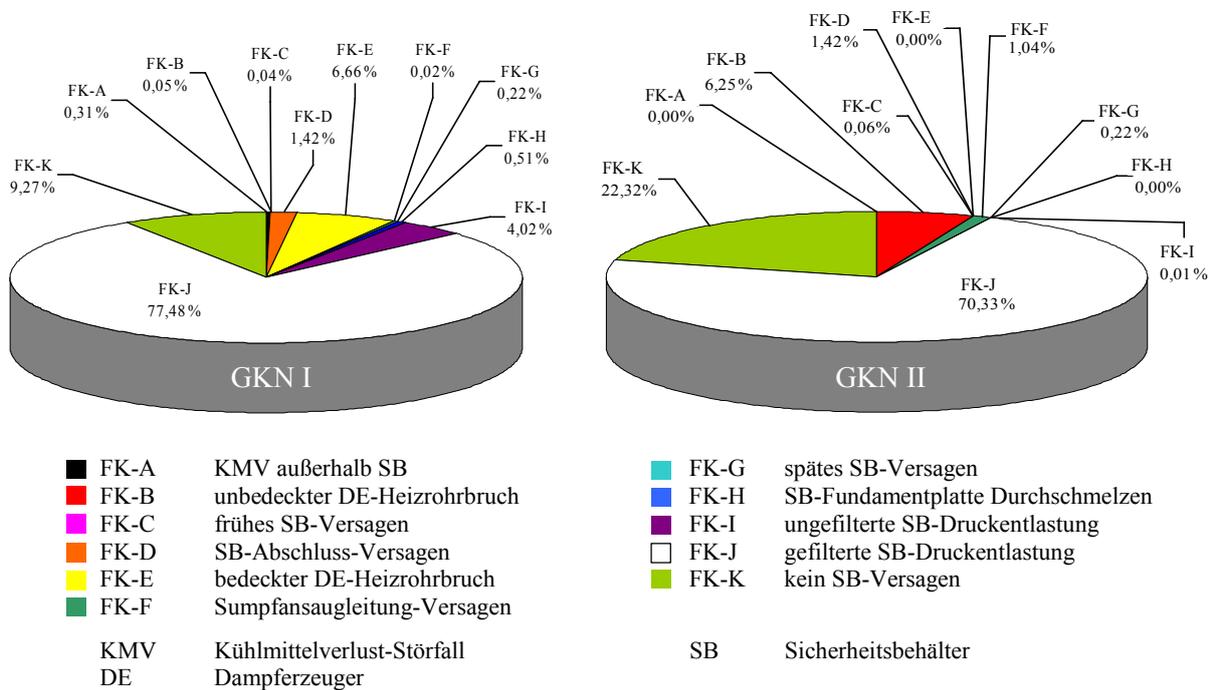
DE Dampferzeuger SB Sicherheitsbehälter KMV Kühlmittelverlust-Störfall

¹⁾ an der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenzustände

²⁾ ohne Edelgase

Dabei ist ebenfalls wie bei GKN I das gesamte Aktivitätsrisiko sehr gering. Ins Verhältnis gesetzt zu dem durch die Anlage nicht geminderten Aktivitätsrisiko, d.h. zum Produkt aus dem bei Unfallbeginn vorhandenem Aktivitätsinventars der aerosol- und gasförmigen Radionuklide des Reaktorkerns und der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenszustände, ergeben sich etwa 0,3 %. Dies unterstreicht die Wirksamkeit der Einrichtungen und Maßnahmen von GKN II, die Folgen schwerer Unfälle zu mindern.

Abbildung 2: Relative Anteile der Freisetzungskategorien an der Gesamthäufigkeit der zusammengefassten Kernschadenszustände



Insgesamt bestätigen sich somit die für GKN I gewonnenen Erkenntnisse auch für GKN II. Daher lassen sich insgesamt nachfolgende allgemeine Schlussfolgerungen ziehen.

7. Schlussfolgerungen

Die PSA ist mit ihrer Gesamtbetrachtung eine sinnvolle und notwendige Ergänzung der deterministischen Einzelanstrengungen zur Gewährleistung eines sicheren und wirtschaftlichen Betriebs von Kernkraftwerken. Sie dient der umfassenden Schadensermittlung für Anlage und Umgebung und quantifiziert die Unsicherheit der Ergebnisse. Dass dies in drei Stufen der PSA erfolgt, ist ein pragmatischer Ansatz, der mit den Kenntnissen bzw. Unsicherheiten der in den einzelnen Stufen zu quantifizierenden Phänomenen zusammenhängt. In der Stufe 1 ist es das inzwischen wohl bekannte Verhalten von Komponenten, Systeme und Betriebspersonal, in der Stufe 2 das in gewissen Umfängen bekannte Ablaufverhalten schwerer Unfälle und das damit verbundene Beanspruchungsverhalten des Sicherheitsbehälters, in der Stufe 3 die nur geringen Kenntnisse über das Ausbreitungsverhalten und die Wirksamkeiten von Radionukliden in der Umgebung. Schlussfolgerungen aus der PSA sollten aber erst dann gezogen werden, wenn die Schadensermittlung insgesamt abgeschlossen oder zumindest fundiert überschaubar ist. Getroffene Entscheidungen können sich sonst gesamtheitlich als wenig effizient erweisen.

Das klassische Umgebungsrisiko von Kernkraftwerken mit vollständiger Ermittlung von Anlagen- und Umgebungsschäden wird letztlich nur durch die Stufe 3 der PSA erreicht, ist aber mit großen Unsicherheiten verbunden. Deshalb wird in den vorliegenden Untersuchungen die Stufe 2 der PSA durch einen Risikoansatz erweitert. Dabei wird das gesamte Aktivitätsrisiko der Radionuklid-Freisetzung in die unmittelbare Umgebung der Anlage als Maßstab für die globalen Auswirkungen in der Umgebung außerhalb der Anlage angesetzt. Dieses Risikomaß ist eine charakteristische Anlageneigenschaft, in der die Vielzahl von Einzel- und Zwischenergebnissen der Stufe 1 und Stufe 2 der PSA zu einer sinnvollen und aussagekräftigen Gesamtgröße zusammengeführt sind.

Das für GKN I und GKN II ermittelte integrale Aktivitätsrisiko für die unmittelbare Umgebung ist sehr gering und vergleichbar. Die PSAn von GKN I und GKN II zeigen beide, dass die zusammengefassten Kernschadenszustände mit den größten Häufigkeitsanteilen nur einen geringen Einfluss auf das gesamte Aktivitätsrisiko haben. Andererseits bestimmen gerade die zusammengefassten Kernschadenszustände der Stufe 1 mit nur geringfügiger Häufigkeitsrelevanz im Wesentlichen das gesamte Aktivitätsrisiko. Somit sind allein an den dominanten Häufigkeitsbeiträgen der Stufe 1 ausgerichtete Sicherheitsverbesserungen für die Sicherheit insgesamt wenig effizient, da sie das gesamte Aktivitätsrisiko kaum beeinflussen. Vereinfachende Merkmale oder Kenngrößen wie z.B. die gesamte Kernschadenshäufigkeit oder die Häufigkeit großer früher Freisetzung können fundiert und anlagenspezifisch ermittelte kausale Zusammenhänge der Schadensentwicklung nicht ersetzen.

Zusammenfassend haben die Ergebnisse der PSAn von GKN I und GKN II gezeigt, dass die Kernschadenshäufigkeit und das Kernschadensprofil das integrale Aktivitätsrisiko nicht unbedingt angemessen kennzeichnen. Weiterhin kann aber auch nicht von den üblichen Ergebnissen der Stufe 2 der PSA zwangsläufig auf das integrale Aktivitätsrisiko geschlossen werden. Als Ergebnisse gemeint sind hier absolute Häufigkeiten einzelner Freisetzungskategorien und einzelner Gruppierungen von Freisetzungskategorien wie z.B. die Häufigkeit großer früher Freisetzung (LERF) oder die Häufigkeit großer Freisetzung (LRF) oder auch relative Häufigkeitsanteile der Freisetzungskategorien an der Gesamthäufigkeit zusammengefasster Kernschadenszustände und damit verbundene Quellterme.

Referenzen

- [1] W. Krämer. *“Hysterie als Standortnachteil, oder: Deutschland eine Republik der Panikmacher?”*, International Journal for Nuclear Power (atw), Heft 10, pp. 570–575, (2005).
- [2] Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke. *„Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-SCHR-37/05“* und *„Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke BfS-SCHR-38/05“*, Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter (2005).
- [3] M. Khatib-Rahbar and R. Karimi. *“Importance of Severe Accident Radiological Releases and Definition of Large Release”*, International Journal for Nuclear Power (atw), Heft 7, pp. 456–463, (2005).
- [4] A. Stroh, W. Schwarz, M. Khatib-Rahbar, M. Zavisca, Z. Yuan, A. Krall, A. Lubarkiy, L. Ehlkes, D. Rittig, and W. Werner. *“An Approach to Quantification of Uncertainties in the Risk of Severe Accidents at Neckarwestheim Unit 1 Nuclear Power Plant and the Risk Impact of Severe Accident Management Measures”*, Proceedings of the 9th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM9), Hong Kong, (2008).

Die Inhalte dieses Beitrags wurden auch vorgestellt bei PSAM 10, Seattle, USA, 7–11 Juni 2010.