



Deutsche Sektion der Internationalen Ärzte für die Verhütung des Atomkrieges
Ärzte in sozialer Verantwortung e.V. (IPPNW)

Sicherheitstechnische Defizite des Europäischen Druckwasser-Reaktors (EPR)

Eine erste Einschätzung

Von Henrik Paulitz

Inhalt

1. Einführung
 2. Beurteilungen des Sicherheitsstandards des EPR
 3. Der Einsatz digitaler Leittechnik stellt ein gefährliches Großexperiment mit einer unausgereiften Steuerungstechnik dar
 4. Der EPR verfügt überwiegend über störanfällige „aktive“ statt über „passive“ Sicherheitssysteme
 5. Beim EPR ist aufgrund der gewaltigen Leistung ein Kernschmelzunfall nicht auszuschließen
 6. Der EPR verfügt über keinen „kernschmelzfesten Sicherheitsbehälter“
 7. Das Auffangbecken für eine Kernschmelze birgt die Gefahr gefährlicher Dampfexplosionen
- Literatur

1. Einführung

In der zweiten Hälfte des Jahre 2003 zeichnete sich ab, dass es sowohl in **Finnland** als auch in **Frankreich** konkrete **Pläne für den Bau neuer Atomkraftwerke vom Typ „Europäischer Druckwasser-Reaktor (EPR)“** gibt.

Der Europäische Druckwasser-Reaktor wurde seit 1993 von dem deutsch-französischen Joint-Venture Nuclear Power International (NPI), einer Beteiligungsgesellschaft des **deutschen Atomkonzerns Siemens** und des **französischen Atomkonzerns Framatome**, entwickelt. Im Zuge der vollständigen Zusammenlegung des Atomgeschäfts von Siemens und Framatome zum 1. Januar 2001 und der Neustrukturierung der Beteiligungsverhältnisse auf französischer Seite wurde die in Paris ansässige **Framatome ANP** als der weltweit führende Atomkraftwerkshersteller gegründet. Siemens ist an dieser Gesellschaft mit 34 Prozent beteiligt. Die übrigen 66 Prozent werden von der neuen französischen Führungsgesellschaft AREVA gehalten.

Neben dem Stammsitz in Paris hat Framatome ANP Tochtergesellschaften in den USA und in Deutschland. Die deutsche **Framatome ANP GmbH mit Sitz in Erlangen** führt im wesentlichen die Atomgeschäfte des Siemens-Geschäftsbereichs Energieerzeugung/KWU fort.

Mit knapper Mehrheit billigte das finnische Parlament im Mai 2002 den Bau eines fünften Reaktorblocks in **Finnland**. Am 16. Oktober 2003 wurde Framatome ANP vom **finnischen Atomkraftwerksbetreiber TVO** zum „bevorzugten Anbieter“ und der Europäische Druckwasser-Reaktor zum gewünschten Reaktortyp für den geplanten fünften Atomreaktor des Landes ausgewählt. Als Standort wurde Olkiluoto an der finnischen Westküste ausgewählt, wo bereits zwei Atomkraftwerksblöcke betrieben werden.

Von der derzeitigen finnischen Regierung wird der Atomkraftwerks-Neubau kritisch gesehen. Doch angesichts der (knappen) Parlamentsentscheidung aus dem Jahre 2002 hat sich die Regierung offenbar dazu entschlossen, den Atomkraftwerksbau zu fördern und zu genehmigen.

Mit dieser Entscheidung war die weitere, von Framatome ANP angebotene Reaktorneuentwicklung von Siemens, dem neuen Siedewasserreaktor mit der Bezeichnung „SWR-1000“ aus dem Rennen. Aus welchen Gründen auch immer, war somit ein Reaktortyp unterlegen, der wesentlich konsequenter auf so genannte passive Sicherheitssysteme setzt als der Europäische Druckwasserreaktor.

Auch die **französische Atomkraftwerksbetreiber Electricité de France (EdF)** hat sich offensichtlich auf den Neubau eines Atomkraftwerks vom Typ Europäischer Druckwasser-Reaktor festgelegt. Die französische Regierung

unterstützt das Vorhaben. Die Standortfrage ist in Frankreich allerdings noch offen.

Bezüglich des Atomkraftwerks-Neubaus in Frankreich wird über eine **mögliche Beteiligung der deutschen Atomkraftwerksbetreiber** verhandelt.

Die Entwicklungskosten des EPR wurden Großteils nicht von Siemens und Framatome getragen, sondern von den deutschen und dem französischen Betreiber. Auf diese Weise konnten die Kosten für die Entwicklung des neuen Atomreaktors auf die normalen Haushaltskosten abgewälzt werden, obwohl zumindest die deutschen Haushaltskunden mehrheitlich den Bau neuer Atomkraftwerke ablehnen.

2. Beurteilungen des Sicherheitsstandards des EPR

Nach Darstellung des für die Entwicklung des EPR zuständigen Managers von Siemens/Framatome Ulrich Fischer, wurde für den EPR eine neue Sicherheitsphilosophie entwickelt, wobei es sich – unter dem Gesichtspunkt möglichst niedriger Stromerzeugungskosten – um ein „ausgewogenes Konzept“ handeln soll [Fischer 1997, S. 40]:

„Statt dessen wurde die gesamte Sicherheitsphilosophie neu definiert, um ein neues, ausgewogenes Konzept zu entwickeln.“

Bereits diese Darstellung macht deutlich, dass die Sicherheit bei der Reaktorentwicklung nicht an oberster Stelle stand. Vielmehr ging es auch darum, im etwas stärker liberalisierten Strommarkt Europas die Stromerzeugungskosten einigermaßen begrenzt zu halten.

Der EPR war nicht zuletzt auch eine Antwort von Siemens auf die „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Phase B“, in der allen derzeit in Deutschland betriebenen Atomkraftwerken ein erhebliches Super-GAU-Risiko mit massiven radioaktiven Freisetzungen bescheinigt wurde.

Der EPR stellt konzeptionell eine Zusammenführung und eine moderate Weiterentwicklung der technischen und sicherheitstechnischen Ansätze der deutschen Konvoi-Anlagen und der französischen Baureihe N4 dar.

Es handelt sich um eine sogenannte „**evolutionäre**“ Weiterentwicklung der bisherigen Reaktortechnik und nicht um so genannte „**verstärkt passive**“ oder „**revolutionäre**“ Reaktorkonzepte. Bei der von **anderen Reaktorherstellern** in Ansätzen erfolgte Entwicklung verstärkt passiver (z.B. der Druckwasserreaktor

AP600) bzw. revolutionärer Reaktorkonzepte (z.B. PIUS) steht konsequent die Optimierung der Sicherheit im Vordergrund.

Diese Reaktorkonzepte gehen in ihren sicherheitstechnischen Anforderungen weit über die des Europäischen Druckwasserreaktors hinaus. Sie sehen weitaus geringere Leistungsgrößen, weitgehend passive Sicherheitsfunktionen, eine automatisierte Störfallbeherrschung ohne Eingriffe des Bedienungspersonals und ähnliches vor [Hahn 1997, S. 10f.].

„Die meisten der Ansätze, die hierzu gezählt werden, zielen auf einen Ausschluss von Unfällen mit katastrophalen Freisetzungen von Spaltprodukten ab und darauf, dass dieses Ziel ohne aktive Komponenten und ohne Eingriffe des Bedienungspersonals erreicht werden kann. D.h. unter dem Begriff ‚revolutionär‘ werden i.a. diejenigen Konzepte geführt, die in der Definition von Alvin Weinberg als ‚inhärent sicher‘ bezeichnet wurden.“

Nicht so beim EPR. Allein die gewaltige elektrische Leistung von rund 1600 Megawatt demonstriert die Dominanz wirtschaftlicher Erwägungen bei diesem Reaktortyp. Diese Leistungssteigerung gegenüber bisherigen Reaktoren wurde vom **Öko-Institut 1999** in einem **Gutachten für das Europäische Parlament** heftig kritisiert. Das Institut fragt, ob wirtschaftliche Erwägungen oder die Sicherheit ausschlaggebend für die Konzeption von Atomkraftwerken sein soll.

Im Laufe der EPR-Entwicklung seien **zahlreiche „bemerkenswerte Änderungen“** vorgenommen worden, um die Konkurrenzfähigkeit gegenüber fossilen Großkraftwerken zu erhöhen, schreibt das Öko-Institut.

Bemerkenswert war auch die **vorläufige Sicherheitsbeurteilung des EPR durch die finnische Genehmigungsbehörde STUK im Auftrag des finnischen Wirtschaftsministeriums**. Nach dieser Bewertung entsprach der ERP – wie auch die konkurrierenden Reaktortypen – nicht den erforderlichen Sicherheitsbestimmungen Finnlands. Ein vernichtendes Zeugnis für die angeblich super-sichere Reaktorneuentwicklungen aus dem Hause Siemens und Framatome.

Bemerkenswert ist auch die **eigene Bewertung im Hause Siemens**. So räumte schon Siemens-Manager Adolf Hüttl im Jahre 1993 im Rahmen der ersten Energiekonsensgespräche indirekt ein, dass der EPR keinen Quantensprung in der Reaktorsicherheit bedeute. Er gab zu, dass sich die Wahrscheinlichkeit einer Kernschmelze gegenüber heutigen Reaktoren nicht verringert. 1989 hatte er schon verlangt, dass die Sicherheitsanforderungen an den neuen Reaktor nicht zu hoch geschraubt werden sollten. Schließlich koste Sicherheit jede Menge Geld.

Doch selbst die von Siemens und Framatome definierten, reduzierten Sicherheitsanforderungen konnten nach eigener Darstellung im Jahre 1997 noch

nicht gewährleistet werden. Der für die Entwicklung des Europäischen Druckwasserreaktors zuständige Manager Ulrich Fischer (Nuclear Power International) äußerte sich auf dem EPR-Workshop der Schleswig-Holsteinischen Landesregierung im Jahre 1997 in Kiel dahingehend, dass sich der Reaktor noch in Entwicklung befände und zentrale sicherheitstechnische Probleme noch nicht gelöst seien¹.

Hierbei ging es insbesondere um die Schwierigkeiten der Kühlung einer Kernschmelze. Es wurde zwischenzeitlich nichts darüber bekannt, dass diese technischen Schwierigkeiten inzwischen behoben werden konnten. Dennoch soll der Reaktor in Frankreich und in Finnland gebaut werden.

3. Der Einsatz digitaler Leittechnik stellt ein gefährliches Großexperiment mit einer unausgereiften Steuerungstechnik dar

Der Europäische Druckwasserreaktor soll nach Angaben von Siemens aus rund **300.000 untereinander vielfach verknüpften Anlagenteilen** bestehen.

Computer müssen in rund 850.000 m³ umbautem Raum 17.000 Rohrstränge mit einer Länge von 150.000 m und 30.000 Halterungen, 20.000 Armaturen, 1000 verfahrenstechnische Apparate bzw. Aggregate und 5000 elektrische Verbraucher koordinieren.

Angesichts dieser Komplexität können Fehlfunktionen und schwere Unfälle nicht ausgeschlossen werden.

Mit diesem hochkomplexen Grunddesign weicht der EPR gravierend von den heutigen Anforderungen an neue Reaktorkonzepte ab.

Die Steuerung des EPR – einschließlich des Reaktorschutzsystems – erfolgt auf der Basis digitaler Leittechnik. Der EPR stellt insofern eine systematische Abkehr von der festverdrahteten, analogen Leittechnik dar.

Wie gefährlich der Einsatz digitaler Leittechnik sein kann, macht ein **Ereignis am 10. Mai 2000 im deutschen Atomkraftwerk Neckarwestheim-1** deutlich. In Neckarwestheim-1 waren 1998 erhebliche Teile der Steuerungstechnik von einer

¹ Aufzeichnungen des Verfassers, der an dem Workshop teilgenommen hatte.

festverdrahteten auf die digitale **Siemens-Sicherheitsleittechnik „TELEPERM XS“** umgerüstet worden.

Diese Umrüstung auf die digitale Siemens-Leittechnik führte dazu, dass am 10. Mai 2000 für kurze Zeit die zentrale Sicherheitseinrichtung des Atomkraftwerks ausfiel: **Der für die Reaktorschnellabschaltung erforderliche Einfall der Steuerstäbe in den Reaktorkern war blockiert** [RSK 2000].

Die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) machte die „Komplexität des Systems“ maßgeblich verantwortlich für diese Fehlfunktion [RSK 2000].

In der Stellungnahme der Reaktorsicherheitskommission (RSK) heißt es, dass „die an der Störung beteiligten Funktionen“ ausschließlich in der Siemens-Sicherheitsleittechnik TELEPERM XS aufgebaut sind. Die RSK hält es für erforderlich, die Betriebserfahrungen mit der neuen, digitalen Leittechnik kritisch zu beobachten [RSK 2000]:

„Die RSK beabsichtigt, die Betriebserfahrungen mit digitaler Leittechnik zyklisch zu beraten.“

Was also modern und zweifellos nach einem Zuwachs an Sicherheit klingt, nämlich der Einsatz von digitaler Leittechnik bzw. Sicherheitsleittechnik, entpuppt sich in Wirklichkeit als neues Sicherheitsrisiko für den Betrieb von Atomkraftwerken.

Es liegt für jeden, dem schon einmal der Computer abgestürzt ist, auf der Hand, dass der Einsatz einer solchen Technik in einem Atomkraftwerk gefährlich sein kann. Jede/r, die/der schon einmal ein einfaches Script programmiert hat, weiß, dass schon bei der Verknüpfung weniger Funktionen, zunächst Fehler auftreten, die sich jedoch beseitigen lassen. Doch selbst wenn das Programm unter Umständen monate- oder jahrelang reibungslos läuft und mit einer gewissen Berechtigung Fehlerlosigkeit angenommen werden darf, kann durch nicht vorausgesehene Umstände das vermeintlich fehlergeprüfte Programm plötzlich versagen².

So war es auch in Neckarwestheim-1. Vor der Einführung der digitalen Leittechnik fanden umfangreiche Prüfungen statt [RSK 2000]:

„[Der TÜV] erläuterte dem RSK-Ausschuss die durchgeführten Prüfungen bei der Planung, Herstellung und Einbringung von TXS

² Der Verfasser weiß dies aus eigener Erfahrung zu berichten: Ein Skript zum Einspeisen neuer Abonnenten eines Newsletters in eine Datenbank funktionierte rund 1,5 Jahre lang völlig reibungslos. Nach dieser langen Zeit aber traten plötzlich Probleme aufgrund von nicht vorhergesehener Umstände auf.

[TELEPERM XS] ausgehend von der Machbarkeitsstudie, Genehmigungsantrag bis zu den Prüfungen im Prüffeld, im Testbett, auf der Anlage vor und während der Inbetriebsetzung und beim Betrieb der Anlage sowie den parallel dazu durchgeführten anlagenunabhängigen Typprüfungen der Hard- und Software und dem anlagenunabhängigen Systemtest.“

Doch trotz dieser umfangreichen Prüfungen kam es in Neckarwestheim-1 am 10. Mai 2000 zum Ausfall des wichtigsten Sicherheitssystems. In Neckarwestheim-1 stand – wie die RSK feststellte – immerhin noch die alte, analoge Sicherheitstechnik zur Verfügung [RSK 2000]:

„Im Anforderungsfall wäre die automatische Reaktorschnellabschaltung über das autarke, festverdrahtete Reaktorschutzsystem erfolgt.“

Die Steuerung des Europäischen Druckwasser-Reaktors soll hingegen grundsätzlich auf digitaler Leittechnik bzw. digitaler Sicherheitsleittechnik basieren. Mit dieser digitalen Leittechnik sollen 300.000 untereinander vielfach verknüpfte Anlagenteile sicher gesteuert werden.

Vor dem Hintergrund des Ereignisses in Neckarwestheim-1 stellt sich der Bau eines EPR und die vollständige Abstützung auf digitale Sicherheitsleittechnik insofern als ein gefährliches und nicht zu verantwortendes Grosseperiment dar.

4. Der EPR verfügt überwiegend über störanfällige „aktive“ statt über „passive“ Sicherheitssysteme

Fast alle neueren Reaktorkonzepte setzen auf den **verstärkten Einsatz „passiver“ Sicherheitsfunktionen** (u.a. Druckwasserreaktor AP 600 von Westinghouse, ein russisches WWER-Konzept, das Projekt MS-600 von Mitsubishi, der SBWR von General Electric, ein Schwerwasserreaktor-Konzept nach dem kanadischen CANDU-Prinzip, der SWR-1000 von Siemens/Framatome) [Hahn 1997, S. 11f.].

Passiv wirkende Sicherheitseinrichtungen funktionieren nach den Prinzipien einfacher Naturgesetze wie Schwerkraft und Wärmeübertragung. Sie erfordern keine Fremdenergie wie Strom und arbeiten beispielsweise nicht mit Motoren, die

versagen können. Häufig nutzen sie interne, gespeicherte Energie und spezifische Materialeigenschaften³.

Die Sicherheitssysteme des EPR sind hingegen überwiegend als so genannte „aktive“ Systeme auf Fremdenergie (meist Strom) angewiesen. Fällt der Strom – aus welchen Gründen auch immer – aus oder kommt es zu menschlichen Fehlhandlungen, dann versagen die Sicherheitssysteme.

Der Europäische Druckwasser-Reaktor genügt insofern nicht den heutigen Anforderungen an Sicherheitssysteme.

5. Beim EPR ist aufgrund der gewaltigen Leistung ein Kernschmelzunfall nicht auszuschließen

Fast alle neueren Reaktorkonzepte setzen aus Sicherheitsgründen auf eine deutliche Reduktion der Leistung und der Leistungsdichte. Bei den meisten der „verstärkt passiven“ oder „revolutionären“ Reaktorkonzepte wurde die Leistungsdichte reduziert und die elektrische Leistung liegt meist bei maximal 600 Megawatt [Hahn 1997, S. 11f.]. Die Leistungsreduktion ist eines der Schlüsselemente bei der angestrebten (bzw. postulierten) „inhärenten Sicherheit“.

So wurden beispielsweise auch beim viel diskutierten fortgeschrittenen Druckwasserreaktorconcept AP600 von Westinghouse sowohl die Leistung als auch die Leistungsdichte aus Sicherheitsgründen erheblich reduziert [GRS 1994, S. 25]:

„Das Konzept des AP600 geht von einem Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 600 MWe aus. Es wird ein Kern geringer Leistungsdichte mit einer mittleren Stablängenleistung von 12,6 kW/m ... eingesetzt.“

³ Die wiederum eigenen Gefahren, die von manchen passiven Sicherheitssystemen ausgehen – wie die mögliche Beeinträchtigung des Naturumlaufs des Primärkreislaufs durch den unbeabsichtigten Eintrag von Stickstoff aus den Druckspeichern – soll an dieser Stelle nicht diskutiert werden. Selbst wenn man die Mängel passiver Sicherheitssysteme aufzeigt, kann daraus nicht im Umkehrschluss eine positive Bewertung aktiver Sicherheitssysteme gezogen werden. Die einzige Konsequenz aus dieser Abwägung besteht dann darin, zu erkennen, dass die Konstruktion eines sicheren Atomkraftwerks nicht möglich ist.

Der Europäische Druckwasser-Reaktor weicht mit seiner gewaltigen elektrischen Leistung von rund 1600 Megawatt insofern erheblich vom Stand von Wissenschaft und Technik ab.

Aufgrund der großen Leistung kann eine Kernschmelze von vornherein nicht ausgeschlossen werden.

6. Der EPR verfügt über keinen „kernschmelzfesten Sicherheitsbehälter“

Der Europäische Druckwasser-Reaktor ist bereits aufgrund seiner Leistungsgröße alles andere als ein „inhärent sicherer“ Reaktor, bei dem eine Kernschmelze durch die Konzeption des Reaktorkerns ausgeschlossen werden soll. Insofern wird bei diesem Reaktortyp von vornherein mit einer Kernschmelze gerechnet!

Das Sicherheitskonzept sieht daher vor, dass der EPR Kernschmelzen beherrschen können soll. Das Atomkraftwerk soll daher u.a. mit einer doppelwandigen Sicherheitshülle (Containment) aus Stahlbeton ausgestattet werden⁴.

Doch auch wenn das Containment des EPR gegen größere Drücke ausgelegt sein soll als die bisherigen, deutschen Containments – die sich mit ihrem Stahlbehälter als absolute Fehlkonstruktion erwiesen – wird auch beim EPR an der Sicherheit gespart⁵.

Lothar Hahn wies auf dem EPR-Workshop 1997 in Kiel darauf hin, dass man sich beim Europäischen Druckwasserreaktor vom „ersten Weg“, das Containment gegenüber allen denkbaren Belastungen auszulegen, verabschiedet hat. Ein so genanntes „Supercontainment“ – wie am (Kern-)Forschungszentrum Karlsruhe (KfW) entwickelt – ist beim EPR nicht vorgesehen [Hahn 1997, S. 13]:

4 Mit der Abkehr von der bei den deutschen Atomkraftwerken üblichen Sicherheitshülle (Containment) aus Stahl demonstriert die geplante Auslegung des EPR einen zentralen Konstruktionsfehler der derzeit in Deutschland betriebenen Atomkraftwerke. Denn die deutschen Stahl-Containments versagen bei viel niedrigeren Drücken und zudem großflächig und sind insofern den im Ausland überwiegend üblichen Stahlbeton-Containments deutlich unterlegen. Der deutschen Arroganz in der Reaktortechnik zum Trotz, ergibt ein internationaler Vergleich der OECD, dass die deutschen Atomkraftwerke die mit Abstand schlechtesten Containments haben [OECD 1997].

5 Der Auslegungsdruck des EPR wird mit 6,5 bar angegeben (vgl. Konvoi-Anlagen: 5,3 bar) und der Versagensdruck mit 14 bar (Konvoi: 7,7 bis 17 bar).

*„Den ersten Weg ist man – zumindest eine Weile – beim KfK gegangen, indem man einen so genannten ‚kernschmelzenfesten Sicherheitsbehälter‘ konzipiert hat, der auch unter dem Schlagwort ‚**Supercontainment**‘ bekannt geworden ist. Den zweiten Weg verfolgt man offensichtlich beim EPR ...“*

Der „zweite Weg“, der bei der Entwicklung des EPR verfolgt wurde, ist ein kostenorientierter Weg, bei dem noch nicht einmal die Sicherheit gewährleistet werden soll, die technisch möglich ist. Der Verzicht auf einen „kernschmelzenfesten Sicherheitsbehälter“ stellt erneut eine Abkehr vom Grundsatz der „bestmöglichen Gefahrenabwehr und Risikovorsorge“ dar.

7. Das Auffangbecken für eine Kernschmelze birgt die Gefahr gefährlicher Dampfexplosionen

Als die zentrale sicherheitstechnische Neuerung des Europäischen Druckwasser-Reaktors wird von Siemens und Framatome der so genannte „**Core Catcher**“, **eine Auffang- und Ausbreitungsfläche für die Kernschmelze** angepriesen: Kommt es zur Kernschmelze und einem Absturz derselben aus dem Reaktordruckbehälter, dann soll sich die Schmelze in diesem Keramikbecken ausbreiten und anschließend mit Wasser gekühlt werden [Fischer 1997, S. 38]:

„Als wesentliches Auslegungsmerkmal für die Beherrschung dieser schweren Störfälle wurde unterhalb des Reaktordruckbehälters eine Auffangfläche für die Kernschmelze vorgesehen. ... Nachdem die Schmelze den Druckbehälter verlassen hat, breitet sie sich aus und bildet eine gut kühlbare, dünne Schicht. Erst dann wird sie durch Wasser aus dem innenliegenden Flutbecken bis zur Erstarrung weiter abgekühlt, um sich innerhalb des Sicherheitsbehälters zu stabilisieren. Um eine Wechselwirkung zwischen Beton und Kernschmelze und damit ein Durchschmelzen der Fundamentplatte zu verhindern, ist die Ausbreitungsfläche zusätzlich durch eine geeignete Schutzschicht gesichert.“

Die Idee klingt gut und plausibel und auch die von Siemens und Framatome verbreiteten Grafiken, die diese Auffangfläche zeigen, erwecken den Eindruck eines ebenso einfachen wie absolut sicheren Prinzips.

Tatsächlich jedoch kann es kommen es beim Absturz der Kernschmelze auf diese Auffangfläche und durch die Zufuhr von Kühlwasser mit nicht geringer Wahrscheinlichkeit zu heftigen Dampfexplosionen.

So betonte selbst Siemens/Framatome-Manager Ulrich Fischer auf dem EPR-Workshop 1997 in Kiel, dass die Auffangfläche zunächst absolut trocken sein müsse, wenn die Kernschmelze sich darauf gleichmäßig – so die Hoffnung – ausbreitet. Erst dann, wenn sich die Kernschmelze als dünne Schicht verteilt hat, soll sie vorsichtig mit Wasser geflutet werden – in der Hoffnung, dass es bei diesem Kontakt zwischen Kernschmelze und Wasser nicht zu Dampfexplosionen kommt [Fischer 1997, S. 38]:

*„Als **wesentliches Auslegungsmerkmal** für die Beherrschung dieser schweren Störfälle wurde unterhalb des Reaktordruckbehälters eine Auffangfläche für die Kernschmelze vorgesehen. **Um Dampfexplosionen zu verhindern, ist diese Fläche zu Störfallbeginn trocken und gegen ungewollten Wassereinbruch isoliert.**“*

Die Zuverlässigkeit dieses Systems wurde 1997 auf dem EPR-Workshop der Schleswig-Holsteinischen Landesregierung in Kiel intensiv diskutiert. Dabei räumte – wie oben bereits dargestellt – selbst Ulrich Fischer ein, dass man dieses Problem noch nicht gelöst habe.

Prof. Michael Reimann von der Universität Saarbrücken stellte auf dem Workshop zahlreiche Experimente vor, die zeigen, dass es beim Kontakt der Kernschmelze mit Wasser unter verschiedensten Bedingungen zu Explosionen oder anderen Formen des massiven Druckaufbaus kommen kann [Reimann 1997].

Egal ob die Kernschmelze mit viel oder wenig Wasser in Berührung kommt, kann es zur Zerstörung des Sicherheitsbehälters kommen [Reimann 1997, S. 66]:

*„Dieser Unfall mag als Beweis dienen, dass selbst bei extrem kleinen Verhältnissen von Wasser zu Schmelze große Schmelzmassen an einer **explosiv-eruptiven Wechselwirkung** teilnehmen können.“*

Reimann rechnet aufgrund diverser Experimente und einem Unfall in einem Stahlwerk damit, dass es selbst bei kleinen Wassermengen in Relation zur Kernschmelze mit hoher Wahrscheinlichkeit zu einer heftigen Explosion kommt [Reimann 1997, S. 69]:

„Auch mit wenig Wasser wird mit hoher Wahrscheinlichkeit in der Reaktorgrube eine heftige Wechselwirkung (Strombolisch oder Surtseyisch I) mit Ausblasen der fragmentierten Schmelze in den Sicherheitsbehälter ausgelöst (siehe IKE-Versuche, BETA-Versuch und Unfall im Stahlwerk).“

Im (Kern-)Forschungszentrum Karlsruhe hatte man guten Grund, an einem Supercontainment zu arbeiten. **Denn in Karlsruhe führten bereits zwei mal Experimente zur Simulation von Kernschmelzunfällen – unbeabsichtigt – zu**

massiven Explosionen mit der Zerstörung der tonnenschweren Versuchsaapparaturen [Reimann 1997, S. 65]:

„- Bei der PREMIX-Versuchsreihe am Forschungszentrum Karlsruhe wurden 10-12 kg Aluminiumoxidschmelze in Wasservorlagen mit Höhen zwischen 0,5 und 1,6 m Höhe abgegossen. Bei allen zehn Experimenten mit einem Schmelzestrahle trat heftiges Sieden mit moderatem Druckaufbau im Versuchsraum, aber keine Explosion auf (Wechselwirkung submarin). Bei Einleitung der Schmelze in drei Strahlen mit 20 kg Schmelze und mit 0,5 m Wasserhöhe (ca. 160 kg Wasser) ereignete sich eine **Explosion. Bei ca. 30 bar zerbarst der Versuchsbehälter**, die Schmelze wurde fein fragmentiert (Surtseyisch II).

- In der BETA-Apparatur des Forschungszentrums Karlsruhe wurde 600 kg Thermiterschmelze in einen Betontiegel abgegossen und induktiv beheizt. Zur Untersuchung des Schmelzedurchbruchs in das Sumpfwasser wurde der Betontiegel in einem Ringspalt von Wasser umspült. Bei einem ersten Versuch erstarrte die austretende Schmelze und dichtete den Tiegel ab. Bei einem **zweiten Versuch** gab es kurz nach dem Durchbruch durch die Tiegelfwand eine **energiereiche Explosion**, bei der die Tiegelfhaube abgesprengt und die über der Apparatur angeordnete, **mehrere Tonnen schwere Tauchsondenanlage ca. 6 m hoch gegen das Hallendach geschleudert** wurde. Die Schmelze war nach der Explosion in pulverisierter Form in der Versuchshalle verteilt (Surtseyisch I).“

Auch in zahlreichen weiteren Experimenten und Versuchsreihen zur Schmelze-Kühlmittel-Wechselwirkung kam es zu heftigen Explosionen [Reimann 1997, S. 61].

Die Gefahr von Dampfexplosionen war – bezogen auf die Referenzanlage Biblis B – bereits im Rahmen der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke ein zentraler Diskussionsgegenstand [GRS 1980c, S. 4; vgl. auch GRS 1990]:

„Während eines Kernschmelzunfalles kann es beim Kontakt der geschmolzenen Kernmaterialien mit dem Restwasser im Reaktordruckbehälter im Extremfall zu einer Dampfexplosion kommen.“

Auch in einer vergleichenden Untersuchung der OECD aus dem Jahre 1997 werden Systeme zur Kühlung einer Kernschmelze durch die Zufuhr von Wasser aufgrund der Gefahr von Dampfexplosionen skeptisch gesehen [OECD 1997, S. 27]:

„There have been concerns about increasing the potential for steam explosions by the water injection strategy. However, with conditional probabilities of containment failure due to steam explosions in the

range 10^{-4} to 10^{-3} or lower ... the positive effect seems to outweigh the drawback."

Es zeigt sich, dass die Hersteller des EPR das selbst gesteckte Ziel, nämlich die Beherrschung eines Kernschmelzunfalls, mit dieser Idee einer Auffangfläche für die Kernschmelze nicht erreichen können.

Literatur

Fischer, Ulrich 1997: Entwicklungsstand und Sicherheitsfragen des europäischen Druckwasserreaktor (EPR). Nuclear Power International (NPI). In: Ministerium für Finanzen und Energie des Landes Schleswig-Holstein. Der geplante Europäische Druckwasserreaktor. Workshop am 20. November 1997. S. 34-53.

Fischer, Ulrich; Leverenz, Rüdiger 1999: Ein Musterfall deutsch-französischer Zusammenarbeit. atw 2/99, S. 100-104.

GRS 1980c: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke. Fachband 5. Untersuchung von Kernschmelzunfällen. Studie im Auftrage des Bundesministeriums für Forschung und Technologie (Hrsg.). Verlag TÜV Rheinland.

GRS 1990: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B. Eine Untersuchung der Gesellschaft für Reaktorsicherheit. Im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie (Herausgeber). Bonn 1989. Verlag TÜV Rheinland (1990).

GRS 1994: Bestandsaufnahme und Beurteilung von inhärenten Sicherheitsmerkmalen und passiven Sicherheitseinrichtungen in probabilistischen Sicherheitsanalysen. Dezember 1994. Von N. Wetzel und A. Scharfe. BMU-1998-511.

RSK 2000: Stellungnahme der Reaktorsicherheitskommission (RSK) zur Weiterleitungsnachricht der GRS 2000/13. Fehlerbedingte sekundärseitige Lastabsenkung und nicht erfolgter Stabeinwurf im Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar, Block 1 (GKN-1) am 10.05.2000.

Hahn, Lothar 1997: Einführung in die Tagung, sicherheitstechnische Anforderungen und tatsächliche Entwicklungen in der Kerntechnik. In: Ministerium für Finanzen und Energie des Landes Schleswig-Holstein. Der geplante Europäische Druckwasserreaktor. Workshop am 20. November 1997. S. 8-15.

OECD 1997: Level 2 PSA methodology and severe accident management. Prepared by the CNRA Working Group on Inspection Practices (WGIP). Organisation for Economic Co-operation and Development. Paris. Unclassified. OCDE/GD(97)198.

Reimann, Michael 1997: Unsicherheiten und Risiken bei Kernschmelzunfällen im EPR. In: Ministerium für Finanzen und Energie des Landes Schleswig-Holstein. Der geplante Europäische Druckwasserreaktor. Workshop am 20. November 1997. S. 54-70.