



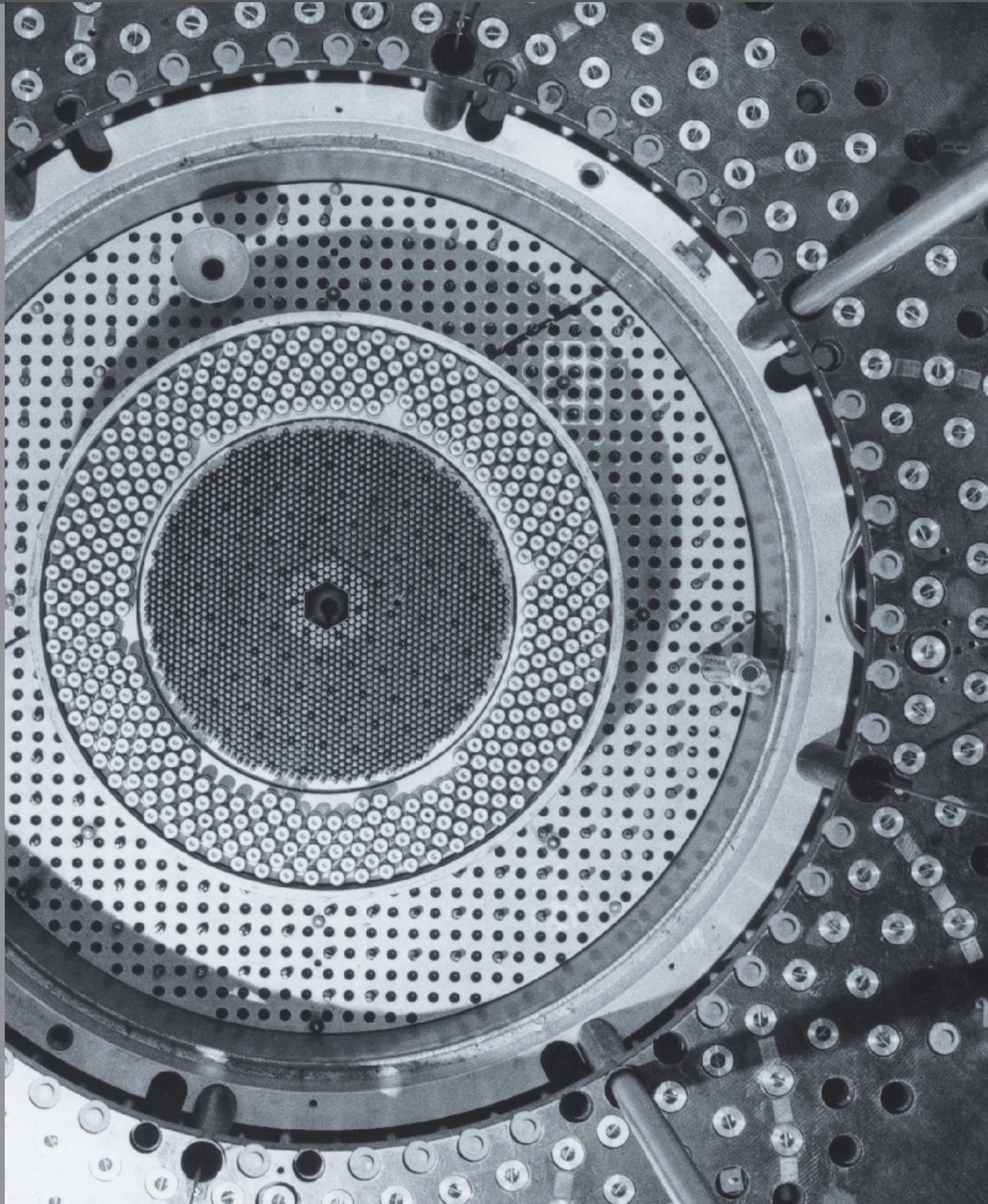
Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI

ENSI Newsletter

Themenheft:
30. Jahrestag des Unfalls im
amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island

Nr. 2/März 2009



Themenheft:

30. Jahrestag des Unfalls im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island

EDITORIAL

Am Mittwoch, dem 28. März 1979, kurz nach 4 Uhr in der Früh, stellten die Speisewasserpumpen im Block 2 des Kernkraftwerks Three Mile Island (TMI-2) ab. Was als normale technische Störung begann, entwickelte sich aufgrund technischer Mängel, menschlicher Fehler und organisatorischem Unvermögen zum bisher schwersten Unfall in einem westlichen Kernkraftwerk. Teile des Reaktorkerns schmolzen, und grosse Mengen radioaktiver Stoffe gelangten in den Primärkreis und ins Sicherheitsgebäude der Anlage. Glücklicherweise blieb das Sicherheitsgebäude während des gesamten Unfallablaufs weitgehend dicht, so dass die in die Umgebung freigesetzte Radioaktivität gering blieb. Es dauerte mehrere Tage, bis die Anlage völlig unter Kontrolle war und Entwarnung gegeben werden konnte. Tage, während denen die Menschen in der Umgebung des Kernkraftwerks unter Stress und psychischer Anspannung litten, bedingt durch eine völlig unzureichende und zum Teil widersprüchliche Informationen der offiziellen Stellen. Die berechnete Strahlendosis für die Bevölkerung blieb im Prozentbereich der natürlichen Strahlung, sie stellte letztendlich keine Gefahr für die Gesundheit dar.

Was sind die Lehren aus dem TMI-Unfall? Ein schwerer Unfall kann in einem Kernkraftwerk geschehen und ist nicht reine Utopie, wie es bis anhin angenommen wurde. Frühere Studien, insbesondere die 1975 veröffentlichte Risikostudie WASH-1400 Studie hatten aufgezeigt, dass ein schwerer Unfall zwar äusserst unwahrscheinlich ist, aber eben nicht gänzlich ausgeschlossen werden kann. Der Unfall zeigte deutlich, dass es einer Reihe von Fehlern bedarf, bis es zu einem gefährlichen Störfallablauf kommt. TMI zeigte zudem, dass nicht nur technische, sondern insbesondere menschliche Fehleinschätzungen massgeblich zum Unfallablauf beitrugen, Fehleinschätzungen, die zum Teil auf mangelnde Ausbildung der Operateure, aber auch auf eine gewisse Überheblichkeit des Managements und des Herstellers zurückzuführen waren, die Hinweise aus Vorläuferereignissen in anderen Werken nicht ernst genug nahmen und nicht weiter leiteten. Dasselbe traf damals auch für die amerikanische Aufsichtsbehörde NRC zu.

Im Nachgang zum TMI-Unfall wurde das Sicherheitskonzept der westlichen Kernkraftwerke intensiv überdacht und verbessert. Der TMI-Unfall zeigte, dass die Grundphilosophie der hintereinander gestaffelten Sicherheitsbarrieren wirkte und den Austritt grösserer Mengen radioaktiver Stoffe verhinderte: das Sicherheitsgebäude hielt stand und blieb weitgehend dicht. Das Grundkonzept der nuklearen Sicherheit hatte sich bewährt, versagt haben die dazu notwendigen Detailmassnahmen im technischen, organisatorischen und menschlichen Bereich. Hier wurde nun im Laufe der Jahre vieles verbessert und nachgeholt. Die Instrumentierung wurde verbessert und verfeinert: Sich verändernde Prozesse werden mittels unterschiedlicher physikalischer Phänomene gemessen; dadurch beruhen die Anzeigen auf voneinander unabhängigen Informationen. Die Ausbildung der Operateure und des

Betriebspersonals wurde umfassender und intensiver. Die Verantwortung des Managements für die Sicherheit wurde klar herausgestrichen und geschult. Eine gelebte Sicherheitskultur in allen Bereichen eines Kernkraftwerks wurde zum Standard. Sicherheit ist eine ständige Arbeit. Auf Lorbeeren lässt sich schlecht ruhen – es braucht die Anstrengung aller, vom Top-Management bis zum Werkstattmitarbeiter, vom Planer bis zum Instandhalter. Alle sind gefordert, nur dann ist ein korrekt ausgelegtes, qualitätsgesichert gebautes und betriebenes Kernkraftwerk sicher. Dieser Grundsatz gilt heute genau so wie früher, auch wenn die heute neu gebauten Kernkraftwerke in der technischen Auslegung sicherheitstechnische Vorteile gegenüber älteren Anlagen aufweisen. Das Ziel ist und bleibt, eine Gefährdung der Umgebung durch den Betrieb eines Kernkraftwerks unter allen Umständen zu verhindern – und diesem Ziel sind alle wirtschaftlichen Überlegungen unterzuordnen. Gerade in der heutigen Zeit mit dem weltweiten Ruf nach vermehrtem Einsatz der Kernenergie zur Deckung der sich abzeichnenden Stromlücken und zur Reduktion der CO₂-Emissionen darf dieses Ziel nicht ausser Acht gelassen werden. Sonst steigt die Gefahr eines zweiten TMI.

In der vorliegenden Sonderausgabe des ENSI-Newsletters zum dreissigjährigen Jahrestag des TMI-Unfalls haben wir Beiträge zum Ablauf des Unfalls und zu den Lehren daraus zusammengestellt. Der erste Beitrag von Salih Güntay beschreibt den Unfallablauf in den ersten Stunden und gibt einen Ausblick auf die im Nachgang zum Unfall initiierten Forschungsaktivitäten. Der Beitrag von Roland Naegelin, langjähriger Chef der schweizerischen nuklearen Aufsichtsbehörde (1980 – 1995) und anschliessend bis November 2001 Präsident der damaligen Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen, berichtet über die Zeit des Unfalls und die getroffenen Massnahmen für die Schweizer Kernkraftwerke. Der Beitrag der amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC gibt schliesslich Einblick über die aus ihrer Sicht wichtigsten Lehren, die sie aus dem TMI-Unfall gezogen haben. Wir haben uns erlaubt, diesen Beitrag in der Originalsprache zu belassen, um so die Aussagen durch die Übersetzung nicht zu verändern. Im abschliessenden Beitrag beleuchte ich die nukleare Sicherheit aus heutiger Sicht.

Ulrich Schmocker, Direktor ENSI

UNFALLHERGANG UND TECHNISCHE FORTSCHRITTE

Salih Güntay, Paul Scherrer Institut

ergänzt durch eine Tabelle von Roland Naegelin, Direktor ASK bzw. HSK 1980 - 1995

Am 28. März 1978 ereignete sich ein Unfall im Block 2 des Kernkraftwerks Three Mile Island, das am Fluss Susquehanna ausserhalb der Stadt Harrisburg im US-Bundestaat Pennsylvania liegt (Abb. 1). Der Unfall im Block 2 wird gemeinhin als TMI-2 bezeichnet.



Abbildung 1: Die zwei Druckwasserreaktorblöcke von Three Mile Island.

Beide TMI-Blöcke (Abb. 2) verfügen über Druckwasserreaktoren der Firma Babcock and Wilcox mit 900 MW elektrischer Leistung. Die Anlage besitzt Dampferzeuger mit Zwangsdurchlauf.

Der Unfall wurde ausgelöst, als Ventile in der Kondensat-Reinigungsanlage („condensate polisher“) durch Harz verstopft wurden. Die Versuche, die Verstopfung zu lösen, führten zum Verlust des Speisewassers der beiden Dampferzeuger, was eine Turbinenabschaltung nach sich zog

(zum Ablauf des Unfalls siehe Tabelle 1 am Ende des Beitrags). Das Notspeisewassersystem war nach einer Instandhaltungsmassnahme,

die 42 Stunden vor dem Unfall erfolgte, un verfügbar, weil Ventile versehentlich geschlossen blieben. Grund dafür war ein Verfahrensfehler oder menschliches Versagen. Die Ventile des Notspeisewassersystems wurden 8 Minuten nach Beginn des Unfalls wieder geöffnet.

Wegen fehlender Wärmeabgabe in den Sekundärkreislauf und andauernder Wärmeproduktion im Kern stieg der Druck im Primärkreislauf an. Hoher Druck im Primärkreislauf (162 bar) verursachte die automatische Reaktorschnellabschaltung nach 8 Sekunden durch Einfahren der Steuerstäbe (SCRAM), was die nukleare Kettenreaktion zum Erliegen brachte. Obwohl der Reaktor damit abgeschaltet war, wurde weiterhin eine beträchtliche Wärmemenge, die so genannte Nachzerfallswärme, aus den Brennelementen in das Wasser im Kern abgegeben. Dies führte zur Öffnung des am Druckhalter angebrachten Sicherheits-Abblaseventils. Der entweichende Dampf liess den Druck wieder sinken. Bis zu diesem Zeitpunkt reagierte die Anlage auslegungsgemäss.

Sobald der Druck im Primärkreislauf etwa 13 Sekunden nach Vorkommnisbeginn unter 155 bar fiel, hätte das Abblaseventil automatisch schliessen sollen. Es fiel jedoch in geöffneter Stellung aus und verblieb so zwei Stunden lang unbemerkt. Das offene Abblaseventil verursachte ein langsames Abfallen des Systemdrucks, denn das Kühlmittel entwich weiter aus dem Primärkreislauf. Die Operateure konnten über die tatsächliche Stellung des Abblaseventils keine Kenntnis haben, weil das System nicht ausgerüstet war, ein entsprechendes Signal zu geben. Während dieser Zeit entwich etwa eine Tonne Dampf pro Minute aus dem Primärkreislauf. Es gelangte über das Abblaseventil in einen Tank, den so genannten Druckhalter-Abblasetank, der darauf ausgelegt ist, Dampf aufzunehmen und zu kondensieren. Als der Tank mit Wasser gefüllt war, führte der Bruch einer Berstscheibe dazu, dass

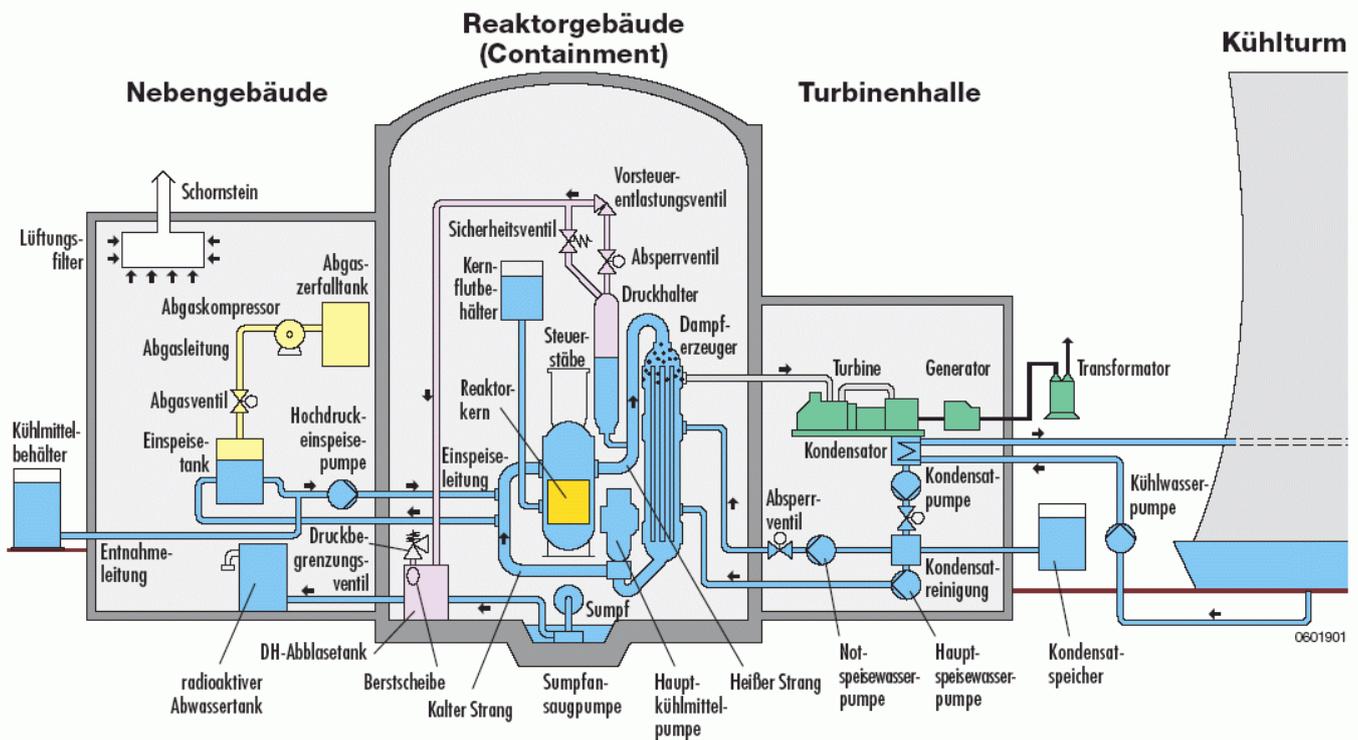


Abbildung 2: Schematische Darstellung der wichtigsten Systeme und Komponenten von TMI-2. Mit freundlicher Genehmigung von C. Müller, GRS-Köln, Deutschland, 2007.

das Wasser des Primärkreislaufs direkt in den Sicherheitsbehälter ausfloss. Eine weitere Fehleinschätzung ergab sich dadurch, dass schon vor dem Unfall das Abblaseventil undicht und demzufolge die daran anschließende Rohrleitung heiß war. Dies liess die Operateure keinen Verdacht schöpfen, als erneut heisses Wasser durch das Ventil floss. Das andauernde Entweichen von Wasser verursachte den Verlust des Kühlmittels (loss of coolant accident „LOCA“), welches erforderlich ist, um die durch den Zerfall der Spaltprodukte in den Brennelementen erzeugte Wärme abzuführen und diese zu kühlen.

Während der Druck im Primärkreislauf wegen des offenen Abblaseventils laufend sank, entwickelten sich Dampfblasen im oberen Teil des Reaktordruckbehälters. Wegen dieser Dampfblasen wurde Wasser aus dem Reaktordruckbehälter verdrängt und der Druckhalter bis zum Abblaseventil gefüllt. Der Block 2 von TMI war nur mit einer Einrichtung zur Füllstandsmessung des Druckhalters ausgestattet. Zu diesem Zeitpunkt wurde angenommen, dass, wenn das System Wasser verlöre, der Wasserstand im Druckhalter zuerst sinken würde, der darunter liegende Systemteil aber mit Wasser gefüllt sein müsste. Die Möglichkeit einer grossen Dampfblase im Reaktordruckbehälter wurde nicht berücksichtigt. Die Operateure stoppten daher die sich automatisch zuschaltende Notkühlung des Kerns, um – ganz im Sinne ihrer Ausbildung – eine Überfüllung des Primärkreislaufs unter allen Umständen zu verhindern. Diese Entscheidung beschleunigte das Fallen des Wasserspiegels im Kern.

Nach knapp 80 Minuten war das Primärkühlsystem im Wesentlichen entleert, und dessen Hauptkühlmittelpumpen saugten mehr Dampf als Wasser an, wodurch sie leer zu laufen begannen. Die Operateure schalteten die Pumpen ab, um mechanische Beschädigungen durch kavitationsbedingte Vibrationen zu vermeiden. Obwohl es keine aktive Umwälzung mehr gab, glaubte man im Kontrollraum, dass die natürliche Zirkulation die Umwälzung im Primärkreislauf aufrecht erhalten würde. In der Tat wäre dadurch die Nachzerfallswärme aus dem Kern abgeführt worden, vorausgesetzt, das Primärkühlsystem wäre mit Wasser gefüllt gewesen. Unglücklicherweise war den Operateuren nicht bewusst, dass das Primärkühlsystem mit Dampf gefüllt und stark kontaminiert war. Nach etwa 130 Minuten war der obere Teil des Reaktorkerns nicht mehr durch Wasser gekühlt.

Dadurch stieg in diesem Bereich die Temperatur der Brennstab-Hüllrohre, bis schliesslich das Hüllrohr-Material Zirkonium mit dem Dampf reagierte und oxidiert wurde. Der dabei entstehende Wasserstoff sammelte sich zuerst im oberen Teil des Reaktordruckbehälters, später breitete er sich ins Primärkühlsystem und durch den Druckhalter in den Sicherheitsbehälter aus. Die fortwährende Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter erzeugte eine brennbare und sogar explosive Wasserstoff-Atmosphäre.



Abbildung 3: Die mit einer fern-gesteuerten Kamera aufgenommenen zerstörten Brennstab-Hüllrohre.

Die Oxidation von Zirkonium durch Dampf ist eine exotherme chemische Reaktion, bei der viel Wärme entsteht. Beim Unfall schmolzen die Brennstäbe infolge dieser grossen Wärmeentwicklung (Abb. 3). Mit der Zerstörung des Brennstoffs wurden auch die in den Brennelementen angesammelten Spaltprodukte in das Kühlmittel abgegeben. Zusammen mit der Mischung aus Dampf und Wasserstoff gelangten sie in den Sicherheitsbehälter.

Das stark radioaktive Kühlwasser sammelte sich im Sumpf, das heisst im untersten Teil des Sicherheitsbehälters. Von dort wurde es irrtümlich in einen Tank im Hilfsanlagegebäude ausserhalb des Sicherheitsbehälters gepumpt. Der Gasraum des Tanks wurde ohne geeignete Filterung in die Umwelt entlüftet, was zur Freisetzung von radioaktiven Edelgasen führte.

Etwa zwei Stunden nach dem Unfall erkannte eine neue Operateurschicht die Stellung des Abblaseventils, und durch die Schliessung eines anderen Ventils unterband sie den

Kühlmittelverlust. Das Schmelzen des Kerns war jedoch in vollem Gang und verlief unbemerkt. Schliesslich wurde den Operateuren im Kontrollraum bewusst, dass der Primärkreislauf sehr wenig Wasser enthielt und mehr als die Hälfte des Kerns unbedeckt war. Stunden nach dem Beginn des Unfalls und unter Mithilfe von Spezialisten der US-Aufsichtsbehörde NRC erkannten die Operateure die Notwendigkeit, zusätzliches Wasser einzuspeisen. Nach neun Stunden entzündete sich der Wasserstoff im Reaktorgebäude und verbrannte, was einen Druckanstieg im Sicherheitsbehälter hervorrief. Der Maximalwert blieb jedoch unterhalb des Auslegungsdrucks. Annähernd 16 Stunden waren vergangen, als die Umwälzpumpen im Primärkreislauf wieder in Betrieb gesetzt wurden und die Kerntemperatur zu sinken begann. Zu diesem Zeitpunkt war ein grosser Teil des Kerns geschmolzen und hatte sich teilweise auf dem Boden des Reaktordruckbehälters gesammelt. Abb. 4 zeigt den Zustand des Kerns nach dem Ende des Unfalls.

Die Verlagerung von geschmolzenem Material übte eine starke thermische Belastung auf den Boden des Reaktordruckbehälters aus. Spätere Untersuchungen brachten zutage, dass der Boden auf ungefähr 1300 Kelvin erhitzt worden war. Analysen zeigten, dass der betroffene Bereich unter der vereinten thermischen und mechanischen Belastung versagt hätte, wenn er nicht relativ schnell, das heisst innerhalb etwa 30 Minuten, gekühlt worden wäre. Der Mechanismus dieser Kühlung bleibt trotz intensiver Nachforschung ungeklärt. Im Laufe der folgenden Woche wurden Dampf und Wasserstoff aus dem Reaktor entfernt. Dies geschah mit Hilfe von Wasserstoff-Rekombinatoren und, was für viel Ärger sorgte, durch direkte Entlüftung in die Atmosphäre.

Mehrere Jahre an Reinigungsarbeiten waren erforderlich, um den beschädigten Kern aus dem Reaktordruckbehälter zu entfernen und die Anlage zu dekontaminieren. Es wurden Studien durchgeführt, um die erfolgte Aktivitätsabgabe in die Umwelt abzuschätzen. Die Hauptabgabe

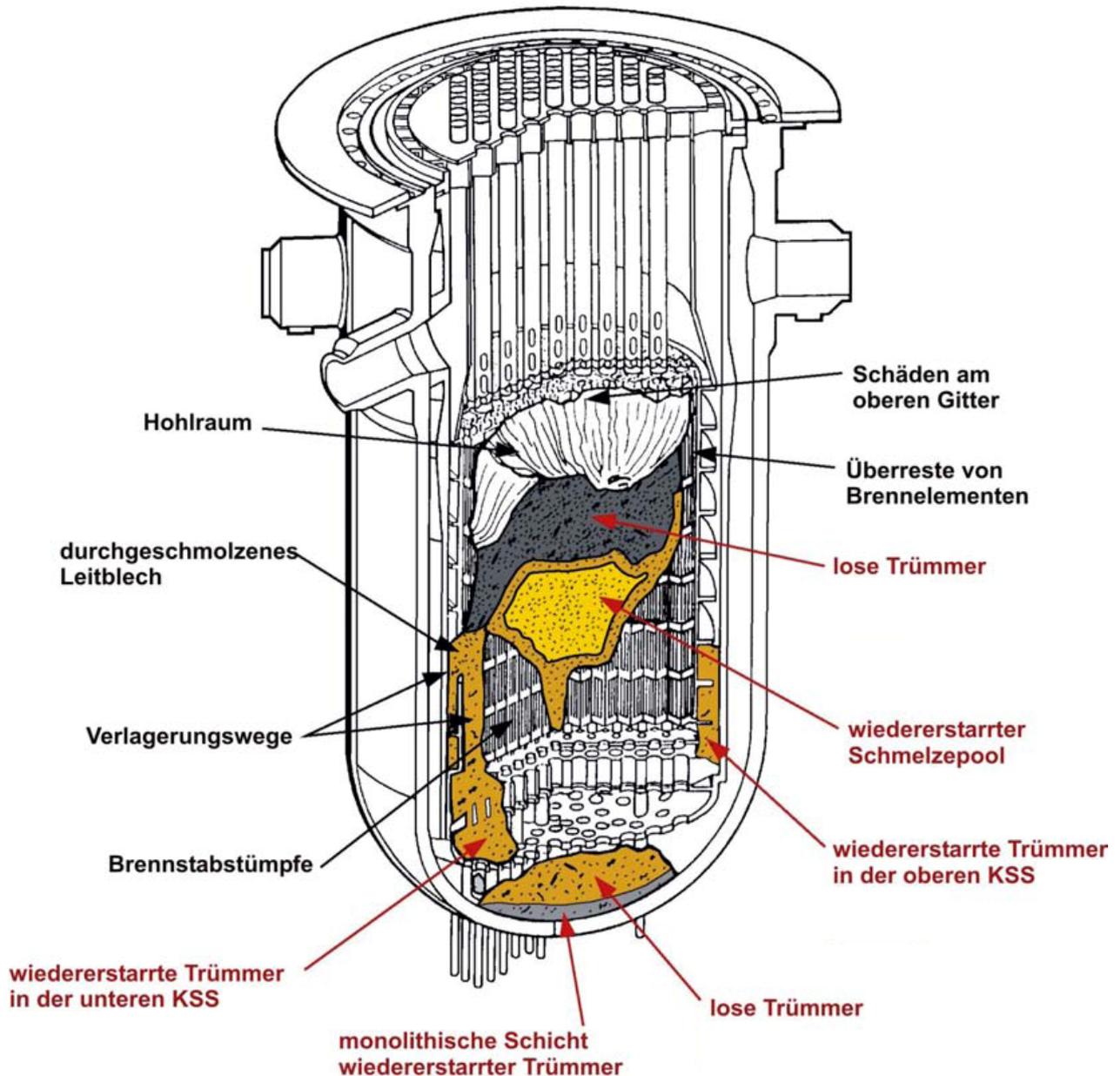


Abbildung 4: Schematische Darstellung des Endzustands des TMI-2-Kerns.

erfolgte gemäss den Ermittlungen als radioaktives Gas (in Form von Krypton-85) mit einer Aktivität von $1,665 \times 10^{15}$ Bq. Weil der Sicherheitsbehälter unversehrt blieb, war die Abgabe in die Umwelt von anderen Spaltprodukten wie Iod unbedeutend und blieb unter den Werten, die als Krebs auslösend gelten. Die durchschnittliche Strahlendosis, welche innerhalb eines Radius von 10 Meilen um die Anlage lebende Menschen erfuhren, wurde auf 0,08 Millisievert und die höchste Individualdosis auf maximal 1 Millisievert geschätzt. 0,08 Millisievert entspricht ungefähr der Dosis bei einer Röntgenuntersuchung des Brustkorbs und 1 Millisievert einem Drittel der natürlichen Strahlenexposition, welche Einwohner der Vereinigten Staaten pro Jahr erfahren.

Die allgemeine Situation in der Zeit nach TMI-2 war geprägt durch einen hohen Grad an Verwirrung. Denn die Beteiligten – Anlagenpersonal, Kommentatoren, Notfallmannschaft, Behördenvertreter und die Öffentlichkeit – bemühten sich, ein Bild zu zeichnen von dem, was geschah und zu tun war, und all dies auf der Grundlage von unvollständigen und missverständlichen Informationen. Diese Lage hielt

in der unmittelbaren Folge und für einige Zeit danach an. Die Prozesse des Sammelns, Analysierens und Interpretierens der Daten von TMI-2, gefolgt von der Definition von Massnahmen und deren Umsetzung dauerten viele Jahre.

Fortschritte nach dem TMI-2-Unfall

Der Unfall führte zu zahlreichen wissenschaftlichen Initiativen. Sie umfassten Überprüfungen im Anschluss an den Unfall, Versuchsprogramme und Studien in den Vereinigten Staaten und in anderen Ländern. Grosse Fortschritte wurden erzielt in der Kenntnis über die Abläufe schwerwiegender Unfälle, sowie die Fähigkeit diese zu modellieren und die Folgen abzuschätzen. Parallel dazu brachten die gezogenen Lehren Verbesserungen von Sicherheitstechnik, Betriebs- und Sicherheitskultur. Das menschliche Verhalten wurde als ein entscheidender Teil der Anlagensicherheit erkannt. Die Anforderungen an das Personal wurden dementsprechend angepasst und die Operateurausbildung umgestaltet, anschliessend die Instrumente und Kontrollen zur Steuerung der Anlagen verbessert. In allen Kraftwerken mit Leichtwasserreaktoren wurden sowohl verhaltens- als auch sicherheitsorientierte Überprüfungen eingeführt, ebenso die Anwendung von Risikoabschätzungen, um die Schadensanfälligkeit für schwerwiegende Unfälle bei jeder Anlage zu ermitteln.

Des Weiteren wurden seit dem TMI-2-Unfall in den Vereinigten Staaten und anderen Ländern zahlreiche Versuchsprogramme durchgeführt. Sie beschäftigten sich mit Kernschäden, Versagen des Reaktordruckbehälter-Bodens und vielen anderen Abläufen bei schwerwiegenden Unfällen, zum Beispiel dem Verhalten und Transport von Wasserstoff, Iod und Aerosolen in Modellen von vielen verschiedenen Anlagenteilen bis hin zu komplexen Anlagenmodellen. Ihr Hauptzweck ist es, das Verständnis für die zugrunde liegenden Abläufe zu verfeinern und dadurch die Anlagensicherheit zu verbessern. Dies erfolgt durch Nachrüstung der Anlagen, indem zusätzliche bzw. bessere technische Anlagen und zugehörige Bedienungsanleitungen, Instrumente und Kontrollraum-Gestaltungen eingebaut werden, indem Notfallrichtlinien für den Betrieb und die Bewältigung von Unfällen entwickelt und in die Operateur-Ausbildung integriert werden. Die Forschungsergebnisse flossen in neue Reaktorkonzepte ein, welche nicht nur Störfälle im Auslegungsbereich, sondern auch auslegungsüberschreitende Störfälle bewältigen sollen.

Unfälle können die Folge verschiedener Auslöser sein, verursacht durch eine Kombination mehrerer anlageninterner Ereignisse wie Fehlfunktionen von technischen Einrichtungen, Bedienungsfehlern, wie auch durch Feuer, und/oder externe Ereignisse wie Erdbeben und Überschwemmungen. Anhaltender Kühlmittelverlust kann dazu führen, dass der Unfall sich zu einem schwerwiegenden Unfall mit Kernschaden entwickelt. Schwerwiegende Unfälle schliessen viele unterschiedliche, komplexe und miteinander wechselwirkende Vorgänge ein, die zusätzlich durch Operateurhandlungen beeinflusst werden können, welche wiederum auf den Unfallhergang rückwirken. Daher wurden Anstrengungen darauf ausgerichtet, Computerprogramme zu entwickeln, die mehrere hundert gleichzeitig ablaufende Vorgänge simulieren können. Die Programme werden mit Hilfe von experimentellen Daten verifiziert und anschliessend genutzt, um Unfallverlauf, Anlagenverhalten und Quellterm (Menge und zeitlicher Ablauf der freigesetzten Radioaktivität) unter vorgegebenen Reaktor-Unfallbedingungen vorherzusagen. Diese Vorhersagen werden benutzt, um Voraussetzungen zu schaffen und Massnahmen zu treffen, welche im Falle eines schweren Unfalls eine signifikante Freisetzung von Spaltmaterial in die Umgebung verhindern.

Die Auswertung der Betriebserfahrung wurde weiter entwickelt, um die Versagenswahrscheinlichkeit einzelner Systeme und die auslösenden Ereignisse von potentiellen Unfällen vorherzusagen. Techniken der probabilistischen Sicherheitsanalyse wurden entwickelt, um die Wahrscheinlichkeit zu bestimmen, mit der ein Unfall zur Kernschmelze führt oder nicht. Derzeit zielen die Bemühungen der Europäischen Union darauf ab, allgemein verbindliche Richtlinien innerhalb Europas für die Anwendung bei

probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) von schwerwiegenden Unfällen zu erstellen. Im Falle der Kernschmelze soll vorhergesagt werden, ob letztlich eine Freisetzung von Aktivität in die Umwelt erfolgt und wie deren Zeitverlauf und Umfang (Quellterm) aussieht. Die entwickelten Programme geben Einsicht in einzelne unter vielen tausend Unfallverläufen und sagen den Quellterm voraus. Mit den erhaltenen Informationen können weitergehende Vorsichtmassnahmen für den Schutz der Bevölkerung getroffen werden.

Das Ziel ist, grosse Freisetzungen von Radioaktivität in die Umwelt zu vermeiden, welche die menschliche Gesundheit beeinträchtigen und grosse Landstriche kontaminieren können. Als Ergebnis der grundlegenden Änderungen und der Fortschritte bei der Aufsicht ist der Betrieb von Kernanlagen heute sicherer und besser.

Literatur

- Nuclear Regulatory Commission, Special Inquiry Group, "Three Mile Island: A report to the Commissioners and to the public" (Washington, D.C.: Nuclear Regulatory Commission, Special Inquiry Group, 1980 Available at <http://www.threemileisland.org/>)
- ANS Public Information, available at <http://www.ans.org/pi/resources/sptopics/tmi/brief.html>
- President's Commission on the Accident at Three Mile Island, "The need for change, the legacy of TMI: report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island" (Washington, D.C.: The Commission, 1979). Available at <http://www.threemileisland.org/>
- T. Haste, J. Birchley, E. Cazzoli, and J. Vitazkova, "MELCOR/MACCS Simulation of the TMI-2 Severe Accident and Initial Recovery Phases, Off-Site Fission Product Release and Consequences", Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 1099-1112.
- Research and development with regard to severe accidents in pressurized water reactors: Summary and outlook, A joint IRSN and CEA Report, Rapport IRSN-2007/83, Rapport CEA-2007/351, 2007.
- Proposal for future of activities in the area of severe accidents, CSNI Working Group on Analysis and Management of Accidents, NEA/SEN/SIN/AMA(2008)3 April 2008.
- Advanced Safety Assessment Methodologies (ASAMPSA2): level 2 PSA, a 7th EU Framework Project, Grant Agreement Number 211594, 2008.
- D. Kleinhietpass, Einfluss der Oxidation eines Kernschmelzepools auf die Spaltproduktfreisetzung mit Hilfe des Programms RELOS, Dissertation zur Erlangung des Grades Doktor-Ingenieur der Fakultät für Maschinenbau der Ruhr-Universität Bochum, 2006.

Ablauf des Unfalls TMI-2

28. März 1979 04:00 Ein Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen löst einen automatischen Turbinenschnellschluss aus.
- nach 3 s Das am Druckhalter angebrachte Abblaseventil für den Primärkreislauf (Kühlmittelkreislauf) öffnet wegen Überdruck (156 bar).
- 8 s Automatische Reaktor-Schnellabschaltung durch hohen Druck im Primärkreislauf (162 bar).
- 13 s Der Druck im Primärkreislauf ist so weit gesunken, dass das Abblaseventil einen automatischen Schliessbefehl erhält (152 bar). Dieses Ventil bleibt jedoch offen blockiert. Im Kommandoraum wird nur der Befehl, nicht aber die tatsächliche Stellung des Ventils angezeigt, so dass das Personal annimmt, das Ventil sei geschlossen.
- 40 s Das automatisch gestartete Hilfsspeisewassersystem erreicht seinen vollen Förderdruck. Die Absperrventile zum Sekundärkreislauf sind jedoch wegen einer zuvor erfolgten Wartung noch geschlossen und werden erst nach etwa 8 Minuten geöffnet.
Der bei diesem Anlagentyp geringe Wasserinhalt in den Dampferzeugern ist in der Zwischenzeit vollständig ausgedampft.
- 2 min Tiefer Druck im Primärkreislauf (110 bar) startet automatisch die Hochdruckeinspeisung der Notkühlung.
- 4 bis 10 min Im Primärkreis erreicht das Kühlmittel den Sättigungszustand, im Reaktorkern wird Dampf produziert.
Nach anfänglichem Sinken erreicht der Wasserstand im Druckhalter die obere Grenze des Anzeigebereiches.
Das Betriebspersonal interpretiert diese Anzeige so, der ganze Primärkreislauf sei mit Flüssigkeit gefüllt. Es schaltet die Hochdruckeinspeisung gemäss Vorschrift ab, weil andernfalls - bei vollständig gefülltem Kreislauf - rasch dessen Absicherungsdruck erreicht würde. Tatsächlich enthält ein grosser Teil des Reaktordruckbehälters nicht Flüssigkeit, sondern Dampf.
- 15 min Bruch der Berstscheibe im Druckhalter-Abblasetank, so dass eine offene Verbindung zwischen dem Reaktorkern und dem Containment-Innenraum entsteht.
Das ins Containment gelangende Kühlmittel wird zunächst automatisch ins Hilfsanlagengebäude gepumpt, von wo mitgetragene Aktivstoffe über undichte Komponenten in die Umgebung entweichen.
- 38 min Die Containment-Sumpfpumpen werden abgestellt, ein vollständiger Abschluss des Containments erfolgt jedoch noch nicht.
- 74 und 100 min Abschalten der Kühlmittelumwälzpumpen wegen Vibrationen, verursacht durch das geförderte Gemisch aus Flüssigkeit und Dampf. Wegen Ansammlung von Dampf an erhöhten Stellen des Primärkreislaufes kann sich kein Naturumlauf zur Wärmeabfuhr an den Sekundärkreislauf einstellen.
Das Abstellen der Notkühlung, die Stagnation und das teilweise Fehlen des Kühlmittels im Reaktorkern führen in der Folge zu Überhitzung, Schädigung und Schmelzen eines grossen Teiles der Brennelemente.

- 110 min Beginn Kernabdeckung.
- 130 min Chemische Reaktion von Wasser mit den Zirkonhüllrohren erzeugt zusätzliche Wärme und produziert grosse Mengen von Wasserstoff; wodurch der Druck im Primärkreis steigt.
Flüchtige Spaltprodukte werden aus der Brennstoffmatrix freigesetzt.
- 140 min Die offene Stellung des Abblaseventils wird entdeckt bzw. vermutet, worauf das davor befindliche Absperrventil geschlossen und damit der Kühlmittelverlust beendet wird.
- 160 min Kühlmittelniveau ca. 60 cm über Kerneintritt.
Der Reaktorkern schmilzt im Zentrum.
- 190 min Beginn des Einspeisens von zusätzlichem Kühlmittel („Feed and Bleed“).
- 210 min Einige Tonnen Kernschmelze fallen auf den Boden des Reaktordruckbehälters.
- 4 Stunden Der auf 0.28 bar angestiegene Druck löst einen vollständigen Abschluss des Containments aus.
- 10 Stunden Der Überdruck im Containment steigt kurzzeitig auf 2 bar an, was später als rasche Verbrennung bzw. Deflagration von Wasserstoff interpretiert wird.
(Prüfdruck 4.7 bar)
- 11 Stunden Durch mehrfaches Öffnen und Schliessen der Abblaseleitung, zeitweiligen Start der Umwälzpumpen und der Hochdruckeinspeisung kann der Primärkreis so weit mit flüssigem Kühlmittel gefüllt werden, dass sich ein Naturumlauf mit Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger einstellt.
Im oberen Teil des Reaktordruckbehälters verbleibt noch eine grosse Wasserstoffblase.
- 16 Stunden Mit Start der Umwälzpumpen wird im Primärkreislauf wieder Zwangsumlauf hergestellt. Druck ca. 70 bar, Temperatur 205° - 295°, Tendenz sinkend.
- 2 Tage Grösse der Wasserstoffblase ca. 34 m³, Tendenz abnehmend.
- 30 Tage Anlage im Zustand der „Kalten Abschaltung“. Wärmeabfuhr durch Naturumlauf im Primärkreislauf.
- Juli 1980 Erster Wiedereintritt in das Reaktorgebäude.
- Juli 1984 Abheben des Reaktor-Druckbehälter-Deckels.
- 1985 bis 1990 Entladen des Brennstoffes und Abtransport in ein Zwischenlager.
- Dez 1993 Bewilligung des Zustandes „Überwachte Lagerung nach Entladen des Brennstoffs“.

REAKTIONEN IN DER SCHWEIZ

Roland Naegelin, Direktor ASK bzw. HSK 1980 - 1995

1. Einleitung

Am 28. März 1979 ereignete sich ein Unfall mit teilweise Kernschmelzen im amerikanischen 900 MWe-Kernkraftwerk „Three Mile Island 2 (TMI-2)“ bei Harrisburg, Pennsylvania. Beträchtliche Mengen radioaktiver Stoffe wurden aus dem Reaktorkern freigesetzt; wichtige Barrieren zur Verhütung einer nuklearen Katastrophe waren beeinträchtigt worden. Dank weitgehendem Funktionieren des Containments (Sicherheitsbehälter) blieb die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung sehr gering. Die radiologische Schädigung der Bevölkerung war vernachlässigbar, nicht aber deren psychologische Beeinträchtigung und entsprechende weltweite Auswirkungen.

Den Fachleuten war das Schadenpotential grosser Leistungsreaktoren schon immer bekannt. Die im Jahre 1975 veröffentlichte Risikostudie Wash-1400 war die erste umfassende Studie, in der mit probabilistischen Methoden das durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachte Risiko berechnet wurde. Von diesem Zeitpunkt an gab es quantitative Angaben nicht nur zur Schadengrösse, sondern auch zu den entsprechenden Häufigkeiten. Dieser Studie wurde in erster Linie das im Vergleich zu anderen Gefahren geringe Risiko von Kernkraftwerken entnommen; sie enthielt aber auch das Resultat, dass Störfallabläufe mit Kernschäden mit nicht vernachlässigbarer Häufigkeit zu erwarten sind. Auch viele Fachleute wurden jedoch erst durch den TMI-Unfall überzeugt, dass dieses Resultat nicht eine abstrakte Grösse war, sondern als Realität zur Kenntnis genommen werden musste und einen Bedarf nach vertieften Betrachtungen sowie zusätzlichen Massnahmen anzeigte.

Auch in der Schweiz erregte der Unfall – trotz geringen Auswirkungen nach aussen – in der Bevölkerung und in Fachkreisen grosses Aufsehen. Er führte zu einem Überdenken der Situation bei den zuständigen politischen Instanzen und zu Verzögerungen beim Ablauf der aktuellen Projekte. Mit betroffen waren die Sicherheitsbehörden, die damalige Abteilung für die Sicherheit der Kernanlagen ASK (ab 1982 Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK) und die Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen KSA.

2. Ursachen und Folgen des Unfalls

Ursachen

Dass eine Betriebsstörung sich zu einem schweren Unfall entwickeln konnte, lag an einer Kombination mehrerer Fehler, sowohl technischem Versagen als auch menschlichen Irrtümern, aber auch Schwächen der Anlageauslegung und der Betriebsvorschriften. Technische Fehler waren der Ausfall des Hauptspeisewassersystems als auslösendes Ereignis und später das Blockieren des Druckhalter-Abblaseventils in offener Stellung. Operateurfehler waren die Nicht-Bereitschaft des Hilfsspeisewassersystems wegen geschlossenem Zustand der Absperrventile, zudem das Nicht-Erkennen des Sättigungszustandes mit Verdampfung von Kühlmittel im Reaktorkern und der daraus resultierende Entscheid, die automatisch angelaufene Hochdruckeinspeisung vorzeitig abzustellen, ferner die späte Erkenntnis, dass das Abblaseventil offen blockiert sein könnte. Das Betriebspersonal war ungenügend ausgebildet und auf die aufgetretenen Ereignisse nicht vorbereitet. Das leitende TMI-Personal hatte Schwierigkeiten mit der Ereignisanalyse.

Entscheidend waren auch Mängel der Anlageauslegung wie das Fehlen einer Stellungsanzeige des Abblaseventils - angezeigt wurde nur der ergangene Schliessbefehl. Die Möglichkeit, dass die

Hochdruckeinspeisung des Primärsystem unter einen unzulässig hohen Druck setzen könnte, führte zu einem vorzeitigen Abstellen dieser Einspeisung. Das für Druckwasserreaktoren übliche Fehlen einer Anzeige des Kühlmittelniveaus im Reaktor-Druckbehälter trug wesentlich dazu bei, dass der Unfallablauf nicht rechtzeitig erkannt wurde.

Die Auslegung des Kommandoraumes war für die Beherrschung von Störfällen ungeeignet. Entsprechende Mängel wurden vom Personal schon nach einem Störfall im April 1978 gemeldet, blieben aber bestehen.

Der Unfall hätte auch durch bessere Kommunikation zwischen Hersteller, Betreibern und Behörde vermieden werden können, gab es doch glimpflich abgelaufene Vorgänger-Störfälle und Studien, die das Problem erkennen liessen:

- Ein gleichartiges auslösendes Ereignis hatte sich im KKW Davis Besse des gleichen Herstellers schon im September 1977 ereignet, war aber wegen kleiner Ausgangsleistung (9%) ohne schwere Folgen geblieben. Dieser Störfall wurde vom Hersteller und von der amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC untersucht, Hinweise an die Betreiber bezüglich richtigen Operateur-Verhaltens in solchen Fällen unterblieben jedoch.
- Somit erstaunt auch nicht, dass der schon 1974 im KKW Beznau eingetretene Störfall mit ebenfalls offen blockiertem Druckhalter-Abblaseventil – aufgetreten in der Anlage eines anderen Herstellers und ohne ernsthafte Folgen – auch keinen Einfluss auf die Störfallvorschriften des TMI-Reaktors hatte.

Folgen

Folgen des TMI-Unfalles waren, dass wegen ungenügender Kühlung ein erheblicher Teil der Brennelemente beschädigt wurde und etwa ein Drittel des Reaktorkerns schmolz; der Druckbehälter blieb jedoch intakt. Grössere Mengen gasförmiger Spaltprodukte gelangten in den Primärkreislauf und über das offene Abblaseventil in das Containment, ebenso Wasserstoff aus der bei hohen Hüllrohr-Temperaturen einsetzenden Zirkon-Wasser-Reaktion.

Das in den Containmentsumpf gelangende Reaktorkühlmittel wurde zunächst automatisch in das Hilfsanlagengebäude gepumpt, von wo mitgetragene Spaltprodukte – vorwiegend Xenon und etwas Iod – über undichte Komponenten in die Umgebung gelangten. Der vollständige Abschluss des Containments erfolgte automatisch erst nach etwa 4 Stunden durch den auf 0.28 bar gestiegenen Gebäudeüberdruck.

Der Reaktor enthielt zur Zeit des Unfalls 66 Millionen Curie Iod-131. In die Umwelt gelangten davon etwa 15 Curie, daneben auch etwa 10 Millionen Curie Edelgase, hingegen keine messbaren Mengen von langlebigem Cäsium oder Strontium. Die Strahlendosen der Personen im Umkreis von 16 km betragen durchschnittlich etwa 0.08 mSv; keine Person erhielt mehr als 1 mSv.

Die Schwere des TMI-Unfalles bezüglich Auswirkung auf die Bevölkerung kann durch einen Vergleich der in die Umgebung freigesetzten Mengen des Isotops Iod-131 illustriert werden. Im Falle Lucens 1969 waren dies etwa 30 mikroCurie, im Falle Tschernobyl 1986 etwa 50 Millionen Curie.

Glasmmodell des Reaktor-Kühlkreislaufes

Im Zusammenhang mit dem TMI-Unfall erteilte die ASK dem Eidgenössischen Institut für Reaktorforschung EIR einen Auftrag für ein Glasmmodell eines Druckwasserreaktor-Kreislaufes zur sichtbaren Darstellung der komplizierten thermohydraulischen Verhältnisse bei Kühlmittelverluststörfällen. Dieses Modell erwies sich in der Folge als sehr instruktiv und fand auch im Ausland Beachtung.

3. Auswirkungen auf die schweizerischen Kernkraftwerke

Fragen der ASK an die KKW-Betreiber

Der Leiter der ASK forderte mit Brief vom 6. April 1979 die Leitungen der Kernkraftwerke Beznau, Mühleberg und Gösgen auf, Überprüfungen ihrer Anlagen aufgrund der vorliegenden Kenntnisse über den TMI-Unfall beförderlichst an die Hand zu nehmen. Er konkretisierte diesen Brief mit Schreiben vom 20. April, dem eine Liste von 29 Fragen einschliesslich einiger Forderungen für zu ergreifende Massnahmen beigefügt war.

Die ASK erwartete, dass bis in etwa einem Jahr die überwiegende Mehrzahl aller Überprüfungen zu einem Abschluss gekommen und gegebenenfalls gestellte Forderungen bereits verwirklicht sein würden. Sie sah jedoch im Lichte der vorliegenden Informationen keinen Grund, dass bis dahin der Betrieb der schweizerischen KKW eingestellt werden müsste.

Eine erste Reihe von Überprüfungen auf dem Gebiet der Reaktortechnik betraf TMI-spezifische Aspekte bezüglich Eintritt und Beherrschung eines ähnlichen Störfalls. Trotz weitgehend befriedigendem Zustand in allen 3 KKW wurden einige wünschbare Verbesserungen identifiziert, die realisiert oder weiter untersucht werden sollten.

Erste Beurteilung der ASK

Ein erster Zwischenbericht der ASK an den Bundesrat vom 25. April 1979 fasst die damaligen Kenntnisse über den Unfall zusammen, geht auf die Möglichkeit solcher Störfallabläufe in den schweizerischen Kernkraftwerken und allenfalls für diese zu ziehende Konsequenzen ein. Er vergleicht die beiden schweizerischen Druckwasserreaktoren Beznau und Gösgen mit dem amerikanischen Kernkraftwerk TMI, wobei unter anderem auf folgende Unterschiede hingewiesen wird:

- Störungen im Speisewassersystem der TMI-Anlage wirken sich im Gegensatz zu Druckwasserreaktoren anderer Hersteller wegen des Fehlens eines Speisewasserbehälters und der Verwendung eines Zwangsdurchlauf-Dampferzeugers sehr rasch auf den Reaktor aus.
- Die Anordnung der Dampferzeuger (tief im Vergleich zum Reaktorkern), die Führung der Primärrohrleitungen und der Anschluss des Druckhalters über ein U-förmiges Rohr sind ungünstig für den Naturumlauf sowie die Beherrschung von kleinen und mittleren Lecks und können zu irreführenden Anzeigen des Druckhalter-Wasserstandes führen.
- Die Absperrung (Isolation) des Containments wird erst bei recht hohem Überdruck automatisch ausgelöst. Bei schweizerischen Anlagen erfolgt dies schon bei wesentlich tieferem Druck und auch durch das Notkühlsignal.

In der Antwort auf die Frage, ob ein solcher Unfall auch in einem schweizerischen Kernkraftwerk möglich wäre, wird auf solche Schwächen der amerikanischen Anlage hingewiesen, zusätzlich auch auf die grössere Zahl von Redundanzen bei der Systemauslegung namentlich des KKW Gösgen und auf die bessere Instrumentierung der Druckhalter-Abblaseventile in Beznau. Hingewiesen wird auch auf mehrere den Unfallablauf ungünstig beeinflussende menschliche Fehler und Schwächen sowie Mängel von Bedienungsvorschriften, denen man in der Schweiz mit umfassender Ausbildung und systematischem Aufbau von Erfahrung begegnet.

Selbst wenn nicht als undenkbar ausgeschlossen werden könne, dass ein Ereignis wie in Harrisburg auch in der Schweiz eintreten könnte, so dürfe dies mit guten Gründen als sehr unwahrscheinlich betrachtet werden.

Forderungen der ASK

In den folgenden Monaten wurde im Dialog mit den einzelnen Werken die Abarbeitung der im ASK-Brief vom 20. April erwähnten 29 Punkte verfolgt. Dabei konnten einzelne Punkte als erledigt beschrieben werden; es kamen aber auch einige zusätzliche Punkte neu auf.

Eine im Herbst 1980 gezogene Bilanz bezeichnete unter anderem die folgenden Punkte als erledigt:

- Automatischer Primärkreisabschluss bei Kühlmittelverlust
- Stellung von Handarmaturen von Sicherheitssystemen
- Siedeabstandsrechner
- Verfügbarkeit von Wasserstoff-Rekombinatoren
- Probenahme aus dem Containment
- Qualifikation des leitenden Personals

Als noch offen wurden andererseits unter anderem die folgenden Punkte aufgeführt:

- Entlastung von Gasen aus dem Reaktorkühlsystem
- Niveaumessung im Reaktor-Druckbehälter
- Sammeltableau für wichtige Zustandsgrößen

Anlagespezifische Risikoanalysen

Mit dem tatsächlichen Eintreten eines auslegungsüberschreitenden, schweren Unfalls wuchs sowohl bei den Sicherheitsbehörden als auch bei den Betreibern das Interesse an anlagespezifischen probabilistischen Sicherheitsanalysen PSA. Zweck sollte das Auffinden allfälliger Schwachstellen, Hilfe bei der Entscheidung über Notwendigkeit oder Entbehrlichkeit von Nachrüstmassnahmen und das Festlegen von Szenarien für die Planung des Notfallschutzes sein. Entsprechende erste Studien wurden auf Initiative der Betreiber schon in der ersten Hälfte der achtziger Jahre für die KKW Beznau und Leibstadt durchgeführt. 1986 forderte dann die ASK für alle KKW anlagespezifische PSA der Stufen 1 und 2.

Niveaumessung im Reaktor-Druckbehälter

Die Forderung nach einer direkten Füllstandsmessung im Reaktordruckbehälter von Druckwasserreaktoren war eine unmittelbare Konsequenz des TMI-Unfalls 1979. Dort hatten die Operateure nicht erkannt, dass der Reaktorkern lange Zeit nicht mehr von Wasser bedeckt war; sie verliessen sich auf die Anzeige des ausreichenden Füllstandes im Druckhalter, merkten aber nicht, dass im oberen und mittleren Bereich des Reaktordruckbehälters das Wasser von Dampf und Gasen verdrängt war, so dass das Niveau im Druckhalter nicht mehr repräsentativ für den ganzen Kreislauf war.

Entsprechende direkte Messsysteme wurden in Deutschland und Frankreich gefordert und installiert, die schweizerischen Betreiber machten jedoch auf damit verbundene ungelöste Probleme des Anwendungsbereiches sowie der Messwertinterpretation aufmerksam und schlugen Alternativen mit indirekten Messungen vor. Nach langwierigen Diskussionen akzeptierte die HSK solche alternative Lösungen, welche unter anderem qualifizierte Messgeräte für Kernaustrittstemperatur und Siedeabstand umfasste. Die KSA nahm diesen Entscheid zur Kenntnis, möchte aber die Frage neu überprüfen, wenn geeignete direkte Messsysteme verfügbar werden sollten.

Verhalten des Personals unter Stressbedingungen

Nach dem TMI-Unfall wurde die Frage aufgeworfen, wieweit das Personal der schweizerischen Kernkraftwerke seiner Aufgabe gewachsen sei und wie es sich insbesondere in einem solchen Störfall verhalten würde. Wohl werde das richtige Vorgehen in Auslegungstörfällen bei der Aus- und Weiterbildung instruiert, geübt und bei der Lizenzierung auch geprüft; in unerwartet eintretenden und anders ablaufenden Unfällen lägen jedoch besondere, erschwerende Bedingungen vor.

Zur speziellen Untersuchung der psychologischen Seite dieser Problematik wurde unter Beiziehung des Institutes für angewandte Psychologie (IAP) eine Arbeitsgruppe eingesetzt. Diese bestand aus Vertretern der KKW, des IAP und der ASK. Sie sollte Informationen über Anforderungen an Personal und Organisation von Kernanlagen im Hinblick auf zweckmässiges Verhalten bei Stör- und Notfällen zusammenstellen. Zu diesem Zweck führte sie eine Umfrage beim Betriebspersonal aller schweizerischen Kernkraftwerke durch. Die gestellten Fragen betrafen fachliche, personenbezogene, führungs-mässige, organisatorische und unternehmungsbezogene Aspekte.

Eine solche behördliche Befragung stiess bei den leitenden Personen der Betreibergesellschaften auf Skepsis und Widerwillen. Die Resultate waren auf deren Verlangen vertraulich zu behandeln. Als allgemeine Erkenntnis wurde immerhin bekanntgegeben, dass auf dem untersuchten Gebiet keine schwerwiegenden Mängel festzustellen waren. Es wurde jedoch empfohlen, einzelnen Aspekten noch weiter nachzugehen; so bei der Beurteilung des Kadrs, der Erprobung der Führung in Notfällen und der Verminderung von Möglichkeiten für menschliche Fehlleistungen.

4. Auswirkungen auf die schweizerische Politik und Sicherheitsbehörden

Anordnungen des Bundesrates

Der grosse Eindruck, welchen der TMI-Unfall weltweit hinterliess, führte auch in der Schweiz zu starken politischen Reaktionen. Bundesrat Ritschard zeigte sich sehr besorgt, und das Parlament verlangte von den Sicherheitsbehörden detaillierte Auskünfte. Für KSA und insbesondere ASK hatte dies beträchtliche Mehrarbeit zur Folge, zeitigte aber auch positive Effekte. Der nötige Kontakt zu den Politikern führte zu interessanten Diskussionen, weitete das Blickfeld und förderte dort das Verständnis für die Arbeit der Sicherheitsbehörden. Eine sehr willkommene Folge war die Zuteilung weiterer Stellen, womit der ständige Personalmangel mindestens temporär gemildert werden konnte.

Am 4. April 1979 erteilte der Bundesrat der ASK einen generellen Auftrag zu Abklärungen in den schweizerischen Kernkraftwerken in der Folge des TMI-Unfalls. Der Departements-vorsteher schrieb am 24. April 1979 der ASK einen Brief, der unter anderem die folgenden generellen Weisungen enthielt:

1. Die Untersuchungen über die Sicherheitssysteme für die in Betrieb stehenden A-Werke haben absolut erste Priorität. Es müssen dazu nötigenfalls alle Mitarbeiter eingesetzt werden und alle weiteren Arbeiten der Abteilung sind hinten an zu stellen.
2. Wenn in einem der in Betrieb stehenden Werke im Lichte der bis jetzt aus Harrisburg gewonnenen Erkenntnisse auch nur geringste, berechtigte Zweifel an der Funktionsfähigkeit der Sicherheitseinrichtungen auftreten, muss dieses Werk sofort stillgelegt werden. Es gibt hier keine Einwände welcher Art auch immer. Lieber eine Stromrationierung, vorübergehende Arbeitslosigkeit und finanzielle Verluste in Kauf nehmen, als die Gefahr eines Atomunfalles, der Menschen gefährden kann.

3. Ich möchte z.H. des Bundesrates einen Bericht der ASK, bevor nach dem Abschalten an diesem Wochenende das Werk Gösgen den Betrieb wieder aufnehmen kann. (Dieses Werk hatte eben die 80%-Inbetriebsetzungsversuche abgeschlossen und erhielt dann erst wieder Freigaben für Weiterbetrieb mit 80 % am 1. Juni und für Volllast am 21. August).
4. Nach Abschluss der Sicherheitsprüfungen bei den bestehenden KKW sind die bereits erteilten Standortbewilligungen für Kaiseraugst, Graben und Verbois von Grund auf neu zu überdenken.

Die ASK schrieb mit den Daten 25. April, 8. Mai und 10. August 1979 Berichte zuhanden des Bundesrates auf der Basis des jeweils vorliegenden Kenntnisstandes über den Unfall. Dabei wird auf den Ablauf sowie die Ursachen des Unfalls eingegangen, auf einen Vergleich mit den schweizerischen Kernkraftwerken und den sich daraus ergebenden Konsequenzen für deren Sicherheit.

Aktionen des Parlamentes

Im Parlament beschäftigte sich insbesondere eine Arbeitsgruppe der Geschäftsprüfungskommission des Nationalrates (GPK) mit den Themen „Sicherheit der Kernkraftwerke“ und „schweizerische Sicherheitsbehörden“. Neben den Beratungen wurden dabei auch Anhörungen durchgeführt. In ihrem Bericht vom 14. November 1980 an den Bundesrat machte die GPK unter anderem die folgenden Empfehlungen:

- Der Katastrophenschutz für den Fall schwerer KKW-Unfälle ist von den Behörden des Bundes, der Kantone und der Gemeinden – je im Rahmen ihrer Kompetenzen – gemeinsam mit der Bevölkerung zu erproben.
- Der Personalbestand der ASK ist den wachsenden Aufgaben in angemessener Weise anzupassen.
- Der KSA ist ein eigenes Sekretariat zur Verfügung zu stellen. Die Kommission soll auch fachkundige Mitglieder umfassen, die gegenüber der Kernenergie kritisch eingestellt sind.
- Bei der Bewilligung und bei der Überwachung von KKW ist den betrieblichen Anforderungen und den möglichen Folgen menschlichen Fehlverhaltens vermehrt Beachtung zu schenken. Die Sicherheitsbehörden sollten abklären, in welchem Masse menschliches Fehlverhalten Störfälle verschlimmern und das Risiko schwerer Unfälle vergrössern kann. Darüber ist ein Bericht zu erstatten.

In seiner Stellungnahme zu diesen Empfehlungen vom 7. Januar 1981 erklärt sich der Bundesrat bereit, in die KSA auch Fachleute aufzunehmen, die der Kernenergie gegenüber grundsätzlich kritisch eingestellt sind, sofern entsprechende Kenner der Materie mit der nötigen zeitlichen Verfügbarkeit gefunden werden können. Im weiteren gibt er bekannt, dass innerhalb der ASK eine neue Sektion gebildet wird, welche sich mit Fragen des Personals und der Organisation der KKW befassen soll. Zur Frage betreffend menschlichem Fehlverhalten erstellte die ASK einen Bericht, welche menschlichen Eingriffe in Sicherheitssysteme schweizerischer KKW möglich sind, und wie dadurch der Ablauf von Störfällen verschlimmert werden könnte.

Der Bundesrat äusserte sich zu der von der GPK aufgeworfenen Frage der für Entscheide über Sicherheitsmassnahmen anzuwendenden Kriterien wie folgt: „Wir gehen mit Ihrer Schlussfolgerung einig, dass alle Sicherheitsmassnahmen zu treffen sind, welche nach dem Stand von Wissenschaft, Technik und Betriebsführung einen relevanten Beitrag zur Verminderung des Risikos leisten können. Ihre Kommission erachtet dabei eine Abwägung zwischen Sicherheitsgewinn und finanziellem Aufwand als nicht angängig; finanzielle Erwägungen sollen demnach beim Entscheid über Sicherheitsvorkehrungen keine Rolle spielen. Wir sind mit dieser Forderung einverstanden, soweit es um

die Vermeidung von schweren Unfällen geht, welche Menschen, fremde Sachen oder wichtige Rechtsgüter gefährden könnten.“

Die GPK hatte auch die Fragen aufgeworfen, ob als gesetzliches Kriterium für den Entscheid über die Notwendigkeit von Sicherheitsmassnahmen neben oder anstelle von „Stand von Wissenschaft und Technik“ das „Risiko“ verwendet werden soll und ob Fachleute der Sicherheitsbehörde oder die politischen Behörden für die Festlegung des noch akzeptablen Risikos zuständig seien. In der Diskussion während der Frühjahrssession 1981 zu dieser Frage wurde der Begriff „Risiko“ – in einem allgemeinen Sinn - begrüsst. Dem Vorwurf, die Fachleute möchten den Schwarzen Peter des akzeptablen Risikos den Politikern zuschieben, wurde entgegengehalten, dass dies gegebenenfalls tatsächlich deren Sache wäre.

Zur Frage der Unterstellung der ASK in der Bundesverwaltung nahm der Bundesrat zur Kenntnis, dass die GPK grossen Wert auf die fachliche Unabhängigkeit der ASK lege; diese sei schon bisher gewährt worden. Die Kommission verlange solange keine Neuunterstellung der Sicherheitsbehörden, als dem Bund nicht die Verantwortung für die Energieversorgung der Schweiz übertragen werde. In der Botschaft über einen Energieartikel in der Bundesverfassung würden keine derartigen Verantwortungen des Bundes beantragt.

Ausbau der Sicherheitsbehörden

1980 wurden der ASK acht zusätzliche Stellen zugewiesen, 1982 deren sieben und weitere sechs sollten beim Parlament im Rahmen des Budgets beantragt werden.

Auf den 1. März 1982 erhob der Bundesrat die Abteilung ASK zur Hauptabteilung HSK und setzte diese als Aufsichtsbehörde in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz von Kernanlagen ein. Die Aufgaben der HSK entsprachen den bisherigen Aufgaben der ASK; zusätzlich übernahm die HSK jedoch die volle und alleinige Verantwortung für die Gutachten zu Bewilligungsgesuchen.

Mit der Aufsichtsverordnung vom 14. März 1983 erhielt die HSK die Kompetenz zum Treffen von Verfügungen, formal im Auftrag des Bundesamts für Energiewirtschaft BEW, tatsächlich aber in eigener Entscheidung.

Mit der Schaffung der Aufsichtsbehörde HSK und der Übernahme wesentlicher Aufgaben zu selbständiger Bearbeitung durch diese waren auch Stellung und Aufgaben der Sicherheitskommission KSA neu festzulegen. Wichtigste Änderungen waren die Übertragung der Verantwortung für die Gutachten und – faktisch schon früher erfolgt – für die Inspektionen an die HSK. Die KSA sollte sich auch weiterhin mit den Bewilligungsgesuchen und der Sicherheit der in Betrieb stehenden Anlagen befassen, dabei jedoch nur auf ausgewählte wichtige Aspekte eingehen und sich zu den Gutachten der HSK äussern.

Im übrigen wurden der KSA mit einer neuen Verordnung 1983 auch zusätzliche Aufgaben gestellt oder mindestens detaillierter beschrieben. Wenn die Anzahl der KSA-Mitglieder erhöht wurde, so geschah dies nicht nur zwecks Abbau der bisherigen chronischen Überbeanspruchung, sondern auch zur bessern Abdeckung des breiten Fachspektrums, das bis anhin nur durch die ASK betreut worden war. Auf diese Weise sollte der KSA ermöglicht werden, zu wichtigen Fragen eine von der HSK unabhängige Zweitmeinung zu bilden.

Notfallschutz für die Bevölkerung

Schon im Jahr 1966 wurde eine Alarmorganisation für den Fall erhöhter Radioaktivität in der Schweiz aufgestellt. Im Laufe der siebziger Jahre wurde auf Antrag der ASK beschlossen, diese durch ein rasches Alarmsystem in der Umgebung der Kernkraftwerke zu ergänzen. Der TMI-Unfall bewirkte eine Beschleunigung der Realisierung dieses Alarmsystems und hatte auch eine entsprechende Auswirkung auf die Organisation der Sicherheitsbehörden. Während sich die ASK bis anhin auf die Mitwirkung bei der Planung des Notfallschutzes und allenfalls auf die Bereitschaft für ad-hoc Einsätze in Notfällen beschränkte, wurde nun mit der Aufstellung einer internen ASK-Notfallorganisation begonnen. Dazu kamen Studien über die Wirksamkeit von Aerosol- sowie Iodfiltern, Möglichkeiten der Containment-Druckentlastung und Zweckmässigkeit von Iodtabletten.

5. Allgemeine Lehren

Als erste Reaktion auf einen Störfall in einem ausländischen Kernkraftwerk wird jeweils sowohl bei den schweizerischen KKW-Betreibern als auch bei den schweizerischen Sicherheitsbehörden die Frage gestellt, ob dieser Störfall auch bei uns passieren könnte. Bei allen bisher vorgekommenen schwereren Störfällen – und auch im Falle TMI – konnte die Frage relativ rasch mit „Nein“ beantwortet werden. Die schweizerischen Anlagen seien anders, insbesondere in Bezug auf die für den Unfallablauf massgebenden Teile, Eigenschaften, Vorschriften bzw. Praktiken.

Diese Antwort ist beruhigend, es wäre jedoch nicht zu verantworten, damit das Thema fallen zu lassen. Aus den meisten Störfällen lässt sich auch dann etwas lernen, wenn diese bei uns nicht genau so ablaufen können. Aus Verallgemeinerung der Abläufe und Evaluation der Grundursachen können meist Sicherheitsverbesserungen auch für die schweizerischen Anlagen abgeleitet werden.

Die Auswertung des TMI-Unfalls zeigte insbesondere die grosse Bedeutung, welche der Einhaltung der unten stehenden fünf Sicherheitsgrundsätze zukommt. Die Überprüfung führte teils zur beruhigenden Feststellung, dass diese Grundsätze bei uns schon eingehalten wurden, war teils aber auch Anlass zu ihrer strikteren Respektierung und damit weiterer Verbesserung der Sicherheit:

- Fehlertoleranz bei Auslegung und Betrieb:
Mehrbarrierenprinzip und Redundanz.
- Umfassende und zuverlässige Überwachung des Anlagezustandes:
Möglichst direkte Messung der sicherheitsrelevanten Komponenten- und Prozesszustände, Checklisten.
- Zweckmässige Betriebsvorschriften:
Berücksichtigung aller denkbaren Zustände und Abläufe, symptomorientierte Störfallvorschriften.
- Hohe Fachkompetenz und gute Anlagekenntnisse des Personals:
Ausbildung, Übung und Prüfung.
- Systematische Auswertung von Störfällen:
Dabei sind auch Störfälle in anderen Anlagen zu beachten.

NUCLEAR REGULATORY COMMISSION LESSONS LEARNED

R. William Borchardt and Undine Shoop, Nuclear Regulatory Commission, USA

Thirty years ago, an accident occurred at the Three Mile Island (TMI) Nuclear Generating Station near Harrisburg, Pennsylvania that fundamentally changed the commercial nuclear industry and how nuclear power plants are regulated by the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) in the United States. In the wake of the TMI accident, the NRC and other organizations evaluated how the NRC and Metropolitan Edison Company (the owner of TMI) responded to the accident and examined how the regulatory structure of the NRC could be improved to increase the safety of the operating nuclear power plants in the U.S. The improvements made by the NRC and the U.S. nuclear industry as a result of these evaluations have contributed to increased operational safety and performance of the U.S. nuclear power plants.

On March 28, 1979, as a result of a series of mechanical failures and human errors, an accident at TMI (researchers later determined) uncovered and melted about half of the reactor's core. The initial cause of the accident was a pressure relief valve that stuck open and allowed large volumes of reactor coolant to escape. The reactor operators misread the signs of a loss-of-coolant accident and, for several hours, failed to take action to cool the core. Although the plant's emergency cooling systems began to work according to design, the operating crew decided to reduce the flow from them to a trickle. By the time that the nature of the accident was recognized and the core was flooded with coolant, the reactor was irreparably damaged.

The credibility of the nuclear industry and the NRC was also badly damaged. In the initial days after the accident uncertainty about the causes of the problem, confusion about how to deal with it, conflicting information from government and industry experts, and contradictory reports about the level of danger undermined the authorities' credibility.



President Carter visiting TMI-2 several days after the accident.

The NRC responded to TMI by re-examining the adequacy of its safety requirements and made several changes to improve safety and correct deficiencies. These changes include:

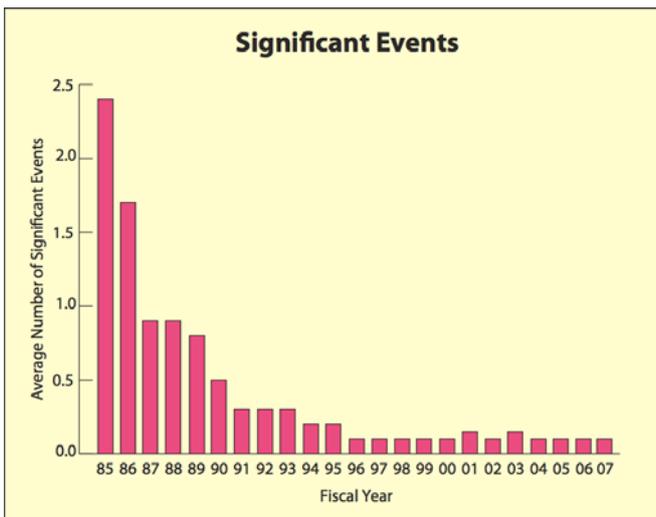
- Upgrading and strengthening plant design and equipment requirements. This includes fire protection, piping systems, auxiliary feedwater systems, containment building isolation, reliability of individual components (pressure relief valves and electrical circuit breakers), and the ability of plants to shut down automatically;
- Identifying human performance as a critical part of plant safety. This identification led to revamping operator training, testing, and licensing, modifying shift scheduling and overtime requirements, improving instrumentation and controls for operating the plant, and establishing fitness-for-duty programs for plant workers to guard against alcohol or drug abuse;

- Improved instruction to avoid the confusing signals that plagued operations during the accident. One of the lessons learned as a result of the TMI accident was that reactor operators needed to practice how they would handle emergencies. Detailed emergency operating procedures have been prepared and the operators have been trained to use them. In addition, most nuclear power plants use computer-based simulators for training in both routine and abnormal situations. These simulators are laid out just like the plant's control room with all of the same controls and instrumentation. Computers let the operators practice dealing with emergencies;
- Enhancement of emergency preparedness to include immediate NRC notification requirements for plant events and an NRC operations center which is now staffed 24 hours a day. The NRC now requires emergency plans for evacuation or other actions to protect residents in areas near nuclear plants. These plans are tested through emergency exercises that simulate a serious reactor accident and state and local agencies participate in drills with the Federal Emergency Management Agency and NRC. These emergency exercises sometimes include small-scale evacuation drills for schools, nursing homes, and other institutions;
- Establishment of a program to integrate NRC observations, findings, and conclusions about licensee performance and management effectiveness into a periodic, public report. After the TMI accident the NRC developed the Systematic Assessment of Licensee Performance, the precursor to the current Reactor Oversight Process, to grade how well plants were meeting requirements;
- Regular analysis of plant performance by senior NRC managers who identify those plants needing additional regulatory attention. The NRC established an agency meeting call the agency action review meeting that allows senior NRC managers to review:(1) agency actions resulting from the performance of nuclear reactor and nuclear material licensees with significant performance problems; (2) results of the staff's assessment of the reactor oversight process effectiveness; and (3) industry performance trends.;
- Expansion of NRC's resident inspector program. The NRC resident inspector (RI) program which began in 1978 was expanded. Today, at least two inspectors live nearby and work exclusively at each plant in the U.S to provide daily surveillance of licensee adherence to NRC regulations. Resident inspectors fulfill three primary functions of the NRC oversight of nuclear power plants: direct inspection, early response to events, and knowledge of plant status;
- Expansion of performance-oriented as well as safety-oriented inspections, and the use of risk assessment to identify vulnerabilities of any plant to severe accidents and assign resources accordingly;
- The establishment of the Institute of Nuclear Power Operations (INPO), and formation of what is now the Nuclear Energy Institute to provide a unified industry approach to generic nuclear regulatory issues, and interaction with NRC and other government agencies. INPOs' mission is to promote the highest levels of safety and reliability – to promote excellence – in the operation of nuclear electric generating plants. They accomplish this through conducting plant evaluations, training and accreditation programs, exchanging operational experience and analysis, and assisting nuclear power plants with technical or management issues when requested;
- Emphasizing prompt and vigorous enforcement in dealing with licensees who are unable or unwilling to comply with NRC requirements. To effectively achieve this goal, the NRC reorganized and created a separate office within the NRC for enforcement activities. The NRC also prevailed on Congress to amend the Atomic Energy Act to increase the maximum fines that the NRC can assess;
- The installing of additional equipment by licensees to mitigate accident conditions, and monitor radiation levels and plant status. Additional instrumentation was required which provided a better understanding of plant equipment status and the conditions inside the reactor and containment.

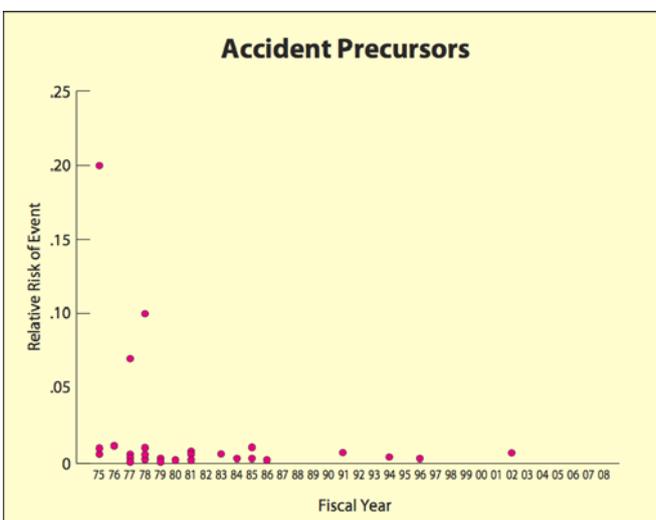
After the accident NRC also revised its radiation protection regulations. NRC tightened its regulations in several regards, the most prominent of which was to restrict population exposure to 100 (rather than 500) millirem per year. To demonstrate that licensees could meet this lower limit leakage tests on systems outside of containment were performed and high-level radiation monitors were installed;

- Employment of major initiatives by licensees in early identification of important safety-related problems, and in collecting and assessing relevant data so lessons of experience can be shared and quickly acted upon. The NRC established the Office for Analysis and Evaluation of Operational Data to systematically review information from and the performance of operating plants. This action reflected the belated recognition that malfunctions similar to those at TMI had occurred at other plants, but the information had never been assimilated or disseminated. Similarly, the NRC required nuclear power plants to develop an operational evaluation process;
- Expansion of NRC's international activities to share enhanced knowledge of nuclear safety with other countries in a number of important technical areas.

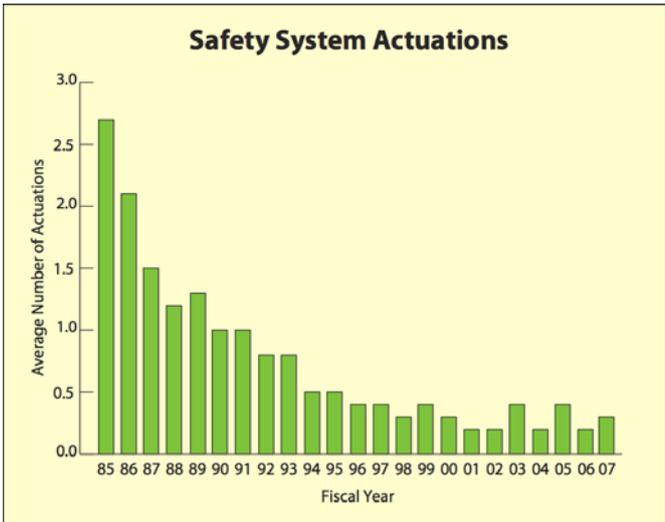
The changes made by the NRC following the TMI accident, particularly the focus on operational data resulted in significant improvement in the safety record of U.S. nuclear power plants. These charts depict the indicators of reactor performance the NRC uses to help monitor the operational safety of nuclear plants. In general, nuclear power plant safety has increased and problems have decreased.



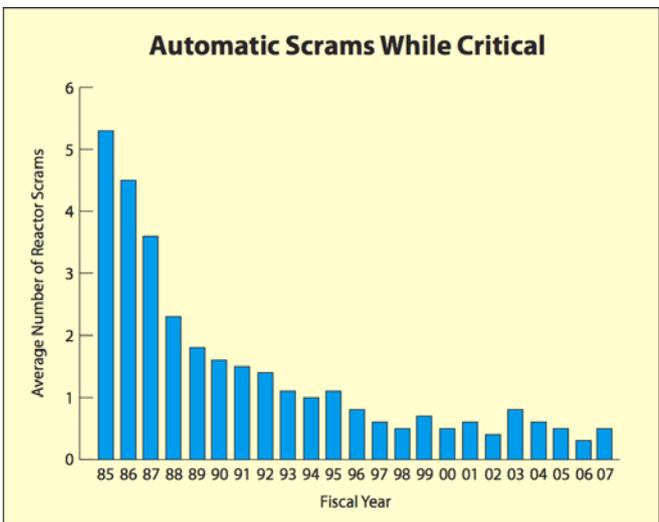
Significant Events - This chart shows that the number of significant events at each operating reactor has dramatically decreased from almost 2.5 events per plant in 1985 down to 0.1 events per plant in 2007. Significant events are those events that have serious safety implications and include degraded safety equipment, a reactor shutdown with complications, an unexpected response to a change in a plant parameter, or a degraded fuel rod or coolant piping. Significant events are determined through detailed screening and evaluation of operating experience.



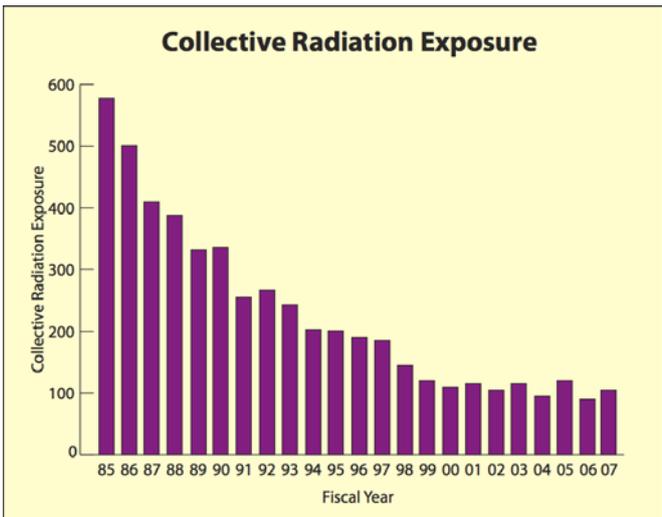
Accident Precursors - NRC analyzes those events at plants that could lead to an accident where the reactor core melts as it did in the Three Mile Accident. A risk is assigned to each event relative to it leading to an accident. For example, risk of 0.001 means that the event has a 1 in 1,000 chance of causing core damage. The data above show that over the years, these events have become much less frequent and less risky. This is due to many changes put in place to avoid these events in the future or to lessen the impact of such events should they occur.



Safety Systems Actuations - Safety systems in a nuclear plant are activated either automatically or manually to deal with a problem detected in the reactor. Since 1985, there have been dramatically fewer activations of safety systems indicating fewer safety-related problems occurring in reactors. The average number of activations is determined by dividing the total number of activations occurring at operating reactors in any given year by the total number of operating plants in the fleet (~104). For example, in fiscal year 2007, there were about 25 safety system actuations--far less than one per plant.



Automatic Scrams While Critical - A nuclear plant is designed to automatically shut down (scram) if a safety problem is detected while operating. This chart shows the average number of scrams has decreased dramatically over the past 20 years, indicating far fewer safety problems in plant operations. In fiscal year 2007, there were about 50 unplanned scrams among 104 operating plants compared to over 500 scrams in 1985.



Collective Radiation Exposure - Total radiation dose accumulated by nuclear plant workers has decreased to less than 20 percent of the doses in 1985. In 2007, those workers receiving a measurable dose of radiation received about 0.1 rem (rem is a unit that measures the amount of radiation absorbed by the human body). For comparison purposes, the average U.S. citizen receives 0.3 rem of radiation each year from natural sources in the environment.

NUKLEARE SICHERHEIT – EINE STÄNDIGE AUFGABE

Ulrich Schmocker, Direktor ENSI

1. Einleitung

Der TMI-Unfall hat gezeigt, dass ein Kernschmelzunfall in einem Kernkraftwerk nicht à priori ausgeschlossen werden kann. Dies war, wie der Beitrag von Roland Naegelin deutlich macht, zwar bereits vor dem Unfall mit der WASH-1400 Studie aufgezeigt worden, die Ergebnisse dieser Studie wurden aber nicht mit der ihr gebührenden Aufmerksamkeit und Nachhaltigkeit wahrgenommen und Konsequenzen daraus gezogen.

Der TMI-Unfall hat aber auch aufgezeigt, dass die Grundphilosophie der westlichen Kernkraftwerke, nämlich das Barrierenkonzept und die gestaffelte Sicherheitsvorsorge, wirksam waren. Die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung war gering und hatte keine gesundheitlichen Konsequenzen.

Der Unfall hatte massgeblichen Einfluss auf die nukleare Sicherheit. Die Abklärungen zum Unfall zeigten Schwächen in der technischen Auslegung der Anlage, in der Organisation des Betreibers und im Verhalten der Betriebsmannschaft. Diese Erkenntnisse waren Auslöser für eine ganze Reihe von grundlegenden Verbesserungen im technischen und organisatorischen Bereich. Der Unfall löste aber auch ein grundsätzliches Umdenken dahingehend aus, dass klar wurde, dass die Sicherheit immer hinterfragt werden muss und eine ständige Aufgabe für Betreiber und Behörde bleibt. Das Ziel ist nicht primär das Erreichen eines Sicherheitsziels, sondern eine stetige Verbesserung der Sicherheit. Nur so kann erreicht werden, dass Kernanlagen auch in Zukunft sicher und zuverlässig betrieben werden können.

In den nachfolgenden Abschnitten wird das heutige Verständnis der nuklearen Sicherheit kurz aufgezeigt, und es wird dargelegt, welche Massnahmen dazu ergriffen wurden und werden. Schliesslich wird erklärt, wie diese Sicherheit bewertet wird.

2. Nukleare Sicherheit

2.1 Definition gemäss der Internationalen Atomenergie Agentur (IAEA)

Es ist heute allgemein akzeptiert, dass die Sicherheit eines Kernkraftwerks von technischen, organisatorischen und menschlichen Faktoren wesentlich beeinflusst wird. Betrachten wir die Sicherheit nämlich umfassend, dann wird schnell klar, dass man diese weder messen noch alle Aspekte, die zur Sicherheit beitragen, erfassen kann. Wir beobachten, messen, analysieren, vorschreiben, kontrollieren lediglich Aspekte der Sicherheit, aber nie die Sicherheit selber.

Die IAEA definiert in ihren „Fundamental Safety Principles“¹ als übergeordnetes Sicherheitsziel „den Schutz von Mensch und Umwelt vor schädlichen Effekten durch ionisierende Strahlung“. Diese Definition der (nuklearen) Sicherheit ist auch in Artikel 4 des Kernenergiegesetzes zu den Grundsätzen der Nutzung der Kernenergie eingeflossen. Zu diesem fundamentalen Sicherheitsziel der Kerntechnik – darunter werden auch alle Anwendungen von ionisierenden Strahlen in Industrie und Medizin verstanden - definiert die IAEA die folgenden 10 Grundprinzipien²:

¹ Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals, No. SF-1, IAEA, Vienna 2006

² Die Übersetzung erfolgte sinngemäss – massgebend ist die englische Originalversion.

- P1. Die Grundverantwortung für die Sicherheit muss bei der Person oder Organisation verbleiben, welche verantwortlich ist für Anlagen oder Tätigkeiten, welche zu Strahlenrisiken führen.
- P2. Ein wirksamer gesetzlicher Rahmen und eine effektive Verwaltungsstruktur einschliesslich einer unabhängigen Aufsichtsbehörde muss geschaffen und unterhalten werden.
- P3. Eine wirksame Führung bei Sicherheitsaspekten und ein Sicherheitsmanagement müssen in Organisationen, welche sich mit Strahlenrisiken befassen, resp. in Anlagen und für Tätigkeiten mit Strahlenrisiken, geschaffen und unterhalten werden.
- P4. Anlagen und Tätigkeiten, welche zu Strahlenrisiken führen, müssen zu einem über alle Aspekte betrachtet positiven Ertrag führen.
- P5. Der Strahlenschutz muss optimiert sein, um den höchsten, mit vernünftigen Mitteln erreichbaren Schutz zu gewährleisten.
- P6. Massnahmen zur Kontrolle des Strahlenrisikos müssen sicherstellen, dass keine Einzelperson ein unakzeptables Strahlenrisiko trägt.
- P7. Personen und Umgebung müssen heute und zukünftig gegen die Strahlenrisiken geschützt werden.
- P8. Alle machbaren Anstrengungen müssen unternommen werden, um nukleare oder radiologische Unfälle zu verhindern oder deren Auswirkungen zu mildern.
- P9. Zur Beherrschung resp. Linderung der Auswirkungen von Unfällen ist eine Notfallplanung mit Notfallvorbereitung und Notfallmassnahmen vorzusehen.
- P10. Massnahmen zur Reduktion existierender oder nicht gesetzlich geregelter Strahlenrisiken müssen gerechtfertigt und optimiert sein.

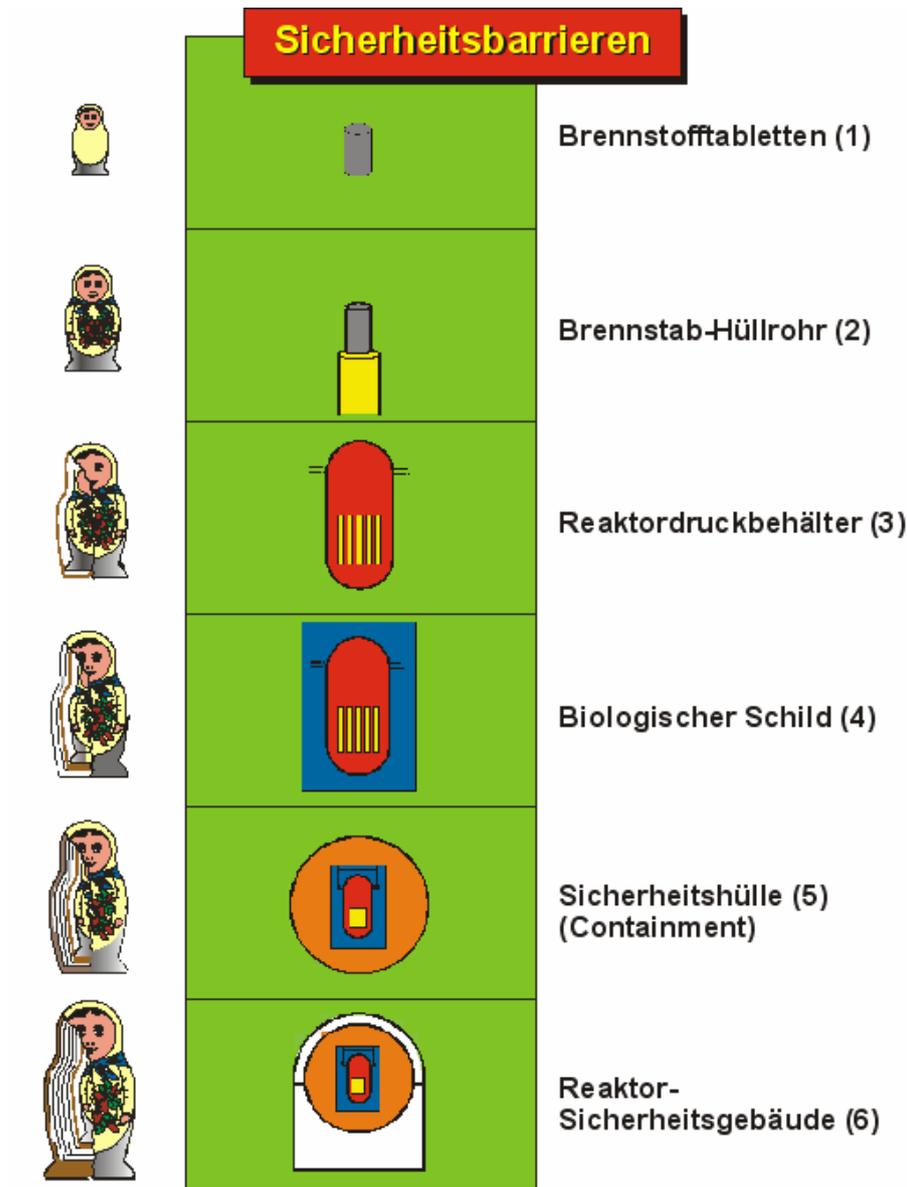
Die Grundprinzipien der IAEA machen deutlich, dass eine Kernanlage eine technische Anlage ist, die von Menschen bedient, instand gehalten und verbessert wird, und dass eben deshalb das menschliche Verhalten und die Organisation, in der sie eingebettet sind, die Sicherheit mitbestimmen.

Nachfolgend werden einige technische und organisatorische Aspekte näher beleuchtet, die heute für einen zuverlässigen und sicheren Betrieb eines Kernkraftwerks – es wird nachfolgend nur auf Kernkraftwerke eingegangen - eine Voraussetzung sind.

2.2 Auslegung

Die Grundphilosophie der Auslegung eines Kernkraftwerks ist das Konzept der hintereinander gestaffelten Sicherheitsbarrieren zum sicheren Einschluss der radioaktiven Stoffe im Reaktorkern (Figur 1). Als dichte umschliessende Barrieren gelten das Brennstabhüllrohr [2], der Reaktordruckbehälter [3] bis zu den Isolationsarmaturen der angeschlossenen Leitungen und die Sicherheitshülle (Containment – [5] in Figur 1) bis zu den Isolationsarmaturen der angeschlossenen Leitungen. Die übrigen in Figur 1 dargestellten Barrieren reduzieren die radiologische Strahlung deutlich, sind aber auslegungsgemäss nicht dicht.

Mit diesem Konzept werden die IAEA-Grundprinzipien 8 und 9 und indirekt die Grundprinzipien 5 und 6 auf technischer Ebene ausgeführt.



Figur 1: Sicherheitsbarrieren.

Der Schutz der Barrieren wird durch ein gestaffeltes Konzept von fünf hintereinander gestaffelten Sicherheitsebenen gewährleistet, das als prioritäre Grundlage eine zuverlässige Schadenverhütung beinhaltet und das darüber hinaus gestaffelte Massnahmen zur Beherrschung von Schadenereignissen bzw. zur Begrenzung von Schadenfolgen umfasst.

Die auf den einzelnen Sicherheitsebenen getroffenen Massnahmen haben sich am Erreichen folgender vier Schutzziele zu orientieren:

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschluss radioaktiver Stoffe,
- Begrenzung der Strahlenexposition.

In der Praxis wird eine ganze Reihe von Massnahmen umgesetzt. Die nachfolgende Aufzählung gibt einen Ausschnitt davon wieder.

- Bauten, Komponenten und Systeme, eingeschlossen deren Festigkeit und Funktionsfähigkeit unter Störfallbedingungen werden mit ausreichender Sicherheitsmarge gefertigt.
- Bei der Herstellung von sicherheitsrelevanten Komponenten werden eine optimierte Materialwahl und qualifizierte Verarbeitungsprozesse angewendet. Damit kann ein alterungsbedingtes Versagen weitgehend ausgeschlossen werden.
- Um eine hohe Zuverlässigkeit der Schutzziele sicherzustellen, sind den Sicherheitssystemen folgende Auslegungsgrundsätze zugrunde gelegt:
 - Redundanz, d.h. die einzelnen Sicherheitssysteme bestehen aus mehreren, funktionstechnisch identischen Einzelsystemen, sogenannten Strängen. Der Ausfall eines einzelnen Stranges darf nicht zum Versagen der Sicherheitsfunktion führen (Einzelfehlerprinzip). In den schweizerischen Anlagen haben sich das 4x50%-Konzept (2 von 4 Strängen reichen zur Erfüllung der dem System zugeordneten Sicherheitsfunktion) oder das 3x100%-Konzept (ein Strang reicht zur Erfüllung der Sicherheitsaufgabe), für einzelne Systeme auch das 2x100%-Konzept durchgesetzt. Heute wird für neue Anlagen das 4x100%-Konzept umgesetzt.
 - Separation der einzelnen Systemstränge, um damit einen gleichzeitigen Ausfall aller Sicherheitsstränge, z.B. infolge einer anlageninternen Überschwemmung oder eines Feuers, zu verhindern.
 - Diversität der Komponenten der einzelnen Stränge, um damit den gleichzeitigen Ausfall aller Sicherheitsstränge infolge eines Auslegungsfehlers, Herstellungsfehlers, Betriebsfehlers usw. möglichst zu verhindern.
 - Automatische Funktion der Sicherheitssysteme zumindest für eine gewisse Zeit ab Störfallbeginn (in der Schweiz für 30 Minuten). Damit wird verhindert, dass das Betriebspersonal unter Stress schnell reagieren muss.
 - Test- und Prüffähigkeit der Sicherheitssysteme auch während des Reaktorbetriebs.
 - Qualifikation aller Komponenten eines Sicherheitssystems gegen die bei einem Störfall ungünstigsten Bedingungen (Temperatur, Feuchtigkeit, Strahlung, usw.).
- Störungen werden durch ein selbstregulierendes Anlageverhalten und/oder automatische Regeleinriffe aufgefangen. Durch ein inhärent sicheres Anlageverhalten wird zudem sichergestellt, dass bei einer Störung ein negativer Rückkoppelungsmechanismus zum Tragen kommt.
- Eine optimierte Schnittstelle Mensch/Maschine, klare Anzeigen, Bedienpulte und Informationsanzeigen und ausreichend Zeit für das Bedienpersonal zur Entscheidungsfindung bei Störungen/Störfällen erleichtern die Beherrschungen von Störungen. In der Schweiz sind 30 Minuten Auslegungsbasis, d.h. im Ereignisfall ist ein Eingreifen der Operateure in den ersten 30 Minuten nach Störfalleintritt nicht notwendig.

Mit diesen Massnahmen, die den Sicherheitsebenen 1-3 zugeordnet werden können, ist eine weitreichende und umfassende Vorsorge gegen das Eintreten von Störfällen, deren anlageninternen Konsequenzen und die dadurch verursachte Freisetzung radioaktiver Stoffe getroffen. Im Rahmen dieses Auslegungskonzepts werden Störfälle durch die Sicherheitssysteme auslegungsgemäss beherrscht, und es treten somit keine oder zumindest keine schwerwiegenden Auswirkungen in der Umgebung auf.

Der TMI-Unfall hat aber gezeigt, dass schwere, auslegungsüberschreitende Störfälle nicht ganz ausgeschlossen werden können. Im Sinne präventiver Massnahmen werden deshalb auch für solche, äusserst unwahrscheinlichen Ereignissen eine Reihe von Sicherheitsmassnahmen getroffen. Mit ihnen sollen die Häufigkeit solcher Ereignisse so klein als möglich gehalten und, sollte ein solches Ereignis

trotzdem eintreten, die Konsequenzen gelindert werden. Der TMI-Unfall ist ein Beispiel dieser Auslegungsphilosophie, in dem der Reaktorkern teilweise geschmolzen ist, die Konsequenzen für die Umgebung aber sehr gering waren und keine gesundheitsschädigenden Auswirkungen zeigten. Massnahmen in diesem Bereich (Schutzebene 4) sind unter anderem:

- Umfassende, störfalltaugliche Anlageninstrumentierung, verknüpft mit einem Datenerfassungs- und -auswertungssystem. Damit soll auch unter Störfallbedingungen sichergestellt werden, dass das Personal jederzeit über den Anlagenzustand ausreichend informiert ist.
- umfassende Störfall- und Notfallvorschriften, ergänzt durch sogenannte Leitlinien mit Accident Management Massnahmen (SAMG).
- vorbereitete technische Massnahmen, wie z.B:
 - Druckentlastung des Reaktordruckbehälters via spezieller Ventile
 - Kernnotkühlung mittels mobiler Pumpen
 - Bespeisung der Dampferzeuger mittels Brunnenwasser, Trink- und Löschwasser (bei Druckwasserreaktoren)
 - Containment-Kühlsysteme zur Dampfkondensierung und zum Druckabbau im Containment
 - Möglichkeit zum Fluten eines geschmolzenen Kerns im Containment
 - Gefilterte Druckentlastung des Primärcontainments
 - Wasserstoffbeherrschung im Containment mittels Inertierung, Zünder, passiver Rekombinatoren, usw.

Sollte es trotz aller ergriffenen Massnahmen und Vorsorgen zu einem schweren Unfall mit einer signifikanten Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung kommen, können durch geeignete Notfallmassnahmen die Konsequenzen für die Menschen in der Umgebung der betroffenen Anlage gemildert werden. Für jede Kernanlage ist deshalb eine externe Notfallplanung vorhanden (Schutzebene 5).

2.3 Betrieb

Mit der oben beschriebenen Auslegungsphilosophie ist die notwendige Voraussetzung für einen sicheren Betrieb eines Kernkraftwerks geleistet. Während des Betriebs sind eine Reihe weiterer Massnahmen notwendig, um einen hohen Sicherheitsstand auch über Jahre hinweg sicher zu stellen. Die nachfolgenden Massnahmen können den Grundprinzipien 1 und 3 zugeordnet werden.

Heute wird verlangt, dass Unternehmensstrategien, Managementaufgaben, betriebliche Aufgaben und Entscheidungs- und Kommunikationswege in einem integrierten Managementsystem festgelegt sind, auf das alle Mitarbeitende jederzeit Zugriff haben. Die nachfolgend aufgeführten Aspekte sind Teil dieses Managementsystems. Die Liste ist lediglich ein Ausschnitt der notwendigen Vorsorgemassnahmen und zeigt einmal mehr auf, wie vielfältig Sicherheit eines Kernkraftwerks verstanden werden muss.

- Unternehmensgrundsätze müssen
 - den Vorrang der Sicherheit in den betrieblichen Aktivitäten,
 - die Bedeutung der „Führung für Sicherheit“ sowie
 - die Rolle des Sicherheitsmanagements

klar zum Ausdruck bringen. Oder anders ausgedrückt: es braucht eine Unternehmenskultur, die der Sicherheit absolute Priorität einräumt.

- Verantwortung, Befugnisse, Aufgaben und Kommunikationswege innerhalb der Organisation müssen auf allen Ebenen des Betriebs und für alle Beschäftigten mit sicherheitsrelevanten Aufgaben klar definiert sein.
- Es ist sicherzustellen, dass jederzeit ausreichende finanzielle und personelle Kapazitäten für einen sicheren Anlagenbetrieb vorhanden sind. Dies ist periodisch zu überprüfen.
- Das Anlagenpersonal ist auf allen Fachgebieten regelmässig aus- und weiterzubilden. Dazu gehören Ausbildungs- und Übungseinheiten der Anlagenoperatoren an Simulatoren.
- Für alle Tätigkeiten in sicherheitstechnisch relevanten Bereichen sind umfassende Anweisungen, Vorschriften und Regeln sowohl für den Normalbetrieb wie auch im Störfall auszuarbeiten und umzusetzen.
- Alle sicherheitsrelevanten Systeme und Komponenten sind durch entsprechend qualifiziertes Personal vorsorglich instand zu halten und zu warten.
- Daten von und Massnahmen zu allen Vorkommnissen in der Anlage, aller Wartungs-, Test- und Reparaturmassnahmen sind aufzuzeichnen und auszuwerten ("Lernen aus der Erfahrung"). Dabei sind auch Erfahrungen aus anderen Anlagen zu berücksichtigen.
- Es ist eine systematische Alterungsüberwachung für alle sicherheitsrelevanten baulichen Anlagenteile, Systeme und Komponenten durchzuführen. Aufgrund der Ergebnisse dieser Überwachung sind gegebenenfalls Massnahmen zu ergreifen, um die Funktionsfähigkeit und die Zuverlässigkeit der sicherheitsrelevanten baulichen Anlagenteile, Systeme und Komponenten während der Lebensdauer der Anlage zu erhalten.
- Vor Änderungen an der Anlage ist sicherzustellen, dass der sichere Betrieb der Anlage während und nach der Realisierung der geplanten Änderungen gewährleistet bleibt. Die Überprüfung und Bewertung der Änderungen hat sich an der sicherheitstechnischen Bedeutung zu orientieren.

2.4 Überprüfung

Der Sicherheitsüberprüfung einer in Betrieb stehenden Anlage ist ein zentraler Aspekt, um

- Anlagenänderungen zu bewerten;
- Vorkommnisse in der eigenen und in fremden Anlagen sicherheitstechnisch zu bewerten und Massnahmen abzuleiten;
- um die sicherheitstechnische Relevanz neuer Vorgaben des Regelwerkes für die Anlage zu bewerten und Massnahmen abzuleiten und
- die Anlage im Lichte des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik zu bewerten.

Gemäss Art. 22 der Kernenergieverordnung ist der Bewilligungsinhaber für die Sicherheit seiner Anlage und des Betriebes verantwortlich. Dazu hat er u.a. systematische Sicherheits- und Sicherheitsbewertungen während der ganzen Lebensdauer durchzuführen und periodisch (alle 10 Jahre) eine umfassende Sicherheitsüberprüfung vorzunehmen. Das Gesetz verlangt somit, dass ein Kernkraftwerksbetreiber die Sicherheit seiner Anlage ständig zu überprüfen hat. Die Mittel dazu sind deterministische und probabilistische Sicherheitsanalysen.

Mit den deterministischen Sicherheitsanalysen ist nachzuweisen, dass für alle im Rahmen der Auslegung der Anlage unterstellten Störfälle die Schutzziele jederzeit erreicht und die radiologischen Anforderungen gemäss Strahlenschutzverordnung eingehalten werden. Die Analysen erfolgen mittels physikalisch/thermohydraulischen Rechenprogramme, die die Anlage und deren Verhalten so

realistisch wie möglich abbilden. Ergebnisse sind u.a. die Belastungen der Brennstäbe, Systeme und Komponenten im Normalbetrieb und bei Störungen. Diese meist mit konservativen Modellen und Eingabedaten berechneten Belastungen werden mit den zulässigen Belastungen verglichen, um so sicherzustellen, dass die Anlage im zulässigen Bereich betrieben wird.

Mittels probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA) werden Unfälle analysiert, die über die Auslegungsbasis hinausgehen und durch Mehrfachfehler verursacht werden können. Aus solchen Analysen kann z.B. das Risiko eines Kernschmelzens bestimmt und mit dem gemäss Regelwerk zulässigen Wert verglichen werden. Aus den PSA-Ergebnissen können die Zuverlässigkeit wichtiger Sicherheits- und Betriebssysteme und die Ausgewogenheit der Sicherheitsvorkehrungen bestimmt werden. Die Ergebnisse geben auch Hinweise auf mögliche Schwachstellen und auf Optimierungen zur Verbesserung der Sicherheit.

3. Sicherheitsbewertung

Das ENSI hat vor einigen Jahren begonnen, im Rahmen einer neuen Aufsichtspraxis eine systematische Sicherheitsbewertung³ zu entwickeln. Ziel dabei ist, die vielen tausend einzelnen Beobachtungen, Bewertungen und Analysen systematisch zusammenzuführen, um daraus eine belastbare Aussage zur Sicherheit der betroffenen Kernanlagen zu machen.

Wie in Kap. 2 erläutert, baut die Sicherheit einer Kernanlage auf hintereinander gestaffelten Sicherheitsbarrieren auf, deren Zuverlässigkeit durch die gestaffelte Sicherheitsvorsorge gewährleistet wird. Die auf den fünf Schutzebenen getroffenen Massnahmen zielen darauf ab, die vier grundlegenden Schutzziele sicherzustellen. Die Idee der systematischen Sicherheitsbewertung des ENSI beruht nun darauf, jede Anlage gemäss dieser Grundphilosophie der nuklearen Sicherheit zu bewerten. Jede Beobachtung bei Inspektionen, aufgrund von Analysen, von Meldungen, usw. wird einer oder mehreren der fünf Sicherheitsebenen, den drei Barrieren und vier Schutzziele zugeordnet, wobei unterschieden wird, ob die Beobachtung sich auf technische oder menschlich/organisatorische Aspekte bezieht.

Für die Bewertung der Beobachtungen wird eine einheitliche Skala verwendet. Die Skala basiert auf der internationalen Ereignisskala (INES), ist aber nach unten – im Bereich «below scale» – erweitert. Dadurch deckt sie nicht nur Vorkommnisse ab, sondern auch den ungestörten Normalbetrieb und sogar Aspekte, die Vorbildcharakter für andere Anlagen haben.

Die nachfolgende Tabelle zeigt die Struktur der vom ENSI erarbeiteten systematischen Sicherheitsbewertung. In diese Zuordnungsmatrix werden alle Beobachtungen eingetragen. Das sich daraus ergebende Bild hilft, die Sicherheit einer Kernanlage umfassender zu bewerten, als dies allein aufgrund einzelner Aspekte möglich ist. Die Darstellung hilft insbesondere, mögliche Muster zu erkennen, also Hinweise, in welchem Bereich sich Veränderungen aufzeigen oder ungenügende Vorsorgemassnahmen vorliegen. Die Darstellung dient aber auch der Aufsichtsbehörde selber, um ihre eigene Arbeit zu optimieren und sicherzustellen, dass sie eine ausgewogene Aufsichtspraxis pflegt und sich nicht punktuell auf einige Aspekte konzentriert.

Die bisherigen Erfahrungen zeigen, dass dieser systematische Ansatz eine deutlich nachvollziehbarere Bewertung der Sicherheit einer Kernanlage zulässt. Sie hilft zudem, Massnahmen abzuleiten, die im Gesamtkontext sicherheitsgerichtet und für die Betreiber nachvollziehbar sind.

³ Ausführlicher ist die systematische Sicherheitsbewertung im HSK-Aufsichtsbericht 2006 beschrieben (siehe auch www.ensi.ch)

Zuordnungsmatrix für aufsichtsrelevante Bewertungsgegenstände

Schutz von Mensch und Umwelt gegen die schädlichen Effekte ionisierender Strahlung: Kontrolle über den Reaktorkern, die nukleare Kettenreaktion, radioaktive Quellen und Strahlenquellen und die resultierende Strahlenexposition		Bewertungsaspekte			
		Vorgabedokumentation		Betriebsgeschehen	
		Auslegungsvorgaben	Betriebsvorgaben	Zustand und Verhalten der Anlage	Verhalten von Mensch und Organisation (P3)
Gestaffelte Sicherheitsvorsorge P8 Nicht eindeutig zuzuordnende Aspekte					
L	Zuordnung zu den Sicherheitsebenen				
	L1	Vermeidung von Abweichungen vom Normalbetrieb			
	L2	Erkennen und Beherrschen von Betriebsstörungen			
	L3	Beherrschen von Auslegungsstörfällen			
	L4	Beherrschen von auslegungsüberschreitenden Störfällen			
	L5	Linderung der Konsequenzen bei signifikanten Abgaben P9			
B	Barrierenintegrität (passive und im Normalbetrieb geschlossene Komponenten)				
	B1	Brennstoffmatrix und Hüllrohre (resp. Quellenummantelung)			
	B2	Primärkreis (resp. innere Barriere)			
	B3	Containment (resp. äussere Barriere)			
Grundlegende Sicherheitsfunktion resp. Schutzziele (IAEA NS-R-1, KTA) Nicht eindeutig zuzuordnende Aspekte					
S1	Kontrolle der Reaktivität				
S2	Kühlung der Brennelemente (resp. der Abfallgebinde bei Lagern)				
S3	Einschluss radioaktiver Stoffe				
S4	Begrenzung ⁴ der Strahlenexposition				
E1	Strahlenschutzplanung und Schutzmassnahmen (Rechtfertigung P4 und Optimierung P5)				
E2	Einhaltung gesetzlicher Grenz- und Richtwerte P6				

⁴ Dem Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“ sind nicht nur Systeme, Komponenten und Tätigkeiten zur Einhaltung gesetzlicher Grenz- und Richtwerte, sondern auch zur Rechtfertigung und Optimierung (ALARA) gemäss den Artikeln 5 und 6 der StSV zugeordnet.

4. Abschliessende Bemerkungen

Die Sicherheit einer Kernanlage ist ein komplexes, hoch vernetztes System von Einzelaspekten. Die Sicherheit hat technische, organisatorische und menschliche Aspekte. Alle müssen zusammenspielen, um die Sicherheit zu gewährleisten. Eine technisch ausgefeilte Anlage mit einer ungenügend ausgebildeten Betriebsmannschaft ist nicht zulässig. Andererseits kann eine Anlage, die vor Jahrzehnten in Betrieb genommen wurde und im Laufe der Zeit unter Berücksichtigung der Verhältnismässigkeit immer wieder gemäss dem Stand von Technik und Wissenschaft nachgerüstet worden ist, sicher betrieben werden.

Es ist Aufgabe von uns allen, die wir direkt oder indirekt im Kernenergiebereich tätig sind, konstruktiv zur Sicherheit beizutragen. Für uns als Aufsichtsbehörde bedeutet dies, dass wir uns immer sehr genau überlegen müssen, ob wir mit unseren Forderungen insgesamt (ganzheitlich) einen Sicherheitsgewinn erzielen. Dies ist nicht immer selbstverständlich. Je mehr wir durch Vorschriften reglementieren, desto mehr übernehmen wir indirekt auch betriebliche Verantwortung. Vorgaben, die wir machen, sollten für den Betreiber zudem einen gewissen Spielraum für deren konkrete Umsetzung enthalten. Nur so ist es ihm möglich, seiner Unternehmenskultur Rechnung zu tragen und adäquate interne Weisungen, Vorschriften oder Checklisten zu erlassen oder Aufgaben an Mitarbeitende zu erteilen. Wir von der Behörde müssen eine genauso hinterfragende Haltung leben, wie wir das von den Betreibern verlangen. Auch bei unserem Tun muss immer die Sicherheit Priorität über alle anderen Aspekte haben.

Selbstverständlich müssen wir einschreiten, wenn aufgrund objektiver Tatsachen der Betreiber einer Kernanlage seine Verantwortung nicht wahrnimmt. Es ist im Sinne der Transparenz und Berechenbarkeit notwendig, dass die Behörde eine klare Vollzugsstrategie formuliert, die dem Betreiber bekannt ist. Nur so sind wir auch vertrauenswürdig. Entscheidendes Element einer solchen Strategie ist der Entscheidungsfindungs-Prozess. Dieser muss allen Beteiligten klar sein.

Wir müssen uns auch im Klaren sein, dass sich Fehler nie vollständig ausschliessen lassen. Wir Menschen sind nicht fehlerfrei. Wichtig ist, dass über Fehler offen gesprochen wird – nicht um Schuldige zu finden, sondern um aus Fehlern zu lernen. Ein wichtiges Element dazu ist eine offene Kommunikation innerhalb der Organisation. Sie hilft, dass Fehler bekannt werden, um diese frühzeitig zu beheben und deren Wiederholung durch andere Personen zu vermeiden. Die Bedeutung der offenen Kommunikation wurde in den letzten Jahren mehr und mehr als eine wichtige Voraussetzung für die Sicherheit der Anlagen erkannt. Fehler fordern zum Nachdenken auf. Mitarbeiter, die Fehler machen dürfen, sind innovativer und wagen sich an neue Probleme heran. Irrtümer verhelfen zu Fortschritt. Wichtig ist, dass die Umgebung Fehler zulässt, und das betrifft auch das Verhalten der Aufsichtsbehörden. Selbstverständlich müssen die Randbedingungen so gestaltet sein, dass Fehler zu keinen unzulässigen Risiken führen. Gefordert sind hier die Technik, die Organisation, der Mensch und damit auch die Behörde.

Es braucht die tägliche Anstrengung des Betreibers und der Behörde, es braucht auf beiden Seiten eine ständig hinterfragende Haltung, es braucht die offene Kommunikation und es braucht ein Umfeld, das Fehler zulässt, und eine Technik, die solche Fehler verkraftet. Es ist nicht zuletzt auch Aufgabe der Behörde, ein entsprechendes Umfeld mitzugestalten und zu fördern. Dass dies möglich ist, zeigen die guten Betriebsergebnisse der Kernkraftwerke und die insgesamt sehr seltenen Störungen in den schweizerischen Kernanlagen.