

# Sicherheitsniveau des ältesten deutschen Kernkraftwerkes gemessen an PSA-Ergebnissen

*H. Hörtnner*

---

## **1 Einleitung**

Das Kernkraftwerk Obrigheim ist das älteste deutsche Kernkraftwerk - und weltweit die in Betrieb befindliche Leichtwasser-Reaktoranlage mit dem frühesten Datum eines kommerziellen Betriebsbeginns. Die Anlage wurde am 31. März 1969 vom Hersteller übergeben und nahm somit Anfang April 1969 den kommerziellen Betrieb auf (Bild 1).

Das Kernkraftwerk Obrigheim hat sich in den vergangenen 30 Jahren erheblich verändert. Von den ursprünglich installierten Komponenten des Primärkreises werden der Reaktordruckbehälter, der Druckhalter und Teile der Hauptkühlmittelleitungen mit den Hauptkühlmittelpumpen weiterhin eingesetzt - die Qualität dieser Bauteile ist aber intensiv überprüft worden. Ausgetauscht wurden hingegen die beiden Dampferzeuger, die Surge-Line, die Druckhalterarmaturen, die Anschlußrohrleitungen an den Primärkreis, aber auch die Rohrleitungen des Sekundärkreises innerhalb des Containments usw. Eine Vielzahl von sicherheitsrelevanten Systemen wurde zusätzlich installiert (Bild 2). Am Beispiel des Sekundärkreises zeigt Bild 3 die nachgerüsteten, zusätzlichen sicherheitsrelevanten Systeme und die seit Beginn installierten Systeme. Darüber hinaus wurden in der Anlage Obrigheim zahlreiche systemtechnische Verbesserungen realisiert. Diese Maßnahmen dienen insgesamt dazu, das Kernkraftwerk den aktuellen Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks in Deutschland anzupassen.

Die GRS hatte bereits in den 80er Jahren eine probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) für das Kernkraftwerk Obrigheim als Pilotstudie im Auftrag des Bundesumweltministeriums durchgeführt und damit systemtechnische Verbesserungen bewirkt. Die probabilistische Sicherheitsanalyse im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks ist in Deutschland vom Betreiber vorzulegen. Aufgrund ihrer großen Erfahrungen mit probabilistischen Analysen

und aufgrund ihrer profunden Kenntnisse der Anlage Obrigheim erhielt jedoch die GRS Ende 1989 von den Ministerien des Landes Baden-Württemberg den Auftrag zur PSA (Bild 4). Die Analysen der GRS führten zu weiteren systemtechnischen Verbesserungen. Die Anweisungen zur Störfallbeherrschung im Betriebshandbuch wurden weiter entwickelt. Die Zeitabstände zwischen den Funktionsprüfungen an den sicherheitsrelevanten Systemen und Komponenten wurden den Erkenntnissen angepaßt. Es erfolgten zusätzliche anlagendynamische Untersuchungen. Die PSA des Kernkraftwerks Obrigheim ist nunmehr abgeschlossen. Über die Randbedingungen und Ergebnisse der PSA werde ich im Folgenden berichten.

## **2 Schritte der PSA**

Die einzelnen Schritte der PSA sind:

- Auslösende Ereignisse

Die PSA für das Kernkraftwerk Obrigheim umfaßte - ebenso wie die PSAs für andere deutsche Kernkraftwerke im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung - folgende Gruppen (Familien) auslösender Ereignisse (Bild 5):

- Transienten
  - Betriebstransienten
  - Sekundärkreislecks (Frischdampf- und Speisewasser-Leitungslecks)
- Kühlmittelverluststörfälle
  - Lecks in einer Hauptkühlmittleitung
  - Lecks am Druckhalter
  - Dampferzeuger-Heizrohrlecks
  - Lecks über Anschlußleitungen außerhalb des Containments
- Anlageninterne Überflutungen

- ATWS

Zu den Nichtleistungszuständen werden gegenwärtig von der GRS Referenzuntersuchungen für einen modernen deutschen Druckwasserreaktor durchgeführt. Nach Abschluß dieser Referenzuntersuchungen sind probabilistische Analysen für das Kernkraftwerk Obrigheim und für andere deutsche Kernkraftwerke geplant.

- Ereignisablaufanalyse (Bild 6)

Für die einzelnen auslösenden Ereignisse erfolgten Ereignisbaumanalysen, wobei die verschiedenen Funktionen der Betriebssysteme, der Sicherheitssysteme und der Notstandssysteme einbezogen wurden. Handmaßnahmen wurden entsprechend dem Betriebshandbuch berücksichtigt. Die verwendeten Wirksamkeitsbedingungen (Erfolgskriterien) sowie die verfügbaren Zeiten für Handmaßnahmen

- basieren auf den Untersuchungen des Genehmigungsverfahrens für repräsentative Störfälle und
- wurden aufgrund zusätzlicher thermohydraulischer und reaktorphysikalischer Analysen

durch realistische Annahmen modifiziert. Untersuchungen erfolgten für

- unterschiedliche Leckgrößen in einer Hauptkühlmittelleitung und am Druckhalter,
- unterschiedliche Leckgrößen von sekundärseitigen Brüchen und
- verschiedene Betriebstransienten.

Accident Management sowie Reparaturmaßnahmen wurden nicht im Detail untersucht, ihr Einfluß auf die Ergebnisse wurde getrennt abgeschätzt.

- Systemanalyse (Bild 7)

Die Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen bei Anforderung wurde mittels Fehlerbaumanalyse bestimmt. Dabei erfolgte eine sehr detaillierte Analyse der Leittechnik im Reaktorschutzsystem und in der Ansteuerung der sicherheitstechnisch

wichtigen Systeme, um alle Abhängigkeiten zwischen den angesteuerten Systemen abzubilden.

Es wurde eine umfangreiche Analyse von menschlichen Aufgaben durchgeführt. Sowohl Handlungen vor Störfalleintritt, als auch störfallauslösende Handlungen und Fehlverhalten bei der Störfallbeherrschung wurden modelliert.

Die Ausfallwahrscheinlichkeit der Langzeit-Sumpfrückspeisung nach einem Kühlmittelverluststörfall wurde mittels Markoff-Analyse berechnet.

- Zuverlässigkeitsdaten (Bild 8)

Die Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse wurden wie folgt ermittelt:

- Die Häufigkeiten von Betriebstransienten basieren auf der anlagenspezifischen Betriebserfahrung.
- Leck- und Bruchhäufigkeiten basieren auf der generischen deutschen Betriebserfahrung oder, falls diese nicht ausreicht, auf strukturmechanischen Analysen.

Die Zuverlässigkeitsdaten für Komponenten wurden

- für unabhängige Komponentenausfälle soweit wie möglich aus der anlagenspezifischen Betriebserfahrung bestimmt,
- für gemeinsam verursachte Komponentenausfälle auf Basis der generischen deutschen Betriebserfahrung ermittelt,
- Folgeausfälle wurden mittels anlagenspezifischen Untersuchungen bewertet.

Zur Quantifizierung der Wahrscheinlichkeiten menschlicher Fehlhandlungen wurden die Methoden THERP sowie ASEP herangezogen.

### **3 Ergebnisse der PSA**

Die Ergebnisse der PSA sind die Häufigkeiten nicht auslegungsgemäßer Ereignisse. Darunter werden Ereignisse bzw. Ereignisabläufe verstanden, die nicht wie vorgesehen

durch die Betriebssysteme, Sicherheitssysteme und Notstandssysteme beherrscht und daher bei der Auslegung der Anlage nicht berücksichtigt werden. Die in Bild 9 beschriebenen Arten nicht auslegungsgemäßer Ereignisse sind zu unterscheiden.

In Abweichung von den internationalen Gepflogenheiten wird in Deutschland die Häufigkeit einer Gefährdung der Kernkühlung ermittelt, wobei anlageninterne Notfallmaßnahmen (Accident Management, AM) und Reparaturmaßnahmen während der Störfallbeherrschung nicht berücksichtigt werden. Zusätzlich können die Häufigkeiten von Ereignissen mit Kernschäden unter Einbeziehung von Notfall- und Reparaturmaßnahmen bewertet werden.

Für eine in Deutschland durchgeführte PSA der Stufe 1 sind damit grundsätzlich die folgenden Ergebnisse zu unterscheiden (Bild 10):

Ergebnisse	Häufigkeit nicht auslegungsgemäßer Ereignisse
Ergebnisse ohne AM	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Häufigkeit der Freisetzung von Primärkühlmittel (ohne Gefährdung der Kernkühlung)</li> <li>• Häufigkeit der Gefährdung der Kernkühlung</li> </ul>
Ergebnisse mit AM	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Häufigkeit von Kernschäden</li> <li>• Häufigkeit von Kernschäden mit frühzeitiger großer Freisetzung</li> </ul>

Als wichtigste PSA-Ergebnisse werden in Deutschland die Häufigkeit der Gefährdung der Kernkühlung und die zugehörigen Ergebnisbeiträge angesehen. Die Ergebnisbeiträge sind zusammen mit

- den Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse und
- den Nichtverfügbarkeiten der zur auslegungsgemäßen Beherrschung installierten Systemfunktionen

aus Bild 11 zu entnehmen.

Die Gesamtbeiträge der unterschiedlichen Ereignisgruppen/Familien zu den Ergebnissen ohne AM sind in Bild 12 zusammengestellt. Außer der Häufigkeit der Gefährdung der Kernkühlung von  $2,0 \times 10^{-5}$  pro Reaktorjahr (Erwartungswert) wurde die Häufigkeit von Zuständen mit Freisetzung von Primärkühlmittel aus dem

Sicherheitsbehälter, aber ohne Gefährdung der Kernkühlung, errechnet. Die Häufigkeit solcher Zustände beträgt  $1,3 \times 10^{-5}$  pro Reaktorjahr (Erwartungswert). Da die Beiträge auf Dampferzeuger-Heizrohrlecks mit geregelter Freisetzung von Primärkühlmittel über die Frischdampfventile sowie auf Primärkreislecks innerhalb des Sicherheitsbehälters und Versagen des Lüftungsabschlusses zurückgehen, handelt es sich um die Freisetzung von Primärkühlmittel mit niedriger Radionuklidkonzentration. Solche Zustände sind im Vergleich zu Zuständen mit Gefährdung der Kernkühlung, die ohne weitere Maßnahmen eine massive Freisetzung von Radionukliden zur Folge hätten, sicherheitstechnisch von geringer Bedeutung.

Für die Häufigkeit der Gefährdung der Kernkühlung enthält Bild 13 die Ereignisse der Unsicherheitsanalyse, die auf Basis der Verteilungen der Zuverlässigkeitsdaten unter Berücksichtigung der Abhängigkeit dieser Daten ermittelt wurde.

Das nächste Bild (Bild 14) faßt die Ergebnisse mit AM zusammen. Für Ereignisabläufe mit primärseitigen oder frischdampfseitigem Überdruck wurden keine AM- und keine Reparaturmaßnahmen berücksichtigt. Für andere Ereignisabläufe, bei denen generell die Voraussetzungen für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes gegeben sind, wurde eine Versagenswahrscheinlichkeit dieser Maßnahmen  $< 10^{-1}$  abgeschätzt. Insgesamt ergibt sich damit die Häufigkeit von Kernschäden zu  $< 3 \times 10^{-6}$  pro Reaktorjahr. Da die Ergebnisse ohne Überdruck größtenteils späte Freisetzungen umfassen, liegt die Häufigkeit von Kernschäden mit frühzeitigen großen Freisetzungen bei etwa  $2 \times 10^{-6}$  pro Reaktorjahr.

#### **4 Bewertung der Ergebnisse der PSA**

Bei der Bewertung der PSA-Ergebnisse ist zu berücksichtigen, daß für eine Reihe von Mindestanforderungen und bei der Quantifizierung des Versagens der für die Ergebnisse dominierenden Handmaßnahmen konservative Annahmen verwendet wurden, um den Untersuchungsaufwand zu reduzieren.

Die Ergebnisse der PSA weisen für die untersuchte Anlage KWO ein hohes Sicherheitsniveau aus, sowohl im Vergleich mit anderen deutschen Kernkraftwerken,

als auch gemessen an internationalen Vergleichswerten (Bild 15). So wird der von der International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) der IAEA empfohlene Richtwert der Kernschadenshäufigkeit deutlich unterschritten. Der empfohlene Richtwert der Kernschadenshäufigkeit für zukünftige Anlagen ( $< 10^{-5}$  pro Reaktorjahr) wird nahezu durch die Häufigkeit der Gefährdung der Kernkühlung eingehalten.

Von INSAG wird weiterhin empfohlen, daß die Häufigkeit einer massiven Freisetzung von Radionukliden für bestehende Anlagen  $< 10^{-5}$  pro Reaktorjahr und für zukünftige Anlagen bei  $< 10^{-6}$  pro Reaktorjahr liegen sollte. Für die Gesamthäufigkeit der Zustände mit Versagen des Sicherheitseinschlusses bei Kernschäden wurde in der PSA ein Wert von  $2 \times 10^{-6}$  pro Reaktorjahr abgeschätzt, der im Bereich des von INSAG empfohlenen Richtwertes für zukünftige Anlagen liegt.

Die Einzelbeiträge zu den Häufigkeiten der nicht auslegungsgemäßen Ereignisabläufe geben keine Hinweise auf eine Unausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung des Kernkraftwerks Obrigheim.

## LWR Plants in Commercial Operation till now with Start-up before 1970

<b>Plant</b>	<b>Country</b>	<b>Type</b>	<b>El. Gross Power (MW)</b>	<b>Start-up of Commercial Operation</b>
<b>Obrigheim</b>	Germany	PWR	357	04.1969
<b>Zorita</b>	Spain	PWR	160	08.1969
<b>Beznau 1</b>	Switzerland	PWR	364	09.1969
<b>Tarapur 1</b>	India	BWR	210	10.1969
<b>Tarapur 2</b>	India	BWR	650	10.1969
<b>Oyster Creek</b>	USA	BWR	650	10.1969
<b>Nine Mile Point-1</b>	USA	BWR	634	12.1969

# Backfitted Safety-Related Systems in Obrigheim NPP

(with degree of redundancy of active  
components)

Systems	Original Systems (intermeshed trains)	Additional Systems by Backfitting (separated trains)
Reactor Protection & Safeguards Control Systems	3 trains	3 trains
Emergency Power Systems	3 x 50 %	2 x 100 %
High Pressure Safety Injection Systems	3 x 100 %	2 x 100 %
Low Pressure Recirculation Systems	2 x 100 %	4 x 50 %*)
Nuclear Component Cooling Systems	3 x 50 %	2 x 100 %
Service Water Systems	2 x 100 %	2 x 100 %
Borating Systems	3 x 100 %	2 x 100 %
Auxiliary & Emergency Feedwater Systems	2 x 100 %	4 x 100 %
Main Steam Relief Valves	1 x 100 %	2 x 100 %
Spent Fuel Storage Pool Cooling Systems	2 x 100 %	2 x 100 %
Fire Fighting Systems	2 x 100 %	2 x 100 %

\*) +2 x 100 % Emergency Low Pressure Recirculation System with 1 jet pump  
and 2 intermeshed trains