



DAS KKW-PROJEKT MOCHOVCE 3&4:

Sicherheitsfragen

**Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften
Department für Wasser, Atmosphäre und Umwelt
Universität für Bodenkultur, Wien**

Beiträge von

**Georgi Kastchiev, Roman Lahodynsky, Norbert Meyer und
Steven Sholly**

Übersetzung ins Deutsche

Ilse Tweer

Projektleiter

Wolfgang Kromp

Im Auftrag

des Amtes der Niederösterreichischen Landesregierung

Wien, März 2011

Impressum

Medieninhaber , Herausgeber und für den Inhalt verantwortlich:

Universität für Bodenkultur, Wien, Department für Wasser – Atmosphäre – Umwelt
Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften,
Borkowskigasse 4, 1190 Wien, Österreich

URL: <http://isr.boku.ac.at>

Inhaltsverzeichnis

Abbildungsverzeichnis

Präambel

Kurzfassung

1	Einführung	1
1.1	Kernkraftwerke in der Slowakei	1
1.2	Die slowakischen Reaktoren hinsichtlich Reaktorgenerationen	1
2	Der Reaktortyp WWER 440/213 – kurze technische Beschreibung	3
2.1	Einleitung	3
2.2	Reaktordruckbehälter und Primärkreiskomponenten.....	5
2.2.1	Reaktorkern	8
2.2.2	Betriebsbedingungen zur Begrenzung der RDB-Versprödung	9
2.3	Hochenergie-Rohrleitungen auf der 14,7 m - Bühne	9
2.4	Turbinenhalle mit Dampfturbinen und Generatoren.....	9
2.5	Zwillingsanlagen der Baureihe VVER-440	10
2.6	Leittechnik (I&C)	11
2.7	Simulatoren.....	11
2.8	Strahlungsüberwachungssysteme	11
2.9	Generatoren.....	11
2.10	Nuklearer Brennstoff.....	12
3	Entwicklung des Projekts Mochovce 3&4	13
3.1	Historische Entwicklung und technische Daten	13
3.2	Leittechnik (I&C-Systeme)	15
3.3	Simulator.....	15
3.4	Strahlungsüberwachungssysteme	15
3.5	Generatoren.....	16
3.6	Kernbrennstoff	16
4	Confinement und Maßnahmen zur Minderung der Folgen schwerer Unfälle.	17
4.1	Probleme mit dem Confinement-System des WWER-440/213	17
4.1.1	Allgemeine Beschreibung der Probleme.....	17
4.1.2	Begrenzte Funktion des WWER 440/213 Confinement-Systems unter Bedingungen eines schweren Unfalls.....	17
4.2	Kondensationsturm (Bubbler Condenser).....	19
4.2.1	Problembeschreibung	19
4.2.2	Schlussfolgerung	20
	Offene Fragen.....	21

4.3	Zusätzliche mildernde Maßnahmen im Fall eines schweren Unfalls für Mochovce 3&4	21
	Offene Fragen	21
4.4	Das Confinementsystem von Mochovce und Flugzeugabsturz	22
4.4.1	Beschreibung der Probleme	22
4.4.2	Schlussfolgerung	23
	Offene Fragen	23
5	Sicherheitssysteme	24
6	Reaktordruckbehälter	26
6.1	Beschreibung des Problems	26
6.2	Offene Fragen	27
7	Reaktorkern	28
7.1	Alte Auslegung der Brennstoffkassetten	28
	Offene Fragen	28
7.2	Reaktor-Abfahrfunktionen	28
	Offene Fragen	29
7.3	Große Mengen an Zirkonium im Reaktorkern	29
	Offene Fragen	29
8	Probleme des Sekundärkreislaufs.....	30
8.1	Die hochenergetischen Rohrleitungen auf der 14.7-m-Bühne	30
	Offene Fragen	30
8.2	Parallele Ausrichtung der Turbinen	30
	Offene Frage	30
8.3	Probleme der Leittechnik (I&C) – Auslegung mit analoger Leittechnik	30
	Offene Fragen	31
9	Vergleich von Mochovce 3&4 mit der Reaktogeneration III (III+)	32
9.1	Reaktorgenerationen.....	32
9.1.1	Generation I	32
9.1.2	Generation II	32
9.1.3	Generation III	32
9.1.4	Generation IV	33
9.2	Mochovce 3&4 die heutigen Generation III (III +) Reaktoren	33
10	Erdbebengefährdung des Standorts	36
10.1	Stand der Bewertung des Standorts	36
10.2	Diskrepanzen bei vergangenen Verhandlungen und Meetings.....	36
10.2.1	Im Bereich der südlichen Slowakei beobachtete Erdbebenintensitäten.....	36
10.2.2	Maximale horizontale Peak-Bodenbeschleunigung (MHPGA)-Werte, bezogen auf die erwarteten Intensitäten starker Erdbeben	37

10.3	Wichtigste offene Fragen in der Diskussion zur Erdbebensicherheit.....	38
10.3.1	Beschreibung	38
10.3.2	Schlussfolgerungen	39
10.3.3	Offene Fragen.....	40
11	Radioaktive Emissionen in die Atmosphäre während des Normalbetriebs ...	41
11.1	Allgemeine Information	41
11.2	Freisetzungsdaten der Slowakischen Republik	42
11.2.1	Freisetzungsgrenzen und 2003 gemessene Daten	42
11.3	Daten für Freisetzungen in westlichen Ländern.....	43
11.3.1	Deutschland	43
11.3.2	Frankreich	45
11.4	Vergleiche zwischen den Freisetzungen aus den Slowakischen WWER-440 und Freisetzungen aus westlichen DWR und SWR.....	48
11.5	Schlussfolgerungen und Empfehlungen	49
12	Zivilrechtliche Haftung für Schäden durch Nuklearanlagen.....	50
12.1	Internationale Rahmenbedingungen.....	50
12.2	Zivilrechtliche Haftungsregulierung in einigen Ländern	51
12.3	Zivilrechtliche Haftung in der Slowakischen Republik.....	52
12.4	Offene Fragen.....	52
13	Management von abgebranntem Kernbrennstoff.....	53
13.1	Einführung.....	53
13.2	Europäische Rahmenbedingungen.....	53
13.3	Management von abgebranntem Kernbrennstoff in der Slowakischen Republik .	54
13.3.1	Anfangslagerung von abgebranntem Kernbrennstoff aus dem KKW Mochovce...	54
13.3.2	Zwischenlagerung von abgebranntem Kernbrennstoff	55
13.3.3	Endlagerung von abgebranntem Kernbrennstoff.....	55
13.4	Schlussfolgerung	55
	Offene Fragen.....	56
14	Zusammenfassung	57
14.1	Confinement.....	57
14.1.1	Probleme.....	57
14.1.2	Offene Fragen.....	58
14.2	Sicherheitssysteme	58
14.2.1	Probleme.....	58
14.2.2	Offene Frage.....	58
14.3	Integrität des Reaktordruckbehälters und des Primärkreislaufs	58
14.3.1	Probleme.....	58
14.3.2	Offene Fragen.....	59

14.4	Kondensationsturm	59
14.4.1	Probleme	59
14.4.2	Offene Frage	60
14.5	Erdbebenätigkeit am Standort.....	60
14.5.1	Probleme	60
14.5.2	Offene Fragen	60
14.6	Andere Sicherheitsprobleme	60
14.6.1	Reaktorkern.....	60
14.6.2	Parallele Turbinenausrichtung	61
14.6.3	Hochenergetische Rohrleitungen auf der 14,7-m-Bühne	61
14.6.4	Zivilrechtliche Haftung für Nuklarschäden	61
14.6.5	Management des abgebrannten Kernbrennstoffs	62
14.7	Radioaktive Freisetzungen in die Atmosphäre während des Normalbetriebs.....	62
14.7.1	Probleme	62
14.7.2	Offene Fragen	62
	Tabellenverzeichnis	63
	Liste der Abkürzungen	64

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 1: Luftaufnahme des KKW Mochovce, einer für WWER440-213 typischen Anordnung.....	3
Abbildung 2: WWER-440/213 – Anlagenbeschreibung. Vertikaler Schnitt durch die Turbinenhalle, das Zwischengebäude, das Reaktorgebäude und den Kondensationsturm (Bubbler Condenser):.....	4
Abbildung 3: WWER 440/213 – Details des Confinement-Aufbaus	4
Abbildung 4: WWER 440/213 – Details der Kondensationswannen und Kammern für nicht-kondensierbare Gase	5
Abbildung 5: Funktionsschema des WWER 440.....	6
Abbildung 6: Darstellung des Primärkreislaufs mit sechs Kühlmittelschleifen (NSSS)	6
Abbildung 7: Reaktordruckbehälter und Reaktorkern (unterer Teil) mit Regelstabantrieb (oberer Teil).....	7
Abbildung 8: Blick von oben auf den Reaktorkern mit den hexagonalen Brennstabanordnungen im Reaktordruckbehälter	8
Abbildung 9: Brennelement-Pellets (Urandioxid).....	8
Abbildung 10: Luftaufnahme mit der rotwandigen Turbinenhalle zwischen den Zwillingsblöcken von Mochovce 1-4.....	9
Abbildung 11: Blick in die Turbinenhalle.....	10
Abbildung 12: Perspektivischer Blick in die Reaktorhalle.....	10
Abbildung 13: Kontrollraum eines WWER 440/213 (Bohunice V2).	11
Abbildung 14: Brennstoffkassetten mit hexagonaler Auslegung für alle WWER.....	12
Abbildung 15: Blick auf das KKW Mochovce.....	13
Abbildung 16: Derzeitige Kontrollraum-Version von Mochovce 1&2	15
Abbildung 17: Vorgeschlagene Lösung für die Kühlung des Reaktordruckbehälters von außen	18
Abbildung 18: Sicherheitssysteme des WWER 440/213.....	24
Abbildung 19: WWER 440/213 - Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente in der Reaktorhalle	54

Präambel

Die in diesem Bericht zum Ausdruck gebrachte Kritik zu Sicherheitsfragen sowie die konstruktiven Empfehlungen wurden in der Hoffnung zu Papier gebracht, dass so viele Risikofaktoren der WWER 440/213 Reaktoren wie möglich eliminiert werden können. Dennoch impliziert dies nicht, dass die Autoren die Inbetriebnahme von Mochovce 3&4 in Hinblick auf die Risiken für vertretbar hielten, würden alle ihre Empfehlungen umgesetzt.

Dieser Bericht wurde im Wesentlichen vor dem März 2011 geschrieben. Die Auswirkungen des Reaktorunfalls in Fukushima Daiichi / Japan für Mochovce 3&4 vom Typ WWER 440/213 werden in dem Follow-Up-Report "EMO 3&4 - Wesentliche Maßnahmen zum Management schwerer Unfälle mit Blick auf Fukushima und Stress-Tests" (im Auftrag der ARGE Bundesländer) enthalten sein.

Kurzfassung

Die derzeit weltweit in Betrieb gehenden Reaktoren gehören der Generation III an. Der Sowjetische Reaktortyp WWER 440/213 aus den 60er und 70er Jahren des letzten Jahrhunderts gehört zur frühen Generation II. Trotz einer Anzahl von Verbesserungen der ursprünglichen Auslegung, der Modernisierungen und der ehrgeizigen Ankündigung einer "evolutionären Auslegung" für EMO 3&4 können WWER 440/213-Reaktoren keineswegs das Sicherheitsniveau der Generation III erreichen. Der vorliegende Bericht zeigt, dass trotz der vorgesehenen Modernisierungs-Anstrengungen für eine beträchtliche Anzahl von Sicherheitsdefiziten keine einfache Lösung verfügbar ist um wenigstens ein der Generation III adäquates Sicherheitsniveau zu erreichen.

1 Einführung

Zusammenfassung der historischen und der gegenwärtigen Situation der Kernenergie in der Slowakei

1.1 Kernkraftwerke in der Slowakei

Die Entwicklung der Kerntechnik in der ehemaligen Tschechoslowakei begann in den frühen 1970er Jahren¹. Der erste gasgekühlte Schwerwasser-Druckröhrenreaktor in Bohunice (Bohunice A1, 110 MW_e) wurde 1972 fertig gestellt und war bis 1977 in Betrieb, als er nach einem schweren Unfall beim Brennelementwechsel abgeschaltet wurde.

Im Jahr 1972 wurde der Bau des Kernkraftwerks Bohunice V1 mit zwei Reaktoren des Typs WWER 440/230 (Sowjetisches Auslegung mit je 440 MW_e) begonnen. Der erste Block ging 1978 ans Netz, der zweite Block zwei Jahre später. Diese Blöcke wurden Ende 2006 und 2008 als Bedingung der Aufnahme der Slowakei in die Europäischen Union stillgelegt.

Im Jahr 1976 wurde der Bau von zwei WWER 440/213-Reaktoren mit modernisierter sowjetischen Auslegung in Bohunice begonnen. Der kommerzielle Betrieb begann 1984 und 1985.

Im Jahr 1982 wurde mit dem Bau des ersten von zwei Blöcken am Standort Mochovce begonnen, ebenfalls WWER 440/213-Reaktoren. Nachdem Zusammenbruch der Sowjetunion wurden die Bauarbeiten unterbrochen und erst Mitte der 1990er fortgeführt. Die beiden Blöcke gingen 1998 und 1999 ans Netz.

Die Arbeiten an den Blöcken 3&4 wurden 1986 begonnen und 1992 gestoppt. Die Bauaktivitäten wurden 2007 wieder aufgenommen und sind derzeit im Gange². Mochovce Block 3 soll 2012 die Genehmigung erhalten und ans Netz gehen, Block 4 Anfang 2013.

Derzeit hat die Slowakei vier Kernreaktoren, die bis zu 44% der gesamten Elektrizitätsproduktion liefern, die zwei Blöcke Bohunice V2 und die zwei Blöcke Mochovce 1&2, die jeweils etwa die Hälfte der Elektrizitätsmenge produzieren. Die Slowakischen Reaktoren hatten eine Rekordproduktion in 2009, das dritte Jahr in Folge mit Rekordzahlen. Die vier WWER-440 Reaktoren erzeugten 13,055 Milliarden kWh im Jahr 2009 nach der Produktion von 12,640 Milliarden kWh im Jahr 2008³.

Nach der Fertigstellung von Mochovce 3&4 wird erwartet, dass der nukleare Beitrag zur Elektrizitätserzeugung auf etwa 66% ansteigt.

Die Slowakische Regierung hat auch Pläne für den Bau eines weiteren Blocks in Bohunice angekündigt, der 2020 in Betrieb gehen soll, sowie den Bau eines 1200 MW_e Kernkraftwerks in Kecerovce, dessen Inbetriebnahme etwa 2025 erfolgen soll.

1.2 Die Slowakische Reaktoren hinsichtlich Reaktorgenerationen

Die Auslegung von Kernkraftwerken wird typischerweise in 4 Generationen eingeteilt (Einzelheiten sind in Kapitel 9 beschrieben):

Generation I

Reaktoren der Generation I sind frühe Prototyp-Reaktoren, meistens in den 1950er -1960er Jahren vor oder während der Entwicklung von Sicherheitsstandards gebaut. Beispiele dafür sind die WWER 440/230 Reaktoren (Bohunice V1 und Kozloduj 1-4) ohne Containment, das einem LOCA (Kühlmittelstörfall) mit großem Leck standhalten könnte. In Europa wurden die meisten Reaktoren der Generation I bereits stillgelegt.

¹ <http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=368&terms=Slovak%20nuclear%20program>

² Nuclear in Slovakia, Presentation by Josef Zlatnansky, Head of nuclear oversight, Bedlewo, December 2008

³ Quelle: World Nuclear Association

Generation II

Zu dieser Generation gehören die meisten der heute in Betrieb befindlichen Reaktoren; sie wurden in den 1970er und 1980er Jahren gebaut. Diese Reaktoren wurden im Allgemeinen entsprechend formaler nuklearer Sicherheitsstandards gebaut, z. B. mit Containment (oder Confinement mit Druckabbausystemen), die einem Kühlmittelstörfall (LOCA) mit großem Leck standhalten können. Die WWER 440/213-Baureihe (Bohunice V2, Dukovany, Paks, Mochovce), eine Weiterentwicklung der WWER 440/230-Baureihe, werden der Generation II zugerechnet, stellen aber singuläre Beispiele von DWR (Druckwasserreaktoren) dar: "Die WWER-440-Auslegung beinhaltet Unfall-Lokalisierungsgebiete (ALS) und ein Confinement anstelle eines wahren Containments"⁴. Das Confinement-System verwendet ein bei westlichen Reaktoren nur für Siedewasserreaktoren (SWR) typisches Druckabbausystem. Der gelegentliche Gebrauch der Bezeichnung „Containment“ für WWER 440 in der referenzierten Literatur ist irreführend und deshalb in diesem Bericht mit einem Stern markiert (Containment*).

Generation III

Reaktoren dieser Generation sind fortgeschrittene Reaktoren mit verbesserter Sicherheit, die explizit so ausgelegt sind, dass sie schweren Unfällen standhalten können (BBDAs: beyond design base accidents = auslegungsüberschreitende Unfälle) und zudem ökonomisch verbessert sind. Seit 1996 sind in Japan vier Blöcke der Generation III in Betrieb und einige sind derzeit in China, Finnland, Frankreich und Japan in Bau.

Generation IV

Reaktoren der zukünftigen Generation IV sind in der Entwurfsphase, die Verbesserungen hinsichtlich Sicherheit, Wirtschaftlichkeit, radioaktivem Abfall und Proliferationsresistenz beinhalten sollen - infolge des Mangels an Auslegungsinformationen sind diese Versprechungen derzeit allerdings nicht verifizierbar⁵. Eine interdisziplinäre MIT-Studie konstatiert: "Wir haben basierend auf dem gegenwärtigen Kenntnisstand nicht feststellen können, und glauben auch nicht realistischer Weise erwarten zu können, dass es neue Reaktor- und Brennstoffzyklus-Technologien gibt, die simultan die Probleme der Kosten, der Sicherheit, des Abfall und der Proliferation überwinden können."⁶ Es wird erwartet, dass Reaktoren der Generation IV nicht vor frühestens 2025 verfügbar sein können.

Slowakische Reaktoren

Entsprechend dieser Klassifizierung der Generationen gehören alle gegenwärtig in Betrieb befindlichen Slowakischen Reaktoren zur Generation II, genauso wie die Reaktoren, die in den nächsten zwei Jahren in Betrieb gehen sollen (siehe Tabelle 1).

Tabelle 1: Slowakische Kernreaktoren and Reaktorgenerationen

Reaktor	Reaktortype	Generation	Inbetriebnahme	Kommentar
Bohunice A1	gasgekühlter D ₂ O-Druckröhrenreaktor		1972	
Bohunice V1	WWER 440/230	I	1978 und 1980	
Bohunice V2	WWER-440/213	II	1984 und 1985	DWR mit SWR-Typ Confinement & Druckabbausystem
Mochovce 1&2	WWER-440/213	II	1998 und 1999	
Mochovce 3&4	VVER-440/213	II	2012 and 2013	

⁴ VVER Reactor, The Nuclear Tourist, 05.01.2006; <http://www.nucleartourist.com/type/vver.htm>

⁵ Sholly S., The Next 30 Years of Nuclear Power : The Generation III / IV Dilemma, presented at the conference "Science or Fiction: Is There a Future for Nuclear?", Wenisch A., Kromp R. and Reinberger D., Vienna, 08.11.2007; http://www.ecology.at/files/pr577_1.pdf;

⁶ The Future of Nuclear Power: An Interdisciplinary MIT Study, Cambridge, MA; MIT Press, © Massachusetts Institute of Technology. All rights reserved. ISBN 0-615-12420-8; p. 76.

2 Der Reaktortyp WWER 440/213 – kurze technische Beschreibung

2.1 Einleitung

Es wird in diesem Kapitel eine kurze Beschreibung der Anlage, der Komponenten und Systeme, die später im Bericht vorkommen, gegeben.



Abbildung 1: Luftaufnahme des KKW Mochovce, in einer für WWER440-213⁷ typischen Anordnung.

Die vier Blöcke mit WWER 440/213 Reaktoren sind typischerweise in zwei Zwillingseinheiten angeordnet wie dieses Bild zeigt. Im Vordergrund sind die Kühltürme der Blöcke 1&2, im fernerem Hintergrund die Kühltürme der Zwillingseinheit 3&4. Der Gebäudekomplex umfasst die getrennten Reaktorgebäude und die daran anschließenden rotwandigen Turbinenhallen der Zwillingseinheiten, gespiegelt entlang der punktierten gelben Linie.

Die Anlage besteht im Wesentlichen aus vier Gebäuden (siehe Abb. 2): Der zentrale Komplex stellt das Reaktorgebäude dar, links davon befindet sich das Zwischengebäude als Verbindung zur Turbinenhalle und rechts davon der Kondensationsturm (Bubbler Condenser). Das Reaktorgebäude beinhaltet im oberen Sektor die Reaktorhalle, im unteren Sektor Teile des Confinement-Systems, d. s. hermetisch abgeschlossene Räume, die das nukleare Dampfsystem, die Primärkreislaufkomponenten, beherbergen: Reaktordruckbehälter mit Regelstabantriebssystem, Druckhalter, sechs Hauptkühlmittelpumpen, sechs Dampferzeuger, sechs Hauptabsperrschieber und verbindende Hauptkühlmittelleitungen (sechs Schleifen). Die Dampferzeuger bilden die Schnittstelle zwischen Primär- und Sekundärkreislauf, letzterer führt über Frischdampf- und Speisewasserleitungen durch das Zwischengebäude über die 14,7 m-Bühne in die Turbinenhalle zu 12 Turbinen und zurück. Die Confinement-Kammern sind über einen Korridor mit dem Kondensationsturm verbunden, der den das Confinement entlastenden Druckabbau ermöglicht. Die 12 bis 14 Stockwerke der einen Hälfte dieses Bauwerks sind mit Kondensationswannen bedeckt, die 4 Stockwerke der anderen Hälfte bilden mit Rückschlagklappen ausgerüstete Kammern für nichtkondensierbare Gase.

⁷ Böck H.: Module 04 WWER/VVER (Soviet designed Pressurized Water Reactors); Vienna University of Technology, Atomintstitute, Vienna, Austria
http://www.ati.ac.at/fileadmin/files/research_areas/ssnm/nmkt/04_WWER_Overview.pdf

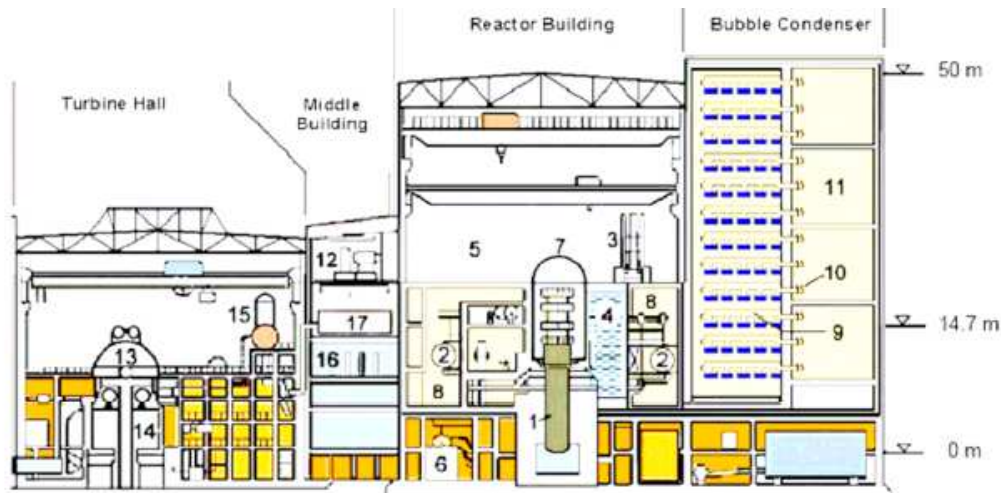


Abbildung 2: WWR-440/213 – Anlagenskizze. Vertikaler Schnitt durch die Turbinenhalle, das Zwischengebäude, das Reaktorgebäude und den Kondensationsturm (Bubbler Condenser), nach Blinkov et al.⁸:

1 Reaktordruckbehälter, 2 Dampferzeuger, 3 Brennelement-Nachfüllanlage, 4 abgebrannte Brennelementelager, 5 Reaktorhalle, 6 Make-up Speisewassersystem, 7 Schutzhülle, 8 Confinement-System, 9 Kondensationsturm - Leitungen, 10 Rückschlagklappe, 11 Kammer für nicht-kondensierbare Gase, 12 Luftansaugenheit, 13 Turbine, 14 Kondensator, 15 Speisewassertank mit Entgaser, 16 Räume für die Elektrische Leit- und Regeltechnik, 17 Frischdampf und Speisewasserleitungen auf der 14.7 m Bühne - Verbindung zwischen Dampferzeuger und Turbinen.

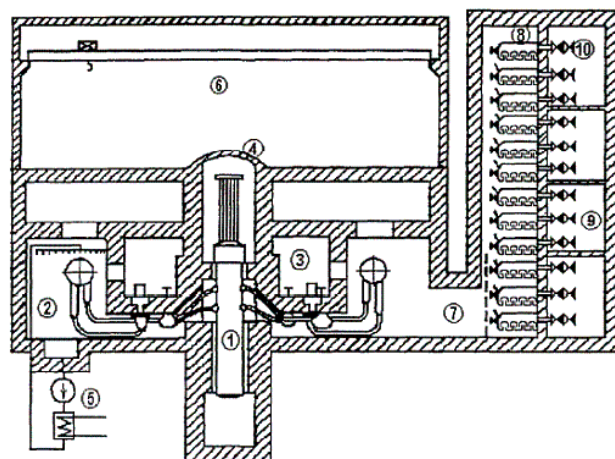


Abbildung 3: WWR 440/213 – Details des Confinement-Aufbaus (modifiziert nach Šabata⁹)

1 Reaktordruckbehälter, 2 Dampferzeuger, 3 Hauptkühlmittelpumpen, 4 Schutzhülle, 5 Notkühlsystem & Sprühsystem, 6 Reaktorhalle, 7 Korridor, 8 Kondensationsturm, 9 Kammern für nicht-kondensierbare Gase, 10 Rückschlagklappen.

⁸ Vladimir N. Blinkov (1), Oleg I. Melikhov (1), Vladimir I. Melikhov (1), Mikhail V. Davydov (1), Holger Wolff (2), Siegfried Arndt (2):

(1) Electrogorsk Res. & Engineering Center on NPP Safety, St Constantine St. 6, Electrogorsk, 142530 Moscow region, Russia.

(2) Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Kurfürstendamm 200, 10719 Berlin, Germany. Experimental studies for the VVER-440/213 Bubble Condenser System for Kola NPP at the Integral Test Facility BC V-213. Supported by Tacis-Project "Experimental Studies on: A Bubble Condenser Test Facility (R2.01/99)." B. TKR Test Facility (R2.02/99) at EREC-Electrogorsk. Final Report, FR, August 2005.

<http://www.hindawi.com/journals/stni/aip/275693.pdf>

⁹ M. Šabata, WWR 440/213 Containment from the point of view of IAEA Requirements and Current European Practice, based on data from Dukovany, Bohunice and Mochovce NPPs & Phare Project PH 2.13/95, Dukovany NPP 03/2000;

http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/32/011/32011699.pdf

Das Schema in Abbildung 3 illustriert in größerem Detail das oben angesprochene Confinement-System. Die mit dicken Wänden ausgestatteten Räume (im Reaktorgebäude) stellen das so genannte Unfall-Lokalisierungssystem (Accident Localisation System: ALS) dar, das im Fall eines Rohrbruchs den radioaktiven Dampf und das radioaktive Wasser aus dem Primärkreislauf auffangen soll. Dampf und Wasser breiten sich durch den Korridor in die Kondensationswannen und die Kammern für nicht-kondensierbare Gase (im Kondensationsturm) aus. Der Dampf wird kondensiert und reduziert damit den Druck im Confinement. Luft und andere nicht-kondensierbare Gase werden durch das Absperrventil in die Kammern für nicht-kondensierbare Gase gepresst.

Details des Druckabbausystems mit den Kondensationswannen und Kammern zum Sammeln nicht-kondensierbarer Gase sind in Abbildung 4 dargestellt. Die Pfeile zeigen den Weg der Dampf und Gas-Strömung aufwärts durch die Spalten, die von den Kondensationswannen-Wänden gebildet werden, und nach unten zwischen den Wänden und Deckelkappen in den Wasserpool. Der Dampf wird im Wasser kondensiert, während die nicht-kondensierbaren Gase durch die dualen Sperrventile in die Kammern für die nicht-kondensierbaren Gase gepresst werden (rechte Seite). Die absperribaren Kontrollventile (linke Seite) öffnen im Fall von Unterdruck im Confinement-Schacht um das Auslaufen der Kondensationswannen nach unten in den Korridor zu verhindern.

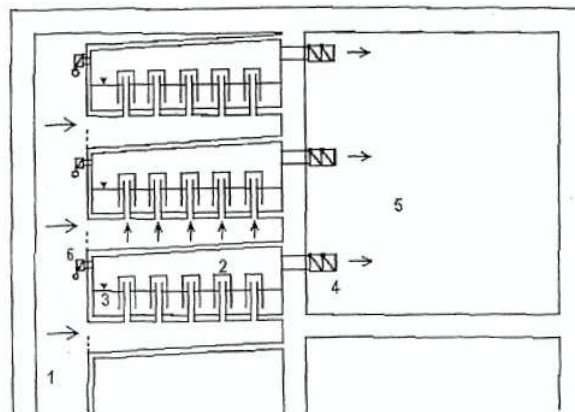


Abbildung 4: WWER 440/213 – Details der Kondensationswannen und Kammern für nicht-kondensierbare Gase (modifiziert nach Šabata⁹)

1 Kondensationsturm (BC)-Schacht, 2 Kondensationswannen mit Wasseransaugdichtungen (Deckelkappen), 3 Niveau der Wasser-Borsäure-Lösung (H₃BO₃), 4 Duales Kontrollventil, Kammer für nicht-kondensierbare Gase, 6 absperribares Ventil

2.2 Reaktordruckbehälter und Primärkreiskomponenten

Das Funktionsschema in Abbildung 5 zeigt das Zusammenspiel zwischen Primärkreislauf- und Sekundärkreislaufsystemen in einigen wichtigen Details. Die thermische Energie des im horizontalen Dampferzeuger (blau) erzeugten Dampfes zwischen Primär- und Sekundärseite lässt sich nur teilweise in der Turbine in mechanische Energie umwandeln (14 – Hochdruckturbine und 15 - Niederdruckturbine). Die restliche Energie wird in einem dritten Kreislauf (grün), in den Kondensatoren und in die letzte Wärmesenke (Kühltürme und/oder Flüsse bzw. Meer) entsorgt.

Der Primärkreislauf des WWER 440 umfasst den Reaktordruckbehälter und die sechs Kühlmittelschleifen (Abbildung 6). Jede Schleife besteht aus Rohrleitungen, Kühlmittelpumpen, einem Dampferzeuger und zwei Absperrventilen, Detektoren, usw.. In Verbindung zu einer der Primärkreislaufschleifen steht der Druckhalter, der hauptsächlich dazu dient, den voreingestellten Druck im System zu erhalten. Das zirkulierende Wasser dient als Kühlmittel und

Neutronenmoderator im Reaktor. Die Dampferzeuger sind Komponenten des Primärsystems und des Sekundärsystems, sie sind in den WWER 440 Reaktoren horizontale Röhrenwärmtauscher. Alle Komponenten des Primärkreislaufs sind innerhalb der hermetischen Zone im Reaktorgebäude untergebracht¹⁰.

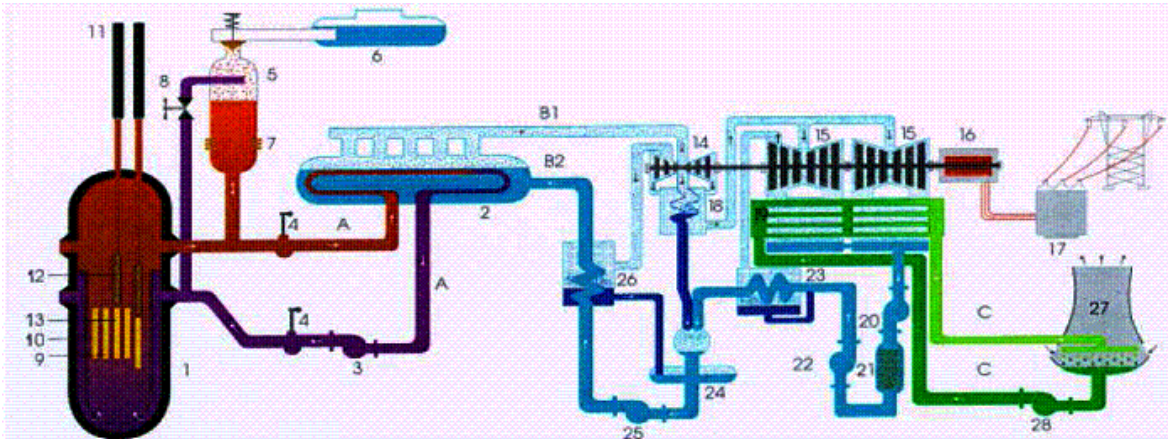


Abbildung 5: Funktionsschema des WWER 440¹¹

1 Reaktordruckbehälter, A Primärkreislauf, 4 Absperrschieber, 11 Regelstäbe, 2 Dampferzeuger, 3 Hauptkühlmittelpumpe, 5 Druckhalter, B1 & B2 Sekundärkreislauf, 14 & 15 Turbine, 16 Generator, 17 elektrischer Transformator; C dritte Kondensationschleife zur 27 ultimativen Wärmesenke

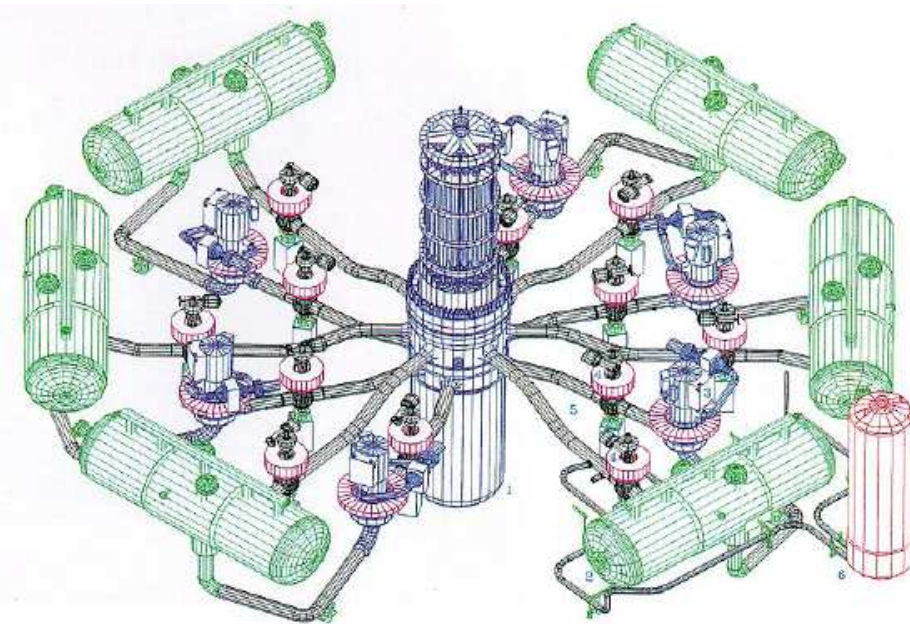


Abbildung 6: Darstellung des Primärkreislaufs mit sechs Kühlmittelschleifen (NSSS) Quelle¹⁰, pg. 20
1 Reaktordruckbehälter (unterer Teil) mit den Regelstabantrieben (oberer Teil), 2 sechs Dampferzeuger, sechs Hauptkühlmittelpumpen, 4 zwölf Hauptabsperrenten, 5 Hauptkühlmittelleitung, 6 Druckhalter

¹⁰ Slovenské Elektrárne, a.s. „Nuclear Power Plant Mochovce VVER 4x440MW – 3rd Construction; General Executive Summary; Annex X to EIA Mochovce 3&4; Report-No. Rel. 08508370478/R784, July 2009; http://www.umweltbundesamt.at/fileadmin/site/umweltthemen/umweltpolitische/ESPOOverfahren/UVP_EMO_34/UVE_EMO34/VEEMO34Sum_engl.pdf

¹¹ National Report of the Slovak republic, June 2010, pg 19; http://www.ujd.gov.sk/files/dokumenty/NS_NS_2010.pdf

Der Reaktordruckbehälter (RDB) wurde aus vier Schmiedeteilen ohne longitudinale Schweißnähte gefertigt und ist an die Bodenkalotte mit elliptischem Axialquerschnitt angeschweißt. Die RDB-Höhe beträgt 11,8 m, der innere Durchmesser 3,54 m und die Wanddicke 14 cm mit einer inneren Plattierung aus rostfreiem Stahl. Geschmiedete Stutzenanschweißungen (Safe Ends) verbinden den RDB mit den Kühlmiteleintritts- und -austrittsrohrleitungen. Im RDB befindet sich der Reaktorkern, der auf dem Kernbehälter montiert ist.

Auf dem RDB-Deckel sind die Gehäuse für die Regelstab-Antriebsmechanismen.

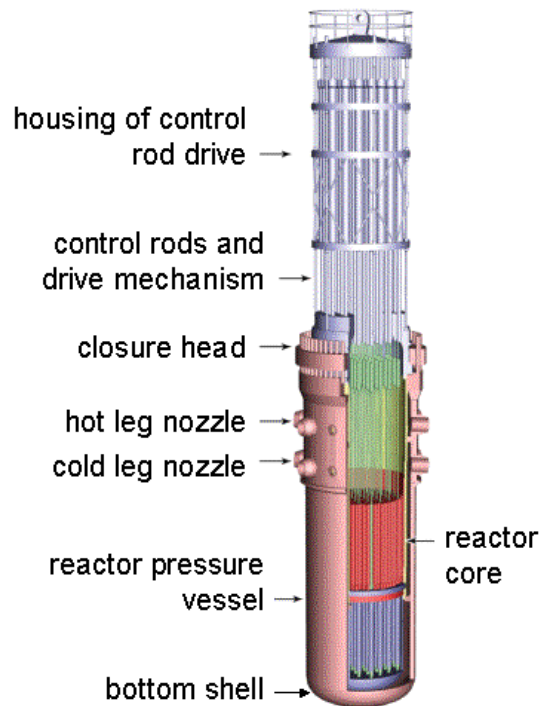


Abbildung 7: Reaktordruckbehälter und Reaktorkern (unterer Teil) mit Regelstabantrieb (oberer Teil)¹²

Der Reaktorkern ist aus 349 hexagonal geformten Brennelementkassetten zusammengesetzt (siehe Abbildung 8), die stabförmige Brennelemente aus Uranoxid-Pellets enthalten (siehe Abbildung 9), eingeschlossen in eine Brennelementhülle aus einer Zirkoniumlegierung. 312 Brennelementkassetten sind nicht beweglich und 37 sind beweglich. Die Brennelementstäbe sind auf einem dreieckigen Gitter mit 147 mm Abstand angeordnet und von einem Mantel aus Zirkoniumlegierung umgeben. Die unteren zylindrischen Teile der nicht-beweglichen Brennstabkassetten stecken in Löchern der Trägerplatte, während die oberen Teile durch eine Abstandsplatte gehalten werden. Die Reaktorleistungssteuerungs- und Notfallschutzfunktionen (Beendigung der Kettenreaktion) werden durch die Absorberkassetten aus borierter Stahl mit einem nachfolgenden Brennstoffteil am unteren Ende (mit einem Design ähnlich dem der Brennelementkassetten) erreicht.

¹² www.paksnuclearpowerplant.com

2.2.1 Reaktorkern

Die mittlere Wassertemperatur am Austrittsstutzen aus dem RDB ist etwa 297°C (der Temperaturanstieg durch den Reaktor beträgt etwa 29°C) und der Nominaldruck 12,26 MPa. Der RDB ist auf einer Stützkonstruktion in einem Betonhohlraum gelagert, der als biologisches Schild fungiert.

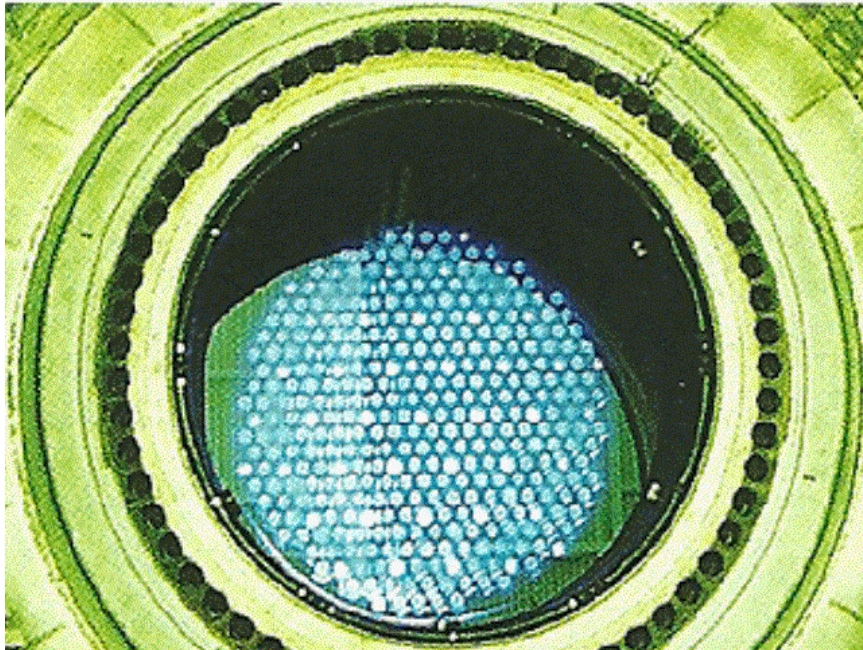


Abbildung 8: Blick von oben auf den Reaktorkern mit den hexagonalen Brennstabanordnungen im Reaktordruckbehälter.¹³



Abbildung 9: Brennelement-Pellets (Urandioxid)¹³

¹³ Informationsbroschüre KKW Dukovany 25.01.2008

2.2.2 Betriebsbedingungen zur Begrenzung der RDB-Versprödung

Die thermische Energieproduktion durch die neutroneninduzierte Spaltung von Uran-235 (und Plutonium-239) wird von Neutronenstrahlung begleitet, die in den Metallstrukturen in Umgebung des Reaktorkerns zu einer Materialversprödung führen kann. Zur Verringerung des Risikos einer beschleunigten Alterung der Werkstoffe und eines Versagens des Reaktor-druckbehälters und der Kerneinbauten wurde eine Anzahl von Maßnahmen ergriffen, die in den Abschnitten 6.1.1 und 14.2.1 behandelt werden.

2.3 Hochenergie-Rohrleitungen auf der 14,7 m - Bühne

Eine Anzahl von Hochenergie-Rohrleitungen (Frischdampfleitung und Speisewasserleitung) verbinden die Dampferzeuger mit den Turbinen. Diese verlassen die hermetische Zone, laufen auf der 14,7 m-Bühne des Zwischengebäudes in räumlich naher Anordnung hinunter in die Turbinenhalle zu den Turbinen (siehe Abbildung 2 Nr. 17)

2.4 Turbinenhalle mit Dampfturbinen und Generatoren



Abbildung 10: Luftaufnahme mit der rotwandigen Turbinenhalle zwischen den Zwillingsblöcken von Mochovce 1-4. Die gelb gepunktete Linie bezeichnet die Grenzlinie zwischen den Blöcken 1&2 und 3&4.¹⁴

Die rotwandige Turbinenhalle (siehe Abbildung 1 und Abbildung 10) ist ein lang gestrecktes Gebäude in dem die acht Dampfturbinen für die beiden Zwillingsblöcke stehen (zwei Turbinen pro Block). Jede Dampfturbine betreibt einen der acht Generatoren. Jede Anordnung aus Dampfturbine plus Leistungsgenerator war ursprünglich ausgelegt für die Erzeugung von etwa 220 MW elektrischer Leistung, insgesamt 1760 MW. Mittlerweile wurde die Ausgangsleistung durch Leistungssteigerungsmaßnahmen moderat erhöht.

¹⁴ Gilchrist, D.: Nuclear Renaissance in Central Europe. Slovenske Elektrarne and ENEL (downloaded 2011.08.25) http://www.jaif.or.jp/ja/wnu_si_intro/document/08-08-11-gilchrist_david.pdf



Abbildung 11: Blick in die Turbinenhalle.¹⁵ Die acht Turbinen, zwei pro Reaktor, sind in Mochovce in Achsenrichtung aufgereiht.

2.5 Zwillingsanlagen der Baureihe VVER-440

Anders als in der westlichen Praxis und im Unterschied zu den WWER-1000 sind die WWER-440-Reaktoren als Zwillingsblock-Anlagen ausgelegt. Zwei Reaktoren stehen in einem Reaktorgebäude, dazu gehört eine Turbinenhalle ohne Zwischenwände und eine Anzahl gemeinsamer Einrichtungen (siehe Abbildung 10, Abbildung 11 und Abbildung 12).

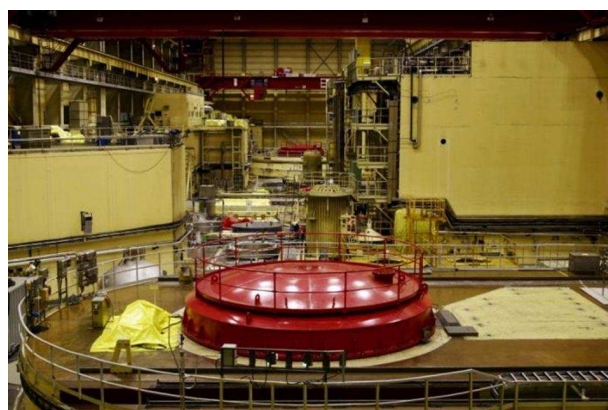


Abbildung 12: Perspektivischer Blick in die Reaktorhalle – zwei Reaktordeckplatten (rot) im Vorder- und Hintergrund¹⁶

¹⁵ <http://paksnuclearpowerplant.com/thumbnail/915/700x500fit/2008-turbinacsarnok-2.jpg>

¹⁶ <http://paksnuclearpowerplant.com/thumbnail/871/700x500fit/2008-reaktorter-2.jpg>

2.6 Leittechnik (I&C)

Alle wichtigen Funktionen des Primärkreislaufs, Sekundärkreislaufs und Tertiärkreislaufs werden im Kontrollraum überwacht und gesteuert - automatisch und/oder durch die Operatoren des Kernkraftwerks.



Abbildung 13: Kontrollraum eines WWER 440/213 (Bohunice V2).¹⁷

2.7 Simulatoren

Zur Schulung des Reaktorbedienungspersonals wurden Kopien des Kontrollraums (wie in Abbildung 13 und Abbildung 16 gezeigt) außerhalb der Anlage installiert (maßstabsgetreue Simulatoren). In den Simulatoren kann der Normalbetrieb, aber auch die Entschärfung von Unfallsituationen für Trainingszwecke simuliert werden.

2.8 Strahlungsüberwachungssysteme

Innerhalb und außerhalb eines Kernkraftwerks wird die Strahlungsbelastung in der Luft und im Wasser durch ein Sensornetzwerk überwacht. Die Messdaten werden zu einer Zentraleinheit übermittelt und sind mit einem automatischen Alarmsystem verbunden.

2.9 Generatoren

Das Turbinensystem (siehe Abbildung 5, Nr. 14 und 15) ist mit elektrischen Generatoren verbunden (Nr. 16), die die mechanische Rotationsenergie in elektrische Energie umwandeln. Die elektrische Energie wird zum Umspannwerk (Transformatoren Nr. 17) außerhalb der Turbinenhalle transportiert und letztendlich ins Stromnetz gespeist.

¹⁷ Gilchrist, D.: Nuclear Renaissance in Central Europe. Slovenske Elektrarne and ENEL (downloaded 2011.08.25) http://www.jaif.or.jp/ja/wnu_si_intro/document/08-08-11-gilchrist_david.pdf

2.10 Nuklearer Brennstoff

Die Uranoxid-Pellets (siehe Abbildung 9) werden in dünnwandige Metallrohre (neutronenresistente Zirkoniumlegierung) von einigen Metern Länge gefüllt. Bündel dieser Brennstäbe sind in hexagonalen Metallgehäusen, den Brennstoffkassetten, zusammengepackt (Abbildung 14).

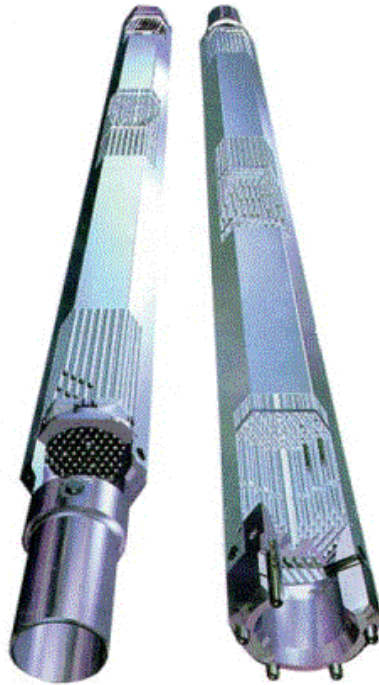


Abbildung 14: Brennstoffkassetten mit hexagonaler Auslegung für alle WWER¹⁷. (Westliche Brennstoffkassetten sind typischerweise quadratisch geformt)

3 Entwicklung des Projekts Mochovce 3&4 (technische und finanzielle Bedingungen, Investitionen und Finanzierung)

3.1 Historische Entwicklung und technische Daten

Die vier Mochovce-Reaktoren (Abbildung 15) wurden während der 1980er Jahre geplant und ab 1982 von Skoda in der früheren Tschechoslowakei gründend auf der Sowjetischen Auslegung aus den 1970er Jahren gebaut. Sie werden zur zweiten Generation von Kernreaktoren gezählt.



Abbildung 15: Blick auf das KKW Mochovce¹⁸

Nach Verzögerungen und Problemen infolge des Zusammenbruchs der Sowjetunion wurden die ersten beiden Blöcke erst 1998 bzw. 1999 fertig gestellt. Die Blöcke 1&2 wurden im Vergleich zur ursprünglichen Auslegung in mehreren Bereichen modernisiert, es wurde sogar die gesamte Leittechnik in Zusammenarbeit mit westlichen Firmen ersetzt.

Der Bau der Blöcke 3 und 4 (ebenfalls WWER-440/213 Reaktoren) wurde 1986 begonnen¹⁸ und 1992 als Folge fehlender Finanzierung gestoppt; zu diesem Zeitpunkt waren etwa 70% der Gebäude fertig gestellt und etwa 30% der technischen Ausstattung installiert.

Während der 1990er Jahre wurden mehrere Studien zur ökonomischen Machbarkeit des Projektes durchgeführt, inklusive einer Studie der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung. Alle kamen zu dem Schluss, dass das Projekt nicht gewinnbringend wäre. Außerdem wird in dem Slowakischen Energieprogramm von 2000 festgestellt, dass sogar unter den optimistischsten Annahmen das Projekt ökonomisch zu riskant wäre. Dennoch wurden in Zusammenhang mit der ausgehandelten Stilllegung des KKW Bohunice V1 die Pläne zur Fertigstellung von Mochovce 3&4 wieder aufgenommen.

Im Oktober 2004 genehmigte die Slowakische Regierung ENEL's Angebot zur Übernahme von 66% von SE als Teil des Privatisierungsprozesses. Slovenské Elektrárne (SE) ist der größte Stromerzeuger in der Slowakei und der zweitgrößte in Zentraleuropa. Das Italienische Unternehmen ENEL ist der zweitgrößte Europäische Versorger in Bezug auf die installierte

¹⁸ Nuclear in Slovakia, Presentation by Josef Zlatnansky, Head of nuclear oversight, Bedlewo, December 2008

Kapazität und betreibt Anlagen in 22 Ländern auf 4 Kontinenten. ENEL ist bereits ein Hauptbetreiber nuklearer Anlagen auf europäischem Niveau mit über 4 GW_e nuklearer Kapazität in Frankreich, Spanien und der Slowakei.

ENEL's Investitionsplan, der 2005 genehmigt wurde, umfasst Investitionen von 1,88 Milliarden € zur Steigerung der Stromerzeugungs-Kapazität, inklusive 1,6 Milliarden € zur Fertigstellung von Mochovce 3&4 bis 2011-2012.

Im Januar 2006 genehmigte die Slowakische Regierung eine neue Energie-Strategie unter Einbeziehung der Pläne für Mochovce 3&4. Nach Fertigstellung würden die beiden Blöcke etwa 22% des Slowakischen Strombedarfs decken.

Die folgende Tabelle 2 enthält die Grunddaten des KKW Mochovce. Durch die verbesserte Auslegung der Blöcke 3&4 wird im Vergleich zu den Blöcken 1&2 eine höhere Effizienz erzielt.

Tabelle 2: Grunddaten von EMO Block 1&2 und 3&4 (Quelle: info centre EMO, 1/2010)

	Units 1&2*	Units 3&4**
Reactor type	PWR – pressurised water reactor VVER 440/V-213	
Reactor thermal power	1,471 MWt	1,375 MWt
Electrical gross power	470 MWe	471 MWe
Primary circuit	6 loops	
Working pressure/ temperature	12.26 MPa / 267 – 297 °C	
Reactor pressure vessel (h/ø)	11,805 mm / 3,542 mm	
Secondary circuit		
Steam generator (6 per unit)	PGV - 213	
Volume of steam generated	480 - 500 tons per hour	450 tons per hour
Steam pressure and temperature at SG outlet	4.7 MPa / 260 °C	
Turbine (2 per unit)	253 MWe	
Generator rated power	259 MVA	
Terminal voltage	15.75 kV	
Rated current	3 x 9,500 A	3 x 10,950 A
Tertiary circuit		
Max. temperature of cooling water	33°C	
Height of cooling towers (4 per 2 units)	125 m	
*after Unit 1&2 power upgrade	**higher efficiency of Unit 3&4	

Slovenské Elektrárne hat bereits 576 Millionen Euro in die beiden Blöcke investiert. Die Regierung hat die ursprüngliche Genehmigung aus dem Jahre 1986 anerkannt – einschließlich der Umweltverträglichkeitsprüfung. Dieser Vorgang wurde angefochten, die Erfordernis einer neuen und vollständigen Umweltverträglichkeitsprüfung im Rahmen der EU-Gesetzgebung wird verlangt.

Im Mai 2008 reichte ein Konsortium unter Führung der Czech Skoda JS und einschließlich der Russischen AtomStroyExport (ASE) und dreier Slowakischer Zulieferer einen Kostenvoranschlag zu dem Anbot zum Bau der Anlagen Mochovce 3&4 ein.

Mitte 2008 wurde von der Europäischen Kommission ein positives Statement zu den Plänen von Slovenské Elektrárne bezüglich Mochovce 3&4 abgegeben, vorausgesetzt, die Ausle-

gung würde der bewährten Praxis hinsichtlich der Absicherung gegenüber Flugzeugabstürzen Rechnung tragen.

Slovenské Electrárne startete das 2,775 Milliarden € Projekt zur Fertigstellung von Mochovce 3&4 offiziell im November 2008. Die Erschließungsarbeiten begannen mit etwa 300 Arbeitern im September 2007¹⁹. Die beiden Blöcke sollen in den Jahren 2012 bzw. 2013 genehmigt werden.

3.2 Leittechnik (I&C-Systeme)

Im April 2010 wurde einem Areva-Siemens-Konsortium der Vertrag zur Lieferung der digitalen Überwachungs-, Schutz- und Kontrollsysteme für Mochovce 3&4 zugesprochen. Im Rahmen des Vertrags wird Areva die beiden Blöcke mit dem Teleperm XS safety I&C-System ausstatten, während Siemens für die Reaktoren seine SPPA-T2000 Betriebs-Leittechnik liefert. Diese Systeme sind die gleichen, die gegenwärtig in den in Bau befindlichen Areva EPR Blöcken in China, Finnland und Frankreich verwendet werden.

Entsprechend Areva News²⁰, kann TELEPERM XS als nachgewiesene sichere Leittechnik-Plattform angesehen werden, und zwar in verschiedenen Reaktor-Auslegungen in 36 Kernkraftwerken in 14 Ländern, einschließlich der Kernkraftwerke Mochovce 1&2 und Bohunice 3&4 in der Slowakei, Paks 1&4 in Ungarn, Kozloduy 5&6 in Bulgarien, Dukovany 1&4 in Tschechien und Tianwan 1&2 in China.



Abbildung 16: Derzeitige Kontrollraum-Version von Mochovce 1&2²¹

3.3 Simulator

Das Reaktor-Bedienungspersonal von EMO 3&4 wird an einem Simulator geschult werden, der von dem US-Unternehmen GSE Systems für 18 Millionen \$ an SE geliefert werden soll. Zwei Drittel des Preises betrifft den Hardware-Kauf, einschließlich eines digitalen Kontrollsystems von Siemens. Der Vertrag wurde im März 2009 geschlossen, die Implementierung soll vor Oktober 2012 abgeschlossen sein.

3.4 Strahlungsüberwachungssysteme

Im Mai 2010 wurde ein Vertrag mit dem US-Unternehmen Mirion Technologies zur Lieferung eines Strahlungsüberwachungssystems für Mochovce 3&4 unterzeichnet²². Mirion Technolo-

¹⁹ Source: ENEL Press Release, 19.11.2008,

<http://www.jsda.or.jp/shiraberu/foreign/info3/kobetsu/9566%2820081119%29.pdf>

²⁰ Source: Areva News, 26.04.2010, <http://www.areva.com/EN/news-8366/areva-and-siemens-consortium-t>

²¹ Gilchrist, D.: Nuclear Renaissance in Central Europe. Slovenske Elektrarne and ENEL (downloaded 2011.08.25) http://www.jaif.or.jp/ja/wnu_si_intro/document/08-08-11-gilchrist_david.pdf

gies ist ein globaler Ausrüster für Strahlungsmessungs-, Analyse- und Überwachungsanlagen und Service für den Nuklear-, Verteidigungs- und Medizintechnikmarkt. Mirion hat Anlagen in Europa, Asien und Nordamerika.

Das Mirion-System beinhaltet über 350 Strahlungsmonitore und die unterstützende Datenverarbeitungselektronik aus der MGP Instruments RAMSYSTEM Produktlinie, die alle Aspekte der Strahlungsüberwachung einschließlich einiger Monitortypen, die dem Qualitätssicherungs-Programm der U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) 10 CFR 50 Appendix B entsprechen, abdeckt. Diese Systeme werden über die nächsten beiden Jahre durch VUJE a.s., Mirion's lokalem technischen Partner bei diesem Projekt installiert.²⁰

3.5 Generatoren

Bei der Ausschreibung für die elektrischen Generatoren durch Slovenské Elektrárne war das Unternehmen BRUSH Turbogenerators mit seinem Anbot erfolgreich. BRUSH wird vier neue Generatoren mit einer Kapazität von je 270 MW_e bis 2013 liefern²³.

Die Spezifikationen der Generatoren sind die folgenden: Typ maschine 2H6688/2-VH, Ausgang 300 MVA, Leistungsfaktor 0,9, 15,750 kV Spannung, 300 UpM Umdrehungszahl und 400 kPa Wasserstoffdruck. BRUSH wird ebenfalls neue Wasserstoff- und Wassersysteme zur Kühlung der Generatoren liefern, sowie Ölsysteme zur Schmierung der Generatoren und statische Anregungssysteme für alle Generatoren und Transformatoren.

BRUSH Turbogenerators ist einer der größten unabhängigen Hersteller von Turbogeneratoren weltweit. BRUSH betreibt Werke in Großbritannien, den Niederlanden und der Tschechischen Republik und hat Kunden auf allen Kontinenten.

3.6 Kernbrennstoff

Im April 2010 unterzeichnete der Russische Brennstoffhersteller TVEL einen Vertrag mit Slovenské Elektrárne zur Lieferung der Brennelemente für Mochovce 3&4. Der Vertrag umfasst den Zeitraum von 2012 bis 2017 und die Lieferung der Brennstoffkassetten für die Erstbeladung von Mochovce 3&4, sowie fünf Nachbeladungen für jeden Block. Weder TVEL noch SE haben Einzelheiten über die Höhe des Vertrags angegeben, aber die lokalen Medien beziffern den Wert mit 300 Millionen Euro²⁴. Der Vertrag war eines von zehn Dokumenten, die am 7. April während eines offiziellen Besuchs des russischen Präsidenten Dimitry Medvedev in der Slowakei unterzeichnet wurden.

In einem Statement sagte TVEL, dass die neuen Mochovce-Blöcke, mit einem "fortgeschrittenen Brennstoff mit einer höheren als der mittleren Anreicherung ausgestattet sein werden, so dass mehr Profit durch einen besseren Abbrand und einen ökonomischeren Betrieb ermöglicht wird." Im November 2008 unterzeichneten TVEL und SE zwei Verträge: der erste im Wert von angeblich 500 Millionen Euro umfasst Brennstofflieferungen für die Slowakischen Kernkraftwerke Mochovce 1&2 und Bohunice 3&4 für den Zeitraum 2011 bis 2015. Der zweite Vertrag betrifft die Grundlagen einer Kooperation zwischen den beiden Unternehmen nach 2015. Entsprechend den Berichten von der Unterzeichnungszereemonie legt das Abkommen fest, dass TVEL Brennstoff für alle "existierenden und zukünftigen Reaktoren" Slowakischer Kernkraftwerke produzieren wird.

²²Nuclear Power Industry News, 05.05.2010

http://nuclearstreet.com/nuclear_power_industry_news/b/nuclear_power_news/archive/2010/05/05/mirion-technologies-to-provide-radiation-monitoring-systems-for-the-slovakian-mochovce-nuclear-power-plants-05054.aspx

²³ Brush-announcement 2011: <http://www.brush.eu/experience/12083.html>

²⁴ World Nuclear News, 08.04.2010,

http://www.world-nuclear-news.org/ENF-TVEL_to_supply_fuel_for_new_Slovak_reactors-0804104.html

4 Confinement und Maßnahmen zur Minderung der Folgen schwerer Unfälle

4.1 Probleme mit dem Confinement-System des WWER-440/213

4.1.1 Allgemeine Beschreibung der Probleme

Die Blöcke in Mochovce besitzen kein Containment im Sinn anderer Druckwasserreaktoren (DWR) der Generation II und III, die einen signifikanten Sicherheitsspielraum für den Fall auslegungsüberschreitender Unfälle haben. Das Confinement-System der Blöcke in Mochovce entspricht demjenigen von Siedewasserreaktoren (SWR), das Unfall-Lokalisierungssystem ALS (accident localization system) besteht aus untereinander verbundenen hermetischen Kammern, welche die Primärkreis Komponenten umschließen (wie oben beschrieben) und muss durch ein Druckabbausystem, dem Kondensationsturm ("Bubbler Condenser") unterstützt werden. Außerdem ist bekannt, dass alle WWER 440/213-Confinements hohe Leckraten aufweisen. Das WWER 440/213 Confinement einschließlich Druckabbausystem ist das schwächste aller DWR der Generation II hinsichtlich des Innendruckes, dem es standzuhalten in der Lage ist.

Das Confinement beinhaltet die Kammern für die Dampferzeuger, die Reaktorgrube und den Raum für die Hauptkühlmittelpumpen. Hermetische Kammern sind Teil eines Gebäudes mit 0,8 - 1,5 m dicken Betonwänden, die einerseits vor der Strahlung schützen und andererseits die Freisetzung von druckbeaufschlagtem radioaktiven Dampf verhindern.

Nur ein kleiner Teil des gesamten Confinements (das totale Volumen liegt bei etwa 50.000 m³) und zwar das ALS-System (weniger als 12.000 m³) ist ausgelegt, einem Überdruck von 1,5 bar standzuhalten. Dies ist ein vergleichsweise niedriger Wert. Für den anderen, größeren Teil des Confinements ist er noch geringer. Außerdem besitzt das Confinement eine nur mäßige Dichtigkeit.

Um höhere Dampfdrucke - wie im Fall eines Rohrbruchs im Primärkreislauf - zu vermeiden (diese würden die Stahlbetongebäude beschädigen), wurde ein Dampfdruckabbausystem entwickelt. Es besteht aus einem Kondensationsturm, der einzigartig bei dem WWER 440/213-Design ist, und einem Sprinkler-System. Der im Fall eines Rohrbruchs im Primärkreis entstehende Dampf strömt zusammen mit der Luft aus der hermetischen Zone zu dem ALS-Turm, wo er durch Wannen mit boriiertem Wasser geleitet wird. Der Dampf kondensiert, wodurch der Druck in der hermetischen Zone sinkt. Das Sprinkler-System sprüht boriiertes Wasser in die hermetischen Kammern, was zu einem weiteren Druckabbau führt. Die Minderung der Unfallfolgen hängt vom einwandfreien Funktionieren des Sprinkler-Systems ab.

4.1.2 Begrenzte Funktion des WWER 440/213 Confinement-Systems unter Bedingungen eines schweren Unfalls

Reaktoren der Generation III sind so ausgelegt, dass sie den Folgen eines schweren Unfalls standhalten können. Im Fall einer Kernschmelze und eines Berstens des Reaktordruckbehälters können in deren Containments spezielle Kammern unterhalb des Reaktordruckbehälters das geschmolzene Material aufnehmen; diese Kammern enthalten auch ein System zur Kühlung der Kernschmelze (Core Catcher).

Für die WWER 440/213 Reaktoren ist der Auslegungsstörfall der Bruch einer Hauptkühlmittelleitung, schweren Unfällen können sie nicht standhalten. Auffanggruben für die Kernschmelze sind für die Blöcke Mochovce 3&4 nicht vorgesehen. Ein Hinderungsgrund für deren Implementierung ist vermutlich, dass bereits 70% der Gebäude und Strukturen entsprechend der ursprünglichen Auslegung fertig gestellt sind. Dagegen wurden Vorrichtungen für eine externe Kühlung des Reaktordruckbehälters²⁵ installiert, wie die folgende Abbildung 17 zeigt.

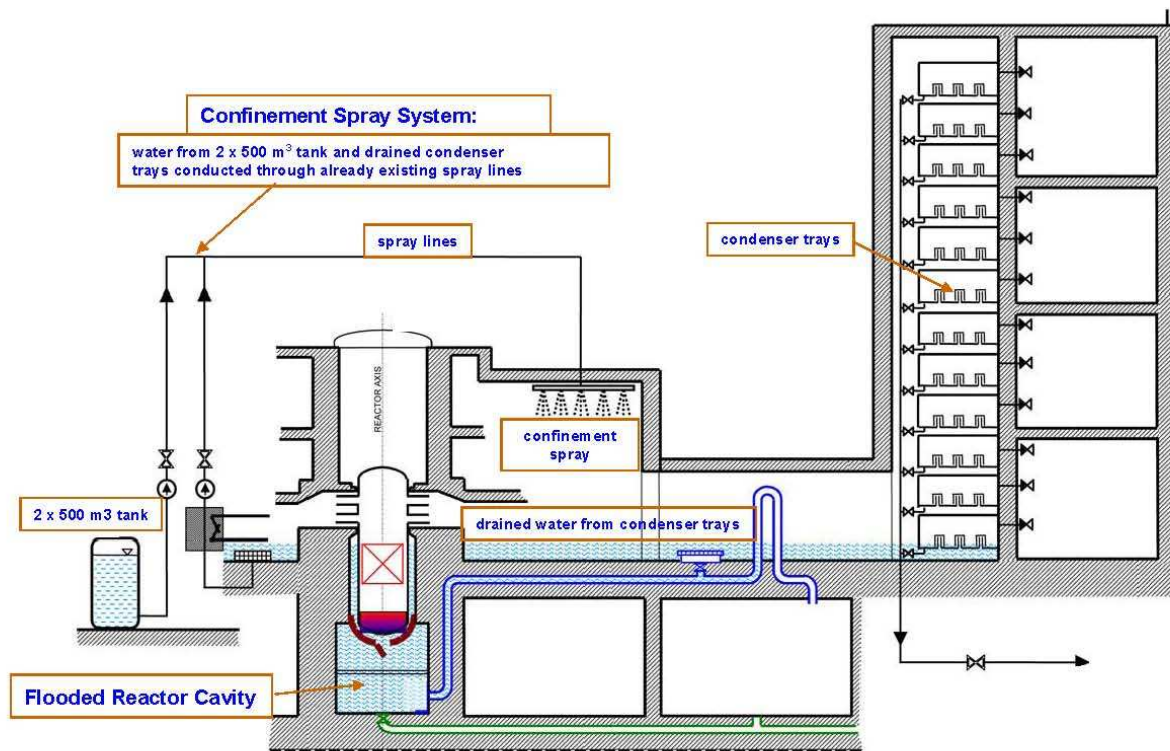


Abbildung 17: Vorgeschlagene Lösung für Außenkühlung des Reaktordruckbehälters: Flutung der Reaktorgrube, Dampfbindung durch RDB-Kühlung, Dampfkondensation durch Sprühsystem²⁵

Es wird vorgeschlagen, die Reaktorgrube mit dem Wasserinhalt des Kondensationsturms zu fluten (es muss angemerkt werden, dass durch diesen Vorgang der Kondensationsturm seine Druckabbaufunktion verliert). Eine Anzahl zusätzlicher Maßnahmen sind geplant, um ausreichend Kühlmittelvorrat für die Flutung zu gewährleisten²⁵. Dafür beabsichtigt SE/ENEL die Verwendung des vorhandenen Rohrleitungssystems der Reaktorgrubenbe- und -entlüftung anstelle der Installation einer neuen ausschließlich für die Flutung vorgesehenen Rohrleitung.

In der Tat wird im Fall einer erheblichen Dampfreisetzung während des Prozesses der Kernschmelze-Rückhaltung im Reaktordruckbehälter der Erfolg des Kühlvorgangs wesentlich von der Verfügbarkeit der Confinement-Sprinkler-Systeme abhängen. Das Druckabbausystem des Kondensationsturms (Bubbler-Condenser) zur Kondensation des Dampfes steht wegen der Flutung der Reaktorgrube nicht zur Verfügung, um den Druck im Confinement unter dem geschätzten Versagensdruck zu halten.

Die Funktion der vorgeschlagenen Technologie ist bisher weder durch einen Modellversuch noch durch Test in Originalgröße nachgewiesen. Eine Anzahl von Schwachstellen und ungeklärten Problemen existieren, unter anderem die folgenden:

- Im Vergleich zu westlichen DWR erschweren die schmalen Abstände zwischen RDB und biologischem Schild das Abströmen von Dampf vom Reaktorschacht nach oben
- Die Verwendung des Ventilationssystems für die Wasserzufuhr stellt eine Abweichung von dem Auslegungszweck dieses Systems dar.
- Testergebnisse für die Verifizierung und Validierung der vorgeschlagenen Maßnahmen zur Abschwächung der Folgen schwerer Unfälle liegen nicht vor.

²⁵ Abbildung modifiziert nach M. Cvan, D. Šiko, Design Modifications of the Mochovce Units 3&4 dedicated to Mitigation of Severe Accident Consequences, providing Conditions for Effective SAM; OECD Workshop on Implementation of Severe Accident Management Measures and Introduction, ISAMM -2009, Schloss Böttstein, Switzerland, October 26-28, 2009.

- Berechnungen zur Begründung der angenommenen Wirksamkeit der Rückhaltung der Kernbestandteile im RDB im Fall eines schweren Unfalls liegen nicht vor.
- Die Wirksamkeit der externen Kühlung des Reaktordruckbehälters hängt vom Funktionieren des Confinement-Sprinkler-Systems ab, das seinerseits gefährdet ist, infolge des wahrscheinlichen Ausfalls der Stromversorgung unter Bedingungen eines schweren Unfalls.

Es muss angemerkt werden, dass falls die Rückhaltung im Reaktordruckbehälter bei gefluteter Reaktorgrube fehlschlagen sollte, es voraussichtlich zu einer Dampfexplosion außerhalb des RDB kommen würde, was mit großer Wahrscheinlichkeit eine schwere Beschädigung des Confinements in der Umgebung der Reaktorgrube oder in dem Bereich über dem RDB zur Folge haben würde. Für den WWER 440/213 in Paks, für den ebenfalls die Implementierung der Technologie zur Rückhaltung im RDB geplant ist, wird offenbar das Versagen der Rückhaltung mit einer Wahrscheinlichkeit von etwa 1% geschätzt²⁶. Es ist unklar, ob bei dieser Berechnung die Flutung der Reaktorgrube angenommen wurde oder nicht.

Eine andere Maßnahme für den Fall eines schweren Unfalls wäre die Installation eines Systems mit gefilterter Druckentlastung des Confinements, um die radioaktiven Emissionen in die Umgebung während des schweren Unfalls zu begrenzen. Nach dem Unfall in Tschernobyl wurden die meisten der existierenden DWR und einige SWR in Europa und sogar einige WWER 440/230 mit gefilterten Druckentlastungssystemen ausgestattet. Es ist geplant, solche Systeme in den Paks WWER 440/213 Blöcken in Ungarn zu installieren¹².

Es gibt keine Pläne zur Installation eines gefilterten Druckabbausystems in den Blöcken Mochovce 1-4. Es muss angemerkt werden, dass die unbestätigte Behauptung von SE/ENEL, dass das gefilterte Druckentlastungssystem andere existierende Systeme stören würde¹¹, durch die geplante Einführung von beiden Systemen (Rückhaltung im RDB und gefiltertes Druckentlastungssystem) im KKW Paks in Frage gestellt wird¹².

Schließlich sind keine Unfallfortschritts-Berechnungen verfügbar, die Hinweise liefern könnten, wie erfolgreich die SAM (severe accident management)-Strategie zur Vermeidung großer radioaktiver Freisetzungen in die Umwelt im Fall eines schweren Unfalls ist. Da Ergebnisse von PSA (probabilistische Sicherheitsanalysen) nicht vorliegen, ist die Häufigkeit großer radioaktiver Freisetzungen ungewiss.

4.2 Kondensationsturm (Bubbler Condenser)

4.2.1 Problembeschreibung

Die Confinements der Blöcke Mochovce 3&4 mit ihren Druckunterdrückungssystemen haben große Volumina an boriertem Wasser in den Wannen des Kondensationsturm-Systems. Das borierte Wasser hat die Umgebungstemperatur innerhalb des Confinements und soll den aus dem Primärkreislauf im Fall eines Rohrbruchs freigesetzten Dampf kondensieren und so den Druckanstieg innerhalb des Confinements auf unter 0,15 MPa begrenzen.

Im Rahmen des EU PHARE/TACIS 2.13/95 Programms, das von Experten der OECD unterstützt wurde, wurde das BCEQ-Projekt im Jahr 1999 durchgeführt. Eine Reihe experimenteller Tests an der Testanlage von EREC in Russland wurden zur Untersuchung des Verhaltens des Kondensationsturm-Systems für den gesamten Bereich der Auslegungsstörfälle

²⁶ E. Tóth, et al., "Development of the SAM Strategy for Paks NPP on the Basis of Level 2 PSA", presented at the OECD-NEA ISAMM-2009 Workshop, 26-28 October 2009, slide 9; see also: J. Elter, G. Lajtha, É. Tóth, Z. Téchy, "Development of the SAM strategy for PAKS NPP on the basis of Level 2 PSA", OECD Workshop on Implementation of Severe Accident Management Measures and Introduction, ISAMM -2009, Schloss Böttstein, Switzerland, October 26-28, 2009.

<http://sacre.web.psi.ch/ISAMM2009/workshop-prog.htm>

durchgeführt²⁷. Der Kondensationsturm der VVER 440/V-213 Blöcke des KKW Paks wurden als Modell für die Auslegung der Testanlage herangezogen.

Drei Typen von Testserien wurden durchgeführt:

- Eine erste Testserie sollte die thermohydraulische Effektivität und die dynamische Funktionalität der mit dem Kondensationsturm (Bubbler-Condenser)-System zusammenhängenden Strukturen demonstrieren.
- Eine zweite Testserie war für die Untersuchung der Integrität der Stahlstrukturelemente des Kondensationsturms vorgesehen. Diese Tests wurden bei VUEZ in der Slowakei durchgeführt. Basis für das Modell dieser Tests waren die Strukturen der WWER 440/213 Reaktoren in Dukovany und Bohunice.
- Eine dritte Testserie wurde später zusammengestellt, um die bereits erwähnten Tests durch spezielle Effekte zu ergänzen – diese Testserie wurde bei SVUSS in Bechovice, Tschechische Republik, durchgeführt.

Die angeführten Tests lieferten Antworten zu einigen wichtigen Fragen zur Funktionalität des Kondensationsturm (Bubbler-Condenser)-Systems für WWER 440/213-Reaktoren.

Als eine Konsequenz dieser Tests wurden spezielle Teile der Kondensationswannen und Gap/Cap-Strukturen in den betroffenen KKWs verstärkt. An der Eintrittsseite der Kondensationswannen musste eine vertikale perforierte Platte montiert werden, um die Strömungsverteilung und die Dampfableitung zu den Wannern im Fall eines Kühlmittelstörfalls mit großem Leck abzugleichen.

Es konnten jedoch nicht alle vorgeschlagenen Tests ausgeführt werden und einige Fragen blieben offen, wie z.B. die Skalierung in Zusammenhang mit den thermohydraulischen Belastungen auf die Confinement-Strukturen, deren Konservativität und unerwartete Nicht-Gleichförmigkeit der Strömungsgeschwindigkeiten und die Wasserführung in den übereinander installierten Wannern im Kondensationsturm. 2002 wurden weitere Untersuchungen durch gemeinsame analytische und experimentelle Anstrengungen der drei betroffenen Länder, Tschechische Republik, Slowakei und Ungarn, durchgeführt. Die Ergebnisse wurden 2003 in Budapest vorgestellt. Alle offenen Fragen scheinen entweder analytisch oder experimentell in den letzten Testserien und Berechnungen beantwortet worden zu sein. Die Nicht-Gleichförmigkeit in der Strömungsverteilung und Kondensationseffizienz in den getesteten Kondensationswannen konnten durch 3D-Berechnungen modelliert werden und erklärten die erhaltenen Ergebnisse an der Testanlage bei EREC.

4.2.2 Schlussfolgerung

Es ist dennoch unklar, in welcher Weise sich das Wasser in den Wannern eines realen Kondensationssturms unter Bedingungen eines Kühlmittelverluststörfalls mit großem Leck (LBLOCA) verhalten würde. Die Querschnitte der getesteten Kondensationswannen waren relativ klein verglichen mit den tatsächlichen Querschnitten in der Anlage. Die Test-Wannen konnten keine dynamischen Wasserniveau-Effekte erzeugen, die unter LBLOCA-Bedingungen im Confinement zu erwarten sind.

Es sind weder Experimente, noch adäquate Berechnungen für dynamisches Verhalten der Wassermassen in Kondensationswannen originaler Größe verfügbar.

²⁷ M. Šabata, WWER 440/213 Containment from the point of view of IAEA Requirements and Current European Practice, based on data from Dukovany, Bohunice and Mochovce NPPs & Phare Project PH 2.13/95, Dukovany NPP 03/2000;
http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/32/011/32011699.pdf

Offene Fragen

Ergebnisse geeigneter analytischer Untersuchungen und/oder Experimente in Originalgröße, welche die volle Kapazität des Kondensationssturms auch unter dynamischen Wasserniveau-Oszillationen in den Wannen nachweisen.

4.3 Zusätzliche mildernde Maßnahmen im Fall eines schweren Unfalls für Mochovce 3&4

Entsprechend den verfügbaren Informationen²⁸ handelt es sich um folgende Maßnahmen:

- Eine Gruppe von Maßnahmen zur Verringerung der Wasserstoffkonzentration im Inneren des Confinements – Installation von Detektoren, passiven Rekombinatoren und Zündvorrichtungen zu frühzeitiger lokaler Wasserstoffverbrennung (dabei zu berücksichtigen: Rekombinatoren und Zündvorrichtungen sind notwendigerweise passiv – das Bedienungspersonal hat während des Unfallablaufs keine Kontrolle über deren Funktionieren, abgesehen von den Zündvorrichtungen durch Abschalten deren Stromversorgung)
- Anpassung des Unterdrucksbegrenzungssystems an auftretenden Wasserstoff
- Modifizierung des Entwässerungssystems der Kondensationswannen, die die Entwässerung bis hinunter zum Boden der Dampferzeuger-Boxen erlauben
- Modifizierung des RDB-Schutzschilds, um bei schwerem Unfall externe RDB-Kühlung zu ermöglichen, sofern sich diese mit Thermoschockverhinderung vereinbaren lässt
- Verstärkung der Druckbeständigkeit, der thermischen Beständigkeit und Strahlungsresistenz des Tors in der Reaktorgrube, um die Wahrscheinlichkeit eines Kühlmittelverlusts außerhalb der Reaktorgrube zu reduzieren
- Modifizierung der Reaktorgruben-Entwässerungsleitung
- Bereitstellung einer zusätzlichen Pumpe für die Kühlmittelzufuhr zum Abklingbecken für abgebrannte Brennelemente oder in den offenen Reaktor, wenn der Reaktordeckel entfernt ist
- Kontrollierte Druckabsenkung im Primärkreislauf während eines schweren Unfalls
- Implementierung zusätzlicher Kühlmittelreserven
- Zusätzliche Stromversorgungsmöglichkeiten
- Überwachung der Parameter, die für die Kontrolle eines schweren Unfalls erforderlich sind.

Offene Fragen

- Tests und eine experimentelle Validierung der vorgeschlagenen Systeme zur Druckentlastung des Primärkreises und zur Flutung der Reaktorgrube.
- Installation eines gefilterten Druckentlastungssystems im Confinement.
- Derzeit nicht vorliegende Ergebnisse von PSA-Studien zur Kernschadensfrequenz für große radioaktive Freisetzungen. Der Aufgabenbereich dieser Studien sollte interne Störfälle und externe, von Menschen verursachte und durch Naturereignisse bewirkte Gefährdungen einbeziehen, die unter Normalbetriebs- und Abschaltbedingungen eintreten können, sowie das Potenzial für multiple gleichzeitige Unfälle mit gemeinsamer Ursache.

²⁸ M. Cvan, D. Šiko, Design Modifications of the Mochovce Units 3&4 dedicated to Mitigation of Severe Accident Consequences, providing Conditions for Effective SAM; OECD Workshop on Implimentation of Severe Accident Management Measures and Introduction, ISAMM -2009, Schloss Böttstein, Switzerland, October 26-28, 2009.

4.4 Das Confinementsystem von Mochovce und Flugzeugabsturz

4.4.1 Beschreibung der Probleme

Flugzeugabstürze stellen ein von Menschen verursachtes externes Ereignis dar, das bei der Auslegung eines Kernkraftwerks entsprechend den ortsspezifischen Bedingungen zu berücksichtigen ist.

Druckwasserreaktoren der Generation II (80er Jahre) wurden mit einer einfachen Containment-Struktur gegen Aufprall eines militärischen Düsenjägers ausgelegt.

Die Auslegung der meisten Reaktoren der Generation III haben doppelschalige Containments, die gegen Aufprall eines großen Passagierflugzeugs ausgelegt sind. Eine Ausnahme dazu ist die Auslegung des ATMEA1 mit einem einschaligen Containment, das nichtsdestoweniger explizit ausgelegt ist, um dem Absturz eines großen Passagierflugzeugs standhalten zu können.

Obwohl eine Attacke im Stil des 11. September-Angriffs auf ein KKW als auslegungsüberschreitender Unfall (BDBA) beschrieben wird, wurden die Vorschriften des US NRC nach dem 11. September dahingehend verändert, dass die Hersteller von Reaktoren diese entsprechend oben angesprochenen präventiven Erfordernissen auslegen müssen. Für die vorgeschlagene Auslegung des AP-1000 DWR von Westinghouse lautet die Schlussfolgerung des NRC's Advisory Committee on Reactor Safeguards vom 19. Januar 2011²⁹: "Analysen zeigen, dass das Containment nach dem Aufschlag eines großen kommerziellen Flugzeugs intakt bleibt. Der Reaktorkern bleibt gekühlt und die Integrität der abgebrannten Kernbrennstäbe bleibt erhalten." Die ACRS stellt fest, dass passive Systeme die Kernkühlung gewährleisten, keine aktiven Systeme für die Kühlung der Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente erforderlich sind und dass mindestens ein Sicherheits-Wasserreservoir immer verfügbar ist. Abgesehen vom Durchschlag und dem Feuer, sind die "Schockbelastungen" auf die Gebäude des Kernkraftwerks durch den Flugzeugaufschlag geringer, als die bereits bei der normalen Auslegung berücksichtigten Auswirkungen eines potenziellen Erdbebens.

Für Mochovce 3&4 werden Flugzeugabstürze offensichtlich auf einem viel niedrigeren Niveau diskutiert. Eine Diskussion der Europäischen Kommission (EC) mit SE am 15. Juli 2008 impliziert, dass die EU zufrieden gestellt wäre, wenn das Confinement in Mochovce ertüchtigt würde, um nur dem Aufprall eines kleinen Flugzeugs standzuhalten³⁰:

"Die Diskussion war darauf konzentriert, ob die Blöcke in Mochovce ein 'Voll-Containment' - zusätzliche Wände aus Stahlbeton zum Schutz des Reaktors haben sollten. Die von SE vorgeschlagenen WWER 440/213-Reaktoren haben keine 'Voll-Containment'-Struktur, die für neuere Kernkraftwerke in Europa und weltweit normal sind. Die Slowakei und die EC stimmten schließlich darin überein, dass die Auslegung von Mochovce keine Einfügung einer massiven Struktur erlaubt."

Dennoch stellte die EC fest, dass "ein äquivalentes Schutzniveau wie das durch ein 'Voll-Containment' gewährleistet sein muss." Es wurde gesagt, dass das Projekt den derzeit gültigen nationalen Vorschriften der Slowakei entspricht, ebenso wie internationalen Empfehlungen, und dass das vorgeschlagene Bündel zusätzliche Maßnahmen auf einer Bewertung der verfügbaren bewährten Praktiken beruht.

Die EC empfahl, dass SE - in enger Zusammenarbeit mit den nationalen Aufsichtsbehörden - "zusätzliche Funktionen, Funktionspotenziale und Managementstrategien auswertet und in die Auslegungsbasis der vorgeschlagenen Investition einbezieht, um einem möglicherweise geführten Schlag von Außen (z.B. dem absichtlich herbeigeführten Aufprall eines kleinen Flugzeugs) standzuhalten, um dadurch die Auslegung in Übereinstimmung mit bewährter Praxis zu bringen."

²⁹ "Nuclear reactor gets OK on aircraft impact", World Nuclear News, 24.11.2011

<http://www.world-nuclear-news.org/newsarticle.aspx?id=29285&terms>

³⁰ EC requests extra safety for new Mochovce units, World Nuclear News, 16.07.2008

Es ist bekannt, dass das Reaktorgebäude des WWER 440 keine Containmentstruktur besitzt; es handelt sich um ein gewöhnliches industrielles Gebäude mit normalem Dach, das nicht durch eine starke Beton-Stahl-Struktur getragen und geschützt ist. Das Dach des Gebäudes und der ALS-Turm könnte nur dem Aufprall eines kleinen und leichten Flugzeugs standhalten.

Die Hauptkomponenten des Primärkreislaufs sind in der hermetischen Zone mit 0,8-1,5 m dicken Betonwänden untergebracht. Dennoch gibt es eine Reihe sicherheitsrelevanter Komponenten und Systeme, die keinen oder nur einen schwachen Schutz gegen den Aufprall eines Flugzeugs haben.

4.4.2 Schlussfolgerung

Es ist sehr wahrscheinlich nicht praktikabel, das Confinement-System mit einer Schutzstruktur gegen den Aufprall eines schwereren Flugzeugs, insbesondere einer großen Passagiermaschine, auszustatten.

Wenn Mochovce 3&4 in 2012 bzw. 2013 fertig gestellt sein wird, werden sie die ersten kommerziellen Kernreaktoren in der EU sein, die ohne Containment (im Sinne westlicher Druckwasserreaktoren der Generation II) ans Netz gehen und nicht gegen den Aufprall großer Flugzeuge geschützt sind. (Mit gleichem Mangel behafteten Mochovce 1&2 gingen in Betrieb noch vor dem EU-Beitritt der Slowakei).

Offene Fragen

Der Schutz des Confinement-Systems gegen den Aufprall eines Flugzeugs.

5 Sicherheitssysteme

Abbildung 18 zeigt die passiven und aktiven Sicherheitssysteme und die zugehörigen kritischen Durchdringungen der Confinement-Wand am Boden des Sumpfes für die Notkühl (ECC)- und Sprühsysteme.

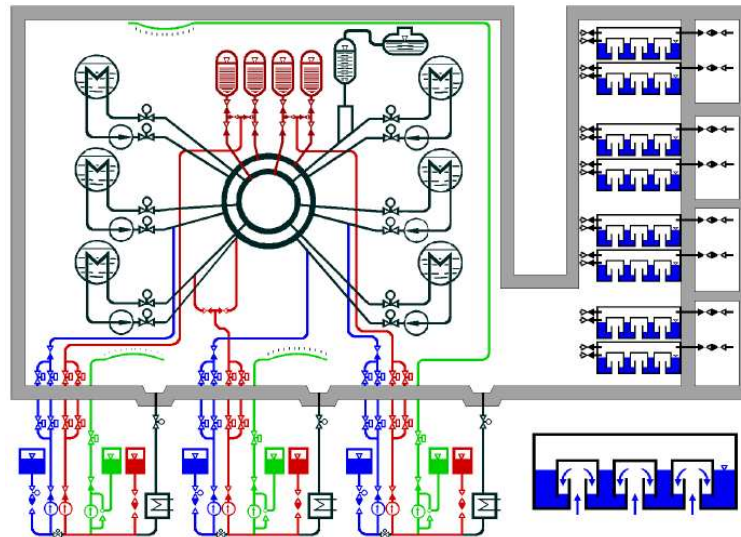


Abbildung 18: Sicherheitssysteme des WWER 440/213³¹

Legende:

Zentrale schwarze Kreise.....	Reaktor (mit sechs Primärkreisschleifen)
dunkelrote Systeme.....	Vier Akkumulatoren mit borierterem Wasser bei mittlerem Druck (passives Notkühlungssystem – benötigt keine Stromversorgung)
hellrote Systeme.....	drei Niederdruckpumpensysteme (aktives Notkühlungssystem ECCS – benötigt Stromversorgung)
grüne Systeme.....	drei Sprühsysteme (aktive Sicherheitssysteme – benötigen Stromversorgung)
dickes graues Band.....	Confinement mit passivem Kondensationsturm (benötigt keine Stromversorgung) sowie drei Sumpfpumpen für die Notkühlung (ECCS) und die Sprühpumpen, um im Fall von LOCA Wasser ansaugen zu können – benötigen jeweils Stromversorgung
schwarze Linien nach unten...	drei Saugleitungen mit Isolationsventilen, Absperrarmatur und Wärmetauschern – benötigen Stromversorgung

Die ursprüngliche Auslegung des WWER 440/213 erlaubt keine Implementierung der Grundsätze der physikalischen Trennung und Unabhängigkeit der Sicherheitssysteme. Zum Beispiel kann das Problem einer partiell einwandigen Saugleitung vom Confinementsumpf zum Notkühlungssystem (ECCS)³² nicht vollständig kompensiert werden.

Im Hinblick auf die Sumpf-Saugleitung stellt die IAEA unter der Überschrift "Vorgeschlagene Maßnahmen für die Mitgliedstaaten" fest: Die Sumpf-Saugleitung sollte als doppeltes Rohr gebaut sein, mit einer leckdichten Einhausung des Innenrohrs über die gesamte Länge der Leitung vom Confinementsumpf und inklusive des Flansches an der Sumpfsaugleitung und

³¹ National Report of the Slovak republic, June 2010, pg 21;
http://www.ujd.gov.sk/files/dokumenty/NS_NS_2010.pdf

³² IAEA 1996: Safety Issues and their Ranking for WWER-440 Model 213 Nuclear Power Plants, a Publication of the Extrabudgetary Programme of WWER and RBMK Nuclear Power Plants, IAEA-EBP-WWER-03, April 1996; ISSN 1025-2762, http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/047/28047166.pdf

der Absperrarmatur an der Sumpfsaugleitung^{32,33}. Die Mochovce Blöcke haben eine zum Teil nur einwandige Saugleitung vom Confinementsumpf zum Notkühlsystem ECCS (bzw. zum ersten Absperrventil). Kompensatorische Maßnahmen wie die Verbesserung der Erdbebensicherheit der Rohrleitungen und die wiederkehrende Prüfung (ISI) der Schweißnähte wurden vorgeschlagen³⁴. Es ist fraglich, ob dies ausreicht. Es macht diese Systeme verletzbar durch systematischen Mehrfachausfall. Es ist ebenfalls nicht praktikabel ein zusätzliches passives System zur Notkühlung des Kerns einzusetzen.

Aufgrund der Tatsache, dass etwa 70% der Gebäude und Strukturen von Mochovce 3&4 während der ersten Bauphase fertig gestellt wurden, bestehen strukturelle Beschränkungen, die eine sachgerechte physikalische Trennung der Sicherheits- und der wichtigen Betriebssysteme verhindern.

Änderungen der Mochovce 3&4 Auslegung beinhalten folgendes (siehe auch 4.1.2):

- Die Installation zusätzlicher Dieselgeneratoren zur Stromversorgung im Fall eines schweren Unfalls mit Verlust der Nicht-Notfallstromversorgung.
- Implementierung eines Systems zur kontrollierten Druckentlastung des Primärkreises im Fall eines schweren Unfalls.
- Modifizierung des Entwässerungssystems der Kondensationswannen, um eine Entwässerung zum Boden der Dampferzeuger-Boxen zu ermöglichen.
- Modifizierung des RDB-Schutzschilds, um die externe Kühlung des RDB im Fall eines schweren Unfalls zu ermöglichen.
- Einbau eines Systems zur Überwachung der Wasserstoffkonzentration in ausgewählten Kammern des Confinements.
- Verstärkung der Druckbeständigkeit, der thermischen Beständigkeit und Strahlungsresistenz des Tors an der Reaktorgrube um die Wahrscheinlichkeit eines Kühlmittelverlusts außerhalb der Reaktorgrube zu reduzieren.
- Modifizierung der Reaktorgruben-Entwässerungsleitung, so dass sie während des Reaktorbetriebs geschlossen ist.
- Bereitstellung einer zusätzlichen Pumpe für die Kühlmittelzufuhr zum Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente oder in den offenen Reaktor wenn der Reaktordeckel entfernt ist.

Es wird erwartet, dass die Auslegung der Sicherheitssysteme für die Blöcke 3&4 ähnlich oder identisch zu denen für die Blöcke 1&2 ist³⁵.

Es liegen keine Informationen über experimentelle Tests oder erhärtende Berechnungen zur Wirksamkeit diese Maßnahmen vor.

Es werden keine gefilterten Druckabbausysteme des Confinements bereitgestellt.

Die Ergebnisse der PSA-Studien sind nach wie vor nicht öffentlich verfügbar. Ohne diese Ergebnisse ist es nicht möglich, zu beurteilen, wie sich die vorgeschlagenen Maßnahmen auf das Sicherheitsniveau auswirken.

Offene Fragen

Die Möglichkeit einer ausreichenden Verbesserung der Sicherheitssysteme betreffend physikalische Trennung und Unabhängigkeit.

³³ IAEA 1994: Backfittings and Safety Enhancement Measures in NPPs with WWER 440/213 Reactors, IAEA's Extrabudgetary Programme on the Safety of WWER NPPs, WWER-SC-096, Vienna, Austria, 11.-15.04.1994, limited distribution July 28, 1994,
http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/047/28047182.pdf

³⁴ Riskaudit IPSN/GRS International: Evaluation of Safety Improvements MOCHOVCE NPP Final Report. Main report, RISKAUDIT Report N° 16, prepared by IPSN and GRS Berlin/Paris 20.12.1994. CEC PHARE Project nb: 93 0895; Project leader: J. L. Milhem (IPSN), H. Zabka (GRS).

³⁵ Environmental Impact Assessment Report, NPP Mochovce, July 2009

6 Reaktordruckbehälter

6.1 Beschreibung des Problems

Die Erzeugung von thermischer Energie durch neutroneninduzierte Spaltung von Uran-235 (und Plutonium-239) ist begleitet von einer Neutronenbestrahlung der Metallstrukturen, die den Neutronen emittierenden Reaktorkern umgeben. Dies führt zu einer erheblichen Gefährdung, da in der Druckbehälterwand (Reaktorstahl und Schweißnähte) Defekte erzeugt werden und eine beschleunigte Alterung hervorgerufen wird. Durch die Aktivierung der Notkühlung (ECCS) wird relativ kaltes Wasser (etwa 50°C) aus dem Speichertanksystem in den noch unter hohem Druck stehenden Reaktor gepumpt, was zu einem raschen Abkühlen der heißen (nahe 300°C) Reaktorwand führt. Der resultierende Thermoschock kann Sprödbbruch des Druckbehälters mit katastrophalen Konsequenzen großer radioaktiver Freisetzungen in die Umwelt auslösen. Das Confinement-System ist nicht in der Lage, einem derartigen auslegungsüberschreitenden Unfall standzuhalten.

Um das Bersten des Reaktordruckbehälters durch Sprödbbruch zu verhindern, werden eine Reihe von Maßnahmen ergriffen. Wichtige Gegenmaßnahmen neben a-priori implementierten Vorkehrungen, wie der Auswahl strahlenresistenter Stähle und eines breiten Neutronen-absorbierenden Wasserspalts zwischen Reaktorkern und Reaktorwand, sind nachträgliche Vorkehrungen wie ein zusätzlicher Schutz der Druckbehälterwand durch Abschirmkassetten ("low leakage core") und die Erhöhung der Notkühlwassertemperatur auf mindestens 55°C möglich.

In jedem Fall ist die Überwachung der Versprödung der RDB-Wand verpflichtend. Zur Vorhersage der neutroneninduzierten Versprödung des Stahls werden so genannte Voreilproben aus dem Stahl und dem Schweißgut der RDB-Wand in dem Wasserspalt zwischen Reaktorkern und RDB-Wand positioniert. Die Proben stammen von Reststücken der RDB-Fertigung und haben dieselben Herstellungsprozesse (Schmieden, Schweißen, Wärmebehandlung) wie der Reaktordruckbehälter durchlaufen. Die Proben erhalten bei gleicher Bestrahlungszeit eine höhere Neutronendosis als die Reaktorwand, da sie näher am Reaktorkern positioniert sind. Daher erfolgt die Materialveränderung früher als in der RDB-Wand. Periodisch entnommene Proben werden speziellen Tests unterzogen, die den Versprödungsgrad aufzeigen und damit eine Abschätzung der Versprödung der Druckbehälterwandmaterialien in der Zukunft erlauben.

Alle RDBs des KKW Mochovce wurden in den 60er Jahren des letzten Jahrhunderts konstruiert. Wegen der Sowjetischen Transportmöglichkeiten war der Durchmesser der Reaktordruckbehälter limitiert. Das führte dazu, dass der neutronenabsorbierende Wasserspalt im Ringraum um den Reaktorkern schmaler ist und damit die Möglichkeit der Reduzierung des Neutronenflusses an der Druckbehälterwand geringer ist. Dadurch ist die Abschirmung der Neutronen von Grundmaterial und den Schweißnähten des RDB begrenzt.

Die fortschreitende Neutronen-induzierte Versprödung des RDB-Stahl in den WWER 440-Reaktoren hat zu der Praxis des sogenannten RDB-Glühens geführt, wobei der Grundwerkstoff und die Rundschweißnaht SN4 nahe dem Reaktorkern durch elektrische Heizsysteme auf etwa 500°C für eine Woche aufgeheizt werden, um so die Versprödung partiell zu reduzieren³⁶.

Basierend auf der Erfahrung mit der hohen Versprödung des RDB-Stahls der WWER 440/230 Reaktoren wurde die Zusammensetzung der folgenden Druckbehälter-Generation verbessert. Allerdings wurde diese Verbesserung durch die signifikant gesteigerte Kühlkapazität aufgrund der Auslegungsstörfall-Erfordernisse wieder aufgehoben.

³⁶ Critical remark on RPV-Annealing – Reports on EMO1-Walkdown I and II.

Um den Neutronenfluss an der RDB-Wand zu reduzieren und die Neutronenversprödung zu begrenzen, sollte der Reaktorkern als "low leakage core" (Kern mit geringer Neutronenemission an der Peripherie) ausgelegt sein, mit der Verwendung von Dummies (Blindkassetten) oder gebrauchten Brennstoffkassetten an der Peripherie als Neutronenabschirmung. Eine frühe Implementierung ist von größter Bedeutung. Die Neutronen-induzierte Versprödung zeigt den stärksten Anstieg zu Beginn des Leistungsbetriebs. Ohne Gegenmaßnahmen werden bereits 50% der Neutronen-induzierten Materialschädigung schon nach fünf Betriebsjahren erreicht. Nichtsdestotrotz wird die erste Beladung dem traditionellen Muster folgen und hoch-angereicherte Brennstoffkassetten an der Peripherie haben. Es liegt keine Information darüber vor, ab welchem Zeitpunkt nach Inbetriebnahme eine Kernkonfiguration mit verringerter Neutronenemission an der Peripherie in den Mochovce 3&4 Blöcken eingeführt werden soll.

Der Reaktordruckbehälter und der Primärkreislauf dienen als Sicherheitsbarrieren zwischen den radioaktiven Materialien und der Umwelt. Zur Gewährleistung der Integrität dieser Strukturen muss eine periodische zerstörungsfreie Prüfung der Komponenten und Schweißnähte entsprechend den Regelwerken angewandt werden.

Basierend auf der Sicherheitsrelevanz des Primärkreislaufs als Umschließung des radioaktiven Inventars kommt der Einhaltung regelkonformer Prüfung der sicherheitsrelevanten Komponenten (Behälter, Rohrleitungen) des Sekundärkreislaufes und ihrer Schweißnähte mit zerstörungsfreien Prüfverfahren (Ultraschall, Magnetpulver, Farbeindringprüfung, Röntgen- bzw. Gammastrahlung) zur Gewährleistung der Rissfreiheit dieser Komponenten (RDB, RDB-Deckel, Druckhalter, Primärkreislauf, Hauptkühlmittelpumpen, Absperrventile, Dampferzeuger) ebenfalls besondere Bedeutung zu.

6.2 Offene Fragen

- Implementierung eines Kerns mit geringer Neutronenemission an der Peripherie (low-leakage core) und Revision der Sicherheitsabstände zur Begrenzung der betriebsbedingten thermischen Spannungen.
- Umfang der Sprödbruchsicherheitsanalysen (PTS-Analysen), Liste der hypothetischen Unfallszenarien, die eine Sprödbruchsicherheitsanalyse erfordern, Anwendung konservativer Annahmen, Ausgangswert der Sprödbruch-Übergangstemperatur, Berücksichtigung der Plattierungseffekte basierend auf rechnerischen und experimentellen Untersuchungen.
- Häufigkeit der zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen der Rundnähte am RDB und der Plattierung im Bereich des Reaktorkerns,
- Voreilproben-Bestrahlungsprogramm zur Überwachung der Versprödung und dessen Modifikation im Fall wiederholter prophylaktischer RDB-Glühbehandlungen
- Zerstörungsfreie Wiederholungsprüfung mit erhöhter Häufigkeit (alle 4 Jahre 100%) an identifizierten gefährdeten Stellen der Komponenten.
- Publikation der Testergebnisse des Voreilproben-Bestrahlungsprogramms

7 Reaktorkern

7.1 Alte Auslegung der Brennstoffkassetten

Die Brennstoffkassetten und der Reaktorkern wurden in den 1950-60er Jahren entworfen und stammen vom Vorgängermodell WWER 440/230 Reaktors. Der Reaktorkern besteht aus hexagonalen Brennstoffkassetten (Brennelementen), die Brennstäbe aus Uran-Dioxid-Pellets in einer Zirkoniumlegierungshülle enthalten.

Es gibt zwei Kassetten-Typen: Feststehende und Bewegliche. Die Anzahl der feststehenden Brennstoffkassetten beträgt 312. Der untere zylindrische Teil sitzt in Bohrungen der Trägerplatte, während die oberen Teile durch eine Abstandshalterplatte nach unten gehalten werden. Die Brennstäbe sind in einem Dreiecksgitter angeordnet und werden von hexagonalen Ummantelungen aus Zirkoniumlegierung begrenzt. Die Brennstoffkassetten wiederum sind ebenfalls in einem Dreiecksgitter mit 147 mm Gitterabstand angeordnet. Jede Brennstoffkassette enthält 126 Brennstäbe.

Die Anzahl der beweglichen Kassetten ist 37. Sie bestehen aus zwei Teilen und verbindenden Elementen. Der obere Teil dient als Neutronenabsorber (borierter Stahl und Wasser). Während des Betriebs ist der Großteil der Neutronen absorbierenden Segmente aus dem Kern nach oben ausgefahren. Der untere Teil enthält Brennstäbe, die Konstruktion ist ähnlich derjenigen der nichtbeweglichen Kassetten. Aufgrund ihres erheblichen Gesamtgewichtes benötigt jede bewegliche Kassette (auch: Absorberkassette) einen leistungsstarken individuellen Antriebsmechanismus.

Offene Fragen

Inwieweit die große Masse der beweglichen Kassetten die Gefahr mechanischer Beschädigungen während des Einfallens in den Reaktorkern bei Reaktorschnellabschaltung (SCRAM) beinhaltet.

Die WWER 440er Auslegung der Brennelemente weicht derzeit von derjenigen der WWER-1000, Druckwasserreaktoren und Siedewasserreaktoren erheblich ab. Letztere enthalten keine äußeren Ummantelungen. Diese benötigen nämlich Platz im Reaktorkern, stören die Regelmäßigkeit des Brennstab-Gitters, absorbieren Neutronen sowie behindern die Kühlmiteldurchmischung. Außerdem erzeugen sie große Menge an zusätzlichem radioaktivem Abfall (die geometrische Form der Brennstoffkassetten in Mochovce 3&4 ist abgesehen von einigen Verbesserungen der physikalischen Zusammensetzung dieselbe wie diejenige des Vorläufermodells 440/230).

7.2 Reaktor-Abfahrfunktionen

Das Reaktorabfahrssystem soll mindestens zwei unterschiedliche Systeme aufweisen. Mindestens eins der Systeme soll für sich alleine in der Lage sein, schnell (innerhalb von 4 bis 6 Sekunden) den Reaktor in einen unterkritischen Zustand zu bringen, und zwar mit ausreichendem Abstand zum Betriebszustand, auch bei Auslegungsfällen unter Annahme eines Einzelfehlers³⁷.

Das Abfahrssystem der Mochovce WWER 440-Blöcke besteht aus 37 Absorberkassetten. Bei Auftreten eines automatisch oder manuell ausgelösten Signals fallen diese unter Einfluss der Schwerkraft in den Reaktorkern ein (Reaktorschnellabschaltung, SCRAM). Wegen ihres großen Gewichtes muss ihre Geschwindigkeit begrenzt werden, dies führt zu einer Verdopplung bis Verdreifachung ihrer Einfallzeit auf 10 bis 12 Sekunden.

³⁷ WENRA Reactor Safety Reference Levels, January 2007, p.12
http://www.sujb.cz/docs/WENRA_SRLs_RHWG_January2007.pdf

Offene Fragen

Das Reaktor-Shutdown-System der Mochovce Reaktoren entspricht derzeit nicht den WENRA-Anforderungen einer Reaktorschnellabschaltung (Reaktort-SCRAM).

7.3 Große Mengen an Zirkonium im Reaktorkern

Die Reaktorkerne der Generation II und III enthalten begrenzte Mengen an Zirkonium (und anderer Metalle) - der Hauptbestandteil ist Uranoxid. Gründe dafür sind die Begrenzung der parasitären Neutronenabsorption und die Reduzierung des anfallenden radioaktiven Abfalls.

Mit Blick auf schwere Unfälle sollte der Anteil an Zirkonium (und anderer Metalle) im Reaktorkern so gering wie möglich sein, um die Wasserstofferzeugung in der Abfolge des schweren Unfalls zu limitieren.

Das Gesamtgewicht der WWER-1000-Brennstoffkassetten für das KKW Temelin (Tschechische Republik) ist z.B. 766 kg, wovon UO_2 bis zu 563 kg ausmacht (71,5 % des Gesamtgewichts), der Rest ist rostfreier Stahl und Zirkoniumlegierung³⁸.

Die Brennstoffkassetten des WWER 440 haben eine äußere Zirkonium-Ummantelung. Durch diese Konstruktion ist das Gesamtgewicht der Brennstoffkassette 220 kg, wovon das UO_2 etwa 125 kg ausmacht (nur 56% des Gesamtgewichts), der Rest ist Stahl und Zirkoniumlegierung. Der relativ kleine WWER 440er Reaktorkern enthält große Mengen an Zirkonium.

Offene Fragen

Inwieweit Wasserstofferzeugung und die Gefahr von Wasserstoffbrand und -explosion eine erhebliche Gefährdung der Mochovce-Blöcke bedeuten³⁹, die möglicherweise zu vollständigem Kernschmelzen und Bersten des Druckbehälters führen könnte.

³⁸ Temelin NPP, Documents for EIA

³⁹ Development of SAM Strategy for Paks NPP on the basis of Level 2 PSA

8 Probleme des Sekundärkreislaufs

8.1 Die hochenergetischen Rohrleitungen auf der 14.7-m-Bühne

Hochenergetische Rohrleitungen (Frischdampf- und Speisewasserleitungen) verbinden die Dampferzeuger mit den Turbinen. Sie durchqueren und verlassen die hermetische Zone, verlaufen auf der 14,7-m-Bühne des Zwischengebäudes in räumlich naher Anordnung bis hinunter in die Turbinenhalle zu den Turbinen. Wegen des Fehlens einer räumlich getrennten Rohrleitungsführung können mehrfache Brüche dieser Rohrleitungen nicht ausgeschlossen werden, die zu einem schweren Unfall führen könnten. Es liegen keine Informationen über eine Neuordnung der Rohrleitungen, etwa in abgeschirmten Tunneln oder zumindest einer Installation zusätzlicher Ausschlagsicherungen vor.

Offene Fragen

Die Machbarkeit einer ausreichend getrennten Neuverlegung der hochenergetischen Rohrleitungen in abgeschirmten Tunneln oder die Installation zusätzlicher Begrenzungen (Ausschlagsicherungen).

8.2 Parallele Ausrichtung der Turbinen

Die Auslegung von Mochovce beinhaltet eine gemeinsame Turbinenhalle für beide Blöcke mit zwei Turbinen pro Block. Die Ausrichtung der Turbinen ist in ungünstiger Weise parallel zur Längsachse des Reaktorgebäudes (keine Turbinen-Insel-Anordnung⁴⁰). Außerdem ist die Umdrehungsgeschwindigkeit der Turbinen in Mochovce sehr hoch - 3000 UpM. Im Fall eines größeren Turbinenschadens könnten wegfliegende Trümmer von den Turbinenschaufeln mit großer Masse und kinetischer Energie auf der einen Seite direkt in das Reaktorgebäude fliegen und den Kontrollraum, die I&C (Leittechnik)-Räume oder auf der anderen Seite das Spannungswerk treffen, was Brände oder Beschädigungen auslösen und zu einem schweren Unfall führen könnte. Es wurde vorgeschlagen, Schaufeltrümmerbarrieren zu konstruieren und um die Niederdruckturbinenzylinder anzuordnen.

Moderne westliche Reaktoren, ebenso wie WWER-1000-Reaktoren, werden mit einer einzigen Turbine mit Ausrichtung normal (quer) zum Reaktorgebäude (Turbine-Inselanordnung⁴⁰) ausgelegt. Der Hauptgrund ist die Vermeidung von Schäden des Reaktorgebäudes und anderer wichtiger Komponenten durch hochenergetische Trümmer im Fall eines Turbinenversagens. Zusätzlich werden die meisten westlichen Turbinen mit einer Umdrehungszahl von nur 1500 Umdrehungen/Minute ausgelegt. Die Auslegung von Mochovce 1&2 beinhaltet Turbinenschaufelfragment-Barrieren um die Niederdruckturbinenzylinder. Es wird angenommen, dass diese Maßnahme auch in Mochovce 3&4 implementiert werden soll. Allerdings ist keine signifikante Beeinflussung der Gefahr durch Auswirkungen eines Turbinenversagens mit großen wegfliegenden Teilen der Turbinenschaufeln zu erwarten.

Offene Frage

Wirksamkeit der vorgeschlagenen Trümmerbarrieren.

8.3 Probleme der Leittechnik (I&C) – Auslegung mit analoger Leittechnik

Alle Typen der WWER-440-Reaktoren wurden für eine analoge Leittechnik ausgelegt. Die Blöcke 3&4 sind bereits teilweise fertig gestellt. Alle Kanäle und Korridore sind für Analog-Signale ausgelegt. Wie in dem Abschnitt 3.2 ausgeführt wurde, hat ein Areva-Siemens-Konsortium den Vertrag zur Lieferung digitaler Überwachungs-, Schutz- und Regelsysteme (I&C) für Mochovce 3&4 erhalten.

⁴⁰ G. E. Sliter, B. B. Chu, and M. K. Ravindra, EPRI Research on Turbine Missile Effects in Nuclear Power Plants, <http://www.iasmirt.org/iasmirt-3/SMiRT7/J8-5>

Offene Fragen

Die Machbarkeit der Implementierung digitaler Überwachungs- Schutz- und Regelsysteme (Leittechnik I&C) in Mochovce 3&4 in dem fortgeschrittenen Bauzustand und entsprechende Kompromisse.

9 Vergleich von Mochovce 3&4 mit der Reaktogeneration III (III+)

9.1 Reaktorgenerationen

Die Auslegung von Kernkraftwerken wird typischerweise in vier Generationen von Reaktoren aufgeteilt.

9.1.1 Generation I

Diese Reaktoren sind die ältesten Reaktoren, die in den 1950-1960ern gebaut wurde. Diese frühen Prototyp-Reaktoren wurden vor oder während der Entwicklung von Sicherheitsstandards errichtet. Beispiele: MAGNOX gasgekühlte Reaktoren in Großbritannien, die Russischen WWER 440/230, frühe Siemens-Siedewasserreaktoren. In Europa sind die meisten Reaktoren der Generation I bereits stillgelegt, einige sind in Großbritannien noch in Betrieb, sollen aber in naher Zukunft stillgelegt werden.

9.1.2 Generation II

Diese Reaktoren wurden in den 1970er und 1980er Jahren gebaut. Sie sind kommerzielle Leistungsreaktoren, im Allgemeinen entsprechend formalen Sicherheitsstandards für kerntechnische Anlagen ausgelegt:

- Gestaffeltes Sicherheitskonzept (in den überwiegenden Fällen)
- Einschaliges Volldruck-Containment für westliche DWR, wobei das WWER-Confine-ment mit Druckunterdrückungssystemen dieser Kategorie zugerechnet wird
- Begrenzter Einsatz passiver Systeme
- Sicherheitssysteme mit dem Ziel, eine Reihe von Auslegungsstörfälle zu beherrschen
- Keine Auslegung für die Beherrschung schwerer Unfälle (keine spezifischen Systeme, nur ein Unfallmanagementsystem)
- Brennstoffabbrand 30-40 MW-Tage/kg Uran.

Diese Reaktoren haben eine Leistung bis zu 1500 MW_e, eine projektierte Lebensdauer von 30-40 Jahren, die meisten sind für den Grundlastbetrieb bestimmt. Beispiele: fortgeschrittene gasgekühlte Reaktoren, SWR (Leibstadt, Olkiluoto), CANDU (Cernavoda), die französischen N4-Reaktoren (Chooz & Civaux), die deutschen Konvoianlagen (Emsland, Isar 2), Westinghouse DWR (Krško, Mühleberg), die Russischen WWER-440/213 (Mochovce, Dukovany, Paks), WWER-1000/320 (Temelín, Kozloduy 5,6). Fast alle in Betrieb befindlichen und einige in Bau befindliche Reaktoren sind von diesem Typ.

9.1.3 Generation III

Diese Reaktoren sind die nach dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik fortgeschrittenen Reaktoren mit verbesserter Sicherheit und explizit zur Beherrschung schwerer Unfälle ausgelegt:

- Vermehrte Verwendung passiver Sicherheitssysteme, um den Einfluss von Fehlhandlungen des Betriebspersonals zu vermeiden
- Für die Beherrschung auslegungsüberschreitender Unfälle vorgesehene Systeme;
- Externe Core-Catcher (Auffanggruben für die Kernschmelze) und Stabilisierung der Kernschmelze mit großen Wassermengen
- Verminderte Kernschmelzhäufigkeit - verfügbare probabilistische Sicherheitsanalysen (PSAs) deuten darauf hin, dass Generation III und III+-Auslegungen eine mittlere Kernschadenshäufigkeit von einem Faktor 5 bis 10 unter derjenigen der besten Reaktoren der Generation II aufweisen

- Verminderte Wahrscheinlichkeit radioaktiver Freisetzung nach schweren Unfällen - die mittlere radioaktive Freisetzungshäufigkeit liegt um einen Faktor 10 bis 100 unter derjenigen der besten Generation II-Auslegungen
- Digitale und automatische Regelsysteme sollen erprobt werden;
- Der Brennstoff-Abbrand wird erhöht (bis zu 70 MW Tagen/kg Uran)
- Die erzeugte radioaktive Abfallmenge wird reduziert
- Erdbebensicherheit der Standardauslegung: 0,25 – 0,3 g.

Reaktoren der Generation III haben eine verbesserte Wirtschaftlichkeit⁴¹:

- Höheres Leistungsniveau – mehr als 1000 MW_e bis zu 1700 MW_e
- Reaktoren dieser Generation haben standardisierte Auslegungen zur Beschleunigung der Genehmigung, zur Reduzierung von Kapitalkosten und Konstruktionszeit
- Die meisten dieser Reaktoren basieren auf einem modularen Konstruktionsprinzip mit einer Bauzeit von 4 - 5 Jahren
- Sie sind für längere Laufzeiten ausgelegt (typischerweise 60 Jahre)
- Sie sollen eine höhere Verfügbarkeit haben
- Die meisten dieser Reaktoren sollen im Lastfolgeregime fahren
- Der Brennelementwechsel soll einmal in 18 – 24 Monaten erfolgen, die Wartungs-Stillstände sind auf weniger als 20 Tage projektiert
- Die Turbinen haben eine erhöhte thermische und Kosteneffizienz
- Die Konstruktion ist Platz sparender.

Beispiele: Fortgeschrittene DWRs (AP1000, WWER-1000/392), fortgeschrittene CANDU, fortgeschrittene SWRs (ABWR, SWR-1000). Vier Generation III (ABWR, 1350 MW_e) Blöcke sind bereits seit 1996 in Japan in Betrieb und einige der späteren Auslegung sind in Finnland, Frankreich, Japan und China im Bau.

Generation III + sind fortgeschrittene Reaktoren mit gesteigerter thermischer und elektrischer Kapazität und verbesserter Wirtschaftlichkeit (EPR – 1600-1700 MW_e, WWER-1200 MW_e).

9.1.4 Generation IV

Reaktoren der zukünftigen Generation IV sind in der Entwurfsphase. Sechs Reaktortechnologien wurden ausgewählt, drei von ihnen sind schnelle Neutronenreaktoren. Alle Typen werden mit verbesserter Sicherheit projektiert. Sie sollen bei höheren Temperaturen als die heutigen Reaktoren betrieben werden (das bedeutet erhöhte Wirtschaftlichkeit), einige sind für die Wasserstoffherzeugung bestimmt. Die meisten werden geschlossene Brennstoffzyklen mit minimierter Menge an hoch-radioaktivem Abfall einsetzen und erhöhte Proliferationsresistenz aufweisen. Es wird davon ausgegangen, dass diese Reaktoren nach 2025 verfügbar sein werden.

9.2 Mochovce 3&4 die heutigen Generation III (III +) Reaktoren

Mochovce 3&4 wird den Reaktoren der Generation II zugeordnet. Das KKW Mochovce ist tatsächlich nicht vergleichbar mit irgendeinem KKW mit Reaktoren der Generation III (III+). Generation III und III+ Reaktoren wurden im Allgemeinen von Anfang an so ausgelegt, dass schwere Unfälle beherrscht werden können. Dies ist in Übereinstimmung mit EPRI-URD (Utility Requirements Document), dem Europäischen Anforderungskatalog EUR (European Utility Requirements)⁴² und generell den Erwartungen der KKW-Aufsichtsbehörden.

⁴¹ J. Mišák, "Evolution of Safety Assessment Approaches for Gen III Systems and Implications for Future Systems", NRI Rez, presented at INPRO Dialogue Forum on Nuclear Energy Innovations, 1-4 February 2010, Vienna: <http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/INPRO/Files/2010-Feb-DF-WS/22-Misak.pdf>

⁴² Karl-Frederic Ingemarsson, European Utility Requirements for future LWR plants actions in progress and next steps: <http://www.europeanutilityrequirements.org/opemdocs/EURGloba2003.pdf>

Zusätzliche Maßnahmen zur Unfallvermeidung und Folgenabschwächung schwerer Unfälle wurden bereits in die Auslegung der Reaktoren der Generation III und III+ einbezogen. Diese Änderungen haben generell zu geschätzten Kernschadenshäufigkeiten unter 1×10^{-6} pro Jahr geführt, die geschätzten Häufigkeiten großer radioaktiver Freisetzungen liegen unter 1×10^{-7} pro Jahr (z.B. AP1000, EPR, ABWR, WWVER-1200/MIR-1200).

Die Mochovce Blöcke 3&4 gründen auf der WWER-440/213-Auslegung der 1960-70er Jahre. Die ersten WWER 440/213 Blöcke gingen 1980 in Betrieb, dreizehn weitere in den Jahren 1982 und 1987. Der Bau der Mochovce Blöcke 3&4 wurde lange Zeit verzögert, und während es klar ist, dass solche alte Blöcke mit zusätzlichen Unfallverhütungs- und -folgenabschwächungskapazitäten modernisiert werden können, ist es zweifelhaft, dass das erzielte Sicherheitsniveau demjenigen der KKW mit Generation III und III+-Reaktoren nahe kommt.

In der folgenden Tabelle 3 ist ein Vergleich zwischen den wichtigsten Sicherheitsparametern der neuesten Russischen Reaktoren WWER-1200 (oder MIR1200)⁴³ und den vorgeschlagenen Reaktoren von Mochovce 3&4 zusammengestellt.

Tabelle 3: Vergleich zwischen den wichtigsten Sicherheitsparametern der neuesten Russischen Reaktoren WWER-1200 (oder MIR1200)⁴³ und den vorgeschlagenen Reaktoren von Mochovce 3&4

Parameter	WWVER-1200/MIR-1200	Mochovce 3&4 (WWVER-440/213)
Containment/Confinement- (Ct/Cf-) Type	Volldruck-Doppelschalencontainment mit Filtersystem im Zwischenraum zur Bestimmung der Quellterme bei schweren Unfällen	Einschaliges Druckabbau-Confinement
Ct/Cf-Auslegung und Versagensdrucke	0,5 MPa Auslegungsdruck	0,25 MPa Auslegungsdruck, 0,40 MPa Versagensdruck (Sicherheitsabstand: 0,6 mal Auslegung)
C/C - freies Volumen	69169 m ³	weniger als 12000 m ³ (freies Volumen ohne Kondensationsturm)
Ct/Cf-Wanddicke	1,2 Meter dickes inneres Containment aus Spannbeton, 2,2 Meter dickes äußeres Containment aus Stahlbeton	0,8 - 1,5 Meter dickes Stahlbeton-Confinement
Ct/Cf-Festigkeit	Der Sicherheitsabstand zum Versagen bei Drucken über dem Auslegungsdruck ist größer als ein Faktor 2 über dem Auslegungsdruck	Der Sicherheitsabstand zum Versagen bei Drucken über dem Auslegungsdruck ist nur ein Faktor 0.6
Ct/Cf-Leckrate	0,2 % des Volumens/ Tag	Auslegung: 14 % des Volumens/Tag Nach Verbesserungen: Mehr als 5 % des Volumens/Tag
Auslegung für schwere Unfälle	Als Auslegungsstörfall berücksichtigt; explizite Auslegung für schwere Unfallbedingungen	Begrenzte Nachrüstung nach dem Bau, so dass der derzeitige Stand kaum Rekonstruktionen aufweist
Leistungsniveau	3200 MW _{th} , 1260 MW _e (brutto)	1375 MW _{th} , 440 MW _e (brutto)
Regelstab-Typ	Regelkassetten	Cluster
Reaktor-SCRAM-Dauer	4 sec	12 sec

⁴³ Dr. Vitaly Ermolaev, "AES-2006", presented at Paks Conference, 3-4 June 2009
<http://paksnuclearpowerplant.com/download/1684/AES%202006%20reactor.pdf>

Schutz gegen Flugzeugabsturz	Schutz gegen den Aufprall eines schweren Flugzeugs + Panzerminen innerhalb des Containments	Confinement-Schutz gegen kleine Flugzeuge kein Schutz für das Gebäude mit dem Kondensationsturm Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente während des Brennelementwechsels ungeschützt
Erdbebensicherheit	0,25 g	ursprünglich: 0,1 g neuerdings: 0,15 g
ECCS (Notkühlsystem)	4×100% Hochdrucksystem, 4×100% Niederdrucksystem	3×100% Hochdrucksystem, 3×100% Niederdrucksystem
Ct/Cf-Wärmeabfuhr	Langzeit Containment Sprühsystem mit Wärmeabfuhr (4×50%) Passives 4 Train (4×33%) System Sprühsystem nicht verwendet	Kurzzeit Confinement-Sprühsystem (3×100%)
Primärkreislauf-Wärmeabfuhr	Notkühlwasser (aktiv), passives Wärmeabfuhrsystem (PHRS, passiv, 4×33%), RHR (4×50%)	Notkühlwasser (aktiv), RHR
Management von Reaktorkerntrümmern	Auffanggrube für die Kernschmelze außerhalb des Druckbehälters	Fehlen einer Auffanggrube für die Kernschmelze In-Vessel Retention, presumed to be proven by calculation, no experimental validation identified
PSA Ergebnisse	CDF = 5.94E-7 LERF = 1.8E-8 (Werte für den LNPP-2)	Nicht bekannt
Kühlung der Generatoren	Wasser	Wasserstoff (Gefährdung von Brand in der Turbinenhalle bei Turbinen/Generator-Versagen)
Turbinen Ausrichtung	günstig (quer zum Reaktorgebäude)	ungünstig (parallel zum Reaktorgebäude)
Lebensdauer	60 years	30 – 40 years
EUR Zertifizierung	2007	Nicht beantragt

10 Erdbebengefährdung des Standorts

10.1 Stand der Bewertung des Standorts

Die seismische und neotektonische Aktivität des Standorts für das Slowakische Kernkraftwerk Mochovce war Gegenstand kontroverser Diskussionen seit mehr als 15 Jahren. Bei bilateralen Treffen, so genannten "Walkdowns" und nachfolgenden akademischen Seminaren trafen Slowakische und Österreichische Geowissenschaftler mehrfach zusammen, um die Frage der seismischen Aktivität am Standort Mochovce (EMO 1&2 und EMO 3&4) zu diskutieren. Da einige Fragen bis heute nicht im Detail behandelt wurden, gibt es nach wie vor offene Fragen, insbesondere über die neotektonische Aktivität und konsequenterweise über die Größe der - ein sicheres Abfahren des Reaktors ermöglichende - Erdbebenstärke SSE (safe shutdown earthquake).

10.2 Diskrepanzen bei vergangenen Verhandlungen und Meetings

10.2.1 Im Bereich der südlichen Slowakei beobachtete Erdbebenintensitäten

Der Hauptdissens in der Vergangenheit betraf die Bestimmung des SSE (safe shutdown earthquake: Erdbebenstärke, bei der noch ein sicheres Abfahren des Reaktors möglich ist). Entsprechend der Projektdokumentation durch SE und Electricité de France im Jahr 1994⁴⁴, wurde ein Auslegungserdbeben mit einer Intensität von 5° (MSK-64) gewählt und bei den Berechnungen wurde ein Erdbeben der Stärke I = 6° berücksichtigt. In den Jahren 1998 - 1999 bestanden Duchac et al.⁴⁵ auf einem maximalen historischen Erdbeben im Intensitätsbereich 6° - 6,5° MSK, d.h. sie ignorierten die Feststellungen von Gutdeutsch^{46 47}. Basierend auf den historischen Erdbebenkatalogen bewertete Gutdeutsch die maximale Erdbebenintensität mit MSK 8° für den Standort Mochovce, da zwei historische Erdbeben eine Intensität von 8° MSK erreicht hatten und eines, dass vermutlich an der Vepor-Rab Bruchlinie stattgefunden hat, 9° MSK erreichte. Unter der Annahme - entsprechend dem deutschen KTA-Regelwerk - dass ein solches Erdbeben auch an einem Punkt der aktiven Vepor-Rab-Linie stattfinden kann, die in der Nähe des Standorts ist, kommt Gutdeutsch zu einem geschätzten Intensitätswert von 8° MSK und einer Stärke von M = 6,0 für das Auslegungserdbeben. Entsprechend dem Tschechischen Regelwerk ist MSK 8° ein Ausschlusskriterium für einen Standort, während MSK 7° unter partiellen Ausschluss fällt. Es ist daher sehr wichtig, auf das Kapitel 5.45, p.101 der EIA von AEA Technology⁴⁸ hinzuweisen. Darin wird eine "maximale Intensität" mit I = 6 bis 6,5 auf der MSK-Skala am Standort Mochovce mit einer Wiederkehrzeit von 10.000 Jahren angegeben. Diese Aussage von Karnik et al.1988⁴⁹, es habe nur ein

⁴⁴SE & Electricite de France 1994: Beteiligungsprogramm für die Öffentlichkeit, Projektdokumentation. III – Sicherheitsbericht. Generelle Zusammenstellung & Anhang B; In: Nuclear Safety Improvement Program in Slovak Republic, Safety upgrade and completion of unit 1&2 of the Mochovce NPP. Auszug: 78p, 23 figs., Bratislava - Wien

⁴⁵ National Report of the Slovak Republic Compiled According to the Terms of the CNS, 1998, p.124; National Report of the Slovak Republic; Answers to Questions, 1999, p.59

⁴⁶ Gutdeutsch, R., Grünthal, G. & Musson, R., (eds.), 1992: Historical Earthquakes in Central Europe. Monographs Vol. 1, Abhandlungen der Geol. B.-A., 48, Wien, 109 p.

⁴⁷ Gutdeutsch, R., 1995: Seismic Risk Assessment at Mochovce NPP Site. In: KROMP, W. (ed.), Public Participation Procedure NPP Mochovce. Comments of the Austrian Government, Risk Research Report 12b, Institute of Risk Research, University of Vienna, Vienna, pp. 6-43 – 6-58.

⁴⁸ AEA Technology, 1994: Environmental Impact Assessment (EIA); in: SE and EdF. Nuclear safety Improvement Programme in Slovak Republic, Safety Upgrade and Completion of Units 1 & 2 of Mochovce NPP; Public Participation Programme. Project Documentation Part V, Bratislava

⁴⁹ Karnik, V., Prochazkova, D., Schenk, V., Schenkova, Z. & Broucek, I., 1988: Seismic zoning map of Czechoslovakia – version 1987; Studia Geophysica & Geodaetica 32, 144-150.

historisches Erdbeben der Intensität 6 – 7 in der Region Mochovce stattgefunden, ist definitiv falsch, da sie nur auf historischen Aufzeichnungen über etwa 500 Jahren basiert. Daher wird die Erdbebengefährdung in dem EIA-Dokument stark unterschätzt (teilweise zitiert aus Gutdeutsch, 1995⁴⁷).

10.2.2 Maximale horizontale Peak-Bodenbeschleunigung (MHPGA)-Werte, bezogen auf die erwarteten Intensitäten starker Erdbeben

MHPGA ist ein wichtiger seismischer Inputparameter gemessen in g, - der Wert von 0,1 g entspricht einer Beschleunigung 1 m/s^2 . Gebäude und Strukturen sind so ausgelegt, dass sie einem bestimmten MHPGA-Wert standhalten können. Die Abschätzung von MHPGA basiert auf makroseismischen Intensitäten von Erdbeben. Einige nationale und internationale Experten diskutierten die Intensitäten historischer Erdbeben, der Relation zu möglichen g-Werten und den Bruchlinien-Aktivitäten, sowie die unterschiedlichen seismogenen Zonen, die in den seismotektonischen und Gefährdungsmodellen verwendet wurden. Die Frage einer geeigneten Festlegung seismischer Zonen und die angemessene Auswahl einer maximalen Magnitude für die verschiedenen Zonen wurden mehrfach von den österreichischen Experten aufgeworfen. Das Österreichische Bürgerbeteiligungsverfahren⁵⁰ bezieht sich auf DOE-Analyse von 1998⁵¹, in der der Standort Mochovce als in einer Region mit "hohen" seismischen Aktivitäten liegend charakterisiert wird. Die DOE-Analyse spezifiziert eine Nahfeld-Intensität von 6, entsprechend Bodenbeschleunigungen von 0,025 - 0,05 g, und eine Fernfeld-Intensität von 7, entsprechend einer Bodenbeschleunigung von 0,05 - 0,1 g.

Eine frühere kritische Stellungnahme von Electricité de France (Barrau & Ravel, 1994)⁵² ist nicht überraschend: "Während die Anlage ursprünglich erdbebensicher ausgelegt war, wurde eine Anzahl von Problemen identifiziert und die Erfordernis einer umfassenden Neubewertung erhoben, die Erdbebengefährdung des Standorts wurde unterschätzt; Klassifikationen und Erdbeben-Klassifizierungen sicherheitsrelevanter Komponenten sind nicht systematisch".

Die ursprüngliche Auslegung des KKW Mochovce hat nach Janke⁵³ ein Erdbeben der Intensität 4 MSK-64 als SSE angenommen, sowie einen MHPGA -Wert von 0,06 g. Es ist interessant anzumerken, dass der AEA-Bericht (1994)⁴⁸ weder ein Auslegungserdbeben erwähnt, noch ein SSE, sondern sich nur auf eine "maximale Intensität" bezieht. Weiters stellen Janke et al. fest: Die seismischen Inputparameter wurden entsprechend der gegenwärtigen internationalen Praxis neu bewertet: Stärke 7° MSK-64 für SSE entsprechend einem minimalen MHPGA-Wert von 0,1 g. Die Autoren kommen zu dem Schluss: "Allerdings konnte mit dem Auslegungswert von 0,1 g kein konservativer Sicherheitsabstand nachgewiesen werden". Der kritische Punkt ist die seismotektonischen Zonenbildung mit einem Ausschlussbereich von 50 km."

Es muss angemerkt werden, dass sich die Relation zwischen der Intensität und der Bodenbeschleunigung in den nationalen Regelwerken stark unterscheidet. Für eine Intensität von $I = 7^\circ$ MSK wird ein Wert von 0,1 g von Murphy & O'Brian 1977⁵⁴ angenommen. Dieser Wert wurde auch von der IAEA als minimaler Wert für Standorte in aseismischen Regionen emp-

⁵⁰ Public Participation Procedure NPP Mochovce; Walkdown, important follow-up meetings & preliminary evaluation of the Riskaudit-report, IRR report 12, University of Vienna, 1995.

⁵¹ DOE, 1989: US Department of Energy's steam analyses of soviet designed VVERs, DOE/NE-0086, Rev.1, Background appendices.

⁵² Barrau, P. & Ravel, J.-Y. 1994: Mochovce 1&2, safety assessment and upgrading. Nuclear Europe worldscan 3-4, p. 66-67

⁵³ Janke, R., Amri, A., Duchac, A., Mattei, J.-M., Schulz, H. & Wolff, H., 1999: Safety of the Mochovce NPP in Comparison with Western Safety Requirements. EUROSAFE, Paris, 25 p.

⁵⁴ Murphy, J.R. & O'Brian, L. J., 1977: The correlation of peak ground acceleration amplitude with seismic intensity and other physical parameters. – Bull.Seism.Soc.Amer., 67, 877-915.

fohlen. Das neue Russische Regelwerk (1986) setzt 7° MSK mit 0,19 g, das deutsche KTA-Regelwerk mit bis zu 0,22 g und das Französische SCSIN mit 0,25 g an.

Mitglieder einer internationalen Expertengruppe haben während des bilateralen zweiten "Walkdowns" und den nachfolgenden Verhandlungen⁵⁵ bereits die Berücksichtigung höherer g-Werte (0,21 g nach Hinzen, K.-G.,⁵⁶ und 0,25 g nach Horvath, F. et al.,⁵⁵) vorgeschlagen.

10.3 Wichtigste offene Fragen in der Diskussion zur Erdbebensicherheit

10.3.1 Beschreibung

Slowakische Wissenschaftler haben ein Netzwerk von Stationen zur Überwachung der mikroseismischen Aktivitäten in Betrieb genommen. Neue Daten zu kürzlichen Erdbeben - jünger als 2003 - die mit diesem Programm erfasst wurden, demonstrieren die Aktivitäten einiger Bruchlinien⁵⁷. Diese Daten können Hintergrundinformation für paleoseismologische Untersuchungen liefern, die noch für die wichtigsten Verwerfungslinien durchgeführt werden müssen. Dies Daten widersprechen der Feststellung in einem Abstract ohne Angaben von Details von Kalinina et al., 2009 beim EGU 2009. Darin wird eine tektonische Aktivität für die Region um Mochovce als nicht wahrscheinlich bezeichnet.

Ein wichtiger offener Punkt betrifft den freien Informationsfluss. Die Erfahrung vergangener Verhandlungen zeigt, dass wissenschaftliche Ergebnisse vollständig oder partiell geheim gehalten werden, so dass keine offene Diskussion möglich ist. Wenn anderswo paleoseismologische Untersuchungen durchgeführt werden, wird die wissenschaftliche Community eingeladen, die Ergebnisse zu sehen und vor Ort zu diskutieren.

Nach intensivem Studium der publizierten Daten (Bericht und Referenzen)⁵⁸ bleiben die folgenden Punkte offen:

Ergebnisse der publizierten wissenschaftlichen Untersuchungen in Ostösterreich, Westungarn, West- und Nordslowakei zeigen eine anhaltende neotektonische Aktivität in diesen Regionen, während eine neotektonische Aktivität erstaunlicherweise von den Slowakischen Berichten und Veröffentlichungen für die Südslowakei verneint wird. Diese Diskrepanz scheint in Zusammenhang mit den verschiedenen Meinungen über die Fortsetzung der Vepor-Raba-Verwerfungslinie zu stehen.

Untersuchungen der jüngsten tektonischen Geschichte der Bruchlinien nahe der Region Mochovce liegen nicht vor. Die PGA (Peak-Bodenbeschleunigung)-Werte in verschiedenen Gefährdungs-Karten (GSHAP, GPI-Savba, Mochovce NPP-site) unterscheiden sich in einem bemerkenswerten Maß.

Paleoseismologische Untersuchungen wurden noch nicht vorgestellt.

Neue seismologische Daten, die auf jungen Bruchlinien-Aktivitäten hinweisen, wurden nicht in die probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse PSHA (probabilistic seismic hazard assessment) aufgenommen. Mögliche Auswirkungen von Erdbeben geringer Magnitude/hoher Beschleunigung (maximale Magnitude M_w zwischen 4 und 5) wurden für die Karpa-

⁵⁵ Kromp, W. (project coordinator), 1999: Site-related Seismicity of Mochovce NPP, Walkdown II Follow-Up, with contributions by: Hinzen Klaus-G., Horváth Ferenc, Tóth Laszlo, Zsfros Tibor, Dövényi Péter, Csontos László, Zsiros Tibor, Kohlbeck Franz, Lahodynsky Roman, Lomnitz Cinna, Prologovic Eduard, Kuk Vlado, Tomljenovic Bruno, Suhadolc Peter. Risk Research Report 33. IRR, University of Vienna

⁵⁶ Lahodynsy, R. & Peresson, H. (project coordinator), 1998: Seismotectonic seminar, Geocenter Vienna, May 12th 1998, with contributions by Bada, Brückl, Camelbeek, Vanneste & Meghraoui, Gangl, Häusler & Leber, Hinzen et al., Horvath, Janotka & Viskup, Jarosinski, Kohlbeck, Labak, Hammerl & Gutdeutsch, Lahodynsky, Peresson & Decker, Schenk & Schenkova, Toth & Monus, Viskup, Zuchiewicz. Risk Research Report 21d. IRR, University of Vienna.

⁵⁷ Annual Reports of the Geophysical Institute of the Slovak Academy of Sciences, <http://gpi.savba.sk>

⁵⁸ <http://gpi.savba.sk>

ten-Pannonische Intraplattenregion nicht berücksichtigt, dadurch könnte die Erdbebengefährdung der Region künstlich reduziert worden sein

10.3.2 Schlussfolgerungen

Es scheint, dass die wesentlichen Schwachstellen ihren Ursprung in der Geschichte der Planung der KKW Mochovce und den Erdbebensicherheits-Erfordernissen der damaligen Zeit haben. *"Im Jahr 1992, lange nachdem die detaillierte Auslegung der Anlage fertig gestellt war, wurde ein Auslegungserdbeben mit 0,06 g spezifiziert und ein 10.000-Jahr-Erdbeben auf 0,1 g geschätzt."* Entsprechend der Arbeit des Slowakischen Geologen Mahel⁵⁹, ist das Surany Bruchliniensystem aktiv und setzt sich in die Banska Bystrica-Region "versteckt zwischen dem jungen Vulkanismus" fort. Der "Safety Upgrade Summary Report" von 1994 verwirft diese Ergebnisse, indem festgestellt wird, dass *"Mochovce zentral in einem relativ stabilen Block der weitgehend von den Hauptquellen seismischer Gefährdung isoliert ist, liegt"*. Diese Annahme ist der Hauptgrund für die Festlegung des niedrigen Auslegungserdbebens und niedrigen SSW (Erdbeben, bei dem der Reaktor noch sicher abgefahren werden kann). Aber die zerstörenden Erdbeben in den 70er und 80er Jahren (Haicheng, Tangshan) haben gezeigt, dass seismische Gefährdungen auch von Intraplate-Erdbeben nicht vernachlässigbar sind.

Wichtige Empfehlungen der IAEA wurden in der PSHA (probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse) nicht berücksichtigt. Bezüglich der Erdbebenzonen-Festlegung, auf der die PSHA basiert, empfiehlt die IAEA *"die Grenzen der Bereiche, die höhere Maximalwerte der Magnitude M_{max} oder der Intensität I_{max} erlauben, müssen sorgsam in Hinblick auf die beobachtete seismische Aktivität und Geologie erklärt werden"*. *"Es wird empfohlen, dass alternative Modelle aus anderen Quellen verwendet werden, um die Unsicherheiten dieses Teils darzustellen."* Die Modelle der aktuellen Gefährdungsanalyse werten keine Unsicherheiten für die Erdbebenzonen nahe EMO aus.

Nach einem deterministischen Verfahren zur Bestimmung eines MHPGA-Wertes (maximale horizontale Peak-Bodenbeschleunigung) für den Standort des KKW Mochovce aus den starken Erdbeben in der historischen Vergangenheit (Banska Stiavnica 1441, $I_0 = 8$; Kremnica 1443, $I_0 = 8$; Komarno 1763, $I_0 = 9$) sollte eine Intensität von $I = 9$ (MSK) für den Standort berücksichtigt werden. Daraus folgt ein Minimalwert von 0,21 g für die Erdbebenauslegung. Der Wert stellt noch immer eine Unterschätzung dar, da das Kremnica-Erdbeben von 1443 offensichtlich nicht das größte Erdbeben war, das in einer Periode von 10.000 Jahren in der Certovica Bruchlinie auftreten könnte⁵⁵. Die Bewertung der Erdbebengefährdung am Standort des KKW Mochovce muss daher paleoseismologische Untersuchungen über Bruchlinien-Aktivitäten, insbesondere an der Vepor – Raba Bruchlinie berücksichtigen. Das KKW Mochovce liegt weniger als 10 km von dieser Hauptbruchlinie entfernt.

Eine maximale Magnitude von $M_w = 7$ resultiert aus paleoseismologischen Untersuchungen von Decker, Beidinger & Hintersberger (2011, Vortrag beim Geological Survey) für die seismogene Zone entlang der Bruchlinie des Wiener Beckens. Ähnliche Studien für das Ungarisch-Slowakische Donau-Becken und angrenzende Bereiche sind erforderlich, wurden aber bisher nicht ausgeführt.

Für ein ähnliches KKW, das in Paks/Ungarn in Betrieb ist, wurde eine aktuelle Fortschreibung der Risikobewertung und eine teure Ertüchtigung ausgeführt. Die Erdbebensicherheit des KKW Paks wurde auf ein Niveau von 0,25 g heraufgesetzt (Horvath et al., 1998 in Kromp, W., ed., 1999⁵⁶).

⁵⁹ Vanek, J. & Mahel, M. (eds.), 1979: Geodynamik Investigations in Czechoslovakia. International Geodynamics Project, Final report of Czechoslovakia, Slovak Academy of Sciences, VEDA, Bratislava, 281 p.

10.3.3 Offene Fragen

- Die Verwendung der neuesten mikroseismischen Daten für die Durchführung paleoseismologischer Untersuchungen
- Die Anwendung einer seismischen Zonenfestlegung und seismotektonischer Modellierung entsprechend den Empfehlungen der IAEA
- Weitere Untersuchungen der Bruchlinien in der Region nahe dem Standort des KKW Mochovce und paleoseismologische Untersuchungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik
- Abschätzung der Kosten einer Ertüchtigung von Mochovce 1-4 auf ein SSE-Niveau mit 0,25 g Bodenbeschleunigung.

11 Radioaktive Emissionen in die Atmosphäre während des Normalbetriebs

11.1 Allgemeine Information

Während des Normalbetriebs von Kernkraftwerken (Vollastbetrieb) werden radioaktive Nuklide mit gasförmigen/Aerosolen und flüssigen Ableitungen in die Umwelt emittiert. Gasförmige Abgaben werden durch die Kamine in die Atmosphäre freigesetzt und können grenzüberschreitende Auswirkungen haben.

In der Regel gibt es in allen Ländern mit in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken nuklidspezifische Grenzwerte für die jährlichen (in einigen Ländern für die täglichen) gasförmigen radioaktiven Freisetzungen aus kerntechnischen Anlagen.

In allen Ländern werden radioaktive Emissionen von Edelgasen, Jod 131 (äquivalent zu I-131 und Jodisotopen) und langlebigen Aerosolen, üblicherweise mit Halbwertszeiten von mehr als 24 Stunden (Aerosole) separat limitiert und gemessen.

In den meisten westlichen Ländern gibt es standortspezifische Grenzwerte (Deutschland, Frankreich, Schweiz).

In einigen Ländern werden die Emissionen des radioaktiven, langlebigen Tritiums (Halbwertszeit 12,3 Jahre) begrenzt und gemessen, z.B. KKW in Deutschland, Frankreich, Spanien, Schweden.

Zusätzlich werden in einigen Ländern die Emissionen des langlebigen Radionuklids Kohlenstoff-14 (Halbwertszeit 5370 Jahre) begrenzt und gemessen (in allen KKW in Deutschland, an 6 Standorten in Frankreich, in Vorbereitung in Schweden und in allen KKW in der Schweiz).

In allen Ländern gibt es Grenzwerte für die jährliche effektive Dosis kritischer Bevölkerungsgruppen infolge gasförmiger radioaktiver Ableitungen und Abwasser. Da es im allgemeinen nicht möglich ist, die von einer Anlage in die Umwelt freigesetzten radioaktiven Substanzen aufzuspüren und zu verfolgen (bestenfalls in einigen spezifischen Fällen), kann die radioaktive Belastung der Öffentlichkeit nur durch Migrations- und Nahrungsmittelketten-Modelle abgeschätzt werden. In den meisten Ländern werden für diese Berechnungen der zusätzlichen Dosis für kritische Personengruppen nur Edelgase, I-131 und Aerosole berücksichtigt.

Information über die gasförmigen radioaktiven Emissionen ist verfügbar in den Nationalen Berichten der Unterzeichnerstaaten der Convention on Nuclear Safety und der Joint Convention, in den Jahresberichten der Betreiber und Aufsichtsbehörden, etc. Die meisten Berichte sind in der Datenbasis der IAEA zu finden⁶⁰. Die meisten (aber nicht alle) Länder geben Daten an zu den emittierten Radionukliden, nuklidspezifische Grenzwerte für gasförmige Freisetzungen und gemessene Emissionen. In der Regel werden Grenzwerte für die zusätzliche jährliche Belastung der Bevölkerung in den Berichten angegeben und Berechnungen für die effektiven Dosen.

Im folgenden Abschnitt werden die radioaktiven Freisetzungen in die Atmosphäre im Jahr 2003 aus verschiedenen Europäischen KKWen im Jahr 2003 verglichen. Die Informationen wurden hauptsächlich aus Nationalen Berichten von 2004 an die Convention on Nuclear Safety und nationalen Berichten an die Joint Convention entnommen.

Vollständige Angaben über radioaktive Freisetzungen von Slowakischen KKW sind nur für 2003 verfügbar, daher dient dieses Jahr als Basis für die Vergleiche.

Es werden zwei Typen von Zahlen angegeben - zuerst die gesamten gasförmigen Emissionen (in MBq oder TBq) aus allen Reaktoren eines bestimmten Landes. Unter Verwendung

⁶⁰ <http://www-ns.iaea.org/>.

der netto-Stromerzeugung werden dann spezifische (normalisierte) Emissionen (pro Einheit der netto-Stromerzeugung) berechnet (MBq/TWh oder TBq/TWh). Spezifische Freisetzungen können zum Vergleich von unterschiedlichen Reaktoren herangezogen werden.

Vollständige Informationen werden für die Freisetzungen der Slowakei, Deutschlands und Frankreichs dargestellt sowie Endergebnisse für andere Länder.

11.2 Freisetzungsdaten der Slowakischen Republik

Im Jahr 2003 waren sechs Leistungsreaktoren in der Slowakei an zwei Standorten in Betrieb (zwei WWER 440/230 und vier WWER440/213). Die gesamte elektrische Kapazität (netto) war 2442 MW und die erzeugte elektrische Energie (netto) 17,864 TWh. Die Blöcke 1 und 2 von Bohunice V1 wurden am 31.12.2006 bzw. 31.12.2008 abgeschaltet.

11.2.1 Freisetzungsgrenzen und 2003 gemessene Daten

Die Grenzwerte für gasförmige Freisetzungen werden für drei Kategorien von Radionukliden definiert: Edelgase, I-131-Äquivalent und Gesamtaerosole (Halbwertszeit größer 24 h). Diese Werte sind nicht standortspezifisch, obwohl dies in westlichen Ländern üblich ist. Die Grenzwerte sind vergleichbar mit denjenigen für das KKW Loviisa/Finnland (ausgestattet mit ähnlichen Reaktoren) und den KKW mit gleichen Reaktoren in Ungarn und der Tschechischen Republik.

Tabelle 4: Grenzwerte (GW) für gasförmige Emissionen aus Slowakischen KKW und Messdaten für das Jahr 2003

Standort	Edelgase		I-131		Aerosole	
	GW	Emiss.	GW	Emiss.	GW	Emiss.
	TBq	TBq	MBq	MBq	TBq	TBq
Bohunice	8000	17,417	244000	279,111	318500	166,71
Mochovce	4100	10,81	66500	1,93	169000	12,52

Emissionen von Tritium und Carbon-14 sind nicht begrenzt und werden nicht gemessen (Es wird zwar erwähnt, dass diese Radioaktivität ebenfalls kontinuierlich gemessen wird, allerdings wurden keine Daten vorgelegt)..

Es gibt keine Angaben über behördlich festgelegte Grenzwerte für Mochovce 3&4.

In der folgenden Tabelle 5 werden die gesamten gemessenen gasförmigen radioaktiven Freisetzungen aus Slowakischen KKW im Jahr 2003 zusammengestellt.

Tabelle 5: Gesamte gemessene gasförmige Freisetzungen aus Slowakischen KKW im Jahr 2003

	RG TBq	I-131 MBq	Aerosole MBq	I-131 +Aerosole MBq
Gesamte gasförmige Freisetzungen	28,227	281,041	179,23	460,271

In der folgenden Tabelle 6 werden die berechneten spezifischen Freisetzungen aus Slowakischen WWER im Jahr 2003 angegeben.

Tabelle 6: Berechnete spezifische Freisetzungen aus Slowakischen WWER im Jahr 2003

Slowakische WWER		2003
Edelgase	TBq/TWh	1,58
I-131	MBq/TWh	15,732
Aerosole	MBq/TWh	10,033
I-131 + Aerosole	MBq/TWh	25,765

Der Grenzwert für die jährliche effektive Strahlungsdosis aus nuklearen Aktivitäten für jeden Bürger ist nach den Vorschriften 1 mSv. Die maximale effektive Jahresdosis durch gasförmige radioaktive Freisetzungen im Jahr 2003 für Kinder, die im Bereich um das KKW Bohunice leben, wurde mit 0,076 bis 0,093 μ Sv und für Kinder, die im Bereich um das KKW Mochovce leben, mit 0,48 bis 0,67 μ Sv berechnet.

Es muss angemerkt werden, dass in 2004 die Freisetzungen aus dem KKW Bohunice höher waren, wie die folgende Tabelle 7 zeigt.

Tabelle 7: Freisetzungen aus dem KKW Bohunice im Jahr 2004

Jährliche gasförmige und Aerosol-Freisetzungen aus dem KKW Bohunice in die Atmosphäre im Jahr 2004 ⁶¹	
Edelgase	40,8 TBq
Iod	3680 MBq
Aerosole	150 MBq

11.3 Daten für Freisetzungen in westlichen Ländern

11.3.1 Deutschland

In Deutschland waren 2003 19 Kernreaktoren an 13 Standorten in Betrieb (13 DWR und 6 SWR, alle Siemens-Konstruktionen). Die gesamte installierte Stromerzeugungskapazität (netto) war 21.693 MW und die erzeugte Strommenge 157,433 TWh. Die 2003 Netto-Stromproduktion der DWR war 109,906 TWh und die der SWR 47,537 TWh. Am 13.11.2004 wurde das KKW Stade, ein 640 MW_e-DWR abgeschaltet und stillgelegt.

11.3.1.1 Freisetzungsgrenzwerte und im Jahr 2003 gemessene Daten

In Deutschland sind keine nuklidspezifischen Grenzwerte definiert. Die Grenzwerte werden durch Dosisbeschränkungen für kritische Personengruppen der Bevölkerung implementiert. Die technische Auslegung der Anlagen muss so geplant werden, dass die Strahlenbelastung der Bevölkerung durch die Freisetzung von radioaktivem Material aus den Anlagen über die Luft oder das Wasser einen effektive Dosisgrenzwert von 0,3 mSv pro Jahr nicht übersteigt.

In der folgenden Tabelle 8 sind die gemessenen Werte der radioaktiven, gasförmigen Freisetzungen aus deutschen KKW im Jahr 2003 zusammengestellt. Sie werden nach fünf Kate-

⁶¹ National Report of Slovak Republic to JC, June 2008. p.62

gorien von Radionukliden aufgeführt: Edelgase, Aerosole, I-131 Äquivalent, Tritium und C-14.

Tabelle 8: Gasförmige radioaktive Freisetzungen aus deutschen KKW gemessen im Jahr 2003

Reaktor	Edegase	Aerosole	I-131	Tritium	C-14
	TBq	MBq	MBq	TBq	TBq
DWR					
Obrigheim	1,3	0,21	0,022	0,098	0,062
Stade	1,7	0,11	2,4	0,65	0,095
Biblis A	0,38	1,5	0,023	0,48	0,31
Biblis B	0,44	0,22	0,19	0,19	0,2
Neckar 1	0,44	0,3	0,074	0,12	0,23
Unterweser	3,0	0,73	< MDL	0,42	0,069
Grafenrheinfeld	0,076	1,7	< MDL	0,25	0,26
Grohnde	0,28	0,11	8,6	0,58	0,36
Philippsburg 2	3,2	0,18	0,39	0,29	0,22
Brokdorf	1,7	< MDL	1,5	0,25	0,33
Isar 2	0,28	< MDL	< MDL	0,48	0,54
Emsland	0,15	0,023	< MDL	1,4	0,4
Neckar 2	0,35	0,053	< MDL	0,2	0,22
SWR					
Brunsbüttel	0,74	4,8	1,8	0,044	0,17
Isar 1	0,98	< MDL	6,9	0,067	0,31
Philippsburg 1	0,066	3,5	6,1	0,035	0,55
Krümmel	1,2	7,5	260	0,038	0,098
Gundremingen	1,4	0,043	46	1,2	0,98

Anmerkung: < MDL: unter der Nachweisgrenze

In der folgenden Tabelle 9 werden die gesamten im Jahr 2003 gemessenen gasförmigen radioaktiven Freisetzungen aus deutschen DWR und SWR dargestellt.

Tabelle 9: Gesamte gasförmige radioaktive Freisetzungen aus deutschen DWR und SWR gemessen im Jahr 2003

Gesamte gasförmige Emission 2003	Edelgase TBq	Aerosole MBq	I-131 MBq	I-131 + Aerosole MBq	Tritium TBq	C-14 TBq	Edelgase + Tritium TBq
DWR	13,3	5,14	13,2	18,34	5,4	3,30	18,70
SWR	4,39	15,84	320,8	336,64	1,38	2,11	5,77
Gesamt Deutschland	17,69	20,98	334	354,98	6,78	5,41	24,47

Die berechneten spezifischen Freisetzungen im Jahr 2003 von deutschen DWR und SWR sind in der folgenden Tabelle 10 zusammengestellt.

Tabelle 10: Berechnete spezifische Freisetzungen aus deutschen DWR und SWR im Jahr 2003

2003 Normalisierte Freisetzungen		DWR	SWR
Edelgase	TBq/ TWh	0,121	0,092
Aerosole	MBq/TWh	0,0468	0,333
I-131,	MBq/TWh	0,120	6,75
I-131 + Aerosole	MBq/TWh	0,167	7,082
Tritium,	TBq/ TWh	0,049	0,029
Edelgase + Tritium	TBq/ TWh	0,170	0,121
C-14	TBq/ TWh	0,030	0,044

11.3.1.2 Dosis-Grenzwerte für die Bevölkerung und für 2003 berechnete Werte

Nach den Deutschen Vorschriften ist der Grenzwert für die zusätzliche jährliche Effektivdosis aus kerntechnischen Anlagen für jeden Bürger 1 mSv. Die effektive jährliche Dosis für die am meisten exponierte Bevölkerungsgruppe in der Umgebung von Kernkraftwerksstandorten über gasförmige Freisetzungen und Abwasser ist auf 300 μ Sv begrenzt.

Im dritten Nationalen Bericht von Deutschland sind für das Jahr 2003 keine berechneten Ergebnisse für kritische Gruppen der Bevölkerung aufgeführt.

11.3.2 Frankreich

Im Jahr 2003 waren in Frankreich 2003 58 von Framatome gebaute Kernreaktoren an 19 Standorten in Betrieb. Der Kraftwerkspark umfasst 34 DWR mit je 900 MW_e, 20 DWR mit je 1200 MW und 4 DWR mit je 1450 MW. Die gesamte installierte Stromerzeugungskapazität (netto) war 60400 MW und die erzeugte elektrische Energie (netto) 420,7 TWh.

11.3.2.1 Freisetzungsgrenzwerte und im Jahr 2003 gemessene Daten

Die Grenzwerte für gasförmige Freisetzungen aus Französischen KKW sind für zwei Gruppen von KKW definiert. Für die meisten Standorte basieren die Grenzwerte auf den Spezifikationen von 1974 und für 6 Standorte basieren die Grenzwerte auf den Spezifikationen von 1995. Ein Update der Freisetzungsgrenzwerte für alle Standorte in naher Zukunft ist geplant.

Für die erste Gruppe sind die Grenzwerte der gasförmigen Emissionen standortspezifisch für zwei Radionuklidgruppen definiert: Edelgase + Tritium und I-131-Äquivalent + Aerosole. Diese Kategorisierung ist spezifisch für Französische KKW; um einen Vergleich mit den Freisetzungen aus anderen Europäischen KKW zu machen, müssen deren Freisetzungen in die von Frankreich definierten Radionuklidgruppen zusammengefasst werden. Die Grenzwerte und die im Jahr 2003 gemessenen Werte für gasförmige Freisetzungen aus französischen KKW basieren auf den Spezifikationen von 1974 sind in der folgenden Tabelle 11 zusammengestellt.

Tabelle 11: Grenzwerte und 2003 gemessene Werte der gasförmigen radioaktiven Freisetzungen aus französischen KKW basierend auf den Spezifikationen von 1974

Standort	Edelgase + Tritium		I-131 + Aerosole	
	Grenzwert	Emission	Grenzwert	Emission
	TBq	TBq	MBq	MBq
Le Bugeu	2590	1,73	111000	66
Cattenon	3300	7,12	110000	186
Chooz	330	2,05	11000	327
Civaux	330	1,5	11000	59
Cruas-Meysee	2300	3,8	75000	69
Dampierre-en-Burly	2220	3,72	74000	86
Fessenheim	1480	0,93	111000	14
Golfech	1650	2,74	55000	83
Gravelines	3400	12,3	110000	499
Nogent-sur-Seine	1650	11,3	55000	46
Penly	1650	28,7	55000	161
Le Tricastin	2220	9,64	74000	107
Gesamt 2003		65,53		1703

Für die zweite Gruppe von Standorten sind die Grenzwerte nach Radionukliden in fünf Kategorien spezifiziert: Edelgase, Tritium, C-14, I-131 Äquivalent und andere (Aerosole). Der Anpassungsprozess für die Grenzwertfestlegung für die anderen KKW ist derzeit im Gang. Die Grenzwerte und die im Jahr 2003 gemessenen Freisetzungen aus französischen KKW basieren auf den Spezifikationen von 1995 sind in der **Error! Not a valid bookmark self-reference.** Tabelle 12 zusammengestellt.

Tabelle 12: Grenzwerte (GW) und im Jahr 2003 gemessene gasförmige radioaktive Freisetzungen aus Französischen KKW basieren auf den Spezifikationen von 1995

Standort	Edelgase		Tritium		C-14		I-131		Andere	
	GW	Emission	GW	Emission	GW	Emission	GW	Emission	GW	Emission
	TBq	TBq	TBq	TBq	TBq	TBq	MBq	MBq	MBq	MBq
Belleville	45	1,4	5	1,86	1,4	0,405	800	172	800	15
La Blayais	72	2,27	8	0,37	2,2	0,502	1600	51	1600	6,4
Chinon	72	0,67	8	1,13	2,2	0,575	1600	23	1600	2,8
Paluel	90	2,02	10	3,64	2,8	0,806	1600	70	1600	12,7
Saint-Alban	45	2,41	5	3,66	1,4	0,426	800	23	800	12,6
Saint-Laurent	36	1,01	4	0,44	1,1	0,272	800	11	800	2,7
gesamt 2003		10,68		13,13		3,4		558		52,2

In der folgenden Tabelle 13 sind die gesamten im Jahr 2003 gemessenen gasförmigen radioaktiven Freisetzungen aus allen Französischen DWR zusammengefasst.

Tabelle 13: Gesamte im Jahr 2003 gemessenen gasförmigen radioaktiven Freisetzungen aus allen Französischen KKW

Gesamte gasförmige Emissionen aus 58 Französischen DWR (2003)	Edelgase + Tritium	I-131 + Aerosole
	TBq	MBq
	89,34	2313,2

Zum Vergleich mit anderen KKW wurden die Freisetzungen für die jährliche netto-TWh-Stromerzeugung umgerechnet. Die normalisierten Freisetzungswerte für alle Französischen KKW sind in der folgenden Tabelle 14 angegeben.

Tabelle 14: Berechnete normalisierte Freisetzungen von allen französischen DWR

Normierte Emissionen	2003
RG + Tritium, TBq/ TWh	0,212
I-131 + Aerosole, MBq/TWh	5,5

11.3.2.2 *Dosis-Grenzwerte für die Bevölkerung und für 2003 berechnete Werte*

Entsprechend den französischen Vorschriften ist der jährliche Grenzwert für die zusätzliche Effektivdosis aus kerntechnischen Anlagen für jeden Bürger der Republik 1 mSv. Die mittlere jährliche natürliche Strahlenbelastung beträgt in Frankreich 2,4 mSv.

11.4 Vergleiche zwischen den Freisetzungen aus den Slowakischen WWER-440 und Freisetzungen aus westlichen DWR und SWR

Tabelle 15: Vergleich der mittleren Freisetzungen pro TWh für verschiedene Reaktortypen in verschiedenen Ländern

REAKTOREN, STANDORTE		Edel- gase TBq/ TWh	Edelgase +Tritium TBq/ TWh	I-131 MBq/ TWh	I-131 + Ae- rosole MBq/ TWh
DWR					
Deutschland	13 DWR	0,121	0,169	0,120	0,167
Frankreich	58 DWR	0,212			5,498
Schweiz	3 DWR	0,827		0,381	0,403
Spanien	7 DWR	0,424	0,554	10,162	11,820
Belgien	7 DWR	0,744		10,080	11,656
Mittelwert	88 DWR	0,279			5,522
SWR					
Finnland	2 SWR	0,0095		1,23	3,528
Deutschland	6 SWR	0,092	0,121	6,75	7,082
Schweiz	2 SWR	0,399		50,736	54,56
Spanien	2 SWR	1,218		586,49	592,23
Mittelwert	12 SWR	0,317			111,9
WWER					
Finnland	2 WWER	0,8455		0,46	10,82
Slowakei	6 WWER	1,58		15,73	25,77
Ukraine	13 WWER	2,62		40,7	48,3
Bulgarien	4 WWER	14,67		149,50	226
Mittelwert	25 WWER (ohne Paks NPP)	4,16			68,3

Es ist leicht zu sehen, dass die Slowakischen Reaktoren (und die WWER Reaktoren allgemein) im Vergleich mit westlichen DWR massive Freisetzungen radioaktiver Materialien in die Atmosphäre verursachen.

Der Vergleich für das Jahr 2003 zwischen den Slowakischen WWER und den Deutschen DWR zeigt folgendes:

- Die Slowakischen normierten Freisetzungen von Edelgasen sind 13 mal höher
- Die Slowakischen normierten Freisetzungen von Jod sind 131 mal höher
- Die Slowakischen normierten Freisetzungen von Jod + Aerosolen sind 134 mal höher
- Die Slowakischen normierten Freisetzungen von Tritium und C-14 sind nicht bekannt.

Mögliche Ursachen für diese Unterschiede:

- Schlechte Dichtigkeit der Brennelementhüllen
- Ungenügende Filterung der austretenden Luft

11.5 Schlussfolgerungen und Empfehlungen

Die gegenwärtigen Freisetzungen der Slowakischen Reaktoren sind im Vergleich zu westlichen Reaktoren extrem hoch. Es wird daher folgendes empfohlen:

- Entwicklung standortspezifischer Grenzwerte für die Freisetzung von Tritium und C-14 und Aktualisierung der vorgeschriebenen Grenzwerte für andere gasförmige Freisetzungen;
- Installierung eines Systems zur Messung die Freisetzung von Tritium und C-14 an allen Kaminen der Slowakischen KKW;
- Verbesserung der Qualität der Brennelementhüllen
- Installation zusätzlicher Filtersysteme.

12 Zivilrechtliche Haftung für Schäden durch Nuklearanlagen

12.1 Internationale Rahmenbedingungen

Der Betrieb von Kernkraftwerken birgt das Risiko von Störfällen und Unfällen mit potenziellen grenzüberschreitenden Konsequenzen. Dies erfordert ein internationales Nuklearhaftungs-Regelwerk, indem die nationalen Gesetze durch eine Anzahl internationaler Abkommen ergänzt werden, obgleich diese nicht umfassend sind.

Die Nuklearhaftung ist begrenzt - dies ist eines der Hauptprinzipien in internationalen Abkommen und in nationalen Gesetzgebungen. Diese Grenze wird normalerweise durch Versicherungen abgedeckt, oberhalb dieses Niveaus kann ein Staat die Verantwortlichkeit als Ultima Ratio akzeptieren, wie bei allen anderen Aspekten der industriellen Gesellschaft.

Vor 1997 gab es zwei grundlegende legale Instrumente im internationalen Haftungsregelwerk:

- Das sogenannte Wiener Abkommen⁶² von 1963 (ausgearbeitet unter der Federführung der IAEA) über die zivilrechtliche Haftung für Nuklearschäden;
- Das Pariser Abkommen der OECD⁶³ von 1960 über die Haftung Dritter im Bereich der Kernenergie.

Das Wiener Abkommen trat 1977 in Kraft. Die Beteiligten waren hauptsächlich außerhalb von Westeuropa: Bulgarien, Tschechische Republik, Slowakische Republik, Ungarn, Litauen, Mexiko, Polen, Rumänien, Russland und Ukraine.

Das Pariser Abkommen trat 1960 in Kraft und wurde durch das ergänzende Brüsseler Abkommen von 1963 unterstützt. Sie umfasst alle westeuropäischen Länder außer Irland, Österreich, Luxemburg und der Schweiz. Ursprünglich war die maximale Haftung 15 Millionen "Special Drawing Rights" - SDR (etwa 18 Millionen €). Der Haftungswert wurde im Rahmen des Brüsseler Zusatzabkommens zu einem Gesamtwert von 300 Millionen SDR (360 Millionen €) aufgestockt, inklusive der Beiträge der Staaten mit KKW von bis zu 175 Millionen SDR (210 Millionen €) und anderer Unterzeichner der Pariser Kommission zusammen auf der Basis der jeweils installierten Nuklearkapazität zur Begleichung der Differenz. Die 1997 übernommenen novellierten Protokolle setzten neue Haftungsgrenzen: Betreiber 700 Millionen €, Betreiberstaaten 500 Millionen €, der kollektive Beitrag der Staaten (Brüssel) 300 Millionen €, insgesamt 1500 Millionen €. Die Protokolle sollen erst ratifiziert werden, sind noch nicht in Kraft, so dass die alten Werte nach wie vor gelten: 360 Millionen € + 210 Millionen €.

Die beiden Abkommen wurden 1988 zu einem gemeinsamen Protokoll zusammengefasst, um die geographischen Regionen zusammenzuführen. Sie basieren auf dem Konzept des Zivilrechts und haben die folgenden gemeinsamen Hauptprinzipien:

- Die Haftung betrifft exklusiv den Betreiber der kerntechnischen Anlage;
- Die Haftung des Betreibers ist absolut, d.h. er haftet unabhängig von Schuld, außer bei "Einwirkungen kriegerischer Konflikte, Kampfhandlungen, Bürgerkrieg oder Revolten";
- Die Haftung des Betreibers ist in der Höhe begrenzt. Im Rahmen des Wiener Abkommens ist die Obergrenze nicht fixiert, kann aber durch die Gesetzgebung jedes Staates geregelt werden;
- Die Haftung ist zeitlich begrenzt. Im Allgemeinen erlöschen die Ansprüche auf Entschädigung im Rahmen beider Abkommen, wenn sie nicht innerhalb von 10 Jahren beansprucht werden;

⁶² http://www.iaea.org/Publications/Documents/Conventions/liability_status.pdf

⁶³ <http://www.nea.fr/html/law/brussels-convention-ratification.html>

- Der Betreiber muss eine Versicherung abschließen oder andere finanzielle Sicherheiten in Höhe seiner Haftung besitzen; darüber hinaus kann der Staat öffentliche Mittel zur Verfügung stellen, der Betreiber kann dafür aber regresspflichtig sein;
- Die Rechtsprechung über Ansprüche liegt ausschließlich bei den Gerichten der Vertragspartei in deren Territorium der Nuklearunfall auftritt;
- Nicht-Diskriminierung von Opfern aufgrund von Nationalität, Wohnsitz oder Aufenthaltsort.

Im Jahr 1997 wurde ein signifikanter Schritt zur Verbesserung der Haftungsregulierung von Nuklearschäden erzielt, als Delegierte aus 80 Staaten ein Protokoll zur Novellierung des Wiener Abkommens annahmen. Das novellierte Wiener Abkommen legt die mögliche Grenze für die Haftung des Betreibers auf nicht weniger als 300 Millionen SDR (etwa 360 Millionen €) fest. Das novellierte Wiener Abkommen trat 2003 in Kraft, allerdings nur mit wenigen Mitgliedern.

Im Jahr 1997 übernahmen die IAEA-Mitgliedstaaten auch ein Abkommen über die ergänzende Entschädigung bei Nuklearschäden (Convention on Supplementary Compensation for Nuclear Damage: CSC). Dieses Abkommen definiert zusätzliche Beträge, die durch die Mitgliedstaaten auf der Basis ihrer installierten nuklearen Kapazitäten zur Verfügung zu stellen sind, und eine UN-Bewertungsrate, im wesentlichen 300 SDRs pro MW_{thermal} (etwa 360 Millionen € insgesamt). Allerdings wurde das CSC noch nicht ratifiziert.

Das novellierte Wiener Abkommen erweitert die Definition von Nuklearschäden und spricht auch das Konzept von Umweltschäden und vorbeugenden Maßnahmen an. Es erweitert den geographischen Geltungsbereich des Abkommens und erweitert den Zeitraum für die Ansprüche, die bezüglich Todesfall oder Personenschaden eingebracht werden können. Das Abkommen deckt auch die Rechtsprechung für Küstenstaaten im Fall von Nuklearschäden während des Transports ab.

Im Jahr 2004 unterzeichneten die Mitgliedstaaten des OECD-Pariser (und Brüsseler) Abkommens Novellierungsprotokolle. Die Hauptziele der Novellierungen waren die Bereitstellung von mehr Entschädigung für mehr Menschen für einen erweiterten Bereich von Nuklearschäden. Es wurde auch mehr von der Beweislast für die Versicherung auf die Industrie verschoben. Konsequenterweise wurden folgende neue Grenzen für die Haftung festgelegt: Betreiber (Versicherung) - 700 Millionen €, Betreiberstaat (öffentliche Mittel) - 500 Millionen €, kollektiver Staatenbeitrag (Brüssel) - 300 Millionen €, insgesamt 1500 Millionen €. Die Definition von Nuklearschäden wird erweitert, indem Umweltschäden und ökonomische Kosten aufgenommen und der Anwendungsbereich erweitert werden. Es wird angenommen, dass diese Protokolle ratifiziert werden, sobald die Vertragsparteien die industriellen Interessenvertreter konsultiert haben, und dann die erforderliche novellierte Gesetzgebung entworfen haben. Die Novellierungen sind noch nicht in Kraft, so dass die alten Werte nach wie vor gelten: 360 Millionen € + 210 Millionen €.

12.2 Zivilrechtliche Haftungsregulierung in einigen Ländern

Deutschland: Es gilt eine unbegrenzte Haftung des Betreibers und die Forderung von Sicherheiten in der Höhe von 2,5 Milliarden €, die durch den Betreiber für jede Anlage bereitgestellt werden müssen. Diese Sicherheit ist teilweise durch Versicherungen bis 256 Millionen € gedeckt.

Schweiz: Die Betreiber müssen Versicherungen in Höhe von 600 Millionen € vorhalten. Es wurde vorgeschlagen, diesen Wert auf 1,1 Milliarden € zu erhöhen und das Pariser (und Brüsseler) Abkommen zu ratifizieren.

Finnland: Das Gesetz von 2005 verlangt von dem Betreiber eine Versicherungsdecke von mindestens 700 Millionen € bereitzustellen, die Haftung des Betreibers ist unbegrenzt über die 1,5 Milliarden € des Brüsseler Abkommens hinaus. "Nuklearschaden" wird entsprechend dem novellierten Pariser Abkommen definiert und bezieht Terrorismus ein.

Schweden: Das gemeinsame Protokoll zu den Pariser und Wiener Abkommen wurde ratifiziert. Das nationale Gesetz zur Nuklearhaftung verlangt vom Betreiber eine Versicherung von mindestens 3300 SEK (302 Millionen €), darüber hinaus übernimmt der Staat 6 Milliarden SEK (550 Millionen €) pro Unfall.

Großbritannien: Partnerland des Pariser und ergänzenden Brüsseler Abkommens. Im Jahr 1994 wurde die Haftungsgrenze auf 140 Millionen £ für jede Anlage angehoben, so dass der Betreiber für Ansprüche bis zu diesem Betrag haftet und sich entsprechend versichern muss. Der letzte Vorschlag der Regierung enthält eine Erhöhung der Haftungsgrenze für den Betreiber um etwa 160 Millionen € pro Unfall auf 1200 Millionen € pro Unfall, schrittweise von 700 Millionen € zu Beginn mit jährlichen 100 Millionen €-Erhöhungen über 5 Jahre⁶⁴.

Europäische Union: Die EU unterstützt eine Harmonisierung der Nuklearhaftung und /oder Haftungsregulierung durch Versicherungen in der ganzen EU und begrüßt die Einrichtung einer Expertengruppe zur nuklearen Betriebshaftpflichtversicherung.

Japan: Das Land ist in keinem internationalen Haftungsabkommen Partnerstaat, aber seine Gesetzgebung ist im Allgemeinen in Übereinstimmung mit diesen Abkommen. Die entsprechenden Gesetze werden alle 10 Jahre revidiert. Die Haftung des Betreibers ist exklusiv und absolut, er muss eine finanzielle Sicherheit von 60 Milliarden Yen (600 Millionen US \$) aufweisen, ab 2010 wird dieser Betrag verdoppelt auf 120 Milliarden Yen (12, Milliarden US\$). Darüber hinaus übernimmt der Staat die Deckung, die Haftung ist unbegrenzt.

USA: Der "Price Anderson Act" - das weltweit erste umfassende Nuklearhaftungsgesetz - ist seit 1957 zentraler Punkt in Fragen der Nuklearhaftung. Es werden heute 10 Milliarden US\$ bereitgestellt, ohne Kosten für die Öffentlichkeit.

12.3 Zivilrechtliche Haftung in der Slowakischen Republik

Die Slowakische Republik ist Vertragspartei des alten Wiener Abkommens. Die Bedingungen für die sichere Nutzung der Kernenergie sind im Atomgesetz festgelegt, das am 1. Dezember 2004 in Kraft getreten ist. Das Gesetz enthält Bedingungen für die finanzielle Entschädigung im Fall eines Nuklearunfalls. Es wird ein Betrag von 75 Millionen € als Grenze für die finanzielle Haftung des Betreibers im Fall eines Nuklearunfalls angenommen⁶⁵. Der projektierte Betrag ist im Vergleich zu westlichen Ländern bei weitem zu niedrig, insbesondere für ein Land, das KKW der zweiten Generation ohne druckfestes Containment betreibt. Außerdem kann aus den verfügbaren Dokumenten nicht entnommen werden, dass von der Slowakei im Fall eines Nuklearunfalls irgendwelche Entschädigungszahlungen an Nachbarstaaten gemacht werden.

12.4 Offene Fragen

Die Grenzen für die Haftung der Kernkraftwerksbetreiber in der Slowakischen Republik sind sehr niedrig. Sie müssen auf ein Niveau entsprechend demjenigen westlicher Länder erhöht werden.

⁶⁴ World Nuclear Association

⁶⁵ National Report of Slovak Republic to CNS, June 2010. p.47

13 Management von abgebranntem Kernbrennstoff

13.1 Einführung

Abgebrannte Brennelemente sind der aus dem Reaktor nach Bestrahlung entnommene Kernbrennstoff, der in der vorhandenen Form wegen der Verarmung an spaltbarem Material, der Ansammlung von Neutronengiften oder Strahlenschädigung nicht mehr länger brauchbar ist. Die abgebrannten Brennelemente enthalten mehr als 90% der radioaktiven Elemente, die während des Reaktorbetriebs erzeugt werden.

“Management abgebrannter Brennelemente” beinhaltet alle Aktivitäten in Zusammenhang mit der Handhabung oder Lagerung des abgebrannten Kernbrennstoffs (SF)⁶⁶. Die Lagerung umfasst die anfängliche Lagerung (3 bis 7 Jahre), die Zwischenlagerung (bis zu 100 Jahren) und die Endlagerung.

13.2 Europäische Rahmenbedingungen

In der Europäischen Union (EU) sind in 14 Ländern insgesamt 143 Kernkraftwerke in Betrieb, die mehr als ein Viertel des Stromverbrauchs in der EU decken. Derzeit wird der abgebrannte Kernbrennstoff oberflächlich oder bodennah am KKW-Standort gelagert. Nur in Finnland, Schweden und Frankreich gibt es Pläne für die Genehmigung von Endlagern für abgebrannten Kernbrennstoff in den nächsten 15 Jahren.

Im Jahr 2010 wurde eine Reihe gemeinsamer Standards im Bereich Kernenergie von dem EU-Kommissar Günther Oettinger⁶⁷ vorgeschlagen. Der Vorschlag verlangt konkrete Schritte zur Konstruktion von modernen, betriebsfähigen Langzeit-Endlagern in tiefen geologischen Formationen. Nach der Kommission besteht weitgehende Übereinstimmung auf technischer Ebene, dass tiefe geologische Endlagerung die sicherste und nachhaltigste Option für hochradioaktive Abfälle und abgebrannten Kernbrennstoff ist⁶⁸. Die Aktion des Kommissars wurde mit dem Euratom-Vertrag gerechtfertigt, der eine legale Verantwortung der EU "zum Schutz der Bevölkerung vor ionisierender Strahlung" vorsieht. Der Kommissar stellte fest, dass es inakzeptabel sei, dass kein Endlager gebaut wurde, obwohl seit Jahrzehnten daran gearbeitet wird und es bis zur Genehmigung eines Endlagers noch immer Jahrzehnte brauchen wird.

Die vorgeschlagene Richtlinie für Nuklearabfall wird den Export von abgebranntem Kernbrennstoff aus der EU verbieten, um die Europäische Kontrolle über die Kernbrennstoff-Endlagerung gewährleisten zu können. Eine solche Maßnahme würde im Fall der Fassung in ein Gesetz Pauschalgeschäfte mit der Russischen Industrie für Reaktorkonstruktion und inkludierter Rücknahme abgebrannter Brennelemente zur Endlagerung verbieten. Herr Oettinger sagte, dass eine solche Praxis inakzeptabel sei und dass jeder EU-Staat, der Kernenergie erzeugt, die Endlagerung seines eigenen Nuklearmülls gewährleisten muss.

Wenn dieses Reglement von den EU-Mitgliedstaaten in diesem Jahr gebilligt wird, könnten die EU-Staaten gezwungen sein, Endlagerpläne und detaillierte Zeitschienen für die Planung und den Bau von Endlagern für die verschiedenen Kategorien von Nuklearabfall zu erarbeiten, inklusive abgebrannter Brennelemente und hoch-radioaktivem Abfall, der bis 2015 in tiefen Endlagern zu deponieren ist. Diese Pläne würden dann von der Europäischen Kommission überprüft werden.

⁶⁶ Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, IAEA

⁶⁷ Nucleonics Week, May 6, 2010

⁶⁸ World Nuclear News, 03.11.2010

Das Prinzip der eigenstaatlichen Verantwortung schließt die Möglichkeit nicht aus, dass zwei oder mehrere EU-Staaten mit kleineren Nuklearprogrammen ein gemeinsames Endlager bauen, - aber der Export von abgebranntem Kernbrennstoff in Länder außerhalb der EU würde verboten werden. Die Standards würden auch die Regierungen zwingen, die Öffentlichkeit über ihre Pläne zum Bau von Endlagern für Nuklearabfall zu informieren. Es müssten sich alle Mitgliedstaaten unterwerfen, auch solche ohne Kernenergie.

13.3 Management von abgebranntem Kernbrennstoff in der Slowakischen Republik

In der Slowakischen Republik sind vier Kernreaktoren vom Typ WWER 440/213 in Betrieb, - zwei in Bohunice und zwei in Mochovce. Bei diesen KKWen fällt abgebrannter Kernbrennstoff an, der mehr als 40 Tonnen an Schwermetallen enthält. Diese Menge wird durch die Genehmigung von Mochovce 3&4 noch erhöht.

Die im Jahre 2000 gebilligte Energiepolitik der Slowakischen Republik definiert den Brennstoffzyklus des Landes wie folgt⁶⁹:

- Der Brennstoffzyklus ist offen, da es mit dem Betrieb von WWER 440 nicht möglich ist, einen geschlossenen Brennstoffzyklus zu etablieren (diese Reaktoren haben keine Genehmigung für Plutonium-Uran-Mischoxidbrennelemente - MOX, daher wurde keine Aufarbeitung des abgebrannten Brennstoffs ins Auge gefasst).
- Der Transport des abgebrannten Kernbrennstoffs zur Aufarbeitung im Ausland und Rücktransport des aufgearbeiteten Uran, Plutonium und des hochradioaktiven Rests wurde nicht in Betracht gezogen.
- Der abgebrannte Kernbrennstoff wird die ersten 3-7 Jahre in einem Lagerbecken nahe dem Reaktor gelagert.
- Die Zwischenlagerung (40 - 50 Jahre) von abgebranntem Kernbrennstoff erfolgt seit 1987 in einer Nasslager am Standort Bohunice;
- Eine neues Zwischenlager für abgebrannten Kernbrennstoff aus dem KKW Mochovce soll am Standort Mochovce gebaut werden;
- Die Möglichkeiten für eine internationale oder regionale Lösung des Endlagerproblems für abgebrannten Kernbrennstoff, sowie die Möglichkeit eines unterirdischen Endlagers in der Slowakischen Republik werden diskutiert.

13.3.1 Anfangslagerung von abgebranntem Kernbrennstoff aus dem KKW Mochovce

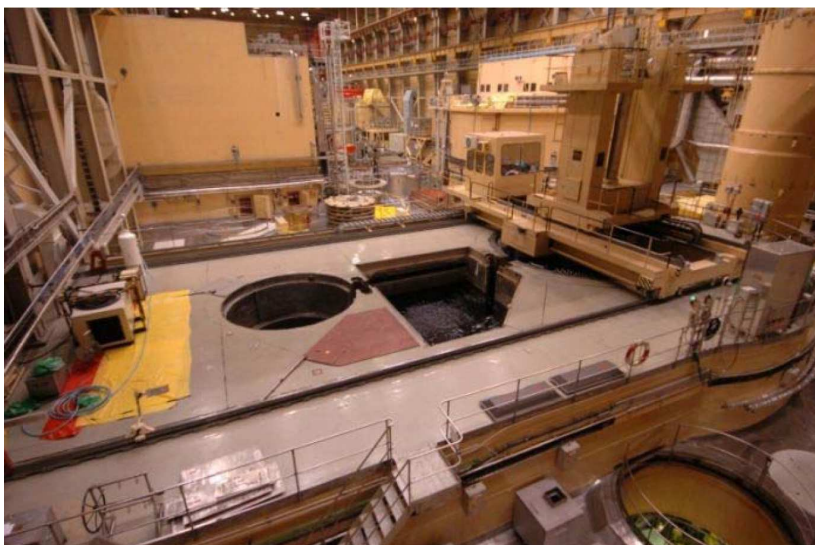


Abbildung 19: WWER 440/213 - Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente in der Reaktorhalle⁷⁰

⁶⁹ National Report of Slovak Republic to JC, June 2008, p.9

Nach der Entnahme aus dem Reaktor werden die abgebrannten Brennelemente in den Mochovce Blöcken für 6-7 Jahre in Lagerbecken nahe dem Reaktor gelagert (siehe Abbildung 19). Die Kompaktgitterkapazität beträgt 640 Positionen für Brennstoffkassetten in jedem Becken. Zusätzlich gibt es noch Reserve-Lagergitter mit 296 Positionen für Brennstoffkassetten plus 54 hermetische Kapseln.

13.3.2 Zwischenlagerung von abgebranntem Kernbrennstoff

Der abgebrannte Kernbrennstoff aus dem Betrieb von Bohunice A1 wurde im Jahr 1999 nach Russland zur Wiederaufbereitung transportiert, ohne Rücktransport des wiederaufgearbeiteten Nuklearabfalls in die Slowakei. Auch ein Teil des abgebrannten Kernbrennstoffs aus den WWER 440 Blöcken in Bohunice wurden unter denselben Bedingungen in die UdSSR transportiert.

Das Nasslager für abgebrannten Kernbrennstoff am Standort Bohunice wurde 1987 in Betrieb genommen. Die ursprüngliche Kapazität umfasste 5040 Brennstoffkassetten (60 Tonnen Schwermetalle). Im Zeitraum 1997 - 1999 wurde das Becken umgebaut, um die Lagerkapazität zu erhöhen und die Erdbebensicherheit zu verbessern. Es wird berichtet, dass die maximale Speicherkapazität 14.112 Brennstoffkassetten sein könnte, was für eine Zwischenlagerung aller abgebrannten Brennelemente aus dem KKW Bohunice ausreichen würde. Mitte 2008 war die Speicherkapazität 10.590 Brennstoffkassetten, 8.365 Brennstoffkassetten waren in dem Lager (incl. 432 Brennstoffkassetten aus den Mochovce-Blöcken).

Für die Lagerung des abgebrannten Kernbrennstoffs aus dem Betrieb des KKW Mochovce ist ein Trockenlager geplant⁷¹. Es soll eine Kapazität von etwa 1500 Brennstoffkassetten haben basierend auf Mehrzweck-Transportcontainern. Ursprünglich sollte das Lager 2009 genehmigt werden, dies wurde aber bis 2017 verschoben. Während dieses Zeitraums wird der abgebrannte Kernbrennstoff aus dem KKW Mochovce in dem Nasslager am Standort Bohunice zwischengelagert.

13.3.3 Endlagerung von abgebranntem Kernbrennstoff

Entsprechend der Strategie für die Kernenergieproduktion in der Slowakischen Republik wurden drei Alternativen für die Endlagerung des abgebrannten Kernbrennstoffs in Betracht gezogen:

- Endlagerung in einem tiefen geologischen Lager;
- Export des abgebrannten Kernbrennstoffs in die Russische Föderation oder ein potenzielles internationales Endlager;
- Die "Wait and see" Haltung (Zwischenlagerung für eine nicht spezifizierte Zeitspanne).

Es wird berichtet, dass Untersuchungen zu einem tiefen geologischen Endlager von abgebranntem Kernbrennstoff im Jahr 1996 begonnen wurden. Es soll fünf Standort-Kandidaten geben, deren Namen unbekannt sind. Daraus kann man schließen, dass sich die Machbarkeitsstudien in einem sehr frühen Stadium befinden.

13.4 Schlussfolgerung

- Die Erstellung eines tiefen geologischen Endlagers für abgebrannten Kernbrennstoff in der Slowakei befindet sich in einem sehr frühen Anfangsstadium. Die Erfahrungen in den USA, Finnland, Schweden und Frankreich haben gezeigt, dass mehr als 40

⁷⁰ <http://paksnuclearpowerplant.com/thumbnail/883/700x500fit/2008-reaktorter-14.jpg>

⁷¹ Environmental Impact Assessment Report, NPP Mochovce, July 2009, p.80

Jahre erforderlich sind, um von den ersten Untersuchungen zur Genehmigung eines Endlagers zu kommen

- Der Export von abgebranntem Kernbrennstoff nach Russland wird nach der Anerkennung der neuen Europäischen Direktive zu Nuklearabfall nicht mehr möglich sein. Der Bau eines internationalen/regionalen Endlagers erscheint aus politischer Sicht unwahrscheinlich.
- Eine "Wait and see" Haltung hat einen nur begrenzten Zeitrahmen, wenn man bedenkt, dass ein Teil des abgebrannten Kernbrennstoffs im Nasslager in Bohunice für mehr als 30 Jahre zwischengelagert wird.

Offene Fragen

Die Endlagerfrage für abgebrannten Kernbrennstoff für die existierenden Kernreaktoren der Slowakischen Republik, einschließlich der geplanten Blöcke Mochovce 3&4 ist nicht gelöst.

14 Zusammenfassung

Die derzeit weltweit in Betrieb gehenden Reaktoren gehören der Generation III an. Der Sowjetische Reaktortyp WWER 440/213 aus den 60er und 70er Jahren des letzten Jahrhunderts gehört zur frühen Generation II. Trotz einer Anzahl von Verbesserungen der ursprünglichen Auslegung, der Modernisierungen und der ehrgeizigen Ankündigung einer "evolutionären Auslegung" für EMO 3&4 können WWER 440/213-Reaktoren keineswegs das Sicherheitsniveau der Generation III erreichen. Im Folgenden werden die Hauptdefizite zusammengefasst, mit einer Liste von Problemen, für die keine einfachen Lösungen verfügbar sind.

14.1 Confinement

14.1.1 Probleme

(1) Die Mochovce-Blöcke haben kein Containment das mit demjenigen anderer DWR der Generation II oder III vergleichbar ist. Ähnlich dem Confinement-System von SWR müssen deren Confinements (ALS = "accident localization system") durch ein Druckabbausystem unterstützt werden (Kondensationsturm: "Bubbler Condenser"). Zusätzlich ist das WWER-Confinement bekannt für hohe Leckraten. Das Confinement des WWER 440/213 bleibt trotz des Druckabbausystems das schwächste aller DWR der Generation II hinsichtlich des Standhaltens bei hohem Innendruck.

Entsprechend den heutigen Anforderungen an Reaktoren der Generation III muss das Confinement geeignet sein, einen schweren Unfall zu beherrschen. Das Confinement des WWER 440/213 ist nicht dafür ausgelegt schwere Unfälle zu beherrschen.

(2) Der EPR (European pressurized water reactor) versucht diese Anforderung durch die Installation von Auffanggruben für die Kernschmelze (Core Catcher) zum Auffangen und Abkühlen des geschmolzenen Reaktorkerns nach einem Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters zu erfüllen. Auffanggruben für die Kernschmelze sind für die Blöcke 3&4 Mochovce nicht vorgesehen. Da etwa 70 % der Gebäude und Strukturen bereits fertig gestellt sind, wären Hindernisse für die Implementierung solcher Strukturen zu erwarten.

(3) Die vorgeschlagenen Management-Maßnahmen für schwere Unfälle für Mochovce 3&4 zur Vermeidung eines Durchschmelzens des Reaktorkerns betreffen die externe Kühlung des Reaktordruckbehälters. Allerdings wurde die Funktionstüchtigkeit dieser Methode noch nicht unter realistischen Bedingungen für ein Mochovce 3&4-Modell experimentell nachgewiesen. Es besteht eine Reihe von Defiziten und ungelösten Problemen.

(4) Es gibt keine Pläne für die Installation eines gefilterten Druckentlastungssystems im Confinement.

(5) Es sind keine Unfallablaufberechnungen verfügbar, die darauf hinweisen könnten, wie erfolgreich die SAM (severe accident management)-Strategie zur Vermeidung großer radioaktiver Freisetzungen in die Umwelt im Fall eines schweren Unfalls ist. Ergebnisse von PSA (probabilistische Sicherheitsanalyse)-Studien sind nicht verfügbar, sodass den Autoren keine Angaben über die Häufigkeit von großen radioaktiven Freisetzungen bekannt sind.

(6) Es gibt wenig Schutz gegen Flugzeugabsturz. Es ist fraglich, ob eine Ertüchtigung des Confinements zum Schutz gegen Flugzeugabsturz - auch nur kleiner Flugzeuge - machbar ist.

Mochovce 3&4 soll in den Jahren 2012 und 2013 fertig gestellt sein. Es ist bemerkenswert, dass diese Blöcke die ersten kommerziellen Kernreaktoren ohne Volldruck-Containment sein werden, die in der EU ans Netz gehen (Mochovce 1&2 sind vor dem Eintritt der Slowakischen Republik in die EU ans Netz gegangen).

14.1.2 Offene Fragen

- Sachgerechte Tests und experimentelle Validierung der vorgeschlagenen Systeme für die Druckentlastung des Primärkreises und für das Fluten der Reaktorgrube.
- Installation eines gefilterten Druckentlastungssystems im Confinement.
- PSA Studien für die Kernschadenshäufigkeit und die Häufigkeit großer radioaktiver Freisetzungen.

14.2 Sicherheitssysteme

14.2.1 Probleme

Die ursprüngliche Auslegung der WWER 440/213 erlaubt keine Umsetzung der Prinzipien physikalischer Trennung und Unabhängigkeit von Sicherheits- und Betriebssystemen in ausreichendem Maße. Aufgrund der Tatsache, dass etwa 70% der Gebäude und Strukturen von Mochovce 3&4 während der ersten Bauphase vor etwa 20 Jahren fertig gestellt wurden, bestehen strukturelle Beschränkungen, die eine sachgerechte physikalische Trennung der Sicherheitssysteme und wichtiger betrieblicher Systeme verhindern.

Änderungen der Auslegung von Mochovce 3&4 umfassen eine Reihe von Maßnahmen, die in diesem Bericht angesprochen werden. In den meisten anderen Punkten wird erwartet, dass die Auslegung der Sicherheitssysteme der Blöcke 3&4 ähnlich oder identisch zu derjenigen der Blöcke 1&2 ist. Es sind keine Informationen über experimentelle Tests oder abstützende Berechnungen zur Effektivität der vorgeschlagenen Maßnahmen verfügbar.

Ergebnisse von PSA-Untersuchungen sind nach wie vor nicht verfügbar. Ohne diese Ergebnisse ist es nicht möglich zu beurteilen, wie diese die vorgeschlagenen Maßnahmen des Sicherheitsniveaus beeinflussen.

14.2.2 Offene Frage

Die Machbarkeit einer ausreichenden Verbesserung der Sicherheitssysteme in Bezug auf die physikalische Trennung und Unabhängigkeit.

14.3 Integrität des Reaktordruckbehälters und des Primärkreislaufs

14.3.1 Probleme

Die Neutronenbestrahlung stellt ein wesentliches Problem der RDB-Technologie dar, da Defekte und eine beschleunigte Alterung der Druckbehälterwand (Rundschweißnaht und Grundwerkstoff) im Bereich des Neutronen-emittierenden Reaktorkerns verursacht werden. Dies könnte zu Sprödbrechung insbesondere im Fall einer schnellen Abkühlung durch Noteinspeisung unter hohem Druck (PTS: pressurized thermal shock) und in der Folge zu einem schweren Unfall führen.

Um die Neutronen-induzierte Versprödung des Reaktorstahls vorherzusagen, werden so genannte Voreilproben aus dem Material der Druckbehälterwand während des Betriebs in dem Wasserspalt zwischen Reaktorkern und Druckbehälterwand positioniert. Die Proben stammen aus Materialüberschüssen der Druckbehälterfertigung, die dieselben Verfahrensschritte (Schmieden, Schweißen, Wärmebehandlungen, usw.) wie der Druckbehälter während der Herstellung erfahren haben. Die Proben erhalten durch ihre Positionierung näher am Reaktorkern bei gleicher Bestrahlungszeit eine höhere Neutronendosis als die Reaktordruckbehälterwand. Daher tritt die Strahlenschädigung in den Proben früher auf als in der RDB-Wand. Periodisch entnommene Proben werden speziellen Prüfungen unterzogen, deren Ergebnisse Rückschlüsse auf den zu erwartenden und mit einer gewissen Zeitverzögerung Rückschlüsse auf einen künftigen Versprödungsgrad des Druckbehältermaterials erlauben.

Alle Reaktordruckbehälter des KKW Mochovce wurden in den 60er Jahren des letzten Jahrhunderts ausgelegt. Wegen der sowjetischen Transport-Anforderungen waren die Durchmesser der RDB beschränkt. Daraus resultiert ein schmaler Wasserspalt im Ringraum um den Reaktorkern und dadurch eine nur geringe Reduktion des Neutronenflusses an der Druckbehälterwand.

Dementsprechend ist die Neutronenabschirmung von Grundwerkstoff und Schweißnaht begrenzt. Basierend auf der Erfahrung der hohen Versprödung der Reaktordruckbehälter in den 440/230 Reaktoren wurde die Zusammensetzung des RDB-Stahls der Folgegeneration verbessert. Allerdings wurde diese Verbesserung durch die signifikant verstärkte Notkühlkapazität infolge des Erfordernisses, Auslegungstörfälle beherrschen zu können, konterkariert.

Um den Neutronenfluss an der RDB-Wand zu reduzieren und die Neutronenversprödung zu begrenzen, sollte der Reaktorkern als "low-leakage core" (Kern mit geringer Neutronenemission an der Peripherie) ausgelegt sein, mit der Verwendung von Dummies (Blindkassetten) oder gebrauchten Brennstoffkassetten an der Peripherie als Neutronenabschirmung. Eine frühe Implementierung ist von größter Bedeutung. Die Neutronen-induzierte Versprödung zeigt den stärksten Anstieg zu Beginn des Leistungsbetriebs. Ohne Gegenmaßnahmen werden bereits 50% der neutroneninduzierten Materialschädigung schon nach fünf Betriebsjahren erreicht.

Nichtsdestotrotz wird die erste Beladung dem traditionellen Muster folgen und hochangereicherte Brennstoffkassetten an der Peripherie haben. Es liegt keine Information darüber vor, zu welchem Zeitpunkt nach der Inbetriebnahme ein "low-leakage core" in den Mochovce 3&4 Blöcken eingesetzt werden soll.

14.3.2 Offene Fragen

- Implementierung eines Kerns mit geringer Neutronenemission an der Peripherie (low-leakage core) und Revision der Sicherheitsabstände zur Begrenzung der betriebsbedingten thermischen Spannungen.
- Umfang der Sprödbruchsicherheitsanalysen (PTS-Analysen), Liste der hypothetischen Unfallszenarien die eine Sprödbruchsicherheitsanalyse erfordern, Anwendung konservativer Annahmen, Ausgangswert der Sprödbruch-Übergangstemperatur, Berücksichtigung der Plattierungseffekte basierend auf rechnerischen und experimentellen Untersuchungen.
- Häufigkeit der zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen der Rundnähte am RDB und der Plattierung im Bereich des Reaktorkerns.
- Voreilproben-Bestrahlungsprogramm zur Versprödungsüberwachung und dessen Modifikation im Fall wiederholter prophylaktischer RDB-Glühbehandlungen.
- Zerstörungsfreie Wiederholungsprüfung mit erhöhter Häufigkeit (alle 4 Jahre 100%) an identifizierten gefährdeten Stellen der Komponenten.
- Publikation der Testergebnisse des Voreilproben-Bestrahlungsprogramms.

14.4 Kondensationsturm

14.4.1 Probleme

Das Confinement der Blöcke Mochovce 3&4 verwendet ein Druckabbausystem mit großen Volumina an boriertem Wasser in den Wannen des Kondensationsturm-Systems. Eine Reihe von Tests an einer Testanlage in Russland wurde ausgeführt, um das Kondensationsturm-system für die Gesamtheit der Auslegungstörfälle zu untersuchen. Allerdings konnten nicht alle empfohlenen Tests ausgeführt werden und einige Fragen blieben offen. Es ist nach wie vor unklar, in welcher Weise sich Wassermassen in den Kondensationswannen unter dynamischen LBLOCA-Bedingungen (Kühlmittelverluststörfall mit großem Leck) verhält. Die Querschnitte der Kondensationswannen im Test waren relativ klein im Vergleich zur Origi-

nalgröße der Wannen in der Anlage. Bisher sind weder die Ergebnisse entsprechender Tests, noch geeignete Berechnungen für das Verhalten des Wassers in den Kondensationswannen verfügbar.

14.4.2 Offene Frage

Ergebnisse geeigneter analytischer Untersuchungen und/oder Experimente in Originalgröße, die die volle Kapazität des Kondensationsturms auch unter oszillierenden Wassermassen in Wannen originaler Größe und Zahl nachweisen.

14.5 Erdbebentätigkeit am Standort

14.5.1 Probleme

Die Erdbebentätigkeit und neotektonische Aktivität am Standort Mochovce ist Gegenstand kontroverser Diskussionen seit mehr als 15 Jahren. Die Hauptdiskrepanz besteht in der Bestimmung jener Erdbebenstärke, die noch ein sicheres Abfahren des Reaktors erlaubt. Es wurden keine spezifischen Untersuchungen der jüngsten tektonischen Geschichte der Bruchlinien in der Mochovce-nahen Region durchgeführt. Ergebnisse paleoseismischer Untersuchungen in der Umgebung des Standorts sind nicht verfügbar. Eine Diskrepanz tritt bei unterschiedlichen Gefährdungskarten auf. Ein weiterer wesentlicher offener Punkt ist der freie Informationsfluss in Bezug auf neue Daten.

Der ursprüngliche Wert für die maximale horizontale Peak-Bodenbeschleunigung (MHPGA) von 0,025 g wurde im Zug der Fertigstellung von Mochovce 1&2 auf 0,05 g heraufgesetzt. Entsprechend einem deterministischen Ansatz zur Bestimmung der horizontalen Peak-Bodenbeschleunigung für den Standort Mochovce müssen die starken Erdbeben der historischen Vergangenheit von $I = 8^\circ$ oder 9° (MSK) für den Standort berücksichtigt werden. Daraus resultiert ein Minimalwert von 0,21 bis 0,25 g für die erdbebensichere Auslegung.

14.5.2 Offene Fragen

- Verwendung mikroseismischer Daten zur Ausführung paleoseismologischer Studien.
- Anwendung einer Erdbebenzonenbildung und seismotektonischer Modellierung entsprechend den IAEA-Empfehlungen.
- Weitere Untersuchungen der Bruchlinien und Verwerfungen nahe EMO und paleoseismologische Untersuchungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik.
- Abschätzung der Kosten für die Nachrüstung von EMO auf ein SSE (Erdbebenstärke, die ein sicheres Abfahren des Reaktors erlaubt)-Niveau von 0,25 g und Anstrengungen zu deren Umsetzung.

14.6 Andere Sicherheitsprobleme

14.6.1 Reaktorkern

Die Auslegung der Brennstoffkassetten und des Reaktorkerns ist nach wie vor diejenige des veralteten Vorgängermodells 440/230. Das Abfahrssystem der Mochovce-Blöcke besteht aus 37 festen Absorberkassetten. Die Einfallzeit der Absorberkassetten ist 10 bis 12 Sekunden und erfüllt daher nicht die WENRA-Empfehlungen für eine Reaktorschnellabschaltung (Reaktor-SCRAM in 4 bis 6 Sekunden).

Infolge der hexagonalen Kassettenummantelungen enthält der relativ kleine Reaktorkern große Mengen an Zirkonium. Im Fall eines schweren Unfalls besteht das Potenzial gefährlicher exothermer Metall-Wasser(Dampf)-Reaktionen und zusätzlicher Aufheizung des Reaktorkerns. Daher sind die Wasserstoff-Erzeugung und die Möglichkeit von Wasserstoffbrän-

den und -explosionen die Hauptgefährdungen der Mochovce-Blöcke, die potenziell zu einer vollständigen Kernschmelze und dem Bersten des Reaktordruckbehälters führen können.

Offene Frage

Machbarkeit signifikanter Verbesserungen hinsichtlich einer Reduktion der Absorber-Einfallzeit und Bestimmung des Wasserstoffentstehungspotenzials.

14.6.2 Parallele Turbinenausrichtung

Die Auslegung von Mochovce beinhaltet eine gemeinsame Turbinenhalle für beide Blöcke mit zwei Turbinen pro Block. Die Ausrichtung der Turbinen ist ungünstig (parallel) entlang der Achse des Reaktorgebäudes (keine Inselanordnung). Zusätzlich ist die Umdrehungszahl der Mochovce-Turbinen sehr hoch - 3.000 Umdrehungen pro Minute. Im Fall eines Turbinenversagens können wegfliegende Trümmer der Turbinenschaufeln mit hoher Masse und kinetischer Energie direkt den Kontrollraum, die Leittechnikräume oder das Umspannwerk treffen, potentiell Brände und/oder Schäden verursachen, die zu einem schweren Unfall führen können. Es wurde vorgeschlagen, Barrieren für die Schaufeltrümmer rund um die Niederdruck-Turbinenzylinder zu konstruieren. Allerdings beeinflussen diese Barrieren die Gefahr von Turbinenversagen, bei dem größere Trümmer wegfliegen als der Größe von Schaufeln entspricht, kaum.

Offene Frage

Die Wirksamkeit von Gegenmaßnahmen gegen Turbinenversagen.

14.6.3 Hochenergetische Rohrleitungen auf der 14,7-m-Bühne

Eine Anzahl hochenergetischer Rohrleitungen (Frischdampf- und Speisewasserleitungen) verbinden die Dampferzeuger mit den Turbinen. Sie durchqueren und verlassen die hermetische Zone und verlaufen auf der 14,7-m-Bühne des Zwischengebäudes in engem räumlichen Abstand. Wegen des Fehlens räumlicher Trennung können mehrfache Brüche der Rohrleitungen nicht ausgeschlossen werden, die einen schweren Unfall auslösen könnten. Es liegen keine Informationen über mögliche Neuverlegungen der Rohrleitungen in abgeschirmten Kanälen oder wenigsten eine Installation zusätzlicher Ausschlagssicherungen vor.

Offene Frage

Die Machbarkeit einer Neuverlegung der hochenergetischen Rohrleitungen mit ausreichender Trennung in abgeschirmten Kanälen oder die Installation zusätzlicher Ausschlagssicherungen.

14.6.4 Zivilrechtliche Haftung für Nuklearschäden

Die Slowakische Republik ist Vertragspartner des alten Wiener Abkommens. Die finanzielle Haftung des Betreibers im Fall eines Nuklearunfalls in einem KKW ist auf 75 Millionen € begrenzt. Dieser Betrag ist bei weitem zu niedrig im Vergleich zu westlichen Ländern und für ein KKW mit dem schwächsten „Containment“ (realiter Confinement) innerhalb der Reaktoren der Generation II.

Offene Frage

Die niedrige Haftungsgrenze für die KKW-Betreiber in der Slowakischen Republik im Vergleich zu westlichen Ländern.

14.6.5 Management des abgebrannten Kernbrennstoffs

Kurzzeitlagerung und Zwischenlagerung des abgebrannten Kernbrennstoffs sind sichergestellt. Allerdings ist die Endlagerung des abgebrannten Kernbrennstoffs aus den bereits existierenden slowakischen Kernreaktoren und den geplanten Mochovce 3&4-Blöcken nicht gesichert. Es wurden bisher nur anfängliche Studien begonnen und die Erfahrung zeigt, dass mehr als 40 Jahre erforderlich sind, um von diesem Punkt bis zur Genehmigung eines Endlagers zu kommen.

Offene Frage

Ungelöste Endlagerung des abgebrannten Kernbrennstoffs.

14.7 Radioaktive Freisetzungen in die Atmosphäre während des Normalbetriebs

14.7.1 Probleme

Während des Normalbetriebs von KKW werden radioaktive Nuklide in die Atmosphäre freigesetzt. In der Slowakei existieren Nuklid-spezifische Grenzwerte für die jährlichen und täglichen gasförmigen radioaktiven Freisetzungen. Diese Grenzwerte sind nicht standort-spezifisch, sie sind relativ alt und enthalten keine Freisetzungen von Tritium und C-14. Die slowakischen radioaktiven Freisetzungen entsprechen den nationalen Vorschriften, allerdings sind sie viel höher als diejenigen aus westlichen DWR. Zum Beispiel sind die normierten Freisetzungen von Jod + Aerosolen 1134-mal höher als die Freisetzungen aus deutschen DWR.

14.7.2 Offene Fragen

- Entwicklung standortspezifischer Grenzwerte für die Freisetzung von Tritium und C-14 und Nachführung der vorgeschriebenen Grenzwerte für andere gasförmige Freisetzungen.
- Installation eines Systems zur Messung der Freisetzung von Tritium und C-14 an allen Kaminen der slowakischen KKW..
- Verbesserung der Qualität der Brennstabhüllen, Installation zusätzlicher Filtersysteme.

Tabellenverzeichnis

Tabelle 1: Slowakische Kernreaktoren and Reaktorgenerationen.....	2
Tabelle 2: Grunddaten von EMO Block 1&2 und 3&4 (Quelle: info centre EMO, 1/2010).....	14
Tabelle 3: Vergleich zwischen den wichtigsten Sicherheitsparametern der neuesten Russischen Reaktoren WWER-1200 (oder MIR1200) ⁴³ und den vorgeschlagenen Reaktoren von Mochovce 3&4	34
Tabelle 4: Grenzwerte (GW) für gasförmige Emissionen aus Slowakischen KKW und Messdaten für das Jahr 2003	42
Tabelle 5: Gesamte gemessene gasförmige Freisetzungen aus Slowakischen KKW im Jahr 2003.....	42
Tabelle 6: Berechnete spezifische Freisetzungen aus Slowakischen WWER im Jahr 2003.	43
Tabelle 7: Freisetzungen aus dem KKW Bohunice im Jahr 2004	43
Tabelle 8: Gasförmige radioaktive Freisetzungen aus deutschen KKW gemessen im Jahr 2003.....	44
Tabelle 9: Gesamte gasförmige radioaktive Freisetzungen aus deutschen DWR und SWR gemessen im Jahr 2003	44
Tabelle 10: Berechnete spezifische Freisetzungen aus deutschen DWR und SWR im Jahr 2003.....	45
Tabelle 11: Grenzwerte und 2003 gemessene Werte der gasförmigen radioaktiven Freisetzungen aus französischen KKW basierend auf den Spezifikationen von 1974...	46
Tabelle 12: Grenzwerte (GW) und im Jahr 2003 gemessene gasförmige radioaktive Freisetzungen aus Französischen KKW basieren auf den Spezifikationen von 1995 ...	46
Tabelle 13: Gesamte im Jahr 2003 gemessenen gasförmigen radioaktiven Freisetzungen aus allen Französischen KKW.....	47
Tabelle 14: Berechnete normalisierte Freisetzungen von allen französischen DWR	47
Tabelle 15: Vergleich der mittleren Freisetzungen pro TWh für verschiedene Reaktortypen in verschiedenen Ländern	48

Liste der Abkürzungen

ABWR – Advanced Boiling Water Reactor (GE Hitachi)
ACRS – Advisory Committee on Reactor Safeguards (NRC)
ALS – Accident localisation system
AP1000 – Advanced Passive 1000 (Westinghouse)
BCEQ – Bubbler Condenser Experimental Qualification
BDDB – Beyond Design Bases Accident
BWR – Boiling Water Reactor
CANDU – Canada Deuterium Uranium (AECL)
Ct/Cf – Containment/Confinement
CDF – Core damage frequency
DBA – Design Basis Accident
DWR – Druckwasserreaktor
ECCS – Emergency Core Cooling Systems
EIA – Environmental Impact Assessment
EMO – Atómové elektrárne Mochovce
ENEL – Ente nazionale per l'energia elettrica (largest Italian utility with head office in Roma)
EPR – European Pressurized Water Reactor (Areva NP)
EU – European Union
GSHAP – Global Seismic Hazard Assessment Program
HM – Heavy Metal
I&C – Instrumentation and Control
IAEA – International Atomic Energy Agency
LBLOCA – Large Break Loss of Coolant Accident
LNPP-2 – Leningrad Nuclear Power Plant 2
LRF – Large release frequency
MIR 1200 – Modernized International Reactor (Gidropress)
MOX – Mixed Oxide Fuel
MSK – Medvedev-Sponheuer-Kárník-Scale
 M_w – Maximum magnitude
NDT – Non Destructive Testing
NPP – Nuclear Power Plant
NRA – Nuclear Regulatory Agency
NRC – Nuclear Regulatory Commission
OECD – Organization for Economic Cooperation and Development
PHRS – Passive Heat Removal System

PRRW – Permanent Repository for Radioactive Waste
PSA – Probabilistic safety assessment/analysis
PSHA – Probabilistic Seismic Hazard Analysis
PTS – Pressurized thermal Shock
PWR – Pressurized Water Reactor
RCC – Reinforced Concrete Container
RG – Rare Gases
RHR – Residual Heat Removal
RPV – Reactor Pressure Vessel
RW – Radioactive Waste
RWPP – Radioactive Waste Processing Plant
SAM – Severe Accident Management
SAR – Safety Analysis (Assessment) Report
SCRAM – (“Safety Cut Rope Axe Man”) Reaktorschnellabschaltung
SDR – Special Drawing Rights
SE – Slovenské elektrárne
SESAME - Seismotectonic and Seismic Hazard Assessment of the Mediterranean Basin
SF – Spent Fuel
SFP – Spent Fuel Pond
SFSF – Spent Fuel Storage Facility
SSE – Safe Shutdown Earthquake
SWR – Siedewasserreaktor
UJD – Slovak Regulatory Authority
UN – United Nations
UpM – Umdrehungen pro Minute
VUEZ – Slovak engineering company, Levice, Slovak Republic
WENRA – Western Association of Nuclear Regulators
WNA – World Nuclear Association
VVER – Water Water Energy Reactor (Russian abbreviation for PWR)