



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>

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.

1. Confinement

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) Das Confinement bietet wenig Schutz gegen Flugzeugabstürze.

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).

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.

2. Sicherheitssysteme

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.

2.2 Offene Frage

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

3. Integrität des Reaktordruckbehälters und des Primärkreislaufs

3.1 Probleme

Die Neutronenbestrahlung stellt ein wesentliches Problem der RDB-Technologie dar, da Defekte und eine beschleunigte Alterung der Druckbehälterwand (Rundsweißnaht 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, Auslegungsstörfälle 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 hoch angereicherte 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.

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.

4. Kondensationsturm

4.1 Probleme

Das Confinement der Blöcke Mochovce 3&4 verwendet ein Druckabbausystem mit großen Volumina an boriiertem Wasser in den Wannen des Kondensationsturm-Systems. Eine Reihe von Tests an einer Testanlage in Russland wurden ausgeführt, um das Kondensationsturmsystem für die Gesamtheit der Auslegungsstörfälle 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 LBCLOCA-Bedingungen (Kühlmittelverluststörfall mit großem Leck) verhält. Die Querschnitte der Kondensationswannen im Test waren relativ klein im Vergleich zur Originalgröße der Wannen in der Anlage. Bisher sind weder die Ergebnisse entsprechender Tests, noch geeignete Berechnungen für das Verhalten des Wassers in den Kondensationswannen verfügbar.

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.

5. Erdbeben­tätigkeit am Standort

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.

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.

6. Andere Sicherheitsprobleme

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

6.1.1 Offene Frage

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

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.

6.2.1 Offene Frage

Die Wirksamkeit von Gegenmaßnahmen gegen Turbinenversagen.

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.

6.3.1 Offene Frage

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

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.

6.4.1 Offene Frage

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

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.

6.5.1 Offene Frage

Ungelöste Endlagerung des abgebrannten Kernbrennstoffs.

6.6 Radioaktive Freisetzungen in die Atmosphäre während des Normalbetriebs

6.6.1 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.

6.6.2 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.