

KKW Mochovce

Modernisierungsmaßnahmen für das KKW Mochovce 3/4

**Oda Becker, Scientific Consulting for Energy and the Environment,
Hannover**

Antonia Wenisch, Andrea Wallner, Österreichisches Ökologie-Institut

Fachexpertise erstellt im Auftrag der Wiener Umwelthanwaltschaft

Wien, Februar 2009



Die Autorinnen

Ing. Antonia Wenisch (Österreichisches Ökologie-Institut, Wien)

Ausbildung an der HTL (TGM-Wien), Kolleg für Nachrichtentechnik und Elektronik; Studien und Veröffentlichungen zur Reaktorsicherheit, Atommülllagerung, EU-Politik zur Atomenergie; Mitarbeit in der österreichischen Bohunice Kommission, Mitarbeit an Regierungsstellungen zu den AKWs Mochovce/Slowakei, K2/R4 in der Ukraine, Temelin/CZ, Paks LTE, Bohunice V1 Dekommissionierung. Arbeitsschwerpunkte: Nuklearenergie, Technologierisiken, Klimaschutz

Dipl. Phys. Oda Becker (Scientific Consulting for Energy and the Environment, Hannover)

Langjährige unabhängige Konsultantin im Bereich der Sicherheit von Atomanlagen; Erfahrungen bei der Erstellung von Fachgutachten zur Sicherheit von kerntechnischen Anlagen, dabei u.a. zu Auswirkung von Leistungssteigerungen, Hochabbrand- Brennelementen; Hochwasserereignissen und Terrorangriffen; Durchführungen von Ausbreitungsrechnungen infolge von Freisetzungen nach schweren Reaktorunfällen und Anschlägen auf Zwischenlagern für abgebrannte Brennelemente. Außerdem u.a. Mitwirkung beim Technical Support für den Monitoring-Prozess Temelin

Mag. Andrea Wallner (Österreichisches Ökologie-Institut, Wien)

Studium der Umweltsystemwissenschafts-Chemie, Mitarbeit an folgenden Projekten: Uran im Fokus, Ausstellung „Rückkehr des Uranabbaus nach Europa“, UVP zum KKW Fennovoima, Good Practice zu UVP-Prozessen von KKW

Übersetzungen: (Kurzfassung ins Englische und Tschechische)

Patricia Lorenz

Inhaltsverzeichnis

| | |
|---|-----------|
| KURZFASSUNG | 1 |
| EXECUTIVE SUMMARY | 8 |
| STRUČNÉ SHRNUŤÍ | 14 |
| 1 EINLEITUNG..... | 20 |
| 2 KKW MOCHOVCE 3/4..... | 21 |
| 2.1 Vorgeschichte..... | 21 |
| 2.2 SE/ENEL: Plan zur Fertigstellung des KKW MO 3/4 | 22 |
| 2.2.1 Beurteilung durch UJD | 24 |
| 2.2.2 Bewertung durch die EU-Kommission | 25 |
| 3 MODERNISIERUNGSMABNAHMEN FÜR WWER 440/V213 | 26 |
| 3.1 Allgemeine Aspekte | 27 |
| 3.2 Überblick über ausgewählte Schwachstellen..... | 31 |
| 3.2.1 Brandschutz | 31 |
| 3.2.2 Erdbeben..... | 33 |
| 3.2.3 Confinement..... | 34 |
| 3.3 Erreichte Ziele der Modernisierung..... | 36 |
| 3.3.1 KKW Bohunice V2..... | 37 |
| 3.3.2 KKW Dukovany | 39 |
| 3.3.3 KKW Paks | 40 |
| 4 SICHERHEIT VERSUS WIRTSCHAFTLICHKEIT | 41 |
| 4.1 Leistungserhöhungen | 41 |
| 4.1.1 Einleitung..... | 41 |
| 4.1.2 Abbau von Sicherheitsmargen | 44 |
| 4.1.3 Auswirkung auf Systeme/Komponenten | 45 |
| 4.1.4 Auswirkung auf schwere Unfälle | 48 |
| 4.2 Abbranderhöhung | 49 |
| 4.3 Veränderung bei Prüfungen | 50 |
| 4.4 Betriebsdauerverlängerung | 52 |
| 5 SCHLUSSFOLGERUNGEN | 55 |
| 5.1 Brandschutz | 55 |
| 5.2 Erdbeben | 55 |
| 5.3 Confinement..... | 56 |

| | | |
|------------|--|-----------|
| 5.4 | Negative Auswirkungen der Effizienzsteigerung | 57 |
| 5.4.1 | Leistungserhöhung | 57 |
| 5.4.2 | Abbranderhöhung | 58 |
| 5.4.3 | Reduktion der Prüfungen | 58 |
| 5.4.4 | Betriebszeitverlängerung | 59 |
| 5.5 | Resumée | 60 |
| 6 | ANNEX 1 | 61 |
| 7 | ANNEX 2 | 62 |
| 8 | ANNEX 3 | 63 |
| 9 | QUELLENVERZEICHNIS | 67 |
| 10 | ABBILDUNGSVERZEICHNIS | 71 |
| 11 | TABELLENVERZEICHNIS | 72 |
| 12 | ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS | 73 |

Kurzfassung

Im Jahr 1981 nahm die Staatsfirma Slovak Power Enterprise den Bau des KKW Mochovce mit 4 Blöcken WWER 440/V213 in Angriff. Mit den Bauarbeiten für den ersten Doppelblock (MO 1/2) wurde 1984 begonnen, die Arbeiten am zweiten Block starteten 1986. 1992 kam es zum Baustopp für Mochovce 3/4 (MO 3/4), da dem Betreiber nicht genügend Finanzmittel zur Verfügung standen. Die Arbeiten an MO 1/2 wurden fortgesetzt. Diese beiden Reaktorblöcke gingen 1998 bzw. 1999 in Betrieb.

Zum Zeitpunkt des Baustopps für KKW MO 3/4 waren die Arbeiten an den Gebäuden zu 70% vollendet und 30% des Equipment waren bereits ausgeliefert, darunter große Komponenten wie der Reaktordruckbehälter (RDB), die Dampferzeuger (DE) und Teile der Turbine. Einige Maßnahmen zum Schutz der Gebäude und der teilweise schon installierten Komponenten wurden vorgenommen.

2006 wurde der Hauptanteil des staatlichen Stromversorgers Slovenské elektrárne (SE) an den größten italienischen Versorger ENEL verkauft (66% ENEL, 34% Eigentum der SR). Mit der Privatisierung übernahm ENEL die Verpflichtung zum Fertigbau des KKW MO 3/4. Es wurde eine Machbarkeitsstudie durchgeführt, die neben wirtschaftlichen Fragen auch die Sicherheitsproblematik behandelte.

Im Auftrag der Wiener Umweltschutzgesellschaft erarbeitete das Österreichische Ökologie-Institut in Zusammenarbeit mit Dipl. Physikerin Oda Becker (Scientific Consulting for Energy and the Environment, Hannover) eine Bewertung des SE/ENEL-Vorhabens „Fertigstellung des KKW Mochovce Block 3 und 4 (MO 3/4)“.

Ausgangspunkt dieser Expertise sind die bekannten Sicherheitsdefizite der Reaktoren vom Typ WWER 440/V213, wie sie in mehreren IAEA-Dokumenten dargestellt sind (IAEA 1996, IAEA 1999). Eine vergleichende Betrachtung der Modernisierungen in den drei KKW Paks, Bohunice V2 und Dukovany beschreibt die Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit und ihre Wirkung. Diese Sicherheitsverbesserungen durch die Modernisierung werden den gegenläufigen Auswirkungen von Effizienzsteigerung und Lebensdauererlängerung bei Kernkraftwerken im Allgemeinen und anhand des KKW MO 1/2 gegenübergestellt. Die wichtigsten Schlussfolgerungen aus dieser Analyse für das KKW MO 3/4 werden im Folgenden zusammengefasst.

Schlussfolgerungen

Die geplante Fertigstellung des KKW MO 3/4 wird keinesfalls das Sicherheitsniveau neuer Reaktoren erreichen können. Die Grundkonstruktion erlaubt keine vollständige Anpassung an den heutigen Stand von Wissenschaft und Technik. Die Möglichkeiten für Verbesserungen sind beschränkt, da die Bauwerke zu 70% und das Equipment zu 30% bereits gefertigt sind. Die Problemlage wird im Folgenden an den wichtigsten Beispielen demonstriert.

Brandschutz

Die unzureichende bauliche Trennung von redundanten Systemen lässt sich nachträglich nicht wesentlich verbessern. Besonders gefährdet sind hierbei die elektrischen Systeme, wo Kabelbrand leicht zum Ausfall mehrerer erforderlicher Systeme führen kann. Brandschutz zielt darauf ab, den Brand zu erkennen und zu bekämpfen, und nicht darauf, mögliche Auslöser von Bränden zu vermeiden. Sicherheitsanalysen zum Reaktortyp WWER 440/V213 identifizierten Schwachpunkte bezüglich des Brandschutzes, da dort keine durchgehende Trennung der Kabel und Leitungen von redundanten Systemen gewährleistet ist.

Dies ist ein ernsthaftes Problem, da ein Brand dazu führen kann, dass die Funktion aller drei redundant vorhandenen Systeme gleichzeitig ausfällt. Davon können wichtige Notfallsysteme betroffen sein. Brandereignisse sind also deshalb besonders gefährlich, da sie das Potenzial haben, mehrfach vorhandene Sicherheitssysteme (Redundanzen) gleichzeitig zu zerstören. Dadurch besteht die Gefahr, dass ein Ereignis nicht mehr beherrscht werden kann und zu einem Kernschmelzunfall mit hohen radioaktiven Freisetzungen führt.

Es wurden zwar Brandbekämpfungsanlagen nachgerüstet, damit wird aber nicht das gleiche Sicherheitsniveau erreicht, wie bei einer bereits bei der Auslegung implementierten kompletten räumlichen Trennung der redundanten Systeme (JANKE 2000).

Um im KKW MO 3/4 eine systematische Verbesserung des Brandschutzes in allen Systemen zu erreichen, müsste eine vollständige Dokumentation aller Kabel und Leitungen zur Verfügung stehen. Als besonders gefährdet sind außerdem Bauteile anzusehen, die schon vor Jahren angeschafft wurden. Einer Überprüfung aller Teile der elektrischen Anlage in Hinblick auf ihre Ausführung im Vergleich zum heutigen Standard wäre ein wesentlicher Beitrag zur Vermeidung von Schäden, außerdem wäre der Zustand der Bauteile neu zu bestimmen. Im Falle einer Leistungserhöhung müssten zudem sämtliche Teile der elektrischen Anlage auf den Einfluss der gegenüber dem Originalzustand erhöhten Leistung geprüft werden.

Erdbeben

In der ursprünglichen Auslegung des WWER 440/V213 wurde die Erdbebengefahr gar nicht berücksichtigt. Deshalb kommt dieser Problematik in WWER 440/V213-Reaktoren große Bedeutung zu. Die nötige Auslegung ist natürlich standortabhängig, wofür eine Analyse der seismischen Verhältnisse am Standort als Voraussetzung für die Auslegung bzw. die Planung der Nachrüstung erforderlich ist. Ein Erdbeben kann schwere Schäden in einem Kernkraftwerk verursachen und dadurch zu einem Unfall mit hohen radioaktiven Freisetzungen führen. Die Methodik zur Bewertung der Erdbebengefährdung wird ständig weiter entwickelt (IAEA 1999).

In den KKW's Paks und Bohunice V2 ergab die Überprüfung der Erdbebengefahr am Standort, dass seismische Ertüchtigung nötig ist, da für das DBE (design basis earthquake) eine maximale Horizontalbeschleunigung von 0,25 g vorausgesetzt werden muss (IAEA 1999).

Sicherheitssysteme sollen einem sogenannten 10.000-jährigen Beben standhalten (SL-2). 5.500 (easy-fix) Befestigungen für elektrische und I&C Bauteile, Kabeltrassen und Schaltkästen wurden an tragenden Strukturen angebracht. Auch Dieselmotoren und Aggregate wurden besser gesichert. Die vorhandenen Aggregate wurden außerdem gegen erdbebenresistente getauscht (HU CNS 1998). Ähnliche Maßnahmen wurden auch im KKW Bohunice ausgeführt. Im KKW Dukovany wurde auf seismische Ertüchtigung verzichtet, da die Erdbebengefahr am Standort als gering gilt.

Das KKW MO 1/2 war ursprünglich für ein Erdbeben der Stärke IV und einer horizontalen Beschleunigung von 0,06 g ausgelegt (JANKE 1999). Nach einer Neubewertung der Seismik wurde ein Beben der Stärke VII und damit eine maximale horizontale Beschleunigung von 0,1 g Grundlage für die Auslegung. Bei der Überprüfung der Auslegungsbasis wurde angenommen, dass der Standort Mochovce in einer nicht-seismischen Zone liegt, sodass ein Erdbeben erst ab einer minimalen Entfernung von 50 km auftreten kann. Der Auslegungswert der horizontalen Beschleunigung von 0,1 g weist keine konservativen Sicherheitsmargen auf. Kritischer Punkt ist nach Meinung von Experten auch die Annahme einer 50 km-Erdbeben-Ausschlusszone (JANKE 1999).

Als Konsequenz der Neubewertung erfolgten im KKW MO 1/2 umfangreiche Nachrüstmaßnahmen, auch das Erdbeben-Monitoring-System wurde erneuert.

Nachrüstungen stellen jedoch nicht zwangsläufig den Zustand her, den eine entsprechende ursprüngliche Auslegung gewährleistet hätte.

In einer aktuellen Sicherheitsanalyse für das KKW MO 1/2 wurde für das maximale Auslegungserdbeben ein Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit von 0,47% errechnet. Aus dieser Sicht ist der Beitrag zu dem Gesamtrisiko geringfügig. Da nach Meinung von Experten die Annahme einer 50 km-Erdbeben-Ausschlusszone ein kritischer Punkt ist (JANKE 1999), ist nicht auszuschließen, dass das reale Erdbebenrisiko am Standort Mochovce höher ist. Ein Erdbeben könnte also sowohl im KKW MO 1/2 also auch im KKW MO 3/4 Schäden verursachen, die zu radioaktiven Freisetzungen führen. Die Tatsache, dass sich zukünftig insgesamt vier Reaktorblöcke am Standort befinden sollen, erhöht das Risiko.

Confinement

Das Containment bzw. Confinement-System eines Kernkraftwerks muss zwei Aufgaben erfüllen. Es muss erstens den Reaktor vor einer Einwirkung von außen schützen. Zweitens soll es die Umgebung vor einer radioaktiven Freisetzung schützen. Beides leistet das Confinement-System des Reaktortyps WWER 440/V213 nur in geringem Maße.

Der WWER 440/V213 hat kein Volldruckcontainment, wie es in den meisten Druckwasserreaktoren üblich ist. Das Confinement (Sicherheitseinschluss) des WWER 440/V213 besteht aus Compartments, die die wesentlichen Komponenten des Primärkreises umschließen: Dampferzeuger (DE), Rohrleitungen, Pumpen, Absperrventile und RDB. Der Einschluss des radioaktiven Dampfes, der bei großen Lecks austritt, ist im WWER 440/V213 nicht durch die Außenhülle allein gewährleistet, sondern muss mit Hilfe eines speziellen Systems zum Druckabbau kondensiert werden. Bei Versagen des Druckabbaus könnte das Confinement an seiner schwächsten Stelle brechen, und die radioaktiven Stoffe geraten in die Umwelt.

Nach Durchführung zahlreicher Analysen und in Konsequenz daraus durchgeführter mechanischer Verstärkungen am Bubble Condenser konnte die Funktionstüchtigkeit des Druckabbaus für Auslegungsstörfälle nachgewiesen werden. Die Wirksamkeit des Druckabbausystems bei schweren Unfällen ist nicht ausreichend bewiesen.

In den letzten Jahren begannen Untersuchungen zum Verhalten bei schweren Unfällen. Die Ergebnisse sollen für die Entwicklung und Verbesserung der „severe accident management guidelines“ (SAMG) verwendet werden (SR CNS 2004). Insbesondere beim Bubble Condenser (Nasskondensator) hatten Sicherheitsanalysen gezeigt, dass unter bestimmten Bedingungen und bei bestimmten Komponenten nur sehr geringe oder sogar keine Sicherheitsreserven vorhanden sind (STRASKY 2007). Für das KKW MO 3/4 werden Verbesserungen (z.B. durch die umstrittenen Katalysatoren zum Wasserstoffabbau) geplant. Durch eine Leistungserhöhung könnte der durch die Nachrüstungen gewonnene Sicherheitszuwachs wieder abgebaut werden.

Negative Auswirkungen der Effizienzsteigerung

Von den KKW-Betreibern werden zurzeit die folgenden Strategien zur Erhöhung der Wirtschaftlichkeit bei gleichzeitigem Abbau von Sicherheit verfolgt:

- Leistungserhöhung
- Abbranderhöhung
- Reduktion von Prüfungen
- Betriebszeitverlängerungen

Solche Maßnahmen zur Effizienzsteigerung werden auch für das KKW MO 3/4 vorgeschlagen.

Leistungserhöhung

Kürzlich führte der Betreiber im KKW MO 1/2 eine Leistungserhöhung auf 107% der ursprünglichen Leistung durch. Es ist zu erwarten, dass im KKW MO 3/4 von vornherein oder bereits kurz nach Inbetriebnahme der Anlage eine ähnliche Leistungserhöhung durchgeführt wird.

Leistungserhöhungen in Kernkraftwerken lassen sich allgemein je nach Umfang in drei Kategorien einteilen (IAEA 2004a):

Kleinere Leistungserhöhungen (bis zu 2%) können durch die Implementierung genauerer Technik zur Berechnung der Reaktorleistung erreicht werden.

Größere Leistungserhöhungen (bis zu 7%) erfordern die Veränderung von technischen Einrichtungen, wenn auch keine größeren Anlagenänderungen.

Umfangreiche Leistungserhöhungen (bis zu 20%) erfordern weitreichende Änderungen der Anlage.

Die Leistungserhöhung im KKW MO 1/2 in Höhe von 7% fällt unter die mittlere Kategorie, die allgemein Veränderungen in der technischen Anlage erfordert. Eine Leistungserhöhung dieses Umfangs verändert das Verhalten der Anlage im Normalbetrieb, bei Betriebstransienten, bei Auslegungstörfällen und bei Ereignissen, die in der Auslegung nicht berücksichtigt sind. Des Weiteren verändern sich das Aktivitätsinventar und die radiologischen Auswirkungen. Durch eine Erhöhung der Reaktorleistung werden im Allgemeinen Sicherheitsmargen abgebaut und zugleich der Alterungsprozess der Anlage beschleunigt. Das Risiko, das aus dem Anlagenbetrieb entsteht, wird so deutlich höher.

Erklärtes Ziel des Betreibers des KKW Mochovce ist es, eine Leistungserhöhung der Blöcke MO 1/2 ohne Umbau der technischen Anlagen durchzuführen. Der finanzielle Gewinn soll erhöht werden, ohne Investitionen zu tätigen. Zur Erhöhung der Leistungen sollen sogenannte Betriebsreserven genutzt werden. So wurde auch im Rahmen des UVP-Verfahrens zur Leistungserhöhung im KKW MO 1/2 erläutert, dass aufgrund der verwendeten Konservatismen bei den Berechnungen die Beibehaltung von Sicherheitsmargen nicht erforderlich ist. Es wurde aber betont, dass diese dennoch vorhanden sind (BMLFUW 2008b).

Leistungserhöhungen in anderen Reaktoren des Typs WWER 440/V213 erfolgten mit Änderungen an der technischen Anlage. So ist die thermische Leistungserhöhung auf 104% in Bohunice V2 in ein umfangreiches Modernisierungsprogramm eingebettet (HUSARCEK 2004). Als Anhaltspunkt für potenziell notwendige Modifizierungen kann die kürzlich erfolgte Leistungserhöhung im KKW Paks dienen, wo im Rahmen einer Leistungserhöhung im vergleichbaren Umfang eine Reihe von Modifikationen durchgeführt wurden (UVE PAKS 2006; UBA 2006).

Das Risiko einer Leistungserhöhung besteht vor allem im gleichzeitigen Abbau mehrerer Sicherheitsmargen. Diese Vorgehensweise kann dazu führen, dass bei einem Störfall durch einen unerwarteten Ausfall von Komponenten oder Systemen Ereignisabläufe auftreten, die nicht mehr beherrscht werden können.

Zum Abschluss des Modernisierungsprogramms vor Inbetriebnahme des KKW MO 1/2 wurde von den Experten empfohlen, das erreichte Sicherheitsniveau in Zukunft beizubehalten (JANKE 1999). Eine spätere thermische Leistungserhöhung unter Abbau von Sicherheitsmargen war damit sicher nicht gemeint (WENRA 2000; WPNS 2001).

Abbranderhöhung

Die Wirtschaftlichkeit eines Kernkraftwerks lässt sich durch eine längere Einsatzdauer der Brennelemente verbessern. Daher ist es Teil der wirtschaftlichen Optimierungsstrategie der Betreiber, die Anreicherung der Brennelemente und damit die erreichbaren Abbrände zu erhöhen.

Hochabbrand (ab 50 MWd/kg) führt zu verstärkter Hüllrohrkorrosion der Brennstäbe und einer hohen Freisetzung von Spaltgasen aus den Brennstofftabletten (NEA 2002). Aufgrund der durch Hochabbrand hervorgerufenen Änderungen kann die Kühlbarkeit des Kerns im Störfall negativ beeinflusst werden.

Begleitend zur Leistungserhöhung im KKW MO 1/2 soll eine Umstellung auf neue Brennelemente (Gd II) erfolgen. Der Betreiber von Mochovce beruft sich dabei im Wesentlichen auf die positiven Betriebserfahrungen in russischen Kernkraftwerken. Das ist aber unter Sicherheitsgesichtspunkten nicht ausreichend. Die Betreiber sind in erster Linie an einem optimalen Betriebsverhalten der Brennelemente interessiert, denn eine hohe Zuverlässigkeit der Brennelemente beeinflusst direkt die Wirtschaftlichkeit des Kernkraftwerks. Hingegen wird der finanzielle Aufwand für Maßnahmen, die das ungünstige Störfallverhalten der Hochabbrand-Brennelemente betreffen, so gering wie möglich gehalten.

Reduktion der Prüfungen

Die Betreiber von Kernkraftwerken wollen aus Kostengründen (höhere Verfügbarkeit und damit höherer Gewinn) die Revisionszeiten für die Reaktoren so kurz wie möglich halten. Hierzu wird einerseits eine kürzere Prüfdauer durch den Einsatz neuer Techniken angestrebt, andererseits werden Prüfungen, die vorher während der Anlagenrevision durchgeführt wurden, in den Leistungsbetrieb verschoben.

Die Sicherheit ist bei Prüfungen am besten gewährleistet, wenn der Reaktor abgeschaltet ist. Wenn Prüfungen während des Leistungsbetriebs erfolgen, sollte generell die Betriebssicherheit nicht verringert und im Besonderen die Beherrschung von Störfällen nicht gefährdet werden. Das gilt vor allem für Prüfungen an Systemen oder Komponenten mit sicherheitstechnischer Funktion. Eine Verschiebung der Prüfungen in den Leistungsbetrieb ist daher gleichbedeutend mit einer Erhöhung des Betriebsrisikos.

Weltweit besteht der Trend, dem auch der Betreiber des Kernkraftwerks Mochovce folgt, den Aufwand bei den (wiederkehrenden) Prüfungen – einer wichtigen Maßnahme zur Gewährleistung der Sicherheit der Anlage – zu reduzieren. Schon seit Mitte der 90er Jahre werden die Intervalle zwischen Prüfungen verlängert und Prüfungsumfänge verringert. Dies soll durch eine verstärkte Überwachung während des Betriebes kompensiert werden; diese ist billiger, ermöglicht jedoch lediglich eine indirekte, eingeschränkte Kontrolle.

Zurzeit beträgt in den KKW MO 1/2 und Bohunice V2 das Prüfintervall für den Reaktordruckbehälter (RDB) vier Jahre. Für KKW MO 3/4 ist eine Prüfung nur noch alle acht Jahre geplant, da die Dauer der langen Revision durch die Prüfungsdauer des Reaktordruckbehälters (RDB) bestimmt wird. Eine Prüfungsreduzierung aus wirtschaftlichen Motiven bei einer kritischen Komponente – wie dem RDB – ist unter Sicherheitsaspekten nicht vertretbar. Insbesondere dann nicht, wenn durch Leistungserhöhung und/oder Betriebsdauerverlängerung ein zusätzlicher Sicherheitsabbau erfolgt.

Mit Hilfe von (wiederkehrenden) Prüfungen sollen potenzielle Schäden rechtzeitig erkannt werden. Bei einigen Systemen bzw. Komponenten und Prüfmethode beziehen sich die Prüfungen auf Auslegungswerte. Bei anderen werden die aktuellen Prüfungen mit einer – möglichst vor der ersten Inbetriebnahme vorgenommenen – Basisprüfung verglichen.

Es ist zu befürchten, dass für das KKW MO 3/4 die erforderlichen Basisprüfungen nicht im notwendigen Umfang zu Verfügung stehen. Insofern ist die Aussagekraft vieler Prüfungen als eingeschränkt zu bewerten. Selbst der Einsatz modernster Prüftechnik kann dieses Manko nur bedingt ausgleichen. Daher sollten im KKW MO 3/4 der Prüfumfang groß und die Prüfintervalle kurz gewählt werden.

Betriebszeitverlängerung

Ursprünglich war für den Reaktortyp WWER 440/V213 eine Betriebsdauer von 30 Jahren vorgesehen. Sollte für KKW MO 3/4 tatsächlich eine Betriebsdauer von 40 oder sogar 60 Jahren angestrebt werden, hätten von Anfang an andere Anforderungen an das Material aber auch an die Dokumentation gestellt werden müssen.

Eine Leistungserhöhung führt zu einer beschleunigten Alterung der Anlage. Dies wird bei Kernkraftwerken, bei denen die Leistungserhöhung erst nach Jahrzehnten Betriebslaufzeit durchgeführt wird, zu Problemen führen. Beim KKW MO 3/4, bei dem vermutlich die Leistungserhöhung am Betriebsbeginn erfolgt, verschärft sich diese Problematik.

Weltweit besteht der Trend zur kombinierten Betriebszeitverlängerung und Leistungssteigerung. Diese macht den Betrieb wirtschaftlich attraktiver, erhöht aber in den meisten Fällen auch das Betriebsrisiko. Der slowakische Betreiber (SE) folgt diesem Trend.

Die durch Alterung von Komponenten und Systemen bedingten Gefahren, die nach etwa 20 Betriebsjahren eines Kernkraftwerkes einsetzen, nehmen durch eine Betriebsverlängerung weiter zu. Alterung führt zu einer höheren Störanfälligkeit eines Kernkraftwerkes und vergrößert das Unfallrisiko.

16.000 Teile des KKW MO 3/4 sind bereits dort gelagert oder installiert. Um zu überprüfen, ob diese im Rahmen der Fertigstellung verwendet werden können, wird lediglich eine kleinere Stichprobe getestet. Die Komponenten wurden auf unterschiedliche Weise überprüft, das häufigste „Testverfahren“ bestand in der Prüfung, ob die jeweilige Komponente existiert und keinen nennenswerten Schaden aufweist.

Das Ergebnis der Überprüfung war, dass die Komponenten in sehr gutem Zustand sind, einige erfordern jedoch Sanierung. Auch die bestehenden Stahl- und Betonstrukturen wurden nur stichprobenartig untersucht. Ergebnis war auch hierbei, dass einige Stellen vor der Fertigstellung repariert werden müssen.

Die im Lager aufbewahrten Komponenten wiesen im Allgemeinen einen besseren Zustand auf als die bereits installierten (AQUILANTI 2007). Die Alterung des KKW MO 3/4 hat also bereits vor der Inbetriebnahme begonnen.

Ein mindestens genauso großes Problem wie die **Alterung** der Kernkraftwerke ist ihr sogenanntes **Veralten**. Diese Problematik besteht generell für den Reaktortyp WWER 440/V213 und somit auch für das KKW MO 3/4. Kernkraftwerke altern nicht nur physisch infolge des Betriebs, sie veralten auch in ihrer Konzeption und Auslegung. Zwischen Auslegung und neuesten Sicherheitsanforderungen öffnet sich mit der Zeit ein immer größerer Graben, der mit Nachrüstungsmaßnahmen nur teilweise überbrückt werden kann.

Unbestritten besitzt das Kernkraftwerk MO 3/4 auslegungsbedingt eine Reihe von Sicherheitsdefiziten. Diese sollen durch Modernisierungsmaßnahmen behoben werden. Das gelingt allerdings nicht.

Zum einen sind Sicherheitsdefizite vorhanden, die gar nicht nachrüstbar sind, wie beispielsweise die Wandstärke des Confinements. Angesichts des bestehenden Terrorrisikos ist es schon aus diesem Grund unverantwortlich, dass ein derartig unzureichend gegen Angriffe von außen geschütztes Kernkraftwerk in Betrieb gehen soll.

Zum anderen erhöhen die vielen Nachrüstmaßnahmen die ohnehin schon immense Komplexität eines Kernkraftwerks erheblich. Die UJD betont, dass es sich bei den geplanten Nachrüstungen im KKW MO 3/4 um einen relativ großen Umfang von Veränderungen handelt, von denen sich viele darüber hinaus auch gegenseitig beeinflussen. Das kann im Ernstfall z.B. dazu führen, dass durch fehlerhafte Ansteuerung erforderliche Sicherheitssysteme nicht oder nur teilweise zur Verfügung stehen. Für die Betriebsbelegschaft ist es zudem extrem schwierig, in eine derart komplexe Anlage einzugreifen.

Weiterhin ist zu erwarten, dass im Laufe der Zeit weitere Nachrüstungen erforderlich werden, da sich auch in Zukunft Sicherheitsdefizite des alten und veralteten Reaktortyps WWER 440/V213 zeigen werden. Erfahrungsgemäß erfolgt die Beseitigung von Sicherheitsdefiziten nicht umgehend, sondern erst nach Monaten oder Jahren. In vielen Ländern ist es Praxis, so vermutlich auch in der Slowakei, dass sicherheitstechnisch erforderliche Maßnahmen aus wirtschaftlichen Motiven auf die nächste Jahresrevision – oft auch auf die nächsten Jahresrevisionen – verschoben werden. Der Reaktor wird so noch lange Zeit mit bekannten Sicherheitsdefiziten betrieben. Es ist zu befürchten, dass diese leichtsinnige Vorgehensweise früher oder später schwerwiegende Konsequenzen haben wird.

Executive Summary

In 1981 Slovenské energetické podniky started the preparatory works for the construction of NPP Mochovce with four VVER/V213 reactor units. In 1984 the construction works for the first twin units (Mochovce 1/2) started, the second unit followed in 1986. In 1992 the construction of Mochovce 3/4 stopped due to lack of financing. Construction of units 1 and 2 continued; those two units went into operation in 1998 and 1999 respectively.

At the time of construction stop 70% of the buildings were in place and 30% of the equipment had been delivered, including large components like the reactor pressure vessel (RPV), steam generators and turbine parts. Some protective measures were undertaken by mothballing the buildings and the partly installed components.

In 2006 majority ownership of the state utility Slovenské elektrárne (SE) was sold to the biggest Italian energy company ENEL (66% ENEL, 34% Slovak Republic). With this move ENEL took over the commitment to complete the construction of Mochovce 3 and 4. A feasibility study was ordered, which looked into safety as well as economic issues.

Commissioned by the WUA-Vienna Ombuds-Office for Environmental Protection, the Austrian Institute of Ecology in cooperation with scientific consultant Oda Becker (Hannover, Germany) made an evaluation of SE-ENEL's project „Completion of NPP Mochovce 3 and 4 (MO 3/4)“.

Starting points of the expert statement are the well known safety deficits of VVER 440/V213 reactors, as they are described in many IAEA documents (IAEA 1996, IAEA 1999). A comparative view on the modernisation of the three NPPs Paks, Bohunice V2 and Dukovany leads to an evaluation of the safety improvements and its effects. These safety improvements of the modernization programs were compared with the safety reduction caused by the measures like enhancement of efficiency and life time extension. The following conclusions summarize the most important findings for NPP MO 3/4.

Conclusions

The planned completion of NPP MO 3/4 will definitely not reach the safety level of new reactors. The basic design does not allow for a complete adjustment to current state of the art. The options for improvements are limited, because 70% of construction works and 30% of equipment are already in place. The most important examples to demonstrate this problem are listed below.

Fire protection

The insufficient structural separation of redundant systems cannot be improved significantly afterwards. Especially dangerous are electric systems, when cable fire can easily cause failure of several necessary systems. The purpose of fire protection is to detect and battle fire, not to avoid events which trigger fire. Safety analyses for the VVER/V213 reactor types identified weak points in the fire protection, because these reactors do not guarantee a consequent separation of cables and piping of redundant systems.

This is a serious problem, because if fire breaks out, this can lead to the failure of all three redundant systems at once; important emergency systems can be affected. Fire events are very dangerous, because of their potential to destroy safety systems of which several are installed (redundancy) instead of only one. After this failure, events at the NPP can get out of control and lead to a core melting accident with high radioactive releases.

Additional fire fighting equipment was installed, however, this does not reach the same safety level of structural separation of those redundant systems which were designed already during plant design phase [JANKE 2000].

To achieve a systematic increase in fire protection of all systems, a complete documentation of all cables and pipes would be necessary. Furthermore all parts of the electric equipment would have to be checked against the impact of the increased output in comparison to the original plant design. A review of all parts of the electric equipment to determine the differences to the current standard would contribute significantly to damage prevention. Also the condition of the equipment stored at the plant has to be re-assessed. The qualification of the electrical equipment for a power uprate has to be proven.

Earthquakes

The original VVER 440/V213 design did not even take earth quake hazards into consideration; nowadays this issue is seen as crucial in VVER 440/V213 reactors. The seismic design requirements are of course site-related, an analysis of the seismicity on the site is a precondition for the design or the planning of the upgrade. An earthquake can damage a nuclear power plant severely, which may lead to an accident with high radioactive releases. The methods applied to determine seismic hazards are under continuous development (IAEA 1999).

At NPP Paks and Bohunice V2 the seismic review of the sites showed that a seismic upgrade is needed, because the DBE (design basis earthquake) reached maximum horizontal acceleration of 0.25 g (IAEA 1999).

Safety systems should cope with the consequences in the event of a 1 in 10,000 year SL2 earthquake, the other safety relevant systems (safety system 1-3) should be upgraded during modernisation to withstand an earthquake with a 100 year return period. At Paks NPP 5,500 easy fixes for electric and I&C components, cable trays and switchboxes were installed at supporting structures. Also diesel generators and aggregates are now better secured. The existing aggregates were replaced by earthquake resistant aggregates (HU CNS 1998). Similar measures were performed at the NPP Bohunice. At NPP Dukovany no seismic improvements were undertaken, because the earthquake risk at the site was rated as low.

The NPP MO 1/2 was originally designed to resist the effects of an earthquake level IV with a horizontal peak ground acceleration HPGA = 0.06 g (JANKE 1999). After the re-evaluation of the seismic situation an earthquake level VII and the corresponding maximum horizontal peak ground acceleration 0.1 g was accepted as seismic design basis. The re-evaluation of the seismic design basis assumed that the Mochovce site would be inside a wider „non seismic“ zone and earthquakes would not move closer than 50 km from the site. The design value of horizontal acceleration = 0.1 g does not demonstrate a conservative margin. Experts consider the assumption of a seismotectonic zoning with an exclusion area of 50 km as a critical point (JANKE 1999).

As a consequence of the re-evaluation, comprehensive upgrades were performed, also the seismic monitoring system was renewed.

However, it is important to understand, that upgrading measures do not necessarily establish the condition, which would have been guaranteed by an adequate original design basis.

A current safety analysis for NPP MM 1/2 calculated the maximum design basis earthquake as contributing 0.47% to the core melting frequency. It is not possible to exclude the possibility that the real earthquake risk at the Mochovce site is higher, because the assumption of the 50 km earthquake exclusion zone is a critical point in the experts´ opinion (JANKE 1999). An earthquake could cause damage in

NPP MO 1/2 as well as MO 3/4, leading to radioactive releases. The risk will be increased by the fact that 4 reactor units should be on the site in future.

Confinement

The containment resp. the confinement system of a NPP has two tasks to fulfil: Firstly, to protect the reactor from external impacts, secondly to protect the external environment from radioactive releases. Both purposes are covered by the confinement system of the VVER 440/V213 only to a limited extent.

The VVER 440/V213 is not equipped with a full pressure containment, which is a common feature of most pressurized water reactors. The confinement at VVER 440/V213 consists of compartments, which enclose the essential primary circuit components: steam generator, pipelines, pumps, shut off valves and reactor pressure vessel. The VVER 440/V213 confinement alone does not guarantee to hold back the radioactive steam from big leaks, but needs to condense in the special pressure relief system. A failure of the relief system can cause the confinement to burst at its weakest point and radioactive material is released into the environment.

Several analyses were performed and as a consequence the structure of the Bubblers Condenser was strengthened and the functioning of the pressure relief system was proven for design basis accidents. The effectiveness of the Bubblers Condenser for severe accidents could not be proven sufficiently.

In recent years studies on the behaviour during severe accidents were commenced. The results are to be used for the development and improvement of the SAMG - severe accident management guidelines (SR CNS 2004). Safety analyses showed that in particular the Bubblers Condenser (liquid condenser) has very low or even no safety margins under certain conditions and for certain components (STRASKY 2007). In case of MO 3/4 improvements are planned (e.g. installing the controversial catalytic converter recombiner for the hydrogen relief). However, a power uprate could lead to a loss of this safety increase.

Consequences of measures to increase economic efficiency

NPP operators are currently applying the following strategies to increase economic efficiency while decreasing safety at the same time:

- power uprate
- burn-up rate increase
- reduction of number of tests
- life time extensions

Such efficiency increase measures are also suggested for NPP Mochovce 3 and 4.

Power uprate

Recently the operator of NPP MO 1/2 completed a power increase to 107% of the original capacity. It can be expected, that at NPP MO 3/4 a similar power uprate will be performed before or shortly after start-up of the reactors.

NPP power uprates can be divided into three categories (IAEA 2004a) depending on their scope:

- lower power uprates (up to 2%) can be reached by the implementation of more precise technology for the calculation of reactor output
- higher power uprates (up to 7%) require changes in technical installations, however, they do not involve significant plant modifications
- extended power uprates (up to 20%) require far reaching modifications of the plant.

The power uprate at NPP MO 1/2 of 7% is of medium category, which generally demands modifications in the technical installations. An uprate of this scope changes behaviour of the plant in normal operation, during operational transients, during design basis accidents and events, which are not considered in the design. Furthermore changes occur in the activity inventory and the radiological impacts. An increase of reactor output in general decreases safety margins and accelerates ageing processes of the installation. The risk arising from the operation of the plant is significantly higher.

The declared goal of the operator of NPP Mochovce is to perform a power uprate of the units MO 1/2 without modifications of the technical installation. Financial profits shall be raised without investing money. The NPP management explains, that the so called safety margins in normal operation will be used to increase plant output. In the context of the EIA process for power uprate at NPP MO 1/2, the Slovak side explained that due to the conservative approach for the calculations keeping safety margins is not necessary. However, it was also pointed out they exist nevertheless (BMLFUW 2008b).

Power uprates at other reactors of the type VVER 440/213 were performed with modifications of the technical plant equipment; the thermal output increase in Bohunice V2 was accompanied by a comprehensive modernisation programme (HUSARCEK 2004). As a reference for potentially necessary modification the recently performed power uprate at NPP Paks can be used, where a range of modifications was realized during a power uprate of comparable scope (UVE PAKS 2006; UBA 2006).

The risk of power uprates lies in the simultaneous reduction of several safety margins. This approach can have the consequence, that during an event due to unexpected component or system failure accident sequences occur, which cannot be controlled any more.

After completion of the modernisation programme before NPP MO 1/2 start up, experts recommended to keep up the achieved safety level in future (JANKE 1999). It can be assumed, that a thermal power uprate accompanied by safety margin reduction was not meant (WENRA 2000; WPNS 2001).

Burn-up increase

The economics of a nuclear power plant can be improved by leaving the fuel elements longer in the core. Part of the economic optimization strategy for NPP is to raise the enrichment of the fuel elements and reach higher burn-ups.

High burn-up over 50 MWd/kg cause higher fuel tube cladding corrosion and high release of fission gas from the fuel pellets (NEA 2002). The changes induced by the high burn-up can negatively influence the core cooling during events.

Parallel to the power uprate at NPP MO 1/2 the switch to the new fuel elements (Gd II) is planned. The operator of Mochovce uses the argument of the positive operational experiences in Russian NPPs. However, this is not sufficient to prove a suffi-

cient safety level. The operator is primarily interested in the optimal operational behaviour of the fuel elements, because high reliability of the fuel elements has a direct impact on the economics of the nuclear power plant. On the other hand the operator tries to keep costs for measures concerning the unfavourable behaviour of high burn-up fuel elements as low as possible.

Reduced testing

The NPP operators are trying to keep the maintenance outages of their reactors as short as possible for cost reasons, because they are interested in high availability and high profit. On the one hand, shorter testing periods are achieved by using new technologies, on the other hand, tests which used to be performed during plant outages, are now being done during reactor operation.

Plant safety is protected best if tests are performed during reactor outage. If tests are done while the reactor is operating at full load, operational safety needs to be kept up, in particular the ability to cope with incidents should not be jeopardized. This is especially true for testing systems or components with a safety relevant function. Shifting those tests during power operation is a clear increase of reactor operation risk.

Internationally we can observe the trend to reduce the effort of (recurring) tests, which are important measures to ensure plant safety. Already since the mid-90ies intervals between tests are being prolonged and the scopes of testing are being cut down. This is to be replaced by intensified monitoring during operation, which is cheaper, but only an indirect, limited surveillance.

Currently the testing interval for the reactor pressure vessel (RPV) is four years at the NPP MO 1/2 and Bohunice V2. For NPP MO 3/4 the tests will be conducted only every eighth year, because the time of the main reactor outage is determined by the testing time needed for the reactor pressure vessel (RPV). The reduced testing based on economic consideration for critical components like RPV is unacceptable for safety reasons. This is particularly serious, if an additional safety reduction occurs due to power uprate and/or life time extension.

The purpose of (recurrent) tests is to discover potential damage in time. For some systems or components the test methods refer to the design values; for others the currently performed test is being compared to the basic test, which was preferably conducted before the first start-up.

There are reasons to believe, that for MO 3/4 the necessary basic tests are not available in the necessary scope. Therefore the validity of many tests has to be seen as limited; even the most sophisticated test methods can not completely compensate this deficit. Therefore at NPP MO 3/4 the testing scope should be large and intervals between tests short.

Life time extension

Originally designed lifetime for VVER reactors was 30 years. If the intention was to keep NPP MO 3/4 in service for 40 or even 60 years, it would have been necessary to pose different requirements concerning the material as well as the documentation.

The power uprate causes an accelerated aging of the plant. This will cause problems in nuclear power plants, where the power uprate was performed only after decades of operation. At the NPP MO 3/4, where the uprate probably will take place at the start-up of operation, this problem will aggravate.

Internationally we observe the trend towards a combined life time extension and power uprate. This makes the NPP operation more profitable, however, also in-

creases the operational risk in most cases. The Slovak operator SE follows this trend.

The hazards induced by the aging of components and systems which set in after approximately 20 years of nuclear power plant operation, are further increased by a life time extension. Aging renders nuclear power plants more incident-prone and increases the risk of accidents.

16,000 parts of the NPP MO 3/4 are already installed or stored on site. The check to find out whether they can be used for the completion, is performed only with smaller random samples. The components were checked with different methods, the mostly applied „testing method“ consisted in examining, whether the specific component exists and is without considerable damage.

The result of these checks showed that the components are in very good conditions, some however require rehabilitation. The steel and concrete structures also were examined in the form of taking random samples; also here the results showed that some parts need to be fixed before completion.

The components which were kept in storages in general were found to be in a better condition than those already installed (AQUILANTI 2007). Aging of NPP MO 3/4 already started before start-up.

Another problem at least as important as the **aging** of nuclear power plants is the fact that they become **outdated**. This is a general problem with the reactor type VVER 440/V213 and therefore also for the NPP MO 3/4. Nuclear power plants do not suffer only physical aging from operation, also their concept and design is aging. The gap between their design and the newest safety requirements is growing over time and upgrading measures offer only partly bridging.

Assessment

Undisputedly the nuclear power plant MO 3/4 shows a range of safety deficits stemming from the design. The idea is to remedy those deficits with modernization measures, however, this goal cannot be accomplished.

On the one hand, there are safety deficits, which cannot be upgraded, e.g. thickness of the confinement walls. Taking into account the existing risk of terrorism, it is irresponsible to take a nuclear power plant into operation, which is so vulnerable against external attacks.

On the other hand such an amount of upgrading measures significantly increases the already enormous intricacy of the nuclear power plant. The nuclear regulator UJD points out, that the planned upgrading measures at NPP MO 3/4 constitute a fairly high amount of modifications, additionally mutual interaction of many modifications have to be taken into account. In emergency cases this can cause necessary safety systems to be unavailable or only partially available due to failed activation. Moreover it is extremely difficult for the operating team to intervene in such a complex plant.

The future will show more safety deficits of the old and outdated reactor type VVER 440/V213 and make further safety upgrades necessary. Experience shows that safety deficits are not removed immediately, but only after months or years. In many countries it is common practice, probably also in Slovakia, to postpone measures with safety relevance for economic reasons until the next annual reactor outage or even next outages. Until then the reactor will be operated with all the known safety deficits. We have to be afraid, that this irresponsible behaviour will sooner or later have serious consequences.

Stručné shrnutí

V roce 1981 se státní firma Slovenské energetické podniky zaměřila na stavbu JE Mochovce se 4 bloky VVER 440/V213. Se stavebními pracemi na prvním dvojbloku (MO 1/2) se začalo v roce 1984, práce na druhém bloku započaly v roce 1986. V roce 1992 došlo k zastavení stavby na Mochovcích 3/4 (MO 3/4), protože provozovatel neměl k dispozici dostatek finančních prostředků. Práce na MO 1/2 pokračovaly. Tyto oba reaktorové bloky byly uvedeny do provozu v roce 1998 resp. v roce 1999.

V době zastavení stavby MO 3/4 byly práce na budovách dokončeny na 70% a 30% zařízení již bylo dodáno, včetně velkých komponent jako je tlaková nádoba reaktoru (TNR), parogenerátory (PG) a součásti turbíny. Byla realizována některá opatření k ochraně budov a částečně již instalovaných komponent.

V roce 2006 byla prodána hlavní část státního elektrárenského podniku Slovenské elektrárne (SE) největšímu italskému elektrárenskému podniku ENEL (66% ENEL, 34% majetek Slovenské republiky). Privatizací převzal ENEL závazek dostavby MO 3/4. Byla zpracována studie proveditelnosti, která pojednává vedle hospodářských otázek i bezpečnostní problematiku.

Na zakázku Wiener Umweltschutzgesellschaft zpracoval Österreichisches Ökologie-Institut ve spolupráci s paní diplomovanou fyzičkou Odou Becker (Scientific Consulting for Energy and the Environment, Hannover) hodnocení záměru „Dostavba JE Mochovce bloky 3 a 4 (MO 3/4)“.

Výchozím bodem této expertízy jsou známé bezpečnostní nedostatky reaktorů typu VVER 440/V213 tak, jak jsou prezentovány v mnohých dokumentech IAEA (IAEA 1996, IAEA 1999). Srovnání modernizací ve třech JE Paks, Bohunice V2 a Dukovany popisuje opatření ke zvýšení bezpečnosti a jejich účinek. Tato bezpečnostní vylepšení pomocí modernizace jsou postavena do kontrastu s protiběžnými vlivy zvyšování účinnosti a prodlužování doby životnosti u jaderných elektráren obecně a na základě JE MO 1/2. Nejdůležitější závěry této analýzy pro Mochovce 3/4 jsou shrnuty v následující části.

Závěry

Plánovaná dostavba JE MO 3/4 nemůže v žádném případě dosáhnout bezpečnostní úrovně nových reaktorů. Základní konstrukce nedovoluje žádné plné přizpůsobení dnešnímu stavu vědy a techniky. Možnosti zlepšení jsou omezeny, protože stavby jsou již hotovy ze 70% a zařízení ze 30%. Problémová situace je demonstrována v následujícím na nejdůležitějších příkladech.

Požární ochrana

Nedostatečné stavební oddělení redundantních systémů nelze dodatečně podstatně vylepšit. Obzvláště ohroženy jsou přitom elektrické systémy, kde požár kabelů může vést snadno k výpadku mnohých důležitých systémů. Požární ochrana se zaměřuje na zjištění požáru a na boj s ním a nikoli na odstranění možných iniciátorů požárů. Bezpečnostní analýzy reaktorů typu VVER 440/V213 identifikovaly slabiny s ohledem na požární ochranu, neboť u nich není zajištěno průběžné oddělení kabelů a vedení redundantních systémů.

To je vážný problém, protože požár může vést k tomu, že odpadne funkce všech tří redundantních systémů současně. Tím mohou být postiženy důležité havarijní systémy. Události s požárem jsou tedy proto obzvláště nebezpečné, protože mají

potenciál zničit znásobené bezpečnostní systémy (redundance) současně. Tím je dáno nebezpečí, že událost už nebude možné zvládnout a ta povede k havárii s tavením paliva s velkými úniky radioaktivních látek.

Byla sice doplněna protipožární zařízení, tím se ale nedosáhlo stejné úrovně bezpečnosti, jako při kompletním prostorovém oddělení redundantních systémů zavedeném již při projektování (JANKE 2000).

Aby se dosáhlo na MO 3/4 systematického zlepšení požární ochrany ve všech systémech, musela by být k dispozici úplná dokumentace všech kabelů a vedení. Jako na obzvláště ohrožené je třeba pohlížet na stavební části, které byly postaveny již před lety. Podstatným příspěvkem k vyhnutí se škodám by byla kontrola všech částí elektrického zařízení s ohledem na jejich provedení ve srovnání s dnešním standardem. Kromě toho by bylo zapotřebí nově zjistit stav stavebních částí. V případě zvyšování výkonu by navíc musely být zkontrolovány veškeré části elektrického zařízení na vliv výkonu zvýšeného oproti původnímu stavu.

Zemětřesení

Při původním projektování VVER 440/V213 nebylo nebezpečí zemětřesení zohledněno vůbec. Proto této problematice přísluší u reaktorů VVER 440/V213 velký význam. Potřebné dimenzování přirozeně závisí na lokalitě, pročež je nutná analýza seismických poměrů na lokalitě jako předpoklad pro projektování, popř. pro plánování dovybavení. Zemětřesení může způsobit těžké škody v jaderné elektrárně a tím může vést k havárii s velkým únikem radioaktivních látek. Metodika k hodnocení ohrožení zemětřesením se stále vyvíjí (IAEA 1999).

V JE Paks a Bohunice V2 vedla kontrola nebezpečí zemětřesení na lokalitě k výsledku, že antiseismická opatření jsou nutná, protože pro projektové zemětřesení se musí předpokládat maximální horizontální zrychlení 0,25 g (IAEA 1999).

Bezpečnostní systémy mají odolat takzvanému 10.000-letému zemětřesení (SL 2). Na nosných konstrukcích bylo instalováno 5.500 (easy-fix) upevňovacích prvků pro elektrické součásti a součásti I&C, kabelové trasy a spínací skříně. Lépe zajištěny byly též dieselgenerátory a agregáty. Stávající agregáty byly kromě toho vyměněny za agregáty odolné vůči zemětřesení (HU CNS 1998). Podobná opatření byla provedena také v JE Bohunice. V JE Dukovany na antiseismická opatření rezignovali, protože nebezpečí zemětřesení je na lokalitě považováno za malé.

JE MO 1/2 byla původně dimenzována na zemětřesení stupně IV a horizontální zrychlení 0,06 g (JANKE 1999). Po přehodnocení seismiky se jako základ pro dimenzování stalo zemětřesení stupně VII a tím maximální horizontální zrychlení 0,1 g. Při přehodnocování výchozí situace pro dimenzování se předpokládalo, že lokalita Mochovce leží v neseismické zóně, takže zemětřesení se může vyskytnout teprve v minimální vzdálenosti 50 km. Hodnota horizontálního zrychlení 0,1 g nevykazuje žádné konzervativní bezpečnostní rezervy. Kritickým bodem je podle mínění expertů též předpoklad o 50 km zóně, v níž se vylučuje zemětřesení (JANKE 1999).

Po přehodnocení následovala v JE MO 1/2 obsáhlá opatření k dovybavení, obnoven byl i monitorovací systém zemětřesení.

Dovybavení však nutně nenavozují stav, který by bývalo bylo zajistilo odpovídající původní projektování.

V aktuální bezpečnostní analýze JE MO 1/2 byl vypočítán pro maximální projektové zemětřesení příspěvek k četnosti tavení aktivní zóny ve výši 0,47%. Z tohoto pohledu je příspěvek k celkovému riziku omezený. Protože podle mínění expertů je předpoklad o 50 km zóně, v níž se vylučuje zemětřesení, kritickým bodem (JANKE 1999), nelze vyloučit, že reálné riziko zemětřesení na lokalitě Mochovce je vyšší. Zemětřesení by tedy mohlo zapříčinit jak na JE MO 1/2, tak na JE MO 3/4 škody,

kteře vedou k únikům radioaktivních látek. Skutečnost, že v budoucnu se mají na lokalitě nacházet celkem čtyři reaktorové bloky, riziko zvyšuje.

Confinement

Kontejnment, popř. systém confinementu jaderné elektrárny musí splnit dvě úlohy. Za prvé musí chránit reaktor před účinky zvenčí. Za druhé má chránit okolí před únikem radioaktivních látek. Obojí vykonává systém confinementu reaktorového typu VVER 440/V213 pouze v omezené míře.

VVER 440/V213 nemá žádný plnotlaký kontejnment, jak je obvyklý u většiny tlakovodních reaktorů. Confinement (bezpečnostní uzávěr) VVER 440/V213 se skládá z boxů, které obklopují důležité komponenty primárního okruhu: parogenerátory, potrubí, čerpadla, uzavírací armatury a TNR. Izolace radioaktivní páry, která uniká při velkých únicích, není u VVER 440/V213 zajištěna samotnou vnější obálkou, ale pára musí pomoci speciálního systému ke snížení tlaku kondenzovat. Při selhání snižování tlaku by confinement mohl na svém nejslabším místě prasknout a radioaktivní látky by se mohly dostat do životního prostředí.

Po provedení četných analýz a mechanických zesílení barbotážního systému, jež byla provedena v důsledku těchto analýz, mohla být prokázána funkčnost systému snižování tlaku v případě projektových havárií. Účinnost systému snižování tlaku při těžkých haváriích prokázána dostatečně není.

V posledních letech započaly výzkumy chování při těžkých haváriích. Výsledky mají být použity pro vývoj a zlepšení „severe accident management guidelines“ (SAMG) (SR CNS 2004). Zejména u barbotážního systému bezpečnostní analýzy ukázaly, že za určitých podmínek jsou u určitých komponent jen velmi malé nebo dokonce žádné bezpečnostní rezervy (STRASKY 2007). Pro JE MO 3/4 se plánují zlepšení (např. sporných katalyzátorů k odbourání vodíku). V důsledku zvýšení výkonu by se mohl zase eliminovat přírůstek bezpečnosti získaný dovybavením.

Vliv opatření na zvýšení ekonomické efektivity

Provozovatelé JE v současnosti sledují následující strategie ke zvýšení hospodárnosti při současné redukci bezpečnosti :

- Zvýšení výkonu
- Zvýšení vyhoření
- Redukce zkoušek
- Prodlužování doby provozu

Taková opatření ke zvýšení efektivity se navrhují i pro JE MO 3/4.

Zvýšení výkonu

Nedávno provedl provozovatel na JE MO 1/2 zvýšení výkonu na 107% původního výkonu. Lze očekávat, že na JE MO 3/4 bude provedeno podobné zvýšení výkonu od začátku nebo již krátce po uvedení zařízení do provozu.

Zvýšení výkonu v jaderných elektrárnách lze rozdělit obecně podle rozsahu do tří kategorií (IAEA 2004a):

- Menšího zvýšení výkonu (až do 2%) lze dosáhnout zavedením přesnější techniky výpočtu výkonu reaktoru.
- Větší zvýšení výkonu (až do 7%) vyžaduje změnu technických zařízení, třeba žádné větší změny celého zařízení.
- Rozsáhlé zvýšení výkonu (až do 20%) vyžaduje dalekosáhlé změny zařízení.

Zvýšení výkonu na JE MO 1/2 ve výši 7% spadá do střední kategorie, která obecně vyžaduje změny v technickém zařízení. Zvýšení výkonu tohoto rozsahu mění poměry zařízení během normálního provozu, při přechodových stavech, při projektových poruchách a při událostech, které při projektování nebyly zohledněny. Dále se mění inventář radioaktivních látek a radiologické účinky. Zvýšením výkonu reaktoru se obecně vyčerpávají bezpečnostní rezervy a současně se urychluje proces stárnutí zařízení. Riziko, které vzniká provozem zařízení, se výrazně zvyšuje.

Vyhlášeným cílem provozovatele JE Mochovce je provést zvýšení výkonu bloků MO 1/2 bez přestavby technických zařízení. Má se zvýšit finanční zisk, aniž se vynaloží nějaké investice. Ke zvýšení výkonu se mají využít takzvané provozní rezervy. Tak například i v rámci procesu posuzování vlivů zvýšení výkonu v JE MO 1/2 na životní prostředí bylo oznámeno, že na základě aplikovaných konzervatismů při výpočtech není nutné zachování bezpečnostních rezerv. Bylo ale zdůrazněno, že tyto rezervy jsou přesto k dispozici (BMLFUW 2008b).

Zvýšení výkonu na jiných reaktorech typu VVER 440/V213 bylo spojeno se změnami na technickém zařízení. Tak například zvýšení tepelného výkonu na 104% v Bohunicích V2 bylo zahrnuto do obsáhlého modernizačního programu (HUSARCEK 2004). Jako vodítko pro potenciálně nutné modernizace může sloužit nedávno provedené zvýšení výkonu v JE Paks, kde v rámci zvyšování výkonu ve srovnatelném rozsahu byla provedena řada modifikací (UVE PAKS 2006; UBA 2006).

Riziko zvyšování výkonu spočívá především v současném vyčerpání vícera bezpečnostních rezerv. Tento postup může vést k tomu, že při poruše v důsledku nečekaného výpadku komponent nebo systémů dojde k takovým průběhům událostí, které už nemohou být zvládnuty.

Na závěr modernizačního programu před uvedením JE MO 1/2 do provozu bylo experty doporučeno zachovat do budoucna dosaženou bezpečnostní úroveň (JANKE 1999). Pozdější zvýšení tepelného výkonu při vyčerpání bezpečnostních rezerv tím určitě nebylo míněno (WENRA 2000; WPNS 2001).

Zvýšení vyhoření

Hospodárnost jaderné elektrárny lze vylepšit delší dobou nasazení palivových článků. Proto je součástí ekonomické optimalizační strategie provozovatele zvýšit obohacení palivových článků a tím dosažitelného vyhoření.

Vysoké vyhoření od 50 MWd/kg vede k zesílené korozi povlakových trubek palivových tyčí a k větším únikům plyných štěpných produktů z palivových tablet (NEA 2002). Na základě změn vyvolaných vysokým vyhořením může být negativně ovlivněna možnost chlazení aktivní zóny v případě poruchy..

Jako doprovázející opatření ke zvýšení výkonu v JE MO 1/2 se má uskutečnit přechod na nové palivové články (Gd II). Provozovatel JE Mochovce se přitom v podstatě odvolává na kladné provozní zkušenosti z ruských jaderných elektráren. To je ale s ohledem na bezpečnostní hlediska nedostatečné. Provozovatelé mají v první řadě zájem na optimálním provozním chování palivových článků, neboť vysoká spolehlivost palivových článků přímo ovlivňuje hospodárnost jaderné elektrárny. Naproti

tomu se na nejnižší možné úrovni udržují finanční náklady na opatření, která se týkají nepříznivého chování palivových článků s vysokým vyhořením při poruchách.

Redukce zkoušek

Provozovatelé jaderných elektráren chtějí z důvodů nákladů (vyšší dostupnost a tím vyšší zisk) udržovat co nejkratší dobu na revize reaktorů. K tomu je na jedné straně snaha o zkrácení doby zkoušek pomocí nasazení nových technologií, na straně druhé se zkoušky, které se dříve prováděly během revize zařízení, přesouvají do doby provozu na výkonu.

Bezpečnost je při zkouškách zajištěna nejlépe tehdy, pokud je reaktor odstaven. Pokud se zkoušky provádějí během provozu na výkonu, zásadně by se neměla redukovat provozní bezpečnost a zejména by nemělo být ohroženo zvládnutí poruch. To platí především pro zkoušky systémů nebo komponent s bezpečnostně technickou funkcí. Přesunutí zkoušek do výkonového provozu znamená proto totéž, co zvýšení provozního rizika.

Celosvětově existuje trend, který sleduje i provozovatel Jaderné elektrárny Mochovce, redukovat náklady při (opakovaných) zkouškách – důležitým to opatření k zajištění bezpečnosti zařízení. Již od poloviny 90. let se intervaly mezi zkouškami prodlužují a zmenšuje se rozsah zkoušek. To se má kompenzovat zvýšenou kontrolou během provozu; ta je levnější, umožňuje však pouze nepřímou, omezenou kontrolu.

V současnosti činí interval zkoušek tlakové nádoby reaktoru v jaderných elektrárnách MO 1/2 a Bohunice V2 čtyři roky. Pro JE MO 3/4 se plánuje zkouška už jen na každých osm let, protože doba dlouhé revize je určena dobou zkoušek tlakové nádoby reaktoru. Redukce zkoušek z ekonomických důvodů u kritické komponenty – jakou je tlaková nádoba reaktoru – není z hlediska bezpečnostních aspektů obhajitelná. Zejména tehdy ne, když kvůli zvyšování výkonu a/nebo prodlužování doby provozu dochází k dodatečné redukci bezpečnosti.

Pomocí (opakovaných) zkoušek se mají včas rozeznat potenciální poškození. U některých systémů popř. komponent a kontrolních metod se zkoušky vztahují na projektové hodnoty. U jiných se aktuální zkoušky srovnávají se základní zkouškou – provedenou pokud možno před prvním uvedením do provozu.

Lze se obávat, že pro JE MO 3/4 nejsou k dispozici nutné základní zkoušky v potřebném rozsahu. Kromě toho vypovídací hodnotu mnohých zkoušek je třeba hodnotit jako omezenou. Samotné nasazení nejmodernější kontrolní techniky může toto manko vyrovnat jen podmíněně. Proto by se měl rozsah zkoušek na JE MO 3/4 volit velký a intervaly mezi zkouškami krátké.

Prodlužování doby provozu

Původně byla doba provozu reaktoru typu VVER 440/V213 předpokládána na 30 let. Mělo-li by se usilovat na JE MO 3/4 skutečně o dobu provozu 40 nebo dokonce 60 let, musely by se od počátku stanovovat jiné požadavky na materiál, ale i na dokumentaci.

Zvýšení výkonu vede k urychlenému stárnutí zařízení. To povede u jaderných elektráren, u nichž se provede zvýšení výkonu teprve po desetiletích provozní doby, k problémům. U JE MO 3/4, kde zvýšení výkonu proběhne zřejmě na začátku provozu, se tato problematika zostřeje.

Celosvětově existuje trend ke kombinaci prodloužení doby provozu a zvýšení výkonu. To činí provoz ekonomicky atraktivnější, ve většině případů to ale zvyšuje i provozní riziko. Slovenský provozovatel (SE) tento trend následuje.

Nebezpečí podmíněné stárnutím komponent a systémů, jež se objevuje po zhruba 20 letech provozu jaderné elektrárny, se prodlužováním provozu zvětšuje. Stárnutí vede k vyšší poruchovosti jaderné elektrárny a zvětšuje riziko nehody.

16.000 součástí JE MO 3/4 je v ní již skladováno nebo instalováno. Za účelem kontroly, zda tyto součástky lze v rámci dostavby použít, se testuje pouze menší náhodný výběr. Komponenty byly vyzkoušeny různým způsobem, nejčastější „testovací metoda“ spočívala v kontrole, zda daná komponenta existuje a nevykazuje žádné poškození hodné zmínky.

Výsledek kontroly byl ten, že komponenty jsou ve velmi dobrém stavu, některé však vyžadují sanaci. Rovněž stávající ocelové a betonové struktury byly zkoumány jen namátkově. Výsledek i zde byl ten, že některá místa musejí být před dostavbou opravena.

Komponenty uložené ve skladu vykazují obecně lepší stav než komponenty již instalované (AQUILANTI 2007). Stárnutí JE MO 3/4 tedy započalo již před uvedením do provozu.

Minimálně stejně tak velký problém jako je **stárnutí** jaderných elektráren je jejich takzvané **zastarávání**. Tato problematika existuje obecně u reaktoru typu VVER 440/V213 a tím také pro JE MO 3/4. Jaderné elektrárny stárnou nejen fyzicky v důsledku provozu, zastarávají též ve své koncepci a projektu. Mezi projektem a nejnovějšími bezpečnostními požadavky se časem otevírá stále větší příkop, který lze pomocí opatření k dovybavení přemostit pouze částečně.

Jaderná elektrárna MO 3/4 nesporně má řadu bezpečnostních nedostatků podmíněných projektem. Ty mají být odstraněny modernizačními opatřeními. To se ovšem nedaří.

Za prvé existují bezpečnostní nedostatky, které vůbec nelze odstranit dovybavením, jako je například tloušťka stěny confinementu. Tváří v tvář současnému riziku teroru je již z tohoto důvodu nezodpovědné, že má být uvedena do provozu jaderná elektrárna takto nedostatečně chráněná proti útokům zvenčí.

Za druhé mnohá opatření k dovybavení zvyšují značně již bez toho nesmírnou komplexitu jaderné elektrárny. ÚJD tvrdí, že se při plánovaném dovybavení na JE MO 3/4 jedná o poměrně velký rozsah změn, z nichž se mnohá kromě toho i vzájemně ovlivňují. To může ve vážném případě vést např. k tomu, že potřebné bezpečnostní systémy budou v důsledku chybného nastavení k dispozici jen částečně nebo nebudou k dispozici vůbec. Pro provozní personál je navíc extrémně obtížné zasahovat do takto komplexního zařízení.

Dále lze očekávat, že v průběhu doby budou nutná další dovybavení, protože se i v budoucnu ukáží bezpečnostní nedostatky starého a zastaralého reaktoru typu VVER 440/V213. Podle zkušeností následuje odstranění bezpečnostních nedostatků nikoli neodkladně, ale teprve po uplynutí měsíců nebo let. V mnoha zemích existuje praxe, zřejmě i na Slovensku, že se potřebná bezpečnostně technická opatření přesouvají z ekonomických důvodů na nejbližší roční revizi – často i na příští roční revize. Reaktor se tak provozuje se známými bezpečnostními nedostatky ještě po dlouhou dobu. Lze se obávat, že tento lehkomyšlný postup bude mít dříve či později závažné následky.

1 Einleitung

Als Einführung wird in dieser Expertise im Kapitel 2 ein kurzer Überblick über die Geschichte des KKW Mochovce und das Vorhaben zur Fertigstellung durch SE/ENEL gegeben. Dabei werden die wichtigsten Maßnahmen und Ziele der Betreiber sowie der Stand der Projektentwicklung behandelt.

Im Weiteren betrachten wir in dieser Expertise die Schwachstellen der WWER440/V213 Reaktoren. Die vergleichende Betrachtung der Modernisierungen in den drei KKW Paks, Bohunice V2 und Dukovany in Kapitel 3 dient der Illustration der allgemeinen Problematik.

In Kapitel 4 werden die wesentlichen Trends zur Erhöhung der Wirtschaftlichkeit von Kernkraftwerken allgemein und anhand der Bestrebungen für das KKW MO 1/2 diskutiert. Das Ziel dieser Untersuchung ist die Bewertung des Vorhabens der SE-ENEL „Fertigstellung des KKW MO 3/4“. Dabei wird davon ausgegangen, dass das KKW MO 1/2 die Referenzanlage für KKW MO 3/4 darstellt. Deshalb wird erwartet, dass die betrieblichen Effizienzsteigerungen, die im KKW MO 1/2 verwirklicht werden, auch im KKW MO 3/4 angestrebt werden. Einige Maßnahmen dieser Art werden bereits in der Machbarkeitsstudie angekündigt.

Die Bewertung der untersuchten Mängel und Abhilfemaßnahmen der WWER 440/V213 Reaktoren, die für KKW MO 3/4 relevant erscheinen, wird in Kapitel 5 präsentiert.

Diese Expertise wird im Auftrag der Wiener Umwelthanwaltschaft vom Österreichischen Ökologie-Institut in Zusammenarbeit mit Dipl.-Physikerin Oda Becker (Scientific Consulting for Energy and the Environment, Hannover) erstellt.

2 KKW Mochovce 3/4

2.1 Vorgeschichte

Die Geschichte des KKW Mochovce begann im Jahr 1981, als die Staatsfirma Slovenské elektrárne den Bau des KKW mit 4 Blöcken WWER 440/V213 in Angriff nahm. Mit den Bauarbeiten für den ersten Doppelblock (1/2) wurde 1984 begonnen. Die Arbeiten für den zweiten Doppelblock (3/4) begannen im Jahr 1986 mit der Errichtung der Fundamente für verschiedene Gebäude (Reaktorhalle, Langhaus für die elektrischen Anlagen, Transformatoren, Kühltürme und Abluftkamin). 1992 entschied der Eigentümer Slovenské elektrárne a.s. (SE), sich wegen mangelnder finanzieller Ressourcen auf die Fertigstellung von MO 1/2 zu konzentrieren. Diese beiden Reaktorblöcke gingen 1998 bzw. 1999 in Betrieb.

Die Bauarbeiten an KKW MO 3/4 wurden daher im Jahr 1992 unterbrochen. Zu diesem Zeitpunkt waren die Bauarbeiten zu 70% vollendet und 30% des Equipment waren bereits ausgeliefert – darunter große Komponenten wie der Reaktor Druckbehälter (RDB), die Dampferzeuger (DE), der Druckhalter, Tanks für die Notkühlung und die wesentlichen Teile der Turbine. Manche dieser Komponenten waren bereits eingebaut, andere wurden gelagert. Nach dem Baustopp wurden die Gebäude verschlossen und Maßnahmen zum Schutz der Komponenten vor Schäden ergriffen. Bis zum Jahr 2000 waren Skoda Praha und die Hydrostav Bratislava als Generalunternehmer für die Schutzmaßnahmen der technischen Anlagen bzw. der Bauwerke verantwortlich. Im Jahr 2000 ging diese Verantwortung auf den Besitzer (SE) über.

2006 wurde der Hauptanteil des staatlichen Stromversorgers Slovenské elektrárne (SE) an den größten italienischen Versorger ENEL verkauft (66% ENEL, 34% Eigentum der SR). Mit der Privatisierung übernahm ENEL die Verpflichtung zum Fertigbau von MO 3/4. Es wurde eine Machbarkeitsstudie durchgeführt, die neben wirtschaftlichen Fragen auch die Sicherheitsproblematik behandelt.

Die folgende Tabelle gibt einen Überblick über die technischen Daten.

Tabelle 1: Technische Daten MO 3/4 - 1 Reaktorblock

| Primärkühlkreis: | |
|----------------------------|--------------------------|
| Wärmeleistung des Reaktors | 1.375 MW |
| Durchflussrate | 42.600 m ³ /h |
| Eingangstemperatur | 268°C |
| Ausgangstemperatur | 297°C |
| Aufwärmspanne | 20 °C |
| Druck im Primärkreis | 12,36 MPa |
| Zahl der Pumpen | 6 |
| Zahl der Dampferzeuger | 6 |
| Zahl der Absperrventile | 12 |

| Sekundärkreis: | |
|---|---------------------------|
| Zahl der Turbinen + Generator Einheiten | 2 |
| Druck im Dampferzeuger | 4,61 MPa |
| Sättigungstemperatur | 260°C |
| Dampfdurchfluss am Eingang der Turbine | 370 kg/s |
| Zahl der Kühltürme | 2 |
| Kühlwasserfluss vom Kühlturm | 74.200 m ³ / h |
| Zahl der Speisewasserpumpen | 4 + 1 Reserve |
| Elektrische Leistung brutto | 440 MW |
| Elektrische Leistung netto | 405 MW |

2.2 SE/ENEL: Plan zur Fertigstellung des KKW MO 3/4

Im Rahmen der Machbarkeitsstudie wurden von SE die aktuellen internationalen Empfehlungen und technischen Lösungen berücksichtigt, die das KKW MO 3/4 auf ein modernes Sicherheitsniveau bringen sollen (SE ENEL 2007).

Giancarlo Aquilanti, Projektmanager für die Fertigstellung des KKW MO 3/4 hat die Ergebnisse der Machbarkeitsstudie 2007 auf einer Tagung vorgestellt. In diesem Vortrag hebt Aquilanti die folgenden Modernisierungsmaßnahmen hervor (AQUILANTI 2007):

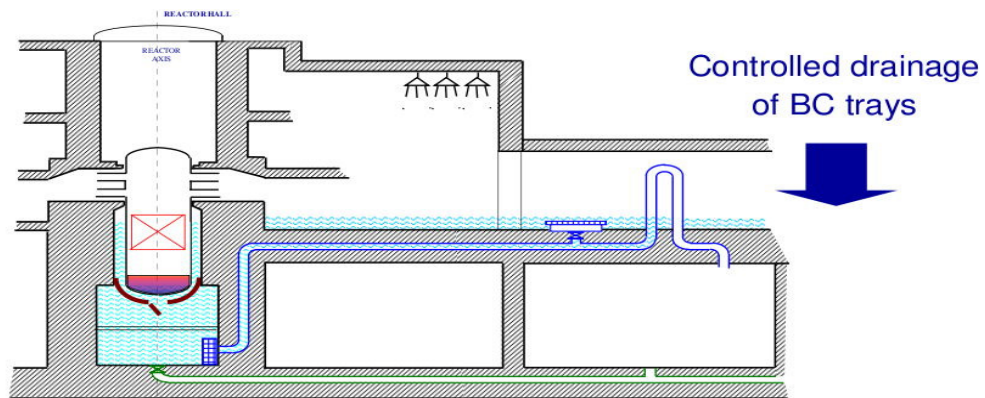
- Konstruktive Maßnahmen zur Entschärfung schwerer Unfälle
- Lösungen zur Verminderung interner Gefahren (Brandbekämpfung, Rohrbrüche),
- Konstruktive Maßnahmen zur Erhöhung der Zuverlässigkeit von Sicherheits- und sicherheitsrelevanten Einrichtungen (Feedback aus MO 1/2)

Als Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Unfälle werden speziell die folgenden ausführlicher dargestellt (AQUILANTI 2007):

- Einschluss und Kühlung des zerstörten Reaktorkerns im RDB
- Verhindern von Containmentversagen: durch Installation von 32 Katalysatoren und 30 Zündern für die kritischen Unfallszenarien im Containment sollen Wasserstoffexplosionen und Verpuffungen verhindert werden.
- Verhindern von Kernschmelzunfällen bei hohem Druck: Feed & Bleed mittels des Notkühlsystems zur Vorbeugung und Verzögerung der Kernschmelze und Verminderung der Folgen durch Druckentlastung bevor der Kern in den unteren Teil des RDB fällt. Durch eine zusätzliche Abblaseleitung am Druckhalter mit zwei manuell zu betreibenden Ventilen soll ein Druckabbau auf 2 MPa in weniger als 10 Minuten erreicht werden.
- Verbesserung der Reaktionsmöglichkeit der Betriebsbelegschaft im Fall von schweren Unfällen durch ein spezielles Anzeigesystem für die sicherheitsrelevanten Parameter und Ertüchtigung des I&C Systems zum Einsatz bei schweren Unfällen (Anzeige der Kühlmitteltemperatur am Auslass vom RDB, Wasserstand im Reaktorschacht, Wasserstoffkonzentration in einzelnen Compartments des Containments).

In-vessel retention of corium

- Principal measure for the overall SAM strategy;
- Similar solution implemented in Loviisa NPP;



3 / 11

SLOVENSKÉ
ELEKTRÁRNE

Enel

Abbildung 1: Rückhaltung und Kernkühlung im RDB, (AQUILANTI 2007)

Außerdem werden in der Machbarkeitsstudie auch Maßnahmen zur Erhöhung der betrieblichen Effizienz vorgestellt (AQUILANTI 2007):

Dazu gehören Verbesserungen an der Turbine und den Kühltürmen, aber auch die Verkürzung der Abschaltungen für Inspektion und Wartung. Die Zeit für den Brennelementwechsel soll auf 20 Tage verkürzt werden und die Abschaltungen zur Inspektion des RDB sollen nur alle 8 Jahre stattfinden (derzeit 4 Jahre). In der Zwischenzeit werden sogenannte „In-Service-Inspektionen“ durchgeführt.

Für das KKW MO 3/4 besteht eine Baubewilligung aus dem Jahr 1986. SE vertrat daher den Standpunkt, dass für die Fertigstellung von MO 3/4 kein UVP-Verfahren erforderlich wäre. Selbstverständlich musste SE dennoch um die Zustimmung der slowakischen Atomaufsicht UJD zum Weiterbau ansuchen.

Am 27.5.2004 suchte SE a.s. für das KKW MO 3/4 beim Bauamt in Nitra um Verlängerung der Bauzeit mit geplantem Fertigstellungstermin bis 31. Dez. 2011 an. Dem Ansuchen beigelegt war die „Konzeption für die Fertigstellung des 3. und 4. Blocks des KKW Mochovce“ (im Weiteren bezeichnet als Konzeption), die im Juli 2002 von Energoprojekt a.s. Praha ausgearbeitet worden war.

Zu diesem Ansuchen übermittelte UJD im Juni 2004 SE eine Stellungnahme, in der angeführt wird, dass UJD keine Einwände gegen die Veränderung des Fertigstellungstermins bis 31. Dez. 2011 hat und spezifizierte gleichzeitig in der Beilage zu diesem Schreiben die Anforderungen von der UJD SR an die Fertigstellungskonzeption für MO 3/4 und legte Bedingungen für die wiederholte Bewertung und Genehmigung der vorgeschriebenen Dokumentation bei.

Gleichzeitig wurde der Bauherr auf das Risiko aufmerksam gemacht, dass wenn der Bau gemäß der ursprünglichen Dokumentation fertig gestellt werden würde, UJD SR keine Genehmigung für die Inbetriebnahme dieser nuklearen Anlagen erteilen können.

2.2.1 Beurteilung durch UJD

Die Konzeption für die Fertigstellung des KKW MO 3/4 enthielt das Vorhaben der Verbesserung des ursprünglichen Bauprojekts, vor allem im Bereich der nuklearen Sicherheit im Umfang der IAEO-Empfehlungen (IAEA 1996), der Verwendung modernerer Technik, wie auch der Berücksichtigung der Sicherheitsanforderungen an die Kernkraftwerke seit der Fertigstellung der Projektlösungen für das KKW MO 1/2.

In den Jahren 2006/2007 wurde eine Reihe von Entscheidungen und Kommentaren der UJD zum Vorhaben erlassen. Diese liefern viele Hinweise auf kritische Punkte bei der Umsetzung des Bauvorhabens. Die Dokumente behandeln auch die Frage der Qualitätssicherung, Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Unfälle, interne und externe Risiken.

Im September 2007 (Übergabe der Dokumentation der Stellungnahmen der UJD an die slowakische NGO ZMZ) waren noch einige Dokumente im Stadium der Verhandlung mit UJD:

- Vorläufige Begrenzungen und Bedingungen eines sicheren Betriebs.
- Vorläufiger Plan für den Umgang mit radioaktiven Abfällen und abgebrannten Brennelementen einschließlich des Transports.
- Vorläufiger Stilllegungsplan.

Die Maßnahmen der Konzeption zur Fertigstellung beruhen in erster Linie auf der Erfahrung mit der Realisierung des KKW MO 1/2. Nach Meinung der UJD wäre es unrealistisch, für die Fertigstellung der Blöcke MO 3/4 Sicherheitsanforderungen zu erwarten, die an neue Blöcke gestellt werden, wenn man den Umfang der bereits realisierten Bauarbeiten betrachtet. Eine weitere Erhöhung der nuklearen Sicherheit bei den Blöcke MO 3/4 im Vergleich zu dem bei den Blöcken MO 1/2 erzielten Niveau ist durch die Verwendung modernerer Technologie mit einer höheren Zuverlässigkeit zu erwarten, bzw. auch durch Verbesserungen im Projekt, die sich auf die Erhöhung der Widerstandsfähigkeit der Blöcke im Falle potentiellen Eintritts von schweren Unfällen ausrichtet.

Nach der Prüfung der „Konzeption für die Fertigstellung des 3. und 4. Blocks des KKW Mochovce“ formulierte UJD SR die folgenden Anforderungen:

- Die Sicherheitsventile des Druckhalters, wie auch die Abblaseventile des Druckhalters müssen auf der Grundlage einer Zuverlässigkeitsanalyse unter Berücksichtigung der Erfahrungen mit deren Wartung dimensioniert werden. Die Kapazität der Abblaseventile des Druckhalters soll auch zur Verringerung des Risikos für den Eintritt eines Ereignisses mit einem in offener Position blockierten Ventil dienen.
- Die Maßnahmen für die Erhöhung der Widerstandsfähigkeit der Blöcke für den Fall schwerer Unfälle im Bubble-Condenser Turm (Verbesserung des Systems zur Wasserstoffverbrennung...) müssen detaillierter und komplexer analysiert werden, auch unter Berücksichtigung der Möglichkeit den RDB von der Außenseite zu kühlen.
- Die Anforderungen an eine mögliche Integration des Prinzips der Diversifizierung bei der Projektierung neuer Mittel für das I&C in den Reaktorschutzsystemen wird UJD SR in Anbindung an die verwendete Technologie im Fertigstellungsprojekt MO 3/4 prüfen.
- Die Erhöhung der seismischen Widerstandsfähigkeit der Bauten und Technologien muss den neuesten seismischen Charakteristiken des Standorts MO entsprechen.

- Die Möglichkeit zur Verringerung des Risikos durch das Bersten der hochenergetischen Leitungen durch eine neue Führung (Trassierung) der Rohrleitungen ist durch eine Projektstudie zu überprüfen.
- **Da es sich um einen relativ großen Umfang von Veränderungen handelt, von denen sich viele darüber hinaus auch gegenseitig beeinflussen, ist die Ausarbeitung eines detaillierteren Konzepts für die Sicherheitsverbesserungen für MO 3/4 erforderlich, die eine komplexe Bewertung des Sicherheitsniveaus der Blöcke nach der Realisierung der Sicherheitsmaßnahmen ermöglicht.**

(UJD 2007)

2.2.2 Bewertung durch die EU-Kommission

Aufgrund des EURATOM Vertrages ist die EU Kommission von jeder Investition in Nuklearanlagen zu informieren. Die Kommission hat das Projekt zu prüfen und eine Stellungnahme dazu abzugeben. Im Fall KKW MO 3/4 hat die Kommission lange geprüft und mit der Slowakischen Republik verhandelt und dann ihre Stellungnahme abgegeben. Am 15. Juli 2008 hat die Europäische Kommission eine Presseerklärung dazu publiziert, in der sie festhält, dass die Investition in die Fertigstellung des KKW MO 3/4 mit den Zielen des Euratom-Vertrags in Einklang steht, sofern die Empfehlungen der Kommission umgesetzt werden:

„Aufgrund der besonderen Auslegung des Kernkraftwerks Mochovce bezieht sich der Standpunkt der Kommission vor allem auf die Sicherheitsaspekte.

Obgleich das Projekt mit den geltenden nationalen Vorschriften der Slowakischen Republik sowie internationalen Empfehlungen konform ist, hat die Kommission bei ihrer Bewertung auf die besten verfügbaren Methoden gestützt und eine Reihe zusätzlicher Maßnahmen empfohlen. Der Grund hierfür ist, dass die vom Investor vorgeschlagenen Reaktoren vom Typ WWER 440/V213 keine Volldruck-Containment-Struktur besitzen, wie sie bei der neuesten Auslegung von Kernkraftwerken, die in Europa geplant oder im Bau sind, verwendet wird.

Nach Ansicht der Kommission muss ein dem Volldruck-Containment vergleichbares Schutzniveau gewährleistet sein. Die Kommission hat – in enger Zusammenarbeit mit den nationalen Behörden – insbesondere empfohlen, dass der Investor bei der Auslegung des vorgeschlagenen Projekts zusätzliche Merkmale und Funktionen sowie Managementstrategien bewertet und umsetzt, damit es einer potentiellen deterministischen Einwirkung von außen (z.B. des gezielten Absturzes eines Kleinflugzeuges) standhalten kann und die Auslegung den besten verfügbaren Methoden entspricht.“ (EC IP/08/1143)

Diese Empfehlungen der Kommission sind nicht geeignet, das Erreichen des Sicherheitsniveaus eines neuen KKW's zu gewährleisten. Die Auslegung für den Absturz eines Kleinflugzeugs auf das Reaktorgebäude ist nicht vergleichbar mit den Anforderungen, die in neuen Reaktoren (z.B. EPR) an den Schutz gegen Einwirkung von außen gestellt werden (Absturz großer Passagierflugzeuge, Terrorangriffe). Trotzdem werden beide KKW's etwa zur selben Zeit in Betrieb gehen, das KKW MO 3/4 wird dann also weit unter den derzeitigen Sicherheitsstandards für neue Kernkraftwerke liegen und also schon veraltet sein.

3 Modernisierungsmaßnahmen für WWER 440/V213

Dieses Kapitel gibt einen allgemeinen Überblick über Modernisierungsmaßnahmen, die in Reaktoren des Typs WWER 440/ V213 durchgeführt wurden und werden. Die Grundlagen dafür sind nationale Berichte zum internationalen Übereinkommen über nukleare Sicherheit (CNS = Convention on Nuclear Safety), Jahresberichte der Aufsichtsbehörden, und weiterführende Literatur. Die Anstrengungen zur Erhöhung der Sicherheit in WWER 440/V213 konnten relativ gut nachvollzogen werden in den tschechischen, slowakischen und ungarischen KKW dieser Baulinie (Dukovany, Bohunice V2, Paks), da sie in Berichten zur CNS und anderen Unterlagen ausführlich dargestellt sind. Für die baugleichen Anlagen in Russland und der Ukraine (siehe Tabelle 2) fehlen vergleichbare Unterlagen.

Insgesamt sind zurzeit 16 Reaktorblöcke des Typs WWER 440/V213 in Betrieb. Alle Reaktoren nahmen in den 1980er Jahren den Leistungsbetrieb auf, Ausnahmen bilden bisher nur die beiden Blöcke KKW MO 1/2 am Standort in Mochovce.

Tabelle 2: Reaktorblöcke des Typs WWER 440/V213 in Betrieb

| Staat | Reaktorblöcke | Jahr der Inbetriebnahme |
|-----------------------|---------------|-------------------------|
| Republik Ungarn | Paks 1-4 | 1982, 1984, 1986, 1987 |
| Russische Föderation | Kola 3-4 | 1981, 1984 |
| Slowakische Republik | Bohunice 3-4 | 1984, 1985 |
| | Mochovce 1-2 | 1998, 1999 |
| Tschechische Republik | Dukovany 1-4 | 1985, 1986, 1986, 1987 |
| Ukraine | Rowno 1-2 | 1980, 1981 |

Um die sicherheitstechnische Bedeutung der Schwächen der WWER Reaktoren zu bewerten, wurden von der IAEO vier Dringlichkeits-Kategorien definiert (siehe Annex 1). Hinsichtlich dieses Ranking ist zu vermerken, dass die IAEO im Unterschied zum Vorgängermodell WWER 440/V230 kein Problem des WWER 440/V213 der Kategorie IV (von höchster sicherheitsrelevanter Bedeutung, sofortige Abhilfe ist unbedingt erforderlich) zuordnete.

Acht Sicherheitsdefizite wurden allerdings der Kategorie III (sehr sicherheitsrelevant, sofortige Abhilfe ist erforderlich)¹ zugeordnet. Zu den Problemen der Kategorie III gehören Fragen zur Integrität des Reaktordruckbehälters (RDB) sowie zur Integrität und Dichtheit des Confinement-Systems (CS) (IAEA 1996).

¹ Zur Kategorie II (sicherheitsrelevant) wurden 40 Defizite und zur Kategorie I (Abweichungen von internationalen Methoden) wurden 26 Defizite zugeordnet (siehe Annex 1).

Die acht Sicherheitsdefizite mit hoher Sicherheitsrelevanz (Kategorie III) nach IAEO sind (IAEA 1999):

- Unzureichende Qualifikation der Bauteile für die zu erwartenden Umgebungsverhältnisse und Erdbebenbedingungen und Auslegungstörfälle (DBA).
- Das Verhalten des Bubble Kondensers (Druckabbausystems) bei maximaler Druckdifferenz infolge von doppelseitigem Abriss der Hauptkühlmittelleitung hinsichtlich der Festigkeit mancher Strukturelemente ist nicht ausreichend nachgewiesen.
- Die Methode der zerstörungsfreien Prüfung des Primärkühlsystems entspricht nicht den westlichen Standards, zeitgerechtes Erkennen von Materialabbau ist nicht möglich.
- Blockade des Abflusses des Sumpfs nach einem großen Leckstörfall könnte zum Ausfall der gesamten Kernnotkühlung führen.
- Das Notspeisewassersystem ist so in der Turbinenhalle installiert, dass es bei Brand, Überflutung, Bruch einer hochenergetischen Leitung oder Erdbeben total ausfallen könnte (common mode failure), wenn es zur Kühlung des Kerns nötig wäre.
- Hinsichtlich interner Gefährdung sind zwei Bereiche von großer Bedeutung für die Sicherheit: schlechter Brandschutz und mangelnde bauliche Trennung redundanter Systeme.
- Der Abriss einer der hochenergetischen Leitungen auf der 14,7 m Bühne (Zwischengebäude) könnte zum gleichzeitigen Ausfall mehrerer Sicherheitssysteme führen.
- Da in der ursprünglichen Auslegung Erdbeben nicht ausreichend berücksichtigt sind, ist die Erdbebenproblematik von hoher Relevanz.

In umfangreichen Modernisierungsmaßnahmen wurden in den KKWs Dukovany, Bohunice und Paks die wesentlichen Schwachpunkte des Reaktortyps WWER440/V213 korrigiert. Einige Defizite wurden aber auch gerade nur so weit verbessert, dass ihre sicherheitstechnische Bedeutung nicht mehr der IAEO Kategorie III zugerechnet werden muss.

Die durchgeführten Maßnahmen betrafen u.a. die Notspeiseversorgung der Dampferzeuger, die Nachweisführung zur Wirksamkeit des Confinement-Systems, die Zuverlässigkeit der Leittechnik und den Brandschutz (JANKE 2000).

Die Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) bewertete im Jahr 2000 das Sicherheitslevel des KKW MO 1/2 als vergleichbar mit dem Sicherheitslevel eines in Westeuropa betriebenen Kernkraftwerks (WENRA 2000). Nach Abschluss des Modernisierungs-Programms wurde KKW MO 1/2 als das erste in Ost- und Mitteleuropa fertig gestellte KKW vom Typ WWER gesehen, das einen mit westlichen Standards vergleichbaren Sicherheitszustand erreicht hat (JANKE 2000; ZEROLA 2002).

Auch die „Working Party on Nuclear Safety“ (WPNS) der Europäischen Union kam im Jahr 2001 zu dem Ergebnis, dass nach Beendigung einiger Modernisierungsmaßnahmen, ein hohes Sicherheitsniveau erreicht wird (WPNS 2001).

Zum Abschluss des PHARE-Projekts wird von den Experten empfohlen, das erreichte Sicherheitsniveau in Zukunft beizubehalten (JANKE 1999).

3.1 Allgemeine Aspekte

Die Modernisierungsmaßnahmen zielen darauf ab, einen Status zu erreichen, der vergleichbar ist mit in Betrieb befindlichen Druckwasserreaktoren in anderen euro-

päischen Ländern. Die ersten Maßnahmen, die in den 1990er Jahren durchgeführt wurden dienten dazu die größten Mängel zu beseitigen, um die probabilistischen IAEO-Sicherheitsziele nach INSAG 3 zu erreichen (IAEA 1988).

Die erste Stufe der Modernisierungsmaßnahmen war bestimmt durch die Beseitigung der in IAEA (1996) angeführten Sicherheitsmängel. Im Folgenden werden die nötigen Abhilfemaßnahmen in den einzelnen Anlagen vorgestellt.

Die in IAEA (1996) angesprochenen zu beseitigenden Sicherheitsmängel im KKW Bohunice V2 der Kategorie III und II betreffen:

- Verhindern der Blockade der Ansaugstutzen der Pumpen für die Notkühlung des Reaktors
- Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Druckabbausystems (bubble condenser) für Auslegungsstörfälle
- Seismische Ertüchtigung ausgewählter Teile des Primärkreis
- Einbau einer unabhängigen Speisewasserzufuhr für die Dampferzeuger für Notfälle
- Verringerung des Risikos durch Abriss von hochenergetischen Rohrleitungen Sicherheitssysteme zu zerstören
- Nachweis der Funktionstüchtigkeit sicherheitsrelevanter Bauteile unter betrieblichen und Störfallbedingungen
- Brandschutz: Verhindern von gleichzeitigen Ausfällen durch gemeinsame Ursache (Brand)
- Entgasen von Reaktor und Dampferzeuger im Notfall
- Erhöhung der Integrität des Druckbehälters
- Einrichtung von Blockwarte und Notwarte
- Erhöhung der Zuverlässigkeit der Bauelemente des Kontroll- und Monitoring-systems

(SR CNS 1998)

Im KKW Dukovany konzentrierte sich die erste Phase der Modernisierung auf folgende Maßnahmen: (DUKOVANY NPP, ohne Jahr)

- Brandschutz (durch Verbesserung des Feueralarmsystem, Halogen Löschesystem für die elektrischen Anlagen, Löschesystem für die zentrale Ölversorgung, Brandschutz Beschichtung der Kabel)
- Backup für Stromversorgung (Eigenverbrauch)
- Kühlung der Stahlkonstruktion des Daches der Turbinenhalle
- Wasserstoffkatalysatoren zur Verhinderung von Explosionen bei Kühlmittelstörfällen (LOCA = Lost of Coolant Accident)

Im KKW Paks waren die wichtigsten, in der ersten Phase der Modernisierung durchgeführten Maßnahmen:

- Umbau des Confinement-Sumpfs
- Einbau von Wasserstoffkatalysatoren im Confinement konstruiert für Auslegungstörfälle
- Verbesserung des Niederdruck Kernnotkühlsystems
- Neue Führung der Notspeisewasserleitungen und mechanischer Schutz der Leitung
- Einbau eines Systems zur Entfernung von Gasen aus dem Primärkreis
- Umbau der unterbrechungsfreien Stromversorgung (Ersatz der Dieselgeneratoren)

Für das KKW Paks wurde außerdem eine Anpassung der Auslegung an die Ergebnisse einer seismischen Neubewertung des Standorts vorgenommen, die eine maximale Horizontalbeschleunigung am Standort mit 0,25 g ergeben hatte. Zwischen 1993 und 1997 wurden zahlreiche Befestigungen von Bauteilen des I&C Systems, Schaltkästen und Kabeltrassen verstärkt („easy fix“), sowie Trennwände installiert. (HU CNS 1998)

In allen drei KKW wurden auch in den folgenden Jahren (1998 bis 2008) zahlreiche Modernisierungsmaßnahmen umgesetzt. Diese Pläne dieser zweiten Phase der Maßnahmen stehen in Zusammenhang mit dem Bestreben für diese Reaktoren eine Verlängerung der Betriebsdauer sowie Leistungserhöhungen durchzuführen. Dafür wurden zahlreiche grundlegende Verbesserungen in den Anlagen nötig. Die Umsetzung dieser Maßnahmen wird in den nächsten Jahren beendet werden.

Zu den Modernisierungsmaßnahmen, die für das KKW V2 Bohunice nach 2000 begonnen wurden gehören:

- Die Verbesserung der elektrischen Anlagen zur Stromversorgung des KKW im Notstromfall (Zuleitungen, Schalter, Durchführungen)
- Erneuerung der Komponenten für Kernnotkühlung und Restwärmeabfuhr
- Druckhalter-Sicherheitsventile, die für feed & bleed (Zuspeisung & Entnahme) geeignet sind
- Dampfabblaseventile
- Verbesserung der Kühlwasserversorgung
- Brandschutz

Das wichtigste Vorhaben zur weiteren Modernisierung des KKW V2 Bohunice, ist aber die Erneuerung des gesamten I&C-Systems, diese umfasst die Modernisierung der folgenden Teile:

- Reaktorschutz (Reactor Protection System/RPS)
- Neutronenflussschutzsystem (Neutron Flux Protection System)
- Reactor Limitation System (RLS) (Einhaltung der Grenzwerte für den Reaktorbetrieb)
- Post-Accident Monitoring System (PAMS) (Überwachung des Zustands nach einem Unfall)
- Informationssystem

Im Jahr 2005 war die Inbetriebnahme des neuen Sicherheits- und Steuersystems „Teleperm-XS“ und der neuen Elektrik das wichtigste Ziel. 2006 wurden das vorhandene Reaktorschutz und ESFAS (System zur Aktivierung der technischen Sicherheitssysteme) gegen neue programmierbare Systeme ausgetauscht. 2006 wurde auch mit dem Einsatz von Gadolinium Brennstoff der 2. Generation begonnen (FERENC et al 2005).

Das KKW Dukovany entwickelte das Programm MORAVA, das 1999 begann und bis 2010 verwirklicht werden soll. Es enthält folgende Punkte:

- Dampferzeuger Compartment: Schutz des Abflusses vor Verstopfung (1999)
- Austausch der Notspeisewasserpumpen (Erhöhung der Zuverlässigkeit der Speisewasserversorgung der Dampferzeuger) (1999)
- Wasserstoff-Entfernung aus der Atmosphäre des Confinements bei schweren Unfällen (1999)
- Erhöhung des pH-Werts im Sekundärkreis (Austausch der Condenser) Ziel: Reduktion von Korrosion und Abrieb (2000)
- Brandschutz in den Kabelräumen (spray coating) (2000)
- Installation von Feuerlöschsystem und Brandmeldern (2001)
- Verbesserungen aufgrund von Analysen der Kernschmelzhäufigkeit, Audits und Betriebserfahrung (2001)
- Einbau schnell reagierender Ventile zur Sicherstellung des Abschlusses der hermetischen Zone unter Unfallbedingungen (2001)
- Erneuerung des elektrischen Teils der Dieselgeneratoren (Erhöhung der Zuverlässigkeit der Notstromversorgung) (2002)
- Kontrollzentrum für Unfall-Management (2003)
- Verbesserungen aufgrund des LBB (leak before break) Projekts (2003)
- Befestigung der Rohrleitungen der 14,7 m Bühne zur Verringerung von gegenseitiger Beschädigung beim Abriss einer Leitung (2004)
- Sicherstellung der Nutzbarkeit von Kontrollraum und Notwarten durch Installation einer Lüftung (2005)
- Erstellung eines vollständigen Sets von Sicherheitsanalysen (2008)
- Inbetriebnahme des neuen Mess- und Regelsystems (2009)

(DUKOVANY NPP, ohne Jahr)

Für das KKW Paks wird von der Aufsichtsbehörde im Ungarischen Bericht zur CNS von 2005 die Durchführung einer Reihe von Maßnahmen verlangt:

- Erneuerung der Emissionsmessung und des Umweltmonitorings
- Erneuerung des Brandschutzes
- Sicherstellen, dass in der Turbinenhalle ausströmender Dampf und Wasser die elektrischen Einrichtungen nicht zerstört
- Überprüfung und gegebenenfalls Nachqualifizierung der installierten Bauteile bezüglich Feuchtigkeit, Strahlung, elektromagnetischer Störungen
- Austausch des Dichtungsmaterials an der Außenhaut der hermetischen Zone (Confinement)

- Verringerung der Auswirkung des Dampferzeugerlecks durch Veränderung des Schutz- und Sicherheitssystems
- Verbesserung der Erdbebenfestigkeit (Fertigstellung der seismischen Verstärkungen)
- Verbesserung des Druckentlastung im Primärkreis (feed & bleed), Maßnahmen zum Schutz vor Thermoschock (PTS)
- Veränderung des Reaktorschutzsystems: neue Schutzfunktionen, experimentelle Untersuchungen des Confinement-Verhaltens
- Erweiterung der Level 1 PSA auf Brand, Erdbeben
- Vollständige Analyse: Abriss hochenergetischer Leitungen
- Fertigstellung der Strategien zur Unfallbewältigung (symptombasiert, neue Monitoringsysteme)

(HU CNS 2005)

3.2 Überblick über ausgewählte Schwachstellen

3.2.1 Brandschutz

Mangelnder Brandschutz war in den WWER-Reaktoren von Beginn an ein großes Sicherheitsproblem. Noch heute wird an der Verbesserung von Brandmelde- und Löschsystemen gearbeitet. Ein Brand in Kabelschächten oder elektrischen Anlagen ist eine wesentliche Ursache für die sogenannten common mode Fehler.

Weltweit zeigten Erfahrungen der letzten Jahrzehnte und Ergebnisse moderner Analysen, dass Brände eine große Gefahr für die Sicherheit von Kernkraftwerken darstellen. Sie treten zwar selten auf, sind aber nicht unwahrscheinlich. Brände in Kernkraftwerken sind hinsichtlich Entzündungsprozess und Brandgeschehen, aber vor allem hinsichtlich ihrer Auswirkung auf die Sicherheit komplexe Phänomene. Daher stellen sie auch für neuere Anlagen eine Bedrohung dar, moderne Brandanalysen weisen aber insbesondere für Altanlagen auf die große Sicherheitsgefahr hin (RÖWEKAMP 1998). „Alt“ bezieht sich hierbei nicht nur auf das Betriebsalter, sondern auch auf das Alter der Auslegung.

Ende der 1990er Jahre begannen internationale Aktivitäten zur Zusammenstellung und Auswertung von Brandereignissen (RÖWEKAMP 1998). Die systematische Auswertung aus dem IAEA/NEA Incident Reporting System durch die IAEO zeigte u.a. folgende Ergebnisse (IAEA 2004b):

- Mängel bei Brandschutzbarrieren, Brandmeldern und Brandbekämpfungseinrichtungen hatten einen signifikanten Einfluss an einem negativen Brandverlauf.
- Auslegungsmängel der Kernkraftwerke und menschliche Fehler haben einen hohen Anteil an Brandereignissen.
- Annähernd 50% der Brände wurden durch einen elektrischen Fehler, etwa ein Drittel durch eine Öl- oder Wasserstoffleckage verursacht.

Als eine der wesentlichen „lessons learned“ für den Brandschutz wurden aus den Erfahrungen abgeleitet, dass der Prävention eines Brandes ein hohe Wichtigkeit zukommt. Das betrifft auch die Materialauswahl von Kabel und Sicherungen. Dies ist gerade für das KKW MO 3/4 ein Problem. Zur IAEO-Kategorie III gehört die erforderliche Qualifizierung von sicherheitsrelevanten Komponenten und Systemen. Schwachstellen betrafen insbesondere auch die Kabel und deren Anschlüsse.

Brandereignisse sind deshalb besonders gefährlich, da sie das Potenzial haben, mehrfach vorhandene Sicherheitssysteme (Redundanzen) gleichzeitig zu zerstören. Dadurch besteht die Gefahr, dass ein Ereignis nicht mehr beherrscht werden kann und zu einem Kernschmelzunfall mit hohen radioaktiven Freisetzungen führt.

Diese Gefahr kann durch eine entsprechende Auslegung, die eine komplette räumliche Trennung der Redundanzen, insbesondere auch der entsprechenden elektrischen Leitungen und Kabel, vorsieht, deutlich verringert werden. In veralteten Anlagen – wie im KKW MO 3/4 – sind die Redundanzen jedoch nicht ausreichend räumlich getrennt, da die Gefährdung durch Brände in der Auslegung noch nicht entsprechend berücksichtigt wurde.

Kabel und Leitungen haben hinsichtlich eines Brandes in einem Kernkraftwerk eine besondere Bedeutung. So sind diese bzw. ihre Isolierungen die Hauptbrandlast in Kernkraftwerken, Brände können sich entlang der Kabeltrassen ausbreiten und sie können, z.B. durch einen Kurzschluss, Brandursache sein.

Die Kabel in Kernkraftwerken können bei einer fehlenden räumlichen Trennung durch Brandschutzbeschichtungen oder durch die Verlegung in brandschutztechnisch abgeschotteten Kanälen geschützt werden. Der Brandschutzanstrich soll vor der Ausbreitung von Bränden bis zu einer Branddauer von 30 Minuten schützen, brandschutztechnisch abgeschottete Kabelkanäle haben meist eine Feuerwiderstandsdauer von 90 Minuten. Das folgende Beispiel zeigt, dass diese beiden Maßnahmen nur einen eingeschränkten Schutz vor Brandereignissen gewährleisten können:

Am 14. Nov. 2006 brach im Transformator des schwedischen AKW Ringhals-3 ein Brand aus. Dieser war erst nach zwei Stunden vollständig gelöscht und konnte sich einige Meter entlang der Kabeltrassen ausbreiten. Der Brand trat im Eigenbedarfs-transformator auf. Die Ursache war ein Kurzschluss. Ringhals-3 zählt mit einer Betriebsdauer von 25 Jahren zu den Altanlagen. Auch der Transformator war bereits 25 Jahre alt (SKI 2006).

Angesichts der großen Zahl der Kabel und Leitungen in einem Kernkraftwerk und den Anforderungen an eine angemessene Dokumentation sind erhebliche Zweifel darüber angebracht, dass in KKW MO 3/4 nachträglich ein angemessener systematischer Brandschutz aller Bereiche erfolgen kann.

Brände sind komplexe Vorgänge, in ihrer Auswirkung auf die Sicherheit von Kernkraftwerken gibt es noch eine Menge offener Fragen. So ist die Bewertung des von den Betreibern getroffenen technischen Brandschutzes durch die nach wie vor bestehenden Wissenslücken über das Brandgeschehen schwierig.

Um weitere Kenntnisse zum Brandgeschehen in Kernkraftwerken zu erlangen, haben sich vor einigen Jahren elf Länder² im Projekt OECD-FIRE zusammengeschlossen. Bis 2008 soll eine internationale Branddatenbasis aufgebaut und ausgewertet werden. Dies internationale Projekt ist erforderlich, da sich der bisherige Brandschutz als nicht ausreichend herausstellte (RÖWEKAMP 2004a, b).

So wird bei derzeitigen Brandschutzkonzepten die Gefahr von brandbedingten Funktionsstörungen und -ausfällen nicht genügend berücksichtigt. Im Brandfall können, z.B. durch thermische Belastungen oder Spannungsschwankungen, auch bei nicht direkt vom Brand betroffenen elektrischen Leitungen, die zur Steuerung und Überwachungen von Sicherheitssystemen dienen, die Funktion gestört werden. Das internationale Forschungsprojekt „Fire-Induced Damage to Electrical Cables and Circuits (FIDECC)“, initiiert von der amerikanischen Aufsichtsbehörde, beschäftigt sich mit dieser Problematik (RÖWEKAMP 2004c).

² Deutschland, Japan, Finnland, Frankreich, Kanada, Niederlande, Schweden, Schweiz, Spanien, Tschechien, USA

Auch dieses Problem spielt insbesondere bei Anlagenauslegungen mit einem geringen Grad an Redundanztrennung – wie z.B. im KKW MO 3/4 – eine große Rolle. Für diese Reaktoren haben sich brandinduzierte Funktionsfehler der Sicherheitssysteme als vergleichsweise häufig auftretende Probleme herausgestellt.

Sicherheitsanalysen zum Reaktortyp des WWER 440/V213 identifizierten Schwachpunkte bezüglich des Brandschutzes, dort ist keine durchgehende Trennung der Kabel und Leitungen von redundanten Systemen gewährleistet. Dies ist ein ernsthaftes Problem, da ein Brand dazu führen kann, dass die Funktion aller drei redundant vorhandenen Systeme gleichzeitig ausfällt. Davon können wichtige Notfallsysteme betroffen sein.

Es wurden zwar Brandbekämpfungsanlagen nachgerüstet, damit wird aber nicht das gleiche Sicherheitsniveau erreicht, wie bei einer bereits bei der Auslegung implementierten kompletten räumlichen Trennung der redundanten Systeme (JANKE 2000).

Als Folge der Erfahrungen mit Bränden und der Ergebnisse von Brandanalysen sind in den Kernkraftwerken umfangreiche Nachrüstungen durchgeführt worden. Brandschutzwände wurden errichtet, Brandmeldeeinrichtungen installiert, betriebliche Brandschutzmaßnahmen eingeführt usw. So konnte der Brandschutz deutlich verbessert werden. Das kann auch für das KKW MO 3/4 erwartet werden. Allerdings darf diese Verbesserung nicht darüber hinweg täuschen, dass in den veralteten KKWs kein dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechender Brandschutz besteht, sondern die Anlagen nur an diesen Stand „herangeführt“ werden.

Das grundsätzliche Problem, dass ein gebautes KKW nicht mehr nachträglich anders gebaut, sprich ausgelegt werden kann, lässt sich durch Nachrüstungen nicht beseitigen. Nachrüstungen können das grundlegende bauliche Auslegungsdefizit nicht verändern. Der Brandschutz ist nur darauf ausgerichtet, den Brand zu erkennen und zu bekämpfen. Dieses ist schon daher nicht ausreichend, da die Brandschutzeinrichtungen viele Defizite aufweisen, schon aufgrund der bestehenden Wissenslücken hinsichtlich des Brandgeschehens. Zudem tritt die vermutlich größte Bedrohung eines Brandes, der Funktionsverlust elektrischer Leitungen, bereits nach kurzem Brand auf. So kam es z.B. am 5. Juli 2000 im deutschen AKW Grafenrheinfeld während des Wiederanfahrens nach der Revision zu einem Brand. Das Feuer konnte zwar innerhalb von 3 Minuten gelöscht werden. Trotzdem wurden sicherheitsrelevante Kabel mehrerer Redundanzen zerstört oder beschädigt. Aufgrund des Anlagenstatus bestand keine Gefahr, aber das hätte falls sich der Reaktor im Leistungsbetrieb befunden hätte, anders ausgesehen (RÖWEKAMP 2004d).

In Frage zu stellen ist auch, ob die nachgerüsteten Brandschutzbarrieren keine Mängel aufweisen. Bereits eine kleine Lücke in der Barriere kann gravierende Folgen haben, das zeigte auch die Erfahrung mit einem schweren Brand in einem französischen Kernkraftwerk (DUPUY 2004).

3.2.2 Erdbeben

In der ursprünglichen Auslegung des WWER 440/V213 wurde die Erdbebengefahr gar nicht berücksichtigt. Einzige Ausnahme war das KKW Mochovce, wo eine max. Horizontalbeschleunigung von 0,06 g zugrunde gelegt wurde. Eine Neubewertung durch die IAEO ergab eine seismische Auslegungsbasis für Mochovce von 0,1 g, für Bohunice und Paks von 0,25 g. (IAEA 1999)

Für das KKW Paks ergab eine Überprüfung der Erdbebengefahr am Standort, dass seismische Ertüchtigung nötig ist, da das DBE (design basis earthquake) eine max. Horizontalbeschleunigung von 0,25 g erreicht. Das Konzept zur Ertüchtigung klassifiziert die Strukturen und Systeme des KKW in zwei Gruppen: Systeme, die im

„Seismic Safety Technological Concept“ angeführt sind, müssen dem DBE (SL 2, 10.000-jähriges Beben) standhalten; die übrigen Systeme der Sicherheitsklassen 1-3 sollen bei einer Rekonstruktion so ertüchtigt werden, dass sie SL-1 (100-jähriges Beben) aushalten. 5.500 (easy-fix) Befestigungen für elektrische und I&C-Bauteile, Kabeltrassen und Schaltkästen wurden an tragenden Strukturen angebracht. Auch Dieselgeneratoren und Aggregaten wurden besser gesichert. Die vorhandenen Aggregate wurden außerdem gegen erdbebenresistente getauscht. Außerdem wurden Untersuchungen des Verhaltens der Gebäude und des Primärkreises (Rohrleitungen & Bauteile) durchgeführt. (HU CNS 1998)

Im KKW Bohunice V2 wurden ähnliche Maßnahmen zur seismischen Ertüchtigung wie in Paks vorgenommen, um die Auslegung für 0,25 g zu erreichen. (IAEA 1999)

Die nötige Auslegung ist naturgegeben standortabhängig. Im KKW Dukovany wurde auf seismische Ertüchtigung verzichtet, weil das 10.000-jährige Erdbeben eine max. Intensität von 6° MSK-64 aufweist, lokale Beben erreichen sogar nur 5° MSK-64. Für das SSE (Safe Shutdown Earthquake) gilt in Dukovany 0,1 g als ausreichend konservativ. (CR CNS 2007)

Ein Erdbeben kann schwere Schäden in einem Kernkraftwerk verursachen und dadurch zu einem Unfall mit hohen radioaktiven Freisetzungen führen. Die Methodik zur Bewertung der Erdbebengefährdung wird ständig weiter entwickelt.

Das KKW MO 1/2 war ursprünglich für ein Erdbeben der Stärke IV und einer horizontalen Beschleunigung von 0,06 g ausgelegt (JANKE 1999). Nach einer Neubewertung der Seismik wurde ein Beben der Stärke VII und damit eine max. horizontale Beschleunigung von 0,1 g Grundlage für die Auslegung.

Um das neue Auslegungserdbeben zu bestätigen, wurde eine Reihe von geologischen und seismologischen Untersuchungen durchgeführt. Dabei wird unterstellt, dass der Standort in einer nicht-seismischen Zone liegt, sodass ein Erdbeben in einer minimalen Entfernung von 50 km auftreten kann. Der Auslegungswert der horizontalen Beschleunigung von 0,1 g weist keine konservativen Sicherheitsmargen auf. Kritischer Punkt ist nach Meinung von Experten die Annahme einer 50 km-Erdbeben-Ausschlusszone (JANKE 1999).

Als Konsequenz der Neubewertung erfolgten im KKW MO 1/2 umfangreiche Nachrüstmaßnahmen, auch das Erdbeben-Monitoring-System wurde erneuert. Nachrüstungen stellen jedoch nicht zwangsläufig den Zustand her, den eine entsprechende ursprüngliche Auslegung gewährleistet hätte. Nachrüstungen können zudem fehlerhaft sein, wie die kürzlich gemachten Erfahrungen in Deutschland zeigten. Im KKW Biblis wurden im Herbst 2006 tausende von falsch montierten Dübeln, die Rohrleitungen gegen Erdbeben sichern sollten, entdeckt. Kontrollen zeigten gleiche Fehler auch in anderen deutschen Kernkraftwerken.

In einer aktuellen Sicherheitsanalyse für das KKW MO 1/2 wurde für das maximale Auslegungserdbeben ein Betrag zur Kernschmelzhäufigkeit von 0,47% errechnet. Aus dieser Sicht ist der Beitrag zu dem Gesamtrisiko geringfügig (BMLFUW 2008a).

Angesichts der oben genannten kritischen Punkte und der grundsätzlichen Bedenken hinsichtlich von Nachrüstungen sowie des zu erwartenden Sicherheitsabbau aus wirtschaftlichen Motiven (siehe Kapitel 4) ist nicht auszuschließen, dass das reale Erdbebenrisiko am Standort Mochovce höher ist. Ein Erdbeben könnte also sowohl im KKW MO 1/2 also auch KKW MO 3/4 Schäden verursachen, die zu radioaktiven Freisetzungen führen. Die Tatsache, dass sich zukünftig insgesamt vier Reaktorblöcke am Standort befinden sollen, erhöht das Risiko.

3.2.3 Confinement

Das Confinement (Sicherheitseinschluss) des WWER 440/V213 besteht aus Compartments, die die wesentlichen Komponenten des Primärkreises umschließen

Dampferzeuger, Rohrleitungen, Pumpen, Absperrventile und den RDB. Die Compartments im Reaktorgebäude sind durch einen Tunnel mit dem Bubble Condenser (BC= Druckabbausystem) verbunden. Das System hat die Funktion, aus dem Primärkreis austretenden Dampf zu kondensieren und so Überdruck im Reaktorgebäude zu verhindern. Es besteht aus einer Anordnung von wassergefüllten Trassen, durch die der Dampf geleitet wird. Das Kondensat gelangt wieder zurück ins Reaktorgebäude. Nichtkondensierbare Gase werden in Gasfallen gesammelt.

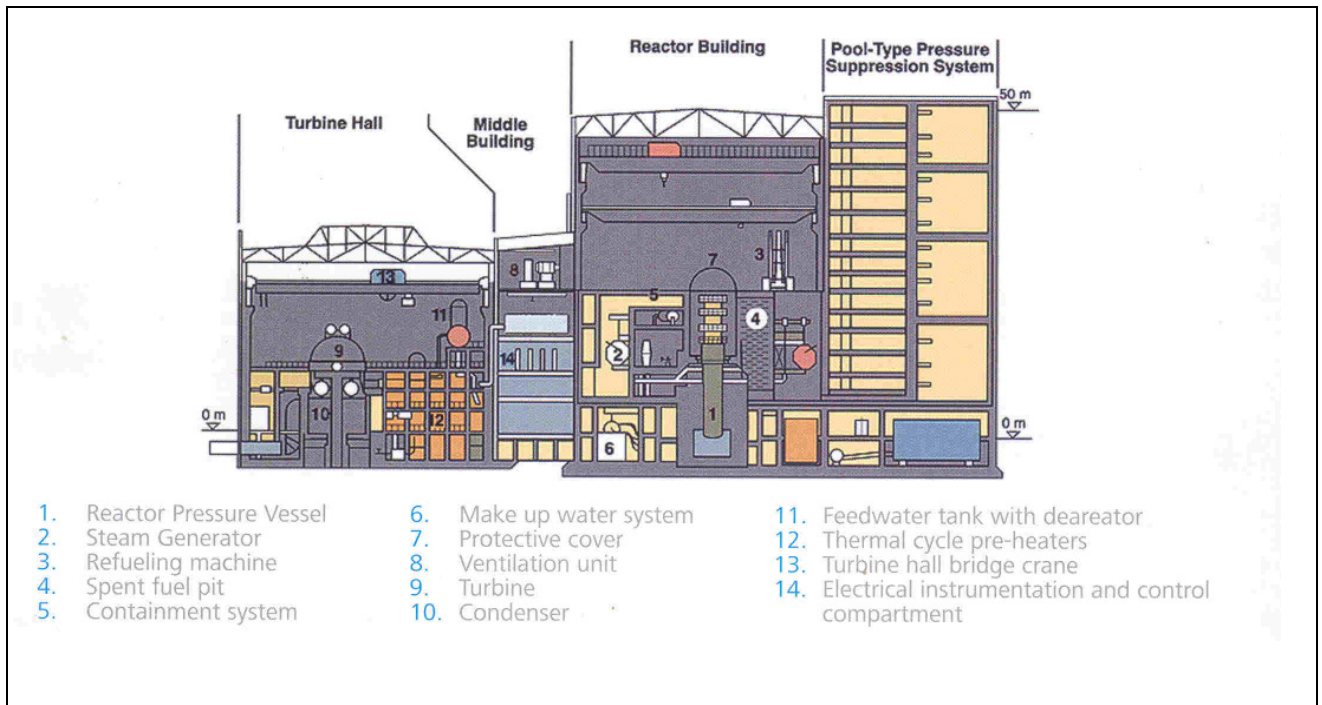


Abbildung 2: Reaktorgebäude WWER 440/V213 (SE/ENEL 2008)

Die Leckraten des Confinements konnten durch Verbesserung des Dichtungsmaterials deutlich verringert werden. Druckprüfungen bei vollem Auslegungsdruck stehen teilweise noch aus.

Ein PHARE Projekt befasste sich mit der Standfestigkeit des BC. In einer zusammenfassenden Präsentation werden Ergebnisse für die einzelnen KKW der Baulinie WWER 440/V213 dargestellt und Vorschläge zur Beseitigung der Schwachstellen gemacht. Das „Bubble Condenser Experimental Qualification (BCEQ)“ Projekt untersuchte das thermo-hydraulische Verhalten des BC während des größten anzunehmenden Leckstörfalls sowie das Verhalten der Gebäudestrukturen unter statischer und dynamischer Last.

Es wurden Vorschläge zur Verbesserung der Wände und Strukturelemente des BC und der Trägersysteme der Wasserwannen gemacht. Eine weitere Testserie, durchgeführt in einer trilateralen Kooperation, betraf den Bruch eines Hauptdampfrohres sowie Leckstörfälle mit 200 mm und 90 mm Kühlmittelleitungen. Es wurde nachgewiesen, dass nach Ausführung der entsprechenden Verstärkungen im BC bei Auslegungstörfällen (DBA) die Belastung der Kondensationswannen unter dem Designwert und der Druck in der hermetischen Zone unter dem Auslegungsdruck bleiben. (Annex 3 HU CNS 2005)

Unklar bleibt ob das BC System auch bei schweren Unfällen wirksam ist.

Um die Integrität des Confinements bei schweren Unfällen nicht zu gefährden muss die Gefahr von Wasserstoffexplosionen gebannt werden, was derzeit noch nicht in allen Anlagen gewährleistet scheint. Für das KKW MO 3/4 ist geplant zusätzliche Re-

kombinatoren und Zünder zur Verhinderung von Wasserstoffexplosionen und Deflagrationen zu implementieren (AQUILANTI 2007).

An der Funktionsfähigkeit und der Sicherheit von Wasserstoffrekombinatoren gibt es aber auch Zweifel. So weisen diese nach einer Bewertung des Forschungszentrums Jülich eine Reihe von Unsicherheiten auf und entsprechen nur bedingt den sicherheitstechnischen Erfordernissen bei extremen Unfällen mit massiver Wasserstofffreisetzung. Insbesondere neigen sie aufgrund unzureichender Abfuhr der frei werdenden Reaktionswärme zur Überhitzung, sodass eine Zündung des Wasserstoff-Luft-Gemischs möglich ist. Mit anderen Worten, die Wasserstoffrekombinatoren könnten die Wasserstoffexplosionen, die sie eigentlich verhindern sollen, herbeiführen.

Die Widerstandsfähigkeit des Confinements gegenüber äußerer Einwirkung wird durch die mechanische Verstärkung der Trassen und Wände des BC Systems nur an diesen Stellen erhöht. In Bezug auf Erdbeben, Flugzeugabsturz oder Terrorangriffe wird die Ertüchtigung des BC-Systems die Schutzwirkung des Confinements nicht nennenswert verbessern.

Aufgrund der derzeitigen globalen Situation ist das Terrorrisiko in der heutigen Zeit zweifellos hoch. Da ein Anschlag auf ein Kernkraftwerk eine große Wirkung erzielt und dadurch weltweite Aufmerksamkeit garantiert ist, kann dieses für Terroristen ein „lohnenswertes“ Angriffsziel darstellen.

Das Confinement des WWER 440/V213 ist nicht gegen einen Angriff mit einem Verkehrsflugzeug ausgelegt, d.h. dieser führt beim „Erfolg“ zu einem Kernschmelzunfall mit massiven radioaktiven Freisetzungen.

Verständlicherweise konzentriert sich seit dem 11. September 2001 die öffentliche Diskussion der Terrorgefahr weitgehend auf Selbstmordangriffe mit einem Verkehrsflugzeug. Tatsächlich ist die Bedrohung für das KKW MO 3/4 aufgrund der geringen Wandstärke jedoch erheblich vielfältiger. So kann z.B. auch ein Beschuss mit Hochexplosivgranaten verheerende Folgen haben.

Während z.B. in Deutschland die Abschaltung veralteter Kernkraftwerke aufgrund der geringen Wandstärke des Reaktorgebäudes ernsthaft in Erwägung gezogen wird, ist es verwunderlich, dass in einem anderen europäischen Land ein „neues“ Kernkraftwerk mit einem derartigen Defizit in Betrieb gehen soll.

3.3 Erreichte Ziele der Modernisierung

Die Ergebnisse der Modernisierung können auch durch die Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA) beschrieben werden. Ausgangslage war für alle WWER 440/V213 Reaktoren eine Kernschmelzhäufigkeit (CDF) von ca. 1-mal in 1.000 Betriebsjahren (CDF = $1E-3/a$). In den folgenden Abschnitten wird die Wirksamkeit der implementierten Maßnahmen für die drei KKWs Bohunice, Dukovany und Paks in Bezug auf das durch die PSA Ergebnisse beschriebene Unfallrisiko dargestellt.

3.3.1 KKW Bohunice V2

Abbildung 3 zeigt die bis 2003 erreichte Verbesserung im KKW Bohunice V2.

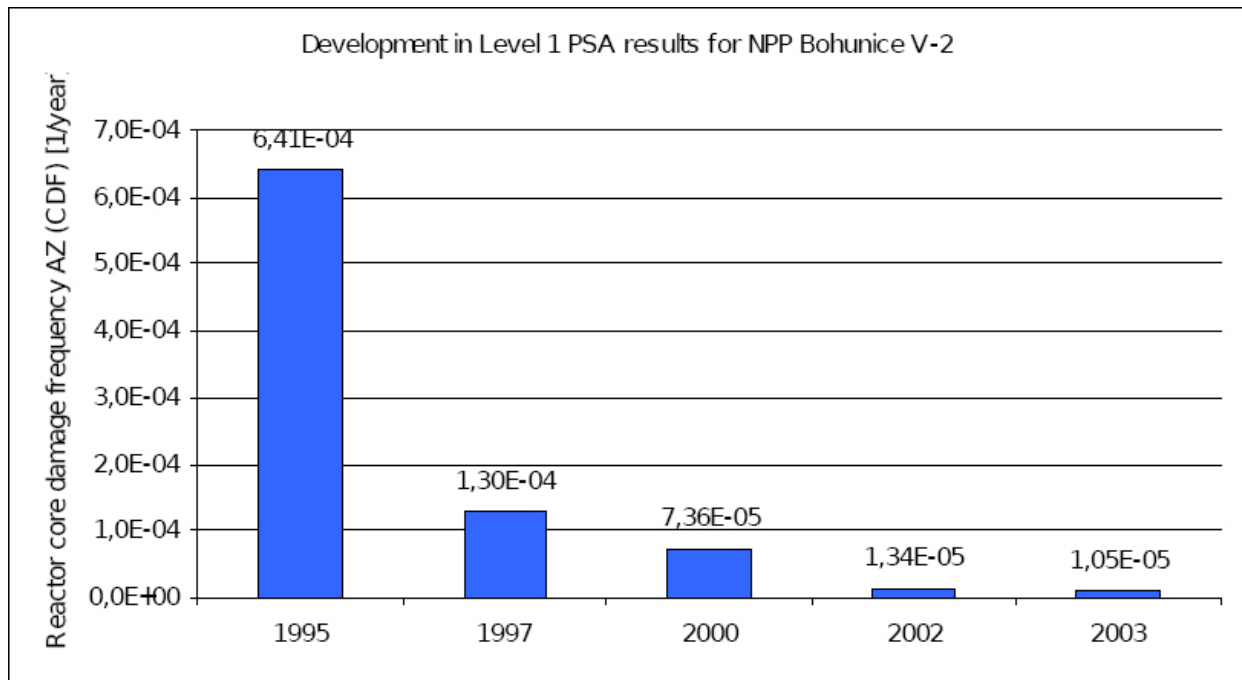
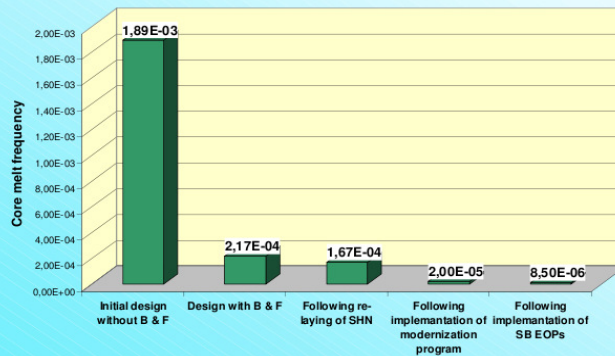


Abbildung 3 Kernschmelzhäufigkeit Bohunice V2 (SR CNS 2004)

Interessantere Aufschlüsse liefert Abbildung 4, die den Bezug zu einzelnen Maßnahmen herstellt. Sie zeigt, dass die Ermöglichung von Feed & Bleed durch geeignete Dampferzeuger-Ventile die Kernschmelzhäufigkeit um einen Faktor 10 verringert und dass das Modernisierungsprogramm zur Verringerung um einen weiteren Faktor 10 führen wird.

MOD V2 Modernization V2 Bohunice, VVER 440/V 213

Results achieved and planned targets for subsequent safety upgrading at Bohunice V2



VUJE, a.s. Okružná 5, 918 64 Trnava

10

Abbildung 4: Ergebnisse durchgeführter und geplanter Maßnahmen zur Erhöhung der Reaktorsicherheit in Bohunice V2 (FERENC et al. 2005)

1. Balken: ursprüngliches Design ohne Feed & Bleed, 2. Balken: mit F&B, 4. Balken nach Umsetzung des Modernisierungsprogramms, 5. Balken nach Implementierung von Emergency Operation Procedures (Prozeduren für den Notfallbetrieb)

3.3.2 KKW Dukovany

Für das KKW Dukovany wurde 1993 eine erste PSA erstellt. Der Tschechische Bericht zur CNS von 2004 gibt folgende Ergebnisse der Level 1 PSA bekannt: Kernschmelzhäufigkeit (CDF) für das KKW Dukovany = $4,96 \cdot 10^{-5}$ (CR CNS 2004).

Die folgenden Tabelle zeigt die Ergebnisse der PSA Level 1 und 2 für Dukovany (Ende 2006):

Tabelle 3: Kernschmelzhäufigkeit und Häufigkeit großer Freisetzungen (CR CNS 2007)

| Overview of CDF, FDF and LERF for individual units of Dukovany NPP | | | |
|--|---------------------------|---------------------------|----------------------------|
| | CDF [year ⁻¹] | FDF [year ⁻¹] | LERF [year ⁻¹] |
| Unit 1 | 4.32×10^{-5} | 5.48×10^{-5} | 1.6×10^{-6} |
| Unit 3 | 4.06×10^{-5} | 5.22×10^{-5} | 1.4×10^{-6} |
| Even, i.e. Unit 2 and 4 | 4.32×10^{-5} | 5.48×10^{-5} | 1.6×10^{-6} |

| Overview of CDF, FDF and LERF of Unit 1 for power and shutdown operational modes | | | |
|--|---------------------------|---------------------------|----------------------------|
| Unit 1 | CDF [year ⁻¹] | FDF [year ⁻¹] | LERF [year ⁻¹] |
| 2 - 100 % N_{nom} | 3.34×10^{-5} | 1.40×10^{-5} | 1.6×10^{-6} |
| N < 2 % N_{nom} | 9.76×10^{-6} | 4.08×10^{-5} | 3.6×10^{-8} |
| Total: | 4.32×10^{-5} | 5.48×10^{-5} | 1.6×10^{-6} |

CDF: Core Damage Frequency = Kernschmelzhäufigkeit

FDF: Fuel Damage Frequency representing the risk level of unit operation with fuel in core as well as in Spent Fuel Pool (Häufigkeit für Brennstoffschäden unter Berücksichtigung des Reaktorbetriebs und der Lagerung im Kühlbecken)

LERF: Large Early Release Frequency = frühes Confinementversagen

Auffällig ist, dass die Wahrscheinlichkeit für große Freisetzungen ein Drittel der Wahrscheinlichkeit für Kernschmelze ausmacht. In Druckwasserreaktoren mit Voll-Druckcontainment beträgt die Wahrscheinlichkeit für große Freisetzungen nur ein Zehntel der Kernschmelzhäufigkeit. Dieses ungünstige Verhältnis zeigt, dass das Druckabbausystem des WWER 440/V213 nicht die gleiche Sicherheit bietet wie ein Voll-Druckcontainment.

3.3.3 KKW Paks

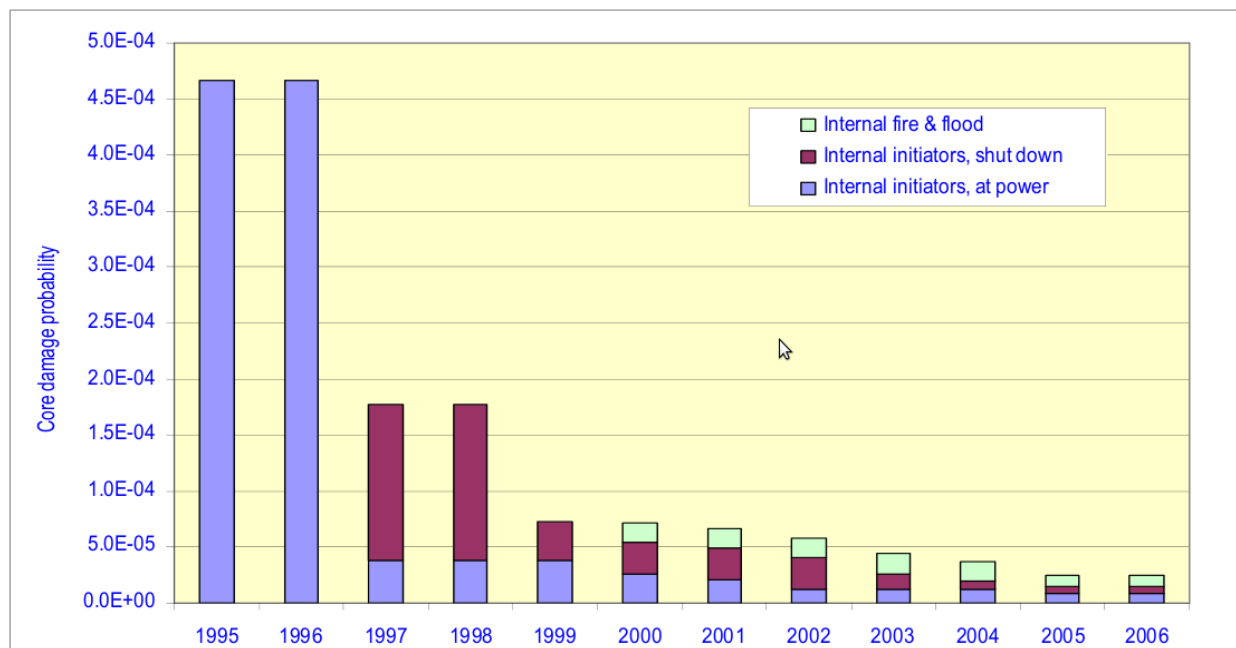


Abbildung 5 Kernschmelzhäufigkeit durch interne Ursachen, Entwicklung 1996 -2006 (HU CNS Bericht 2007)

Die Darstellung der PSA-Ergebnisse im KKW Paks bezieht sich nur auf interne Ereignisse. Sie zeigt die Beiträge unterschiedlicher Betriebszustände zur Kernschmelzhäufigkeit und den Beitrag von Brand und Rohrbrüchen. Abbildung 5 zeigt, dass das Unfallrisiko durch die Modernisierung deutlich reduziert wurde.

Dabei fällt auf, dass der Beitrag von den internen Ereignissen (Brand und Überflutung) zur Unfallhäufigkeit bei einem stetigen Abbau der Absolutwerte relativ hoch bleibt.

Grundsätzlich ist an dieser Stelle noch anzumerken, dass die Ergebnisse der PSA-Analysen absolut gesehen nicht sehr aussagekräftig sind, da die Analysen meist nicht alle bekannten Einwirkungen berücksichtigen, mit großen Ungenauigkeiten behaftet sind, und Terrorangriffe oder auch bisher nicht bekannte Risiken gar nicht erfassen. Das Risiko für einen Kernschmelzunfall liegt vermutlich deutlich höher als in den PSA-Analysen ermittelt.

4 Sicherheit versus Wirtschaftlichkeit

Wie schon in der Einleitung zu dieser Expertise festgestellt wurde, kam die Europäischen Union im Jahr 2001 zu dem Ergebnis, dass nach Beendigung einiger Modernisierungsmaßnahmen ein hohes Sicherheitsniveau im KKW MO 1/2 erreicht wird (WPNS 2001). Die Experten empfahlen nach Abschluss des PHARE-Projekts das erreichte Sicherheitsniveau in Zukunft beizubehalten (JANKE 1999).

Die Beibehaltung des Sicherheitsniveaus bedeutet einerseits eine fortwährende Nachrüstung (Modernisierung), um neue Forschungsergebnisse bzw. Betriebserfahrungen zu berücksichtigen und Alterungsprozessen entgegenzuwirken. Nur so kann ein Sicherheitsniveau nach dem jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik gewährleistet werden.

Die Beibehaltung des Sicherheitsniveaus bedeutet weiterhin keinen Abbau der bestehenden Sicherheitsreserven aus wirtschaftlichen Motiven.

Von den KKW-Betreibern werden aber zurzeit die folgenden Strategien zur Erhöhung der Wirtschaftlichkeit bei gleichzeitigem Abbau von Sicherheit verfolgt:

- Leistungserhöhung
- Abbranderhöhung
- Reduzierungen von Prüfungen
- Betriebszeitverlängerungen

Diese Trends werden im diesem Kapitel allgemein erörtert und hinsichtlich ihres potenziellen Sicherheitsabbaus für das KKW MO 3/4 diskutiert.

4.1 Leistungserhöhungen

4.1.1 Einleitung

Kürzlich führte der Betreiber im KKW MO 1/2 eine Leistungserhöhung auf 107% der ursprünglichen Leistung durch. Das folgende Kapitel setzt sich mit den potenziellen Auswirkungen der Leistungserhöhung auf das KKW MO 1/2 auseinander. Es ist zu erwarten, dass im KKW MO 3/4 von vornherein oder bereits kurz nach Inbetriebnahme der Anlage eine ähnliche Leistungserhöhung durchgeführt werden soll.

Die Erhöhung der thermischen Leistung im KKW MO 1/2 wurde durch eine Erhöhung der Aufwärmspanne des Kühlmittels im Reaktor um 2°C (ca. 7%) erreicht. Mit der Steigerung der Wärmeleistung des Reaktors steigt auch die Menge an produziertem Frischdampf. Die um 7 bis 8% größere Dampfmenge in den Turbinen führt zu einer höheren elektrischen Leistung der Generatoren. Diese bleibt aber durch die maximale Leistung der Generatoren (235 MW pro Generator) begrenzt.

Folgende technische Daten beschreiben den Zustand von KKW MO 1/2 vor und nach der geplanten Leistungserhöhung (LE):

Tabelle 4: Vergleich der Betriebsparameter des KKW MO 1/2 vor und nach der Leistungserhöhung

| Parameter ^{*)} | Vor LE | Nach LE |
|--|--|--|
| Thermische Leistung | 1.375 MW | 1.471,25 MW |
| Wasserdurchfluss bei Reaktoreintritt (beim Betrieb von 6 Hauptkühlmittelpumpen): | 9.175 /9.358 kg/s; 42.313 /43.076 m ³ /h | 9.175 /9.358 kg/s 42.313/43.076 m ³ /h |
| Kühlwassertemperatur bei Reaktoreintritt: | 267,9/267,1°C | 268,4/67,6°C |
| Differenz (Erhöhung) der Kühlmitteltemperatur im Reaktor: | 28,8/28,2°C | 30,8/30,2°C |
| Dampffluss zur Turbine: | 733,1/732,9 kg/s | 789,4/789,8 kg/s |
| Temperatur des in den Kondensatoren umlaufenden Wassers: | 16-26°C (Referenztemp. 20°C) | 16-26°C (Referenztemp. 21°C) |
| Nennleistung (brutto) Strom: | 440 MW | 470 MW |

^{*)}Sind zwei Zahlenwerte angegeben, besteht ein Unterschied zwischen 1. und 2. Block.

Diese Leistungserhöhung stellt eine Anlagenänderung dar. Das Verhalten der Anlagen im Normalbetrieb, bei Betriebstransienten, bei Auslegungsstörfällen und bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen wird durch die Leistungserhöhung verändert. Des Weiteren verändern sich das Aktivitätsinventars und die radiologischen Auswirkungen. Durch eine Erhöhung der Reaktorleistung werden im Allgemeinen Sicherheitsmargen abgebaut und zugleich der Alterungsprozess der Anlage beschleunigt. Das Risiko, das aus dem Anlagenbetrieb entsteht, wird so deutlich höher.

Von einer Erhöhung der thermischen Reaktorleistung sind sicherheitsrelevante Systeme und Komponenten (z.B. Notkühlsysteme) betroffen. Aufgrund der komplexen Auswirkung auf die Anlage muss in umfangreichen Sicherheitsanalysen gezeigt werden, dass auch bei erhöhter Reaktorleistung die sicherheitstechnischen Anforderungen erfüllt werden.

Für die auslegungsüberschreitenden Ereignisse muss gezeigt werden, dass auch nach der Leistungssteigerung die Notfallprozeduren durchführbar sind, da sich z.B. die Zeitdauer für die Ausführungen von anlageninternen Notfallmaßnahmen nur unwesentlich ändert und so noch ausreichend ist.

Im Fall der geplanten Leistungssteigerung im deutschen KKW Grafenrheinfeld ändern sich die Karenzzeiten (Differenz zwischen benötigter und verfügbarer Zeit) erheblich. Die beantragten Maßnahmen zur Leistungserhöhung führen zu einer deutlichen Verringerung der Karenzzeiten für Handmaßnahmen bei Notfallmaßnahmen zur sekundär- und primärseitigen Druckentlastung (RSK 2003). Das Antragsverfahren auf Leistungserhöhung für das KKW Grafenrheinfeld (DWR) dient als bundesweites Pilotverfahren. Das Genehmigungsverfahren läuft bereits seit Mai 2000, also seit mehr als acht Jahren. Sicherheitsnachweise in nicht unerheblichem Umfang mussten nachgereicht werden.

Leistungserhöhungen in Kernkraftwerken lassen sich allgemein je nach Umfang in drei Kategorien einteilen (IAEA 2004a):

- Kleinere Leistungserhöhungen (bis zu 2%) können durch die Implementierung genauerer Technik zur Berechnung der Reaktorleistung erreicht werden.
- Größere Leistungserhöhungen (bis zu 7%) erfordern die Veränderung von technischen Einrichtungen, wenn auch keine größeren Anlagenänderungen.
- Umfangreiche Leistungserhöhungen (bis zu 20%) erfordern umfangreiche Änderungen der Anlage.

Die Leistungserhöhung im KKW MO 1/2 in Höhe von 7% fällt unter die mittlere Kategorie, die allgemein Veränderungen in der technischen Anlage erfordert.

Erklärtes Ziel des Betreibers des KKW Mochovce ist es, eine Leistungserhöhung der Blöcke MO 1/2 ohne Umbau der technischen Anlagen durchzuführen. Der finanzielle Gewinn soll erhöht werden, ohne Investitionen zu tätigen. Zur Erhöhung der Leistungen sollen sogenannte Betriebsreserven genutzt werden.

Leistungserhöhungen in anderen Reaktoren des Typs WWER 440/V213 erfolgten mit Änderungen an der technischen Anlage. So ist die thermische Leistungserhöhung auf 104% in Bohunice V2 in ein umfangreiches Modernisierungsprogramm eingebettet (HUSARCEK 2004).

Als Anhaltspunkt für potenziell notwendige Modifizierungen kann die in den letzten Jahren erfolgte Leistungserhöhung im KKW Paks dienen. Dort sind vier Reaktorblöcke desselben Typs (WWER 440/V213) in Betrieb. Im Rahmen einer Leistungserhöhung im vergleichbaren Umfang werden im KKW Paks eine Reihe von Modifikationen durchgeführt (UVE PAKS 2006; UBA 2006):

- Eine bedeutende Modifikation wird an den Hydroakkumulatoren vorgenommen. Der Anfangsdruck des Hydroakkumulators wird von 58,8 auf 35 bar verringert, bei einer gleichzeitigen Erhöhung des Wasservolumen um 10 m³ auf dann 50 m³. Die durchgeführten Sicherheitsanalysen zeigten, dass im Falle eines Lecks mit einem großen Durchmesser (LOCA-Szenarien) der Unfallverlauf bei geänderten Parametern und Leistungserhöhung weniger kritisch ist als vor der Änderungen der Parameter und Leistungserhöhung. Durch diese Veränderung wird die Chance für eine Primärspeisung unter Unfallbedingungen erhöht.
- Zur Aufrechterhaltung eines stabilen Drucks im Primärkreis wurde das Druckregulierungssystem umgebaut. Das Prinzip der Regulierung änderte sich dadurch von einer statischen zu einer dynamischen Regulierung.
- Die Borsäurekonzentration im Primärkreis wird auf 14–17 g/dm³ erhöht.
- Das Reaktorkern-Monitoringsystem wird durch eine Weiterentwicklung des reaktorphysikalischen Berechnungsmodells und Erweiterung der Hardwarekapazitäten verbessert.
- Die höhere Dampfmenge erfordert einen Umbau der Turbinen. Zusätzlich werden die Regulierungssysteme der Turbinen verändert, um deren Betriebssicherheit zu gewährleisten.
- Änderungen an Dampferzeugern (Austausch von Material) sollen zur Verminderung von Erosion und Korrosion im Sekundärkreislauf führen und dadurch die Ablagerungen in den Dampferzeuger-Rohren verringern.
- Das Kühlsystem des Generators wurde modernisiert.

Für das KKW Paks wurde argumentiert, dass nur durch die im Rahmen der Leistungserhöhung durchgeführten Umbauten eine Leistungserhöhung ohne Verringerung der Sicherheitsreserven möglich sei (UVP PAKS 2006). Eine Beibehaltung des Sicherheitsniveaus nach einer Leistungserhöhung ist ohne Umbauten nicht möglich, es kommt zwangsläufig zu einem Abbau von Sicherheitsmargen.

Die Abnahme der Sicherheitsmargen im KKW MO 1/2 wurde bisher nicht quantitativ bestimmt. Insbesondere bei Notkühlsystem, Notspeisewassersystem und Notstromsystem könnten die Abnahmen unter Sicherheitsgesichtspunkten unvertretbar sein. Das österreichische Umweltministerium empfahl daher – gerade angesichts der Schwächen des Confinement-System – eine quantitative Bestimmung des Sicherheitsabbaus. Aufbauend auf diesen Berechnungen sollte dann gegebenenfalls doch über Anlagen-Modifikationen nachgedacht werden (BMLFUW 2008c).

4.1.2 Abbau von Sicherheitsmargen

Im Oktober 2003 veranstaltete die IAEO eine Konferenz über die Auswirkungen der Leistungssteigerungen auf die Sicherheitsmargen von Kernkraftwerken (IAEA 2004a). Der Sicherheitsabstand wurde folgendermaßen unterteilt und benannt:

- „Safety Margin“ ist der Abstand zwischen der Versagensgrenze einer Komponente oder eines Systems (safety limit) und dem Genehmigungswert (Akzeptanzkriterium).
- „Licensing Margin“ ist der Abstand zwischen dem Genehmigungswert und dem Ergebnis der Sicherheitsanalyse mit konservativen Randbedingungen³.

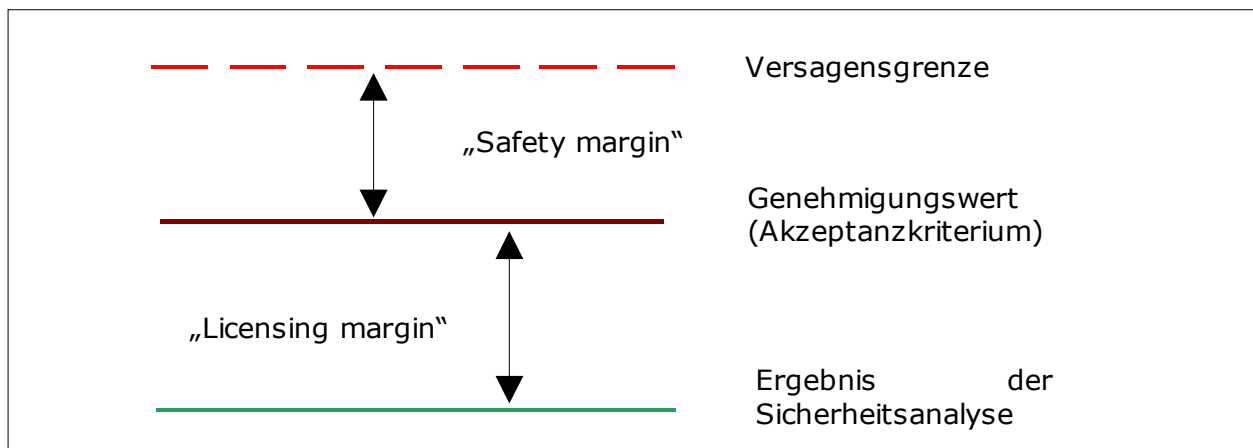


Abbildung 6 Bezeichnung der Sicherheitsmargen in KKW nach (IAEA 2004a)

Im IAEO-Bericht wird darauf hingewiesen, dass damit ein Begriffswechsel von „Safety Margin (on the basis of analyses)“ zu „Licensing Margin“ erfolgte. Die Sicherheitsmargen, die im Rahmen einer Leistungssteigerung abgebaut werden, sind laut dieser Begriffsdefinition die „Licensing Margins“. Im Folgenden ist mit „Sicherheitsmarge“ dieser Sicherheitsabstand gemeint.

Die Genehmigungspraxis bezüglich Leistungssteigerungen variiert von Land zu Land. Grundsätzlich wird eine Genehmigung auf Leistungssteigerung immer dann erteilt, wenn die Akzeptanzkriterien eingehalten werden und die Sicherheitsmargen „akzeptabel“ sind. Die unterschiedlichen Positionen lassen sich zwei Kategorien zuordnen (IAEA 2004a):

- Die Akzeptanzkriterien und beide Sicherheitsmargen sollten beibehalten werden.
- Die Akzeptanzkriterien sollten erfüllt werden, aber die „Licensing Margins“ können kleiner werden.

³ Bei best-estimate-Rechnungen muss die Fehlerbandbreite mit berücksichtigt werden.

Die Position der slowakischen Aufsichtsbehörde zur Reduzierung von Sicherheitsmargen bei Leistungssteigerungen ist eine Variante der zweiten Kategorie (HUSAR-CEK 2004). So wurde auch im Rahmen des UVP-Verfahrens zur Leistungserhöhung im KKW MO 1/2 erläutert, dass aufgrund der verwendeten Konservatismen bei den Berechnungen die Beibehaltung von Sicherheitsmargen nicht erforderlich ist. Es wurde aber betont, dass diese dennoch vorhanden sind (BMLFUW 2008b).

Allgemein wird der Abbau von Sicherheitsmargen zwischen Genehmigungsgrenzwert und Analyseergebnissen („Licensing Margin“) von Genehmigungsbehörden bzw. Betreiber damit begründet, dass die Sicherheitsanalysen mit Rechenprogrammen durchgeführt worden seien, die die während des Störfalles auftretenden physikalischen Phänomene realistischer beschreiben (SOMMER 2004).

Die postulierte Genauigkeit ist jedoch trotz moderner Verfahren und Methoden nicht gegeben, in keiner Analyse sind alle Eventualitäten quantitativ erfasst. Dies zeigt die Tatsache, dass auch heutzutage in Kernkraftwerken immer wieder unerwartete Schäden und Störfälle auftreten.

Die deutsche Reaktorsicherheitskommission empfahl anlässlich der bei der geplanten Leistungserhöhung im KKW Grafenrheinfeld zunehmenden Reduzierung von Sicherheitsmargen eine generische Diskussion hinsichtlich der Konservativität der verwendeten Nachweismethodiken in Störfallanalysen durchzuführen (RSK 2003).

Das Risiko einer Leistungserhöhung besteht vor allem in dem gleichzeitigen Abbau mehrerer Sicherheitsmargen. Diese Vorgehensweise kann dazu führen, dass bei einem Störfall durch einen unerwarteten Ausfall von Komponenten oder Systemen Ereignisabläufe auftreten, die nicht mehr beherrscht werden können.

Sicherheitstechnisch ist eine Leistungserhöhung, die nur durch den Abbau von Sicherheitsmargen erfolgt (und wie sie im KKW MO 1/2 durchgeführt wurde und für das KKW MO 3/4 zu erwarten ist), höchst bedenklich. Systeme werden nicht wie bei umfangreicheren Leistungserhöhungen erforderlich durch neue – gegen höhere Belastungen ausgelegte – Systeme ersetzt. Gerade die erst nachträglich erfolgte Qualifikation vieler sicherheitsrelevanter Bauteile beim Reaktortyp 440/V213 machen ausreichende Sicherheitsmargen erforderlich.

Zum Abschluss des Modernisierungsprogramms vor Inbetriebnahme vom KKW MO 1/2 wurde von den Experten empfohlen, das erreichte Sicherheitsniveau in Zukunft beizubehalten (JANKE 1999). Eine spätere thermische Leistungserhöhung unter Abbau von Sicherheitsmargen war damit sicher nicht gemeint (WENRA 2000; WPNS 2001).

4.1.3 Auswirkung auf Systeme/Komponenten

Confinement-System

Versagen der Struktur

Das Containment bzw. das Confinement-System eines Kernkraftwerks muss zwei Aufgaben erfüllen. Es muss erstens den Reaktor vor einer Einwirkung von außen schützen. Dieses leistet das Confinement des Reaktortyps WWER 440/V213 nur in geringem Maße.

Zweitens soll es die Umgebung vor einer radioaktiven Freisetzung schützen. Dazu soll das Confinement-System des Reaktortyps WWER 440/V213 nach einem Störfall Druck und Hitze abbauen um so ein Versagen der Sicherheitsumschließung und die Freisetzung von radioaktiven Stoffen zu verhindern. Moderne westliche Druckwasserreaktoren haben dazu ein sogenanntes Volldruckcontainment, das dazu ausgelegt

ist, das gesamte verdampfte Kühlmittel aufzunehmen ohne dabei undicht zu werden.

Das Confinement-System ist nicht nur eine Schwachstelle für alle externen Einwirkungen, sondern auch ein kritischer Punkt für alle Unfallabläufe aus internen Ereignissen. Ausmaß und Zeitpunkt einer radioaktiven Freisetzung werden durch seine Belastungsfähigkeit bestimmt. Beim Reaktortyp WWER 440/V213 besteht die Gefahr, dass ein Auslegungsstörfall durch das Versagen des Confinement-Systems in einen auslegungsüberschreitenden Unfall mit hohen radioaktiven Freisetzungen mündet.

Umfangreiche Experimente wurden in den letzten Jahren durchgeführt, um seine Funktionalität bei Auslegungsstörfällen zu belegen (CSNI 2003). Experimente zu auslegungsüberschreitenden Unfällen sind jedoch bisher nicht bekannt.

In den letzten Jahren begannen Untersuchungen zum Verhalten bei schweren Unfällen. Die Ergebnisse sollen für die Entwicklung und Verbesserung der „severe accident management guidelines“ (SAMG) verwendet werden (SR CNS 2004). Insbesondere beim Bubble Condenser (Nasskondensator) hatten Sicherheitsanalysen gezeigt, dass unter bestimmten Bedingungen und bei bestimmten Komponenten nur sehr geringe oder sogar keine Sicherheitsreserven vorhanden sind (STRASKY 2007).

Durch eine Leistungserhöhung ist eine Abnahme von Sicherheitsreserven und eine Reduzierung der Interventionszeiten für die Notfallmaßnahmen zu erwarten. Es ist zu befürchten, dass der durch die Nachrüstungen gewonnene Sicherheitszuwachs durch die Leistungserhöhung wieder abgebaut wird.

Leckrate

Auch die sogenannte Leckrate ist hinsichtlich Dauer und Ausmaß einer radioaktiven Freisetzung von Wichtigkeit. Das Confinement des Reaktortyps WWER 440/V213 hat verglichen mit westlichen KKW's auslegungsgemäß eine relative hohe Leckrate. Typische Leckraten für westliche DWR liegen bei vollem Druck bei 1% und darunter. Die aktuellen Leckraten für KKW MO 1/2 werden mit 1,6% bzw. 1,7% angegeben (SR CNS 2004). Das sind für einen WWER 440/V213 sehr gute Werte, es sind die niedrigsten Leckraten für diesen Reaktortyp (JANKE 1999). Es ist zu befürchten, dass die Leckrate bei einer höheren Leistung ansteigt. Das gilt für KKW MO 1/2 und KKW MO 3/4 gleichermaßen.

Anzumerken ist, dass eine niedrige Leckagerate nur in Zusammenhang mit einem auch bei auslegungsüberschreitenden Unfällen zuverlässig funktionierenden Druckabbausystem im Confinement ein wirklicher Sicherheitsgewinn ist. Denn anderenfalls könnte sich im Confinement ein sehr hoher Druck aufbauen, der im schlimmsten Fall zum Bersten des Gebäudes und damit zu einer massiven radioaktiven Freisetzung führen kann.

Reaktordruckbehälter

Für Reaktordruckbehälter (RDB) ist die Versprödung der Reaktordruckbehälterwand durch den Neutronenfluss ein bedeutendes Sicherheitsproblem. Das gilt insbesondere für die RDB des Reaktortyps WWER 440/V213.

Da der Neutronenfluss proportional zur Leistung ist, erhöht sich dieser durch eine Leistungserhöhung. Nach bisherigen Prognosen wird die Auswirkung der Leistungserhöhung auf die Versprödung des RDB des KKW MO 1/2 erst Jahre nach der Betriebslaufzeit relevant (BMLFUW 2008b).

Sollte bei KKW MO 3/4 die Leistungserhöhung – wie erwartet – kurz nach der Inbetriebnahme erfolgen, kann die Versprödung am Ende der Betriebszeit, insbesondere bei einer Verlängerung der Betriebszeit, sicherheitsrelevant werden.

Dampferzeuger

Die Erhöhung der thermischen Leistung des Reaktors führt zu einer erhöhten Dampferzeugung und daher zu einer höheren Anforderung bzw. Belastung an den Dampferzeugern. In der Vergangenheit traten gerade bei den Dampferzeugern des Reaktortyps WWER 440/V213 häufig Schwierigkeiten auf. Die vorhandenen Defizite sollten durch verschiedene Nachrüstmaßnahmen ausgeglichen werden (JANKE 1999).

Es ist anzunehmen, dass bei einer Erhöhung der Leistung weitere Nachrüstungen oder Modifizierungen erforderlich wären. Ansonsten sinkt das Sicherheitsniveau erneut ab. So wurden z.B. im KKW Paks bei den Dampferzeugern begleitend zur Leistungserhöhung einige Änderungen hinsichtlich der Verminderung der Korrosion vorgenommen (UVE PAKS 2006).

Im KKW MO 1/2 ist eine Modifizierung der Dampferzeuger im Rahmen der Leistungserhöhung nicht geplant, da der Betreiber diese für nicht notwendig erachtet. Im KKW MO 3/4 sollen die Dampferzeuger ein gegenüber dem KKW MO 1/2 verbessertes Design besitzen (AQUILANTI 2007). Es ist aber nicht auszuschließen, dass im Falle einer Leistungserhöhung diese Verbesserung nicht ausreichend ist.

Generator und elektrische Systeme

Die elektrischen Systeme müssen auch nach einer Leistungssteigerung noch fähig sein, den sicheren Betrieb zu gewährleisten und dabei rasche Alterungsprozesse zu vermeiden. Um dieses zu gewährleisten, musste im Rahmen der Leistungserhöhung im KKW Paks z.B. das Kühlsystem des Generators modernisiert werden (UVE PAKS 2006).

Durch die Leistungserhöhung im KKW MO 1/2 wird die elektrische Leistung der Generatoren auf 235 MW erhöht. Mit dieser Erhöhung wurde im KKW MO 1/2 der Sicherheitsabstand zur Versagensgrenze des Generators abgebaut.

Gerade eine ausreichende Kühlung ist im Hinblick auf die Gefahr eines Brandes wichtig. Ein Brand im nichtnuklearen Bereich kann eine Auswirkung auf den Kernbereich haben, wie z.B. der Transformatorbrand im deutschen KKW Krümmel am 28. Juni 2007 zeigte.

Schon vor der Leistungserhöhung waren im KKW MO 1/2 eine der häufigsten Ursachen für Ereignisse Fehler der elektrischen Systeme (SR CNS 2004). Die Leistungserhöhung kann sich negativ auf diese als störungsanfällig gezeigten Komponenten des elektrischen Systems auswirken. Im KKW MO 3/4 sind vergleichbare Problemen zu erwarten, da die Teile der elektrischen Einrichtungen, die bei Baubeginn installiert wurden, ähnlich sein werden.

Aus internationalen Forschungsvorhaben ist bekannt, dass die Hälfte aller Brände in Kernkraftwerken durch elektrische Fehler ausgelöst wird. Da weder im KKW MO 1/2 noch im KKW MO 3/4 der Brandschutz dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht, kann eine Leistungserhöhung das bestehende Brandrisiko weiter erhöhen (siehe Kapitel 3.2.1).

4.1.4 Auswirkung auf schwere Unfälle

Durch eine Leistungserhöhung können sowohl die Wahrscheinlichkeit eines schweren Unfalls als auch die Höhe der radioaktiven Freisetzung (Quellterm) steigen:

- Das Inventar der kurzlebigen Radionuklide steigt bei einer Leistungserhöhung proportional zur Reaktorleistung. Da die Nachwärmeleistung zunächst von den kurzlebigen Radionukliden dominiert wird, erhöht sich diese ebenfalls. Eine höhere Nachwärmeleistung bedeutet schnelleres Aufheizen des Kerns nach Unfällen, d.h. es kommt zu einer Beschleunigung von Unfallabläufen und dadurch zu einer Verringerung der Interventionszeit durch das Personal. Die Wahrscheinlichkeit eines schweren Unfalls steigt.
- Durch eine Leistungssteigerung nimmt die Höhe der radioaktiven Freisetzungen bei einem Unfall deutlich zu. Der Grund hierfür ist zum einen das höhere radioaktive Inventar. Zudem kann es durch eine Beschleunigung des Ereignisablaufs zu einem früheren Versagen des Confinement-Systems kommen. Die radioaktiven Freisetzungen sind dann, verglichen mit Unfallabläufen bei denen der Sicherheitsbehälter erst später versagt, besonders groß, da sich in der kurzen Zeit nur ein relativ kleiner Teil der freigewordenen Radionuklide innerhalb des Sicherheitsbehälters absetzen kann. Auch bei Unfallabläufen, bei denen das Gebäude intakt bleibt, können die höhere Dampfmenge bzw. der höhere Druck zu einer größeren Freisetzung führen. So erhöht sich z.B. nach der geplanten Leistungserhöhung im deutschen KKW Grafenrheinfeld um 4,9% das Aktivitätsinventar um 6,2%. Bei einem Frischdampfleitungsbruch der Quellterm aber um etwa 12,9%, da die sekundärseitige Druckerhöhung zu einer größeren Ausströmung führt (SSK 2003).

Eine Leistungserhöhung hat eine komplexe Auswirkung auf die Anlage. Neben dem Anlagenverhalten bei den Auslegungsstörfällen und auslegungsüberschreitenden Ereignissen sind auch die Änderungen des Aktivitätsinventars und die damit verbundenen radiologischen Auswirkungen einer Leistungserhöhung zu überprüfen. Im Rahmen einer Leistungserhöhung sollten daher die Sicherheitsanalysen mit erhöhter Leistung wiederholt und mit den Ergebnissen bei der vorherigen Leistung verglichen werden. Im Rahmen der Leistungserhöhung im KKW Paks wurden z.B. 12 Unfallabläufe für Auslegungsstörfälle bei der erhöhten Leistung untersucht (UVE PAKS 2006).

Im slowakischen Fachgutachten zur Leistungserhöhung wird ohne nähere Angaben erwähnt, dass die Leistungserhöhung die Häufigkeit von schweren Unfällen und den Quellterm erhöht. Das österreichische Umweltministerium empfahl daher – abschließend zu den Konsultationen hinsichtlich der Leistungserhöhung im KKW MO 1/2 – im Rahmen der nächsten Periodischen Sicherheitsüberprüfung die PSA Ergebnisse für 100% mit denen für 107% Leistung zu vergleichen (BMLFUW 2008c).

Der Quellterm für schwere Unfälle erhöht sich aufgrund der Leistungserhöhung in KKW MO 1/2 nicht unerheblich. Die Zunahme des radiologisch wichtigen Elements Cäsium, das den Hauptanteil an der langfristigen Kontamination hat, steigt derzeitigen Angaben zur Folge um rund 10%. Die Österreichische Umweltministerium empfiehlt diese Berechnung noch einmal hinsichtlich ihrer Konservativität zu überprüfen (BMLFUW 2008c).

In den letzten Jahren wurden für das KKW Mochovce in Zusammenarbeit mit Westinghouse die sogenannten Severe Accident Management Guidelines (SAMG) erstellt. Für deren Einführung sind Anlagenänderungen erforderlich. Im Rahmen der PSA-Studie und der Erstellen der SAMG wurden Defizite identifiziert, die durch technische Änderungen in der Anlage verbessert werden sollen. Diese betreffen

- Kontrolle und Abbau des Wasserstoffes im Confinement-System
- Externe Kühlung des Reaktordruckbehälters
- Zuverlässige Druckabsenkung im Reaktor

Die Implementierung soll zunächst im KKW MO 3/4, später dann im KKW MO 1/2 erfolgen.

Für das KKW MO 1/2 wird vor der Leistungserhöhung eine Kernschmelzhäufigkeit (CDF) von $3,67 \cdot 10^{-6}$ /pro Jahr für den Leistungsbetrieb und von $8,93 \cdot 10^{-6}$ /pro Jahr für den Nichtleistungsbetrieb genannt⁴.

Der Effekt der Leistungserhöhung auf die Häufigkeit von Kernschmelzunfällen (CDF = Core Damage Frequency) und die Häufigkeit von frühen großen Freisetzungen (LERF = Large Early Release Frequency) im KKW MO 1/2 sind bisher nicht bekannt.

Nach Angaben der slowakischen Experten beträgt die LERF für volle Leistung ungefähr 1/3 der CDF. Das heißt mit anderen Worten, ein Drittel der Unfälle mit Beschädigung des Reaktorkerns würde in einen schweren Unfall mit großen radioaktiven Freisetzungen münden. Die zurzeit bestehende Beziehung zwischen der LERF und der CDF im KKW MO 1/2 resultiert vor allem aus den Schwächen des Confinement-Systems bei schweren Unfällen. Das Verhältnis für westliche Druckwasserreaktoren beträgt ungefähr 1/10.

Nach Einführung der SAMG soll sich das Verhältnis CDF zu LERF reduzieren. Allerdings wurde eine Leistungserhöhung weder bei der Entwicklung der SAMG noch bei der in diesem Rahmen geplanten Anlagenmodernisierung berücksichtigt. So ist davon auszugehen, dass der durch die Implementierung der SAMG erhaltene Sicherheitsgewinn zum Teil wieder abgebaut wird.

4.2 Abbranderhöhung

Ein weiterer weltweit – wie in der Slowakischen Republik – zu beobachtender Trend besteht im zunehmenden Einsatz von Hochabbrand-Brennelementen. Die Wirtschaftlichkeit eines Kernkraftwerks lässt sich durch eine längere Einsatzdauer der Brennelemente verbessern. Daher ist es Teil der wirtschaftlichen Optimierungsstrategie der Betreiber, die Anreicherung der Brennelemente und damit die erreichbaren Abbrände zu erhöhen.

Hochabbrand führt bei den Brennstäben zu einer Reihe von Veränderungen, wie einer verstärkten Hüllrohrkorrosion und einer überproportional hohen Freisetzungen von Spaltgasen aus den Brennstofftabletten. Die Hochabbrand-Probleme beginnen ab einem Abbrand von ca. 50 MWd/kg. Bei hohen Abbränden ist u.a. eine verstärkte Spaltgasfreisetzung aus den Pellets zu beobachten, bei einem Störfall drohen so wesentlich höhere radioaktive Freisetzungen. Die Spaltgasfreisetzung steigt oberhalb von 50 MWd/kg exponentiell an. Für Hochabbrand-Brennelemente ist die Ausbildung einer porösen Mikrostruktur am Pelletrand, der sogenannten Rim-Struktur, charakteristisch. Die mikroskopischen Poren sind mit Spaltgasen gefüllt (NEA 2002).

⁴Laut SR CNS (2004) liefern die größten Beiträge zur Unfallhäufigkeit der LOCA verursacht durch einen Bedienungsfehler (44,1%), der Verlust der Speisewasserversorgung (22,36%) und Station Blackout (17,61%).

Während des Einsatzes im Reaktor ändern sich die Eigenschaften des Brennstoffs und der Brennstabhülle. Beeinflusst werden weiterhin das Spaltgasinventar im Brennstab und die Wechselwirkungen zwischen Brennstoff und Hüllrohr (BORN 2003). Aufgrund der durch Hochabbrand hervorgerufenen Änderungen kann die Kühlbarkeit des Kerns im Störfall negativ beeinflusst werden. Eine Steigerung der Entladeabbrände ist ohne ausreichende wissenschaftliche Absicherung als äußerst kritisch zu sehen.

Durch eine Erhöhung der Entladeabbrände werden weiterhin die radioaktiven Abgaben und das Inventars im Reaktorkern erhöht. Sicherheitstechnisch relevante Auswirkungen betreffen auch Handhabung, Transport sowie Zwischen- und Endlagerung des Brennstoffes. Bei dem Transport der hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitungsanlage (WAA) im französischen La Hague in das deutsche Zwischenlager Gorleben stieg die Neutronenstrahlung pro Behälter aufgrund des höheren Inventars deutlich (um ca. 45%), obwohl sogar neue Behälter mit einer verbesserten Abschirmung eingesetzt wurden (GNS 2008; GREENPEACE 2008).

Die Hochabbrand-Probleme betreffen aber vor allem das Störfallverhalten, denn das Verhalten dieser Brennelemente bei Störfällen ist bisher noch nicht vollständig geklärt.

Die Betreiber sind weltweit – wie auch im KKW Mochovce – in erster Linie an einem optimalen Betriebsverhalten der Brennelemente interessiert, denn eine hohe Zuverlässigkeit der Brennelemente beeinflusst direkt die Wirtschaftlichkeit des Kernkraftwerks. Die Betriebs-Zuverlässigkeit wird vor allem durch die Brennstabdefektrate charakterisiert. Daher ist davon auszugehen, dass die Entwicklungsbestrebungen auf Brennelemente, die eine möglichst geringe Defektrate im normalen Leistungsbetrieb aufweisen, ausgerichtet sind.

Andererseits ist zu erwarten, dass der finanzielle Aufwand für Maßnahmen sowie Forschung und Entwicklung, die „nur“ das ungünstige Störfallverhalten der Hochabbrand-Brennelemente betreffen, so gering wie möglich gehalten wird. Das heißt, auch in diesem Bereich werden schlicht Sicherheitsmargen abgebaut.

Der Abbrand in KKW MO 1/2 wurde in den letzten Jahren erhöht. Der maximale Abbrand stieg von 45 MWd/kg (2005) auf 53,5 MWd/kg (2006). Mit der Leistungserhöhung wird der Abbrand zunächst geringfügig zurückgehen (50 MWd/kg). In etwa drei Jahren soll dieser dann mit dem Einsatz neuer Brennelemente wieder auf über 50 MWd/kg steigen (BMLFUW 2008b).

Ein Problem für die Realisierung der Leistungserhöhung im KKW MO 1/2 war, dass die bis dahin verwendeten Brennelemente nicht für den Einsatz bei höherer Reaktorleistung genehmigt sind. Daher soll begleitend zur Leistungserhöhung eine Umstellung auf die Brennelemente Gd II erfolgen. Der Betreiber vom KKW MO 1/2 beruft sich dabei auf die positiven Betriebserfahrungen in russischen Kernkraftwerken. Dieses ist wie oben ausgeführt nicht ausreichend, zudem werden in den russischen KKW nicht genau dieselben Brennelemente eingesetzt (BMLFUW 2008b).

Das österreichische Umweltministerium empfiehlt daher sich nicht nur auf die Erfahrungen des russischen Brennelementsherstellers zu vertrauen, sondern eigene Untersuchungen anzustrengen (BMLFUW 2008c).

Auch für das KKW MO 3/4 ist zu erwarten, dass der Betreiber schnellstmöglich die Abbrände der Brennelemente erhöhen wird, um seinen Gewinn zu maximieren.

4.3 Veränderung bei Prüfungen

Die Betreiber von Kernkraftwerken wollen aus Kostengründen (höhere Verfügbarkeit und damit höherer Gewinn) die Revisionszeiten für die Reaktoren so kurz wie möglich halten. Hierzu werden einerseits kürzere Prüfdauern angestrebt, die durch den Einsatz neuer Technik realisiert werden. In den letzten Jahren wurden aber auch

Prüfungen, die vorher während der Anlagenrevision durchgeführt wurden, in die Leistungsbetrieb verschoben.

Auch im KKW MO 3/4 wird aus wirtschaftlichen Gründen ein möglichst kurzer Revisionszeitraum angestrebt. Dazu soll u.a. mithilfe einer neuen Brennelement-Lademaschine die End- und Beladung des Reaktorkerns beschleunigt werden (AQUILANTI 2007).

Die Verkürzung des Revisionszeitraums führt aber auch dazu, dass Prüfungen während des Leistungsbetriebs erfolgen müssen. Durch Prüfungen sollte generell die Betriebssicherheit nicht verringert werden und vor allem die Beherrschung von Störfällen nicht gefährdet werden. Die Sicherheit ist bei Prüfungen am besten gewährleistet, wenn der Reaktor abgeschaltet ist⁵. Dieser Grundsatz trifft vor allem für Prüfungen zu, die an einem System oder an einer Komponente mit sicherheitstechnischer Funktion durchgeführt werden. Eine Verschiebung der Prüfungen in den Leistungsbetrieb ist gleichbedeutend mit einer Erhöhung des Betriebsrisikos.

Weltweit besteht der Trend, den Aufwand bei den (wiederkehrenden) Prüfungen – einer wichtigen Maßnahme zur Gewährleistung der Sicherheit der Anlage – zu reduzieren. Schon seit Mitte der 90er Jahre werden die Intervalle zwischen Prüfungen verlängert und Prüfumfänge verringert. Dies soll durch eine verstärkte Überwachung während des Betriebes kompensiert werden; diese ist billiger, ermöglicht jedoch lediglich eine indirekte, eingeschränkte Kontrolle.

Diese Veränderungen hinsichtlich Prüfungen führen zu einem weiteren Sicherheitsabbau:

- Verlängerung von Prüfintervallen: Systeme bzw. Komponenten werden in größeren Abständen und damit seltener geprüft. Das bedeutet grundsätzlich eine Verringerung des Vorsorgeniveaus. In Deutschland sind z.B. die Prüfintervallen für die Dampferzeuger von vier Jahre (1990) auf fünf Jahre (1999) verlängert worden.
- Verringerung des Prüfumfanges: Werden zum Beispiel statt der Hälfte nur noch ein Drittel gleicher Komponenten innerhalb eines Prüfintervals geprüft, wird dadurch grundsätzlich Sicherheit abgebaut.

Dieser Änderungstendenzen hinsichtlich der Prüfungen sind auch für KKW MO 3/4 zu erwarten, bzw. werden teilweise bereits benannt:

Zurzeit beträgt in den Kernkraftwerken MO 1/2 und Bohunice V2 das Prüfintervall für den Reaktordruckbehälter (RDB) vier Jahre. Für KKW MO 3/4 ist eine Prüfung nur noch alle acht Jahre geplant, da die Dauer der langen Revision durch die Prüfungsdauer des Reaktordruckbehälters bestimmt wird. Die Verdopplung des Prüfintervals ist laut Betreiberangaben, durch Studien zur Materialbeständigkeit, Erfahrungen in ähnlichen KKWs und technischen Verbesserungen in zerstörungsfreien Testverfahren möglich (AQUILANTI 2007). Eine Prüfungsreduzierung aus wirtschaftlichen Motiven bei einer kritischen Komponente – wie dem RDB – ist unter Sicherheitsaspekten nicht vertretbar. Insbesondere dann nicht, wenn durch Leistungserhöhung und/oder Betriebsdauerverlängerung ein zusätzlicher Sicherheitsabbau erfolgt.

Ein weiteres Problem ist für das KKW MO 3/4 zu erwarten:

Mit Hilfe von (wiederkehrenden) Prüfungen sollen potenzielle Schäden rechtzeitig erkannt werden. Bei einigen Systemen bzw. Komponenten und Prüfmethden beziehen sich die Prüfungen auf Auslegungswerte. Bei anderen Systemen bzw. Kompo-

⁵ Ausnahmen bilden Prüfungen, für die ein bestimmter Betriebszustand des Reaktors erforderlich ist.

nenten und Prüfmethode werden die aktuellen Prüfungen mit einer – möglichst vor der ersten Inbetriebnahme vorgenommenen – Basisprüfung verglichen.

Es ist zu befürchten, dass für das KKW MO 3/4 die erforderlichen Basisprüfungen nicht in einem Umfang zu Verfügung stehen, der für die Gewährleistung einer ausreichenden Sicherheit erforderlich ist. Insofern ist die Aussagekraft vieler Prüfungen als eingeschränkt zu bewerten. Selbst der Einsatz modernster Prüftechnik kann dieses Manko nur bedingt ausgleichen. Daher sollten im KKW MO 3/4 der Prüfungsumfang groß und die Prüfintervalle kurz gewählt werden. Insbesondere da im Vorfeld die Mängel bei zerstörungsfreien Prüfungen, z.B. beim Reaktordruckbehälter oder bei den Dampferzeugern, offensichtlich groß waren, denn sie wurden zur IAEO-Kategorie III zugeordnet (IAEA 1996).

4.4 Betriebsdauerverlängerung

Eine Leistungserhöhung führt zu einer beschleunigten Alterung der Anlage. Dieses wird bei Kernkraftwerken, bei denen die Leistungserhöhung erst nach Jahrzehnten der Betriebslaufzeit durchgeführt wird, zu Problemen führen. Sollte beim KKW MO 3/4 jedoch bereits nach wenigen Jahren Betriebszeit eine Leistungserhöhung durchgeführt werden, verschärft sich die Problematik. Insbesondere wenn gleichzeitig zur Leistungserhöhung – wie erwartet – eine Betriebsdauerverlängerung angestrebt wird.

Weltweit besteht der Trend zur kombinierten Betriebszeitverlängerung und Leistungssteigerung. Diese macht den Betrieb wirtschaftlich attraktiver, erhöht aber in den meisten Fällen auch das Betriebsrisiko. Der slowakische Betreiber (SE) folgt diesem Trend.

Die Gefahren der Alterung von Komponenten und Systemen, die nach etwa 20 Betriebsjahren eines Kernkraftwerkes einsetzen, nehmen durch eine Betriebsverlängerung weiter zu. Alterung führt zu einer höheren Störanfälligkeit eines Kernkraftwerkes und vergrößert das Unfallrisiko.

Die Versagenshäufigkeit der Komponenten ist unmittelbar nach der Inbetriebnahme einer Anlage im Allgemeinen besonders hoch, da sich Mängel bei Bau, Herstellung und Auslegung auswirken. In dieser Phase werden große Anstrengungen unternommen, um Probleme rasch zu beheben, da es einen starken wirtschaftlichen Anreiz gibt, möglichst früh einen störungsfreien Betrieb zu erreichen.

Im mittleren Alter einer Anlage tendieren die Versagenshäufigkeiten zu einem Minimum. Später beginnen Alterungsprozesse sich auszuwirken, und die Probleme werden allmählich wieder zunehmen. Das Ergebnis ist eine sogenannte Badewannenkurve:

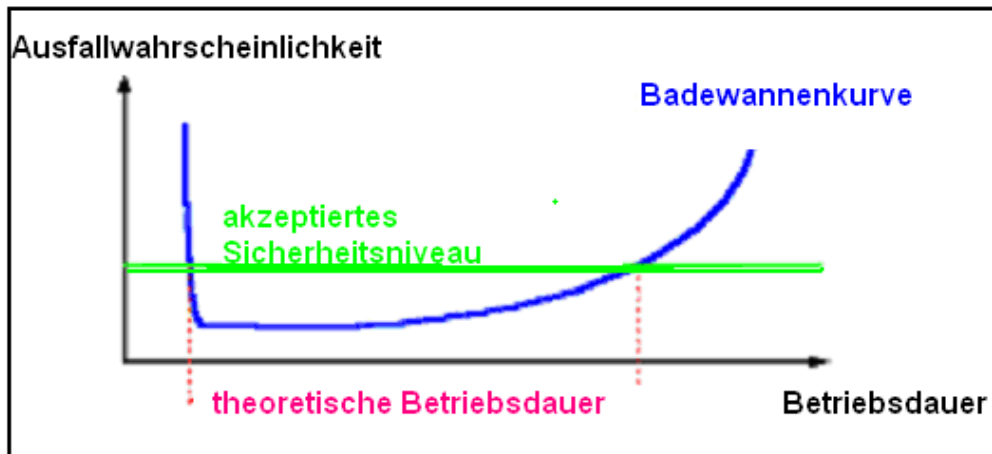


Abbildung 7: Veränderung der Ausfallwahrscheinlichkeit mit der Betriebsdauer

Gegenmaßnahmen, die Alterungserscheinungen zumindest teilweise entgegen wirken, – wie etwa der Austausch von Komponenten oder die Intensivierung von Prüfungen – sind theoretisch möglich. Dabei treten jedoch zwei Probleme auf, die die Wirksamkeit der Maßnahmen stark einschränken: Zum einen sind damit hohe Kosten verbunden, die die Betreiber in Zeiten starken wirtschaftlichen Druckes nicht aufbringen wollen. Zum anderen werden verschiedene Alterungsphänomene bis heute nicht genau verstanden; auch treten immer wieder neue, unerwartete Alterungsmechanismen auf.

Ein mindestens genauso großes Problem wie die Alterung der Kernkraftwerke ist ihr sogenanntes Veralten. Das Problem besteht generell für den Reaktortyp WWER 440/V213 und so auch für das KKW MO 3/4. Kernkraftwerke altern nicht nur physisch infolge des Betriebs, sie veralten auch in ihrer Konzeption und Auslegung. Zwischen Auslegung und neuesten Sicherheitsanforderungen öffnet sich mit der Zeit ein immer größerer Graben, der mit Nachrüstungsmaßnahmen nur teilweise überbrückt werden kann. Das betrifft insbesondere die Auslegung gegen potenzielle Terrorangriffe und gegen Brandereignisse.

Durch Lebensdauererlängerungen wächst unter den bestehenden wirtschaftlichen Rahmenbedingungen mit jedem Betriebsjahr die Diskrepanz zwischen dem was aus Sicherheitsgründen erforderlich wäre und dem, was getan wird, oder anders ausgedrückt, die von den Reaktoren ausgehende Gefahr nimmt überproportional zu. Die folgende Grafik visualisiert diesen Sachverhalt.

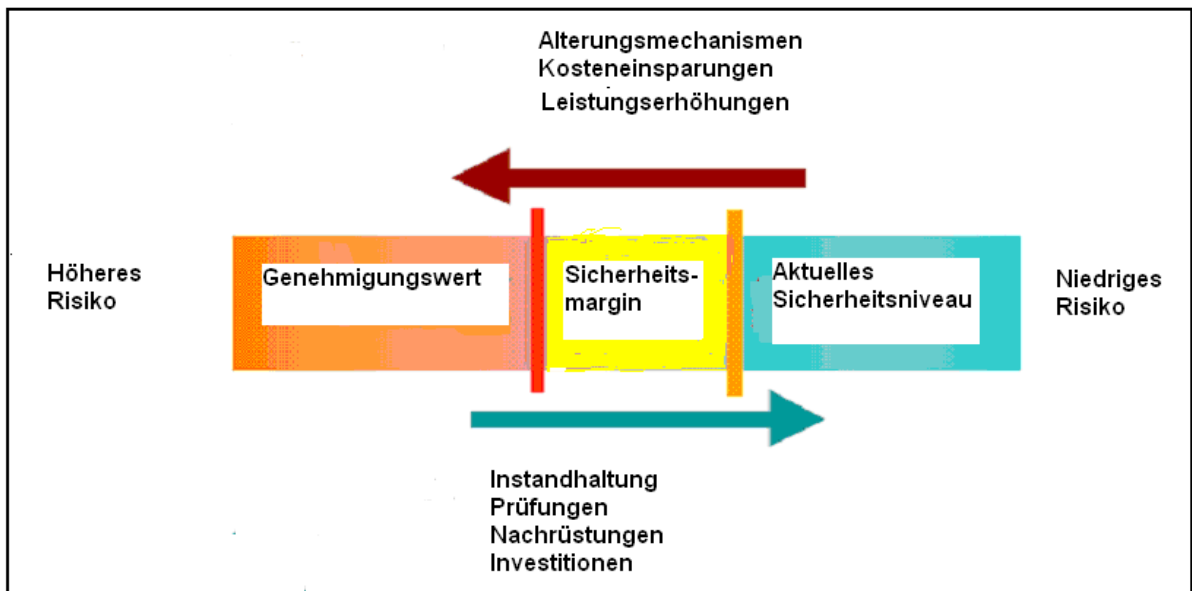


Abbildung 8: Positive und negative Auswirkungen auf das Sicherheitsniveau

Ursprünglich war für den Reaktortyp WWER 440/V213 von einer Betriebsdauer von 30 Jahren ausgegangen worden. Sollte langfristig tatsächlich eine Betriebsdauer von 40 oder sogar 60 Jahren angestrebt werden, hätten von Anfang an andere Anforderungen an das Material aber auch z.B. an die Dokumentation gestellt werden müssen.

Es sind bereits 16.000 Teile des KKW MO 3/4 gelagert oder installiert. Um zu überprüfen, ob diese im Rahmen der Fertigstellung verwendet werden können, wird lediglich eine Stichprobe von 1.064 Teilen getestet. Die Komponenten wurden auf unterschiedliche Weise überprüft, das häufigste „Testverfahren“ bestand in der Überprüfung, ob die jeweilige Komponente existiert und keinen nennenswerten Schaden aufweist.

Ergebnis der Überprüfung war, dass die Komponenten in sehr gutem Zustand sind, einige erfordern jedoch eine Sanierung. Auch die bestehende Stahl- und Betonstrukturen wurden nur stichprobenartig untersucht. Ergebnis war auch hierbei, dass einige Stellen vor der Fertigstellung repariert werden müssen.

Die im Lager aufbewahrten Komponenten wiesen im Allgemeinen einem besseren Zustand als die bereits installierten (AQUILANTI 2007). Die Alterung des KKW MO 3/4 hat also bereits vor der Inbetriebnahme begonnen.

5 Schlussfolgerungen

Die geplante Fertigstellung des KKW MO 3/4 wird keinesfalls das Sicherheitsniveau neuer Reaktoren erreichen können. Die Grundkonstruktion erlaubt keine vollständige Anpassung an den heutigen Stand von Wissenschaft und Technik. Die Möglichkeiten für Verbesserungen sind beschränkt, da die Bauwerke zu 70% und das Equipment zu 30% bereits gefertigt sind. Die Problemlage wird im Folgenden an den wichtigsten Beispielen demonstriert:

5.1 Brandschutz

Die unzureichende bauliche Trennung von redundanten Systemen lässt sich nachträglich nicht wesentlich verbessern. Besonders gefährdet sind hierbei die elektrischen Systeme, wo Kabelbrand leicht zum Ausfall mehrerer erforderlicher Systeme führen kann. Brandschutz zielt darauf ab, den Brand zu erkennen und zu bekämpfen, und nicht darauf, mögliche Auslöser von Bränden zu vermeiden. Sicherheitsanalysen zum Reaktortyp WWER 440/V213 identifizierten Schwachpunkte bezüglich des Brandschutzes, da dort keine durchgehende Trennung der Kabel und Leitungen von redundanten Systemen gewährleistet ist.

Dies ist ein ernsthaftes Problem, da ein Brand dazu führen kann, dass die Funktion aller drei redundant vorhandenen Systeme gleichzeitig ausfällt. Davon können wichtige Notfallsysteme betroffen sein. Brandereignisse sind also deshalb besonders gefährlich, da sie das Potenzial haben, mehrfach vorhandene Sicherheitssysteme (Redundanzen) gleichzeitig zu zerstören. Dadurch besteht die Gefahr, dass ein Ereignis nicht mehr beherrscht werden kann und zu einem Kernschmelzunfall mit hohen radioaktiven Freisetzungen führt.

Es wurden zwar Brandbekämpfungsanlagen nachgerüstet, damit wird aber nicht das gleiche Sicherheitsniveau erreicht wie bei einer bereits bei der Auslegung implementierten kompletten räumlichen Trennung der redundanten Systeme (JANKE 2000).

Um im KKW MO 3/4 eine systematische Verbesserung des Brandschutzes in allen Systemen zu erreichen, müsste eine vollständige Dokumentation aller Kabel und Leitungen zur Verfügung stehen. Als besonders gefährdet sind außerdem Bauteile anzusehen, die schon vor Jahren angeschafft wurden. Eine Überprüfung aller Teile der elektrischen Anlage in Hinblick auf ihre Ausführung im Vergleich zum heutigen Standard wäre ein wesentlicher Beitrag zur Vermeidung von Schäden, außerdem wäre der Zustand der Bauteile neu zu bestimmen. Im Falle einer Leistungserhöhung müssten zudem sämtliche Teile der elektrischen Anlage auf den Einfluss der gegenüber dem Originalzustand erhöhten Leistung geprüft werden.

5.2 Erdbeben

In der ursprünglichen Auslegung des WWER 440/V213 wurde die Erdbebengefahr gar nicht berücksichtigt. Deshalb kommt dieser Problematik in WWER 440/V213-Reaktoren große Bedeutung zu. Die nötige Auslegung ist natürlich standortabhängig, wofür eine Analyse der seismischen Verhältnisse am Standort als Voraussetzung für die Auslegung bzw. die Planung der Nachrüstung erforderlich ist. Ein Erdbeben kann schwere Schäden in einem Kernkraftwerk verursachen und dadurch zu einem Unfall mit hohen radioaktiven Freisetzungen führen. Die Methodik zur Bewertung der Erdbebengefährdung wird ständig weiter entwickelt (IAEA 1999).

Im KKW Paks und Bohunice V2 ergab die Überprüfung der Erdbebengefahr am Standort, dass seismische Ertüchtigung nötig ist, da für das DBE (design basis

earthquake) eine max. Horizontalbeschleunigung von 0,25 g vorausgesetzt werden muss (IAEA 1999).

Sicherheitssysteme sollen einem sogenannten 10.000-jährigen Beben standhalten (SL 2). 5.500 (easy-fix) Befestigungen für elektrische und I&C-Bauteile, Kabeltrassen und Schaltkästen wurden an tragenden Strukturen angebracht. Auch Dieselmotoren und Aggregate wurden besser gesichert. Die vorhandenen Aggregate wurden außerdem gegen erdbebenresistente getauscht (HU CNS 1998). Ähnliche Maßnahmen wurden auch im KKW Bohunice ausgeführt. Im KKW Dukovany wurde auf seismische Ertüchtigung verzichtet, da die Erdbebengefahr am Standort als gering gilt.

Das KKW MO 1/2 war ursprünglich für ein Erdbeben der Stärke IV und einer horizontalen Beschleunigung von 0,06 g ausgelegt (JANKE 1999). Nach einer Neubewertung der Seismik wurde ein Beben der Stärke VII und damit eine max. horizontale Beschleunigung von 0,1 g Grundlage für die Auslegung. Bei der Überprüfung der Auslegungsbasis wurde angenommen, dass der Standort Mochovce in einer nicht-seismischen Zone liegt, sodass ein Erdbeben erst ab einer minimalen Entfernung von 50 km auftreten kann. Der Auslegungswert der horizontalen Beschleunigung von 0,1 g weist keine konservativen Sicherheitsmargen auf. Kritischer Punkt ist nach Meinung von Experten auch die Annahme einer 50 km-Erdbeben-Ausschlusszone (JANKE 1999).

Als Konsequenz der Neubewertung erfolgten im KKW MO 1/2 umfangreiche Nachrüstmaßnahmen, auch das Erdbeben-Monitoring-System wurde erneuert.

Nachrüstungen stellen jedoch nicht zwangsläufig den Zustand her, den eine entsprechende ursprüngliche Auslegung gewährleistet hätte.

In einer aktuellen Sicherheitsanalyse für das KKW MO 1/2 wurde für das maximale Auslegungserdbeben ein Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit von 0,47% errechnet. Aus dieser Sicht ist der Beitrag zu dem Gesamtrisiko geringfügig. Da nach Meinung von Experten die Annahme einer 50 km-Erdbeben-Ausschlusszone ein kritischer Punkt ist (JANKE 1999), ist nicht auszuschließen, dass das reale Erdbebenrisiko am Standort Mochovce höher ist. Ein Erdbeben könnte also sowohl im KKW MO 1/2 also auch KKW MO 3/4 Schäden verursachen, die zu radioaktiven Freisetzungen führen. Die Tatsache, dass sich zukünftig insgesamt vier Reaktorblöcke am Standort befinden sollen, erhöht das Risiko.

5.3 Confinement

Das Containment bzw. Confinement-System eines Kernkraftwerks muss zwei Aufgaben erfüllen. Es muss erstens den Reaktor vor einer Einwirkung von außen schützen. Zweitens soll es die Umgebung vor einer radioaktiven Freisetzung schützen. Beides leistet das Confinement-System des Reaktortyps WWER 440/V213 nur in geringem Maße.

Der WWER 440/V213 hat kein Volldruckcontainment, wie es in den meisten Druckwasserreaktoren üblich ist. Das Confinement (Sicherheitseinschluss) des WWER 440/V213 besteht aus Compartments, die die wesentlichen Komponenten des Primärkreises umschließen: Dampferzeuger (DE), Rohrleitungen, Pumpen, Absperrventile und RDB. Der Einschluss des radioaktiven Dampfes der bei großen Lecks austritt, ist im WWER 440/V213 nicht durch die Außenhülle gewährleistet, sondern muss mit Hilfe eines speziellen Systems zum Druckabbau kondensiert werden. Bei Versagen des Druckabbaus würde das Confinement an seiner schwächsten Stelle brechen und die radioaktiven Stoffe geraten in die Umwelt.

Nach Durchführung zahlreicher Analysen und in Konsequenz daraus durchgeführten mechanischen Verstärkungen am Bubble Condenser konnte die Funktionstüchtigkeit

des Druckabbaus für Auslegungstörfälle nachgewiesen werden. Die Wirksamkeit des Druckabbausystems bei schweren Unfällen ist nicht ausreichend bewiesen.

In den letzten Jahren begannen Untersuchungen zum Verhalten bei schweren Unfällen. Die Ergebnisse sollen für die Entwicklung und Verbesserung der „severe accident management guidelines“ (SAMG) verwendet werden (SR CNS 2004). Insbesondere beim Bubble Condenser (Nasskondensator) hatten Sicherheitsanalysen gezeigt, dass unter bestimmten Bedingungen und bei bestimmten Komponenten nur sehr geringe oder sogar keine Sicherheitsreserven vorhanden sind (STRASKY 2007). Für das KKW MO 3/4 werden Verbesserungen (z.B. durch die umstrittenen Katalysatoren zum Wasserstoffabbau) geplant. Durch eine Leistungserhöhung könnte der durch die Nachrüstungen gewonnene Sicherheitszuwachs wieder abgebaut werden.

5.4 Negative Auswirkungen der Effizienzsteigerung

Von den KKW-Betreibern werden zurzeit die folgenden Strategien zur Erhöhung der Wirtschaftlichkeit bei gleichzeitigem Abbau von Sicherheit verfolgt:

- Leistungserhöhung
- Abbranderhöhung
- Reduktion von Prüfungen
- Betriebszeitverlängerungen

Solche Maßnahmen zur Effizienzsteigerung werden auch für das KKW MO 3/4 vorgeschlagen.

5.4.1 Leistungserhöhung

Kürzlich führte der Betreiber im KKW MO 1/2 eine Leistungserhöhung auf 107% der ursprünglichen Leistung durch. Es ist zu erwarten, dass im KKW MO 3/4 von vornherein oder bereits kurz nach Inbetriebnahme der Anlage eine ähnliche Leistungserhöhung durchgeführt wird.

Leistungserhöhungen in Kernkraftwerken lassen sich allgemein je nach Umfang in drei Kategorien einteilen (IAEA 2004a):

- Kleinere Leistungserhöhungen (bis zu 2%) können durch die Implementierung genauerer Technik zur Berechnung der Reaktorleistung erreicht werden.
- Größere Leistungserhöhungen (bis zu 7%) erfordern die Veränderung von technischen Einrichtungen, wenn auch keine größeren Anlagenänderungen.
- Umfangreiche Leistungserhöhungen (bis zu 20%) erfordern weitreichende Änderungen der Anlage.

Die Leistungserhöhung im KKW MO 12 in Höhe von 7% fällt unter die mittlere Kategorie, die allgemein Veränderungen in der technischen Anlage erfordert. Eine Leistungserhöhung dieses Umfangs verändert das Verhalten der Anlage im Normalbetrieb, bei Betriebstransienten, bei Auslegungstörfällen und bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen. Des Weiteren verändern sich das Aktivitätsinventar und die radiologischen Auswirkungen. Durch eine Erhöhung der Reaktorleistung werden im Allgemeinen Sicherheitsmargen abgebaut und zugleich der Alterungsprozess der Anlage beschleunigt. Das Risiko, das aus dem Anlagenbetrieb entsteht, wird so deutlich höher.

Erklärtes Ziel des Betreibers vom KKW Mochovce ist es, eine Leistungserhöhung der Blöcke MO 1/2 ohne Umbau der technischen Anlagen durchzuführen. Der finanzielle Gewinn soll erhöht werden, ohne Investitionen zu tätigen. Zur Erhöhung der Leistungen sollen sogenannte Betriebsreserven genutzt werden. So wurde auch im Rahmen des UVP-Verfahrens zur Leistungserhöhung im KKW MO 1/2 erläutert, dass auf-

grund der verwendeten Konservatismen bei den Berechnungen die Beibehaltung von Sicherheitsmargen nicht erforderlich ist. Es wurde aber betont, dass diese dennoch vorhanden sind (BMLFUW 2008b).

Leistungserhöhungen in anderen Reaktoren des Typs WWER 440/V213 erfolgten mit Änderungen an der technischen Anlage. So ist die thermische Leistungserhöhung auf 104% in Bohunice V2 in ein umfangreiches Modernisierungsprogramm eingebettet (HUSARCEK 2004). Als Anhaltspunkt für potenziell notwendige Modifizierungen kann die kürzlich erfolgte Leistungserhöhung im KKW Paks dienen, wo im Rahmen einer Leistungserhöhung im vergleichbaren Umfang eine Reihe von Modifikationen durchgeführt wurden (UVE PAKS 2006; UBA 2006).

Das Risiko einer Leistungserhöhung besteht vor allem im gleichzeitigen Abbau mehrerer Sicherheitsmargen. Diese Vorgehensweise kann dazu führen, dass bei einem Störfall durch einen unerwarteten Ausfall von Komponenten oder Systemen Ereignisabläufe auftreten, die nicht mehr beherrscht werden können.

Zum Abschluss des Modernisierungsprogramms vor Inbetriebnahme vom KKW MO 1/2 wurde von den Experten empfohlen, das erreichte Sicherheitsniveau in Zukunft beizubehalten (JANKE 1999). Eine spätere thermische Leistungserhöhung unter Abbau von Sicherheitsmargen war damit sicher nicht gemeint (WENRA 2000; WPNS 2001).

5.4.2 Abbranderhöhung

Die Wirtschaftlichkeit eines Kernkraftwerks lässt sich durch eine längere Einsatzdauer der Brennelemente verbessern. Daher ist es Teil der wirtschaftlichen Optimierungsstrategie der Betreiber, die Anreicherung der Brennelemente und damit die erreichbaren Abbrände zu erhöhen.

Hochabbrand (ab 50 MWd/kg) führt zu verstärkter Hüllrohrkorrosion der Brennstäbe und einer hohen Freisetzung von Spaltgasen aus den Brennstofftabletten (NEA 2002). Aufgrund der durch Hochabbrand hervorgerufenen Änderungen kann die Kühlbarkeit des Kerns im Störfall negativ beeinflusst werden.

Begleitend zur Leistungserhöhung im KKW MO 1/2 soll eine Umstellung auf neue Brennelemente (Gd II) erfolgen. Der Betreiber von Mochovce beruft sich dabei im Wesentlichen auf die positiven Betriebserfahrungen in russischen Kernkraftwerken. Das ist aber unter Sicherheitsgesichtspunkten nicht ausreichend. Die Betreiber sind in erster Linie an einem optimalen Betriebsverhalten der Brennelemente interessiert, denn eine hohe Zuverlässigkeit der Brennelemente beeinflusst direkt die Wirtschaftlichkeit des Kernkraftwerks. Hingegen wird der finanzielle Aufwand für Maßnahmen, die das ungünstige Störfallverhalten der Hochabbrand-Brennelemente betreffen, so gering wie möglich gehalten.

5.4.3 Reduktion der Prüfungen

Die Betreiber von Kernkraftwerken wollen aus Kostengründen (höhere Verfügbarkeit und damit höherer Gewinn) die Revisionszeiten für die Reaktoren so kurz wie möglich halten. Hierzu wird einerseits eine kürzere Prüfdauer durch den Einsatz neuer Techniken angestrebt, andererseits werden Prüfungen, die vorher während der Anlagenrevision durchgeführt wurden, in den Leistungsbetrieb verschoben.

Die Sicherheit ist bei Prüfungen am besten gewährleistet, wenn der Reaktor abgeschaltet ist. Wenn Prüfungen während des Leistungsbetriebs erfolgen, sollte generell die Betriebssicherheit nicht verringert und im Besonderen die Beherrschung von Störfällen nicht gefährdet werden. Das gilt vor allem für Prüfungen an Systemen oder Komponenten mit sicherheitstechnischer Funktion. Eine Verschiebung der Prü-

fungen in den Leistungsbetrieb ist daher gleichbedeutend mit einer Erhöhung des Betriebsrisikos.

Weltweit besteht der Trend, dem auch der Betreiber des Kernkraftwerks Mochovce folgt, den Aufwand bei den (wiederkehrenden) Prüfungen – einer wichtigen Maßnahme zur Gewährleistung der Sicherheit der Anlage – zu reduzieren. Schon seit Mitte der 90er Jahre werden die Intervalle zwischen Prüfungen verlängert und Prüfungsumfänge verringert. Dies soll durch eine verstärkte Überwachung während des Betriebes kompensiert werden; diese ist billiger, ermöglicht jedoch lediglich eine indirekte, eingeschränkte Kontrolle.

Zurzeit beträgt in den Kernkraftwerken MO 1/2 und Bohunice V2 das Prüfintervall für den Reaktordruckbehälter (RDB) vier Jahre. Für KKW MO 3/4 ist eine Prüfung nur noch alle acht Jahre geplant, da die Dauer der langen Revision durch die Prüfungsdauer des Reaktordruckbehälters (RDB) bestimmt wird. Eine Prüfungsreduzierung aus wirtschaftlichen Motiven bei einer kritischen Komponente – wie dem RDB – ist unter Sicherheitsaspekten nicht vertretbar. Insbesondere dann nicht, wenn durch Leistungserhöhung und/oder Betriebsdauerverlängerung ein zusätzlicher Sicherheitsabbau erfolgt.

Mit Hilfe von (wiederkehrenden) Prüfungen sollen potenzielle Schäden rechtzeitig erkannt werden. Bei einigen Systemen bzw. Komponenten und Prüfmethoden beziehen sich die Prüfungen auf Auslegungswerte. Bei anderen werden die aktuellen Prüfungen mit einer – möglichst vor der ersten Inbetriebnahme vorgenommenen – Basisprüfung verglichen.

Es ist zu befürchten, dass für das KKW MO 3/4 die erforderlichen Basisprüfungen nicht im notwendigen Umfang zu Verfügung stehen. Insofern ist die Aussagekraft vieler Prüfungen als eingeschränkt zu bewerten. Selbst der Einsatz modernster Prüftechnik kann dieses Manko nur bedingt ausgleichen. Daher sollten im KKW MO 3/4 der Prüfumfang groß und die Prüfintervalle kurz gewählt werden.

5.4.4 Betriebszeitverlängerung

Ursprünglich war für den Reaktortyp WWER 440/V213 eine Betriebsdauer von 30 Jahren vorgesehen. Sollte für KKW MO 3/4 tatsächlich eine Betriebsdauer von 40 oder sogar 60 Jahren angestrebt werden, hätten von Anfang an andere Anforderungen an das Material aber auch an die Dokumentation gestellt werden müssen.

Eine Leistungserhöhung führt zu einer beschleunigten Alterung der Anlage. Dies wird bei Kernkraftwerken, bei denen die Leistungserhöhung erst nach Jahrzehnten Betriebslaufzeit durchgeführt wird, zu Problemen führen. Beim KKW MO 3/4, bei dem vermutlich die Leistungserhöhung am Betriebsbeginn erfolgt, verschärft sich diese Problematik.

Weltweit besteht der Trend zur kombinierten Betriebszeitverlängerung und Leistungssteigerung. Diese macht den Betrieb wirtschaftlich attraktiver, erhöht aber in den meisten Fällen auch das Betriebsrisiko. Der slowakische Betreiber (SE) folgt diesem Trend.

Die durch Alterung von Komponenten und Systemen bedingten Gefahren, die nach etwa 20 Betriebsjahren eines Kernkraftwerkes einsetzen, nehmen durch eine Betriebsverlängerung weiter zu. Alterung führt zu einer höheren Störanfälligkeit eines Kernkraftwerks und vergrößert das Unfallrisiko.

16.000 Teile des KKW MO 3/4 sind bereits dort gelagert oder installiert. Um zu überprüfen, ob diese im Rahmen der Fertigstellung verwendet werden können, wird lediglich eine kleinere Stichprobe getestet. Die Komponenten wurden auf unterschiedliche Weise überprüft, das häufigste „Testverfahren“ bestand in der Prüfung, ob die jeweilige Komponente existiert und keinen nennenswerten Schaden aufweist.

Das Ergebnis der Überprüfung war, dass die Komponenten in sehr gutem Zustand sind, einige erfordern jedoch Sanierung. Auch die bestehenden Stahl- und Betonstrukturen wurden nur stichprobenartig untersucht. Ergebnis war auch hierbei, dass einige Stellen vor der Fertigstellung repariert werden müssen.

Die im Lager aufbewahrten Komponenten wiesen im Allgemeinen einen besseren Zustand auf als die bereits installierten (AQUILANTI 2007). Die Alterung des KKW MO 3/4 hat also bereits vor der Inbetriebnahme begonnen.

Ein mindestens genauso großes Problem wie die **Alterung** der Kernkraftwerke ist ihr sogenanntes **Veralten**. Diese Problematik besteht generell für den Reaktortyp WWER 440/V213 und somit auch für das KKW MO 3/4. Kernkraftwerke altern nicht nur physisch infolge des Betriebs, sie veralten auch in ihrer Konzeption und Auslegung. Zwischen Auslegung und neuesten Sicherheitsanforderungen öffnet sich mit der Zeit ein immer größerer Graben, der mit Nachrüstungsmaßnahmen nur teilweise überbrückt werden kann.

5.5 Resumée

Unbestritten besitzt das Kernkraftwerk MO 3/4 auslegungsbedingt eine Reihe von Sicherheitsdefiziten. Diese sollen durch Modernisierungsmaßnahmen behoben werden. Das gelingt allerdings nicht.

Zum einen sind Sicherheitsdefizite vorhanden, die gar nicht nachrüstbar sind, wie beispielsweise die Wandstärke des Confinements. Angesichts des bestehenden Terrorrisikos ist es schon aus diesem Grund unverantwortlich, dass ein derartig unzureichend gegen Angriffe von außen geschütztes Kernkraftwerk in Betrieb gehen soll.

Zum anderen erhöhen die vielen Nachrüstmaßnahmen die ohnehin schon immense Komplexität eines Kernkraftwerks erheblich. Die UJD betont, dass es sich bei den geplanten Nachrüstungen im KKW MO 3/4 um einen relativ großen Umfang von Veränderungen handelt, von denen sich viele darüber hinaus auch gegenseitig beeinflussen. Diese Komplexität birgt die Gefahr, dass potenziell gefährliche Ereignisabläufe nicht simuliert werden. Das kann im Ernstfall z.B. dazu führen, dass durch fehlerhafte Ansteuerung erforderliche Sicherheitssysteme nicht oder nur teilweise zur Verfügung stehen. Für die Betriebsbelegschaft ist es zudem extrem schwierig in eine derart komplexe Anlage einzugreifen.

Weiterhin ist zu erwarten, dass im Laufe der Zeit weitere Nachrüstungen erforderlich werden, da sich auch in Zukunft Sicherheitsdefizite des alten und veralteten Reaktortyps WWER 440/V213 zeigen werden. Erfahrungsgemäß erfolgt die Beseitigung von Sicherheitsdefiziten nicht umgehend, sondern erst nach Monaten oder Jahren. In vielen Ländern ist es Praxis, so vermutlich auch in der Slowakischen Republik, dass sicherheitstechnisch erforderliche Maßnahmen aus wirtschaftlichen Motiven auf die nächste Jahresrevision – oft auch auf die nächsten Jahresrevisionen – verschoben werden. Der Reaktor wird so oft noch lange Zeit mit bekannten Sicherheitsdefiziten betrieben. Es ist zu befürchten, dass diese leichtsinnige Vorgehensweise früher oder später schwerwiegende Konsequenzen haben wird.

6 Annex 1

Definitions of safety issue categories according to IAEA

| Definitions of safety issue categories according to IAEA | |
|---|---|
| Category I | Deviation from recognized international practices. Remedial measures are advisable. |
| Category II | Safety significant problems. In-depth protection weakened. Remedial measures are needed. |
| Category III | Problems of high safety significance. In-depth protection insufficient. Immediate remedial measures are to be taken. Temporary measures may be necessary. |
| Category IV | Problems of highest safety-related importance. In-depth protection unacceptable. The issue requires immediate intervention and substitution measures have to be immediately taken until complete resolution of the problem. |

(IAEA 1999)

7 Annex 2

Zuordnung der Sicherheitsprobleme im Rahmen des Rankings

Datei Bearbeiten Ansicht Gehe zu Hilfe

Areas of Safety Measures

| AREA | RANK III | | RANK II | | RANK I | | NOT RANKED | |
|--------------------------------------|----------|------|---------|------|--------|------|------------|------|
| | TSSM | IAEA | TSSM | IAEA | TSSM | IAEA | TSSM | IAEA |
| General | 1 | 1 | 2 | 2 | | | | |
| Reactor core | | | 1 | 1 | | | | |
| Component integrity | 1 | 1 | 4 | 4 | 1 | 1 | | |
| Systems | 2 | 2 | 12 | 12 | 3 | 3 | | |
| Instrumentation & Control | | | 8 | 8 | 2 | 3 | 1 | |
| Electrical power supply | | | 2 | 2 | 3 | 3 | 2 | |
| Containment | 1 | 1 | 3 | 3 | 1 | 1 | 1 | |
| Internal hazards | 2 | 2 | 4 | 3 | 3 | 3 | | |
| External hazards | 1 | 1 | 1 | 1 | 1 | 1 | | |
| Accident analyses | | | 5 | 5 | 8 | 10 | | |
| Operation | | | | | | | 11 | 13 |

(Zerola 2002)

TSSM = Technical Specification of Safety Measure

8 Annex 3

OVERVIEW on Modernization in WWER 440/V213 plants

| Dukovany (CR CNS 2007) | Paks | Bohunice |
|---|--|---|
| "Back-fitting of Dukovany NPP" | Modernization (HU CNS 1998) | Modernization and safety improvement program (SR CNS 1998) |
| | Reconstruction of the sumps of the containments | Implementation of measures to prevent blocking of emergency system pumps at their suction side. |
| Main coolant pump control algorithms modification | Installation of hydrogen recombiners inside the containment, DBA conditions | Strength calculations for internal equipment of bubbling tower for design basis accident. |
| Steam generator level measurement reliability improvement | Inhibition of the refilling of the tanks of the low-pressure emergency core cooling system | Seismic upgrade of selected primary circuit equipment. |
| Hydrogen recombination system within hermetic zone installation | Relocation of the auxiliary emergency feed-water system and the arrangement for its proper shielding | Installation of independent super-emergency feeding of steam generators. |
| High-pressure compressors replacement | Construction of a system for gas removal from the primary circuit | Reduction of internal risk due to burst of high-energy pipes - prevention of damage to safety systems. |
| Addition of redundant back-up to the category one power supplies No. 4 | Reconstruction of the uninterrupted electrical supply system | Requalification of safety-relevant equipment - demonstration of their functionality under normal and emergency conditions. |
| Teledosimetric system installation | Modernization 2001-2003 (HU CNS 2005) | Fire prevention - prevention of breakdowns with common root cause due to fire effects. |
| Grab tank on Skryje stream installation | Introduction of the symptom-based emergency operating procedures | Emergency de-gassing of reactor and steam generators. |
| Cooling system installation for the machine halls roof steel structure | Reconstruction of the primary pressure protection system | Integrity upgrade of reactor pressure vessel. |
| Stationary fire extinguishing equipment installation for central oil system | Modification of the reactor protection system | Adjustment of unit and emergency control rooms. |
| Unit electrical fire detection system upgrade | Management of primary to secondary leaks | Improvement of the reliability of control and monitoring elements. |
| Stationary halon fire extinguishing system installation for unit electrical equipment | Accomplishment of the seismic safety related project. | SR CNS 2001 |
| | | Prevent spreading of smoke and fire, anti-fire flaps have been installed controlled temperature in the corresponding air conditioning system and being independent from the other systems |
| "Modernization of Dukovany NPP " according to the program MORAVA | Modernization 2005 (HU CNS 2005) | Cable partitions and closures were coated with Dexaflamm. |
| | | Water guns to cool ceiling structures were installed at the machine room. |
| Installation of electrical fire detection system at water pump station "Jihlava" | Reconstruction of the systems for monitoring the emission and the environment | Semi-stable foam fire extinguishing equipment was installed to main oil tanks of turbo generators and to the oil systems of electric feed water pumps. |
| Modernization of system for public warning during accidents | Reconstruction of the fire alarm system | Floors of cable channels with a stable fire extinguishing equipment were insulated. |
| Construction of interim spent fuel storage facility | Examination of ventilation system of the electric adapter and relay compartments | Electric fire detection was upgraded in electric buses and technological computer rooms. |
| 0.4 kV switchgears upgrade | Ensure that the steam and water due to pipeline break in the turbine hall could not cause any damage to the electrical systems | New firewall was built between stand-by transformers, original firewalls between the unit and branch transformers were extended. |
| Hydroaccumulators isolation valves control | Requalification of installed equipment to comply with the design requirements valid for the given environment. | Junctions of 6 kV cables for diesel generator station were replaced. |
| 32/16/16 MVA back-up house transformer installation | Replacement of sealing material at the boundaries of the hermetic area (with silicon) | Signaling of the fire doors positions in cable channels of the main production building and external cable channels was installed. |
| Pressure measurement in the SG box | Reduction of adverse influence of human factor, development and introduction symptom-based emergency operating procedures (EOP). | Modification of emergency low-pressure and spray pumps recirculation, |
| Reconstruction of the protection actuated by "MSH break" signal. | Decrease consequences of primary to secondary leakage of the steam generator (modification of protection and safety systems.) | Modification - relocation of emergency feed water lines from +14.7m |
| EDU surroundings teledosimetric system - RA control data transfer | Enhancement of seismic resistance of the units. | SR CNS 2004 Implementation 2004 – 2008 |
| Fire-proof spraying of critical and important cable rooms | Modification of the primary pressure relief system("bleed and feed", protection against pressure thermal shock.) | RHR redundant system making use of a spray cooler and new low-pressure emergency pump |
| Pressurizer safety valve's keys modification | Modification of the reactor protection system | Modification to SG primary collector lids |

| Dukovany | Paks | Bohunice |
|--|--|---|
| Innovation of boronmeters | Experimental examination of the containment behaviour and development of further investigation programmes. | Modification to emergency low-pressure pumps of ECCS and spray pumps recirculations |
| AKOBOJE (nuclear power plant automatic security guard complex) optimization | Extension of the application of Level 1 PSA to the areas of fire, flood and seismic events. | Upgrading steam and feed water piping penetrations between SG boxes and electrical building |
| Replacement of Freon in cold supply plant | Comprehensive study of high-energy pipeline | Installation of a new seismically qualified cooling system of ESFAS room. |
| Water treatment station modernization | Elaboration of accident management strategies | Replacement of all 6 kV and 400 kV switches |
| Conversion of documentation to the digital form | Elaboration of the procedure and tools assisting in the symptom-based accident categorization: | Replacement of unit electrical protections |
| MCR full scope simulator | | Extension of diagnostic SG compartment humidity measuring systems and in-core diagnostic system |
| Roof flats construction for the EDU employees | | Replacement of fire valves with remote ones and others |
| Condenser reconstruction | | Installation of second valves on MFP organised leak |
| Post-emergency hydrogen recombination | | Installation of the MFP room - SG box water return system |
| Replacement feeding water line for the I&C-sensors flushing system | | Installation of the PC emergency degassing system. |
| Spray system's sumps protection | | Seismic reinforcement of one of the three SW systems including ventilation cooling towers |
| Replacement of water and oil coolers in the diesel generator I station | | Replacement of steam generator level controllers |
| Condensate treatment system modernization | | Reinforcement of HZ high-energy piping. |
| Diesel generators electrical system reconstruction | | Seismic reinforcement of MGU cranes and columns |
| Extension of stable sprinkling device functions | | Seismic reinforcement of the civil structures of the reactor hall and the central pump station, and others. |
| Construction of intermediate floor in the panel intermediated relay's rooms and common control rooms | | Implementation of the new I & C system |
| Construction of new telephone switchboard | | Modernization of the Reactor Protection System (RPS) |
| The Jihlava Pumping Station I&C reconstruction | | Modernization of Neutron Flux Protection System |
| Pressurizer safety valve (relief valve) node reconstruction | | Modernization of the Reactor Limitation System (RLS) |
| Auxiliary feedwater pump replacement | | Installation of the Post-Accident Monitoring System (PAMS) |
| Replacement of water and oil coolers for diesel generator II station | | Modernization of information systems |
| Replacement of storage pool pumps by a sealess type | | |
| Fitting of diodes in I&C switchboards | | |
| Batteries replacement in First category power supplies system No. 4 | | |
| Control room diesel generator annunciation upgrade | | |
| Ultimate emergency feedwater pump to SG section collector displacement | | |
| Secondary circuit continuous measurement system installation | | |
| Intermediate building +14.7 pipeline whip restraints | | |
| Section switchboards service inlets of selected consumers reconstruction | | |
| Fire protection barriers | | |
| Access path to cooling towers | | |
| Coating of the twin unit II, primary part of 3rd and 4th reactor unit | | |
| Chemical plant continuous measurement | | |
| Bringing out of „Danger of SG overpressurising“ signal | | |
| Coating of cable rooms in transversal and intermediate building and turbine hall – reactor unit | | |
| Outside transformer basements | | |
| Exhausting of storage pool | | |
| Reconstruction of drinking and fire water in Dukovany NPP, stage | | |
| Emergency lightning of chemical neutralization building | | |

| Dukovany | Paks | Bohunice |
|---|------|----------|
| Separation of turbine-generator intermediate circuits | | |
| Information system security increasing in NPP Dukovany | | |
| Replacement of the I&C equipment in the intermediate building +14.7 m - reactor unit 2 | | |
| Exchange of PC/reactor operator, PC/turbine operator, PC/SERVIS BLAN | | |
| Installation and operation of "Photovoltaic power station" in NPP Dukovany | | |
| Modification of Data terminal equipment and Secondary regulation promoter NPP Dukovany for tertiary regulation in remote | | |
| Application of DART in NPP Dukovany | | |
| Turbine hall equipment - pH increasing | | |
| Installation of tilted | | |
| Strengthening of high energy | | |
| Modification of drives of valves on 14,7 level of intermediate building | | |
| Upgrade of N16 measurement | | |
| Contamination measurement of subjects on Dukovany NPP area borders. | | |
| Seismic strengthening of TS10.50W01.02 | | |
| Seismic strengthening of dieselgenerator station (DGS) 2 (units 3,4) | | |
| Dieselgenerator (7-12) | | |
| Measurement of H2 concentration in systems TS10, TS50 | | |
| Rupture protection of HNK (main feedwater header) and HVK (main discharge header) -mechanical part | | |
| Seismic strengthening of DGS | | |
| Installation of identification card scanner in the entry to shelters | | |
| Dieselgenerator (1-6) reconstruction | | |
| Equipment qualification - seismic analyses, type tests | | |
| DG over-revolution protection algorithm | | |
| Modification of internal emergency siren at education and training centre | | |
| Replacement of fire-protection doors | | |
| Revitalization of AKOBOJE (nuclear power plant automatic security guard complex) and arrangement of Back-up control centre – creation of dislocation conditions | | |
| Detection system of leakage amount from primary circuit | | |

9 Quellenverzeichnis

- AQUILANTI 2007 Aquilanti, G.: Mochovce Unit 3 & 4 Completion; Slovenské Elektrárne; Častej-Papierničke, April 27th, 2007
- BMLFUW 2008a UVP-Verfahren Leistungserhöhung KKW Mochovce 1 & 2; Antwort auf die österreichischen Fragen (die am Konsultationstermin am 21.01.2008 gestellt wurden); einsehbar unter www.umweltbundesamt.at
- BMLFUW 2008b UVP-Verfahren Leistungserhöhung KKW Mochovce 1 & 2; Protokoll aus der Besprechung der slowakischen und der österreichischen Seite zur vorgeschlagenen Tätigkeit Leistungserhöhung der Blöcke 1 und 2 im KKW Mochovce am 06. 03.2008 in Bratislava; einsehbar unter www.umweltbundesamt.at
- BMLFUW 2008c UVP-Verfahren Leistungserhöhung KKW Mochovce 1 & 2; abschließende österreichische Stellungnahme, Wien 22.04.2008; unter www.umweltbundesamt.at
- BORN 2003 H. Born, M. Brettner und R. Donderer: Aktueller Stand zum Hochabbrand und Auswirkungen auf das Brennstabverhalten im Bestimmungsmäßigen Betrieb sowie bei Störfällen; KTG-Fachtagung Reaktorbetrieb und Kernüberwachung, Rossendorf, 13.02.-14.02.2003, unter www.kernenergie.net/documentpool/ktg/fg-bet-rph-aktueller-stand-hochabbrand.pdf
- CR CNS 2004 Czech Republic National Report under the Convention on Nuclear Safety Revision 2004
- CR CNS 2007 Czech Republic National Report under the Convention on Nuclear Safety Revised 2007
- CSNI 2003 Nuclear Energy Agency / Committee on the Safety of Nuclear Installations: Answers to Remaining Questions on Bubbler Condenser – Activity Report of the OECD NEA Bubbler-Condenser Steering Group; NEA/CSNI/R(2003)12, Paris, April 23, 2005
- DUKOVANY o.J. NPP Dukovany Nuclear Power Plant Safety by a collective of authors from Dukovany NPP and the Nuclear Research Institute, ohne Jahreszahl
- DUPUY 2004 P. Dupuy: Fire at Bugey NPP; in IAEA: Experience Gained From Fires In Nuclear Power Plants: Lessons Learned; IAEA-TECDOC-1421; 2004
- FERENC et al 2005 Bohunice V2: Present Status of Modernization of NPP V2 Bohunice, M. Ferenc ,P. Ševera ,D. Ziška presentation at IAEA Confernce „Implementing and Licensing I&C Systems and Equipment in Nuclear Power Plants“ ,November 2005, Espoo, Finland

| | |
|-----------------|--|
| GNS 2008 | Gesellschaft für Nuklear Service mbH: Strahlung beim HAW-Transport 2008 im „grünen Bereich“, Nachricht vom 17.12.2008; eingesehen unter www.gns.de |
| GREENPEACE 2008 | Messungen von Neutronenstrahlung an Behältern vom Typ TN 85; Oda Becker, Heinz Smital; Dannenberg, November 2008 |
| HU CNS 1998 | REPUBLIC OF HUNGARY Document prepared in the framework of the Convention on Nuclear Safety 1998 |
| HU CNS 2004 | REPUBLIC OF HUNGARY Document prepared in the framework of the Convention on Nuclear Safety, Third Report 2004 |
| HU CNS 2007 | REPUBLIC OF HUNGARY Document prepared in the framework of the Convention on Nuclear Safety Fourth Report, 2007 |
| HUSARCEK 2004 | Husarcek, J.: Safety Margins and improved plant performance; Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic (UJD SR), Bratislava, Slovakia, in IAEA 2004 |
| IAEA 1988 | IAEA Safety Series 75-INSAG-3: Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, Wien 1988 |
| IAEA 1996 | Safety Issues and their Ranking for WWER-440 Model 213 Nuclear Power Plants, IAEA-EBP-WWER-03, International Atomic Energy Agency, April 1996 |
| IAEA 1999 | Final Report of the Programme on the Safety of WWER and RBMK Nuclear Power Plants IAEA-EBP-WWER-15, International Atomic Energy Agency , 1999 |
| IAEA 2004a | Implications of power uprates on safety margins of nuclear power plants; IAEA-TECDOC-1418; Report of a technical meeting organized in cooperation with the OECD/NEA held in Vienna, October 2003 |
| IAEA 2004b | International Atomic Energy Agency: Experience Gained From Fires In Nuclear Power Plants: Lessons Learned; IAEA-TECDOC-1421; 2004 |
| JANKE 1999 | Janke R., Amri A., et al.: Safety of the Mochovce NPP in comparison with Western safety requirements; EUROSAFE Paris, 1999 |

- JANKE 2000 Janke R., A. Amri, A. et. Al.: Die Sicherheit des Kernkraftwerks Mochovce im Vergleich zu westlichen Sicherheitsanforderungen; atw – Internationale Zeitschrift für Kernenergie; Heft 2/2000, Februar 2000
- NEA 2002 OECD/NEA Nuclear Science Committee (NSC): Status of Nuclear Science Committee Activities in the Field of Fuel Behaviour; Summer 2002
- RÖWEKAMP 1998 M. Röwekamp: Operational Experience and Data; in IAEA: Upgrading of fire safety in nuclear power plants; IAEA-TECDOC-1014; 1998
- RÖWEKAMP 2004a M. Röwekamp: Bewertung von Brandmodellen und Rechenprogrammen im Hinblick auf ihren Einsatz für Regulatorische Entscheidungen; Jahrestagung Kerntechnik 2004, Düsseldorf, 25.-27.05.2004
- RÖWEKAMP 2004b M. Röwekamp: OECD FIRE Project: A Framework for International Cooperation in Fire Data collection and analysis, 5. Fire & Safety 2004 Konferenz, München, 11.-12. März 2004
- RÖWEKAMP 2004c M. Röwekamp: Fire & Safety 2004; 5. Fire & Safety conference, München, 11./12. März 2004
- RÖWEKAMP 2004d M. Röwekamp: German Experience from Reportable NPP Fire Events; in IAEA: Experience Gained From Fires In Nuclear Power Plants: Lessons Learned; IAEA-TECDOC-1421; 2004
- RSK 2003 Reaktor-Sicherheitskommission: Erhöhung der thermischen Reaktorleistung des Kernkraftwerks Grafenrheinfeld (KKG); Stellungnahme der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK), 18.09.2003
- SE ENEL 2007 Mochovce 3/4 Synopsis of the Feasibility Study for Plant Completion, 08-05-2007
- SE ENEL 2008 Mochvce 3 & 4 Basic Facts, SE Infocentrum Mochovce, 2008
- SKI 2006 Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI): Informationen der schwedischen Aufsichtsbehörde, unter www.ski.se , eingesehen am 14.11.2006
- SOMMER 2004 F. Sommer, D. Wolf: Vorgehensweise und Nachweisführung bei thermischen Leistungserhöhungen und Effizienzsteigerungen in deutschen Druckwasserreaktoren, VDI-Bereichte Nr. 1862, 2004

| | |
|---------------|---|
| SR CNS 1998 | National Report of the Slovak Republic Compiled in Terms of the Convention on Nuclear Safety; 1998 |
| SR CNS 2001 | National Report of the Slovak Republic Compiled in Terms of the Convention on Nuclear Safety; September 2001 |
| SR CNS 2004 | National Report of the Slovak Republic Compiled in Terms of the Convention on Nuclear Safety; September 2004 |
| SSK 2003 | Kernkraftwerk Grafenrheinfeld (KKG), 11. Änderungsge- nehmigung zur Erhöhung der thermischen Reaktorleistung, Stellungnahme der Strahlenschutzkommission, 12.9.2003 |
| STRASKY 2007 | Stráský, Dalibor: Assessing the Options to Increase Nu- clear Safety at the Planned Completion of Units 3 and 4 at the Mochovce Nuclear Power Plant in Slovakia, erstellt im Auftrag von Greenpeace Slovakia; Borovany, May 2007 |
| UBA 2006 | Becker, Oda; Hirsch, Helmut; Wenisch, Antonia: Report to the Austrian Government on Paks NPP Lifetime Extension Environmental Impact Assessment. Revised Version – Vienna, June 2006 |
| UJD 2007 | UJD-Nukleare Aufsichtsbehörde der slowaksichen Republik, Überblick über das Genehmigungsverfahren für die Fertig- stellung des KKW Mochovce 3. und 4. Block, Dokumentati- on mit Anlagen, 2007 |
| UVE PAKS 2006 | Übersetzung der UVE-Dokumentation zur Lebensdauer- verlängerung des KKW Paks; Mai 2006, einsehbar unter www.umweltbundesamt.at |
| UVP PAKS 2006 | Arbeitsübersetzung des UVP-Bescheids zur Lebensdauer- verlängerung des KKW Paks; Oktober 2006, einsehbar un- ter www.umweltbundesamt.at |
| WENRA 2000 | Western European Nuclear Regulators´ Association Nuclear safety in EU candidate countries, October 2000 |
| WPNS 2001 | Working Party on Nuclear Safety: Report on Nuclear Safety in the Context of Enlargement; Council of the European Union; Brussels, 27 May 2001 |
| ZEROLA 2002 | Zerola, Zoltán: Mochovce Plant Modific.tions; Presentation at the International Workshop on Safety of VVER-440/213 NPPs, Piešťany, Slovakia, 9-13 September 2002 |

10 Abbildungsverzeichnis

| | |
|--|----|
| Abbildung 1: Rückhaltung und Kernkühlung im RDB, (AQUILANTI 2007) | 23 |
| Abbildung 2: Reaktorgebäude WWER 440/V213 (SE/ENEL 2008)..... | 35 |
| Abbildung 3 Kernschmelzhäufigkeit Bohunice V2 (SR CNS 2004) | 37 |
| Abbildung 4: Ergebnisse durchgeführter und geplanter Maßnahmen zur Erhöhung der Reaktorsicherheit in Bohunice V2 (FERENC et al. 2005) | 38 |
| Abbildung 5 Kernschmelzhäufigkeit durch interne Ursachen, Entwicklung 1996 -2006 (HU CNS Bericht 2007)..... | 40 |
| Abbildung 6 Bezeichnung der Sicherheitsmargen in KKW nach (IAEA 2004a) | 44 |
| Abbildung 7: Veränderung der Ausfallwahrscheinlichkeit mit der Betriebsdauer | 53 |
| Abbildung 8:Positive und negative Auswirkungen auf das Sicherheitsniveau..... | 54 |

11 Tabellenverzeichnis

| | |
|---|----|
| Tabelle 1: Technische Daten MO 3/4 - 1 Reaktorblock..... | 21 |
| Tabelle 2: Reaktorblöcke des Typs WWER 440/V213 in Betrieb..... | 26 |
| Tabelle 3: Kernschmelzhäufigkeit und Häufigkeit großer Freisetzungen (CR CNS 2007) | 39 |
| Tabelle 4: Vergleich der Betriebsparameter des KKW MO 1/2 vor und nach der Leistungserhöhung | 42 |

12 Abkürzungsverzeichnis

| | |
|--------------|--|
| BC | Bubble Condenser (Nasskondensator) – Druckabbausystem im WWER 440/213 |
| BCEQ-Projekt | Bubble Condenser Experimental Qualification-Projekt - über das Verhalten des Bubble Condensers während des größten anzunehmenden Unfalls |
| BMLFUW | Bundesministerium für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft - Österreich |
| CDF | Core Damage Frequency (Kernschmelzhäufigkeit) |
| CNS | Convention on Nuclear Safety |
| CS | Confinement System |
| CZ | Tschechische Republik |
| DBA | Design Basis Accident |
| DBE | Design Base Earthquake |
| DE | Dampferzeuger |
| DWR | Druckwasserreaktor |
| EC | European Commission – Europäische Gemeinschaft |
| EIA | Environmental Impact Assessment (dt: UVP) |
| ENEL | italienischer Stromversorger |
| EPR | European Pressurized water Reactor |
| ESFAS | System zur Aktivierung der technischen Sicherheitssysteme |
| FDF | Fuel Damage Frequency (Treibstoffschmelzhäufigkeit) |
| FIDECC | Fire-Induced Damage to Electrical Cables and Circuits |
| g | Erdbeschleunigung, 9,81 m/s ² |
| GNS | Gesellschaft für Nuklear Service |
| HPGA | Horizontal Peak Ground Acceleration |
| HU | Ungarische Republik |
| I&C | Instrumentation and Control |
| IAEA | International Atomic Energy Agency (deutsch: IAEO) |
| IAEO | Internationale Atomenergie-Organisation (engl. IAEA) |
| INSAG | International Nuclear Safety Group |
| KKW | Kernkraftwerk |
| LBB | Leak Before Break |
| LE | Leistungserhöhung |
| LERF | Large Early Release Frequency (frühes Confinementversagen) |
| LOCA | Lost of Coolant Accident |
| LTE | Long Term Evolution (Langzeitentwicklung) |
| MO 1/2 | Blöcke 1 und 2 der Kernkraftwerks Mochovce |

| | |
|--------------|--|
| MO 3/4 | Blöcke 3 und 4 der Kernkraftwerks Mochovce |
| MORAVA | Programm, das von KKW Dukovany entwickelt wurde |
| MPa | Mega Pascal |
| MSK | Mercalli-Skala – zwölfstufige Skala der seismischen Aktivität |
| MW | Megawatt |
| MWd/kg | Megawatt-Tage pro Kilogramm |
| NEA | Nuclear Energy Agency |
| NGO | Non Governmental Organisation |
| NPP | Nuclear Power Plant |
| PAMS | Post-Accident Monitoring System |
| PRV | Reactor Pressure Vessel |
| PSA | Probabilistische Sicherheitsanalyse |
| PTS | Pressurized Thermal Shock |
| RDB | Reaktordruckbehälter |
| RLS | Reactor Limitation System |
| RPS | Reactor Protection System |
| RSK | Reaktorsicherheits-Kommission |
| SAMG | Severe Accident Management Guidelines |
| SE | Slovenské elektrárne – slowakischer Stromversorger |
| SL | Safety level |
| SR | Slowakische Republik |
| SSE | Safe Shutdown Earthquake |
| SSK | Strahlenschutzkommission |
| UBA | Umweltbundesamt |
| UJD | Úrad Jadrového Dozoru Slovenskej Republiky - Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic |
| UVE | Umweltverträglichkeitserklärung |
| WAA | Wiederaufarbeitungsanlage |
| WENRA | Western European Nuclear Regulators' Association |
| WPNS | Working Party on Nuclear Safety |
| WWER VVER | = Wasser-Wasser-Energie-Reaktor (wassermoderiert und wassergekühlt) sowjetischer Bauart |
| ZMZ | Za Matku Zem (For Mother Earth Slovakia) - slowakische NGO |