

Atomkraftwerk Temelin – Sicherheitsdefizite

Zusammenfassende Stellungnahme für das Land Oberösterreich

Dr. Helmut Hirsch, wissenschaftlicher Konsulent

Hannover, 16. März 2001

1. Einleitung:

Das Atomkraftwerk Temelin besteht aus zwei Blöcken vom sowjetischen Typ WWER-1000/320. Block 1 befindet sich zur Zeit im Stand der energetischen Inbetriebnahme, Block 2 ist noch nicht fertiggestellt. Baubeginn war in den Jahren 1984 bzw. 1985.

Der Reaktortyp WWER 1000 wurde in den 70er Jahren entwickelt. Die Variante 1000/320 weist gegenüber früheren Modellen gewisse Verbesserungen bei den Sicherheitssystemen auf. Sämtlichen Modellen vom Typ WWER-1000 ist es jedoch gemeinsam, dass ihre thermische Trägheit und ihre anderen Sicherheitsreserven geringer sind als beim Vorgängertyp WWER-440¹.

In Temelin wurden gegenüber der ursprünglichen Auslegung verschiedene Änderungen durchgeführt. Im Rahmen des UVP-Verfahrens zu den Bauänderungen an Block 1, die seit dem 01. Juli 1992 durchgeführt wurden, wurden insgesamt 78 Änderungen behandelt².

Von besonderer Bedeutung sind dabei Modifikationen des Reaktorkerns und der Steuerelemente, sowie der Einbau einer neuen Leittechnik (beide durch Westinghouse).

In einem Bericht der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) aus dem Jahre 1996 werden 84 sicherheitstechnische Problembereiche für Reaktoren vom Typ WWER-1000/320 angeführt, davon elf in der Kategorie mit hoher Bedeutung für die Sicherheit (Gegenmaßnahmen werden in dieser Kategorie als unverzüglich erforderlich angesehen)³.

In einem österreichischen, für den „Triolog“ (Tschechische Republik / Österreich / EU) erstellten Dokument werden Anfang 2001 29 Problembereiche aufgelistet, die sich zum Großteil mit jenen der IAEO überschneiden, in manchen Fällen jedoch vom Katalog der IAEO nicht abgedeckt werden⁴.

In der Folge werden beispielhaft einige der wichtigeren Problemkreise aus der zuletzt genannten Liste näher dargestellt. Eine vollständige Liste der 29 Problembereiche ist als Anhang beigegeben.

¹ Final Report of the Programme on the Safety of WWER and RBMK Nuclear Power Plants; International Atomic Energy Agency, IAEA-EBP-WWER-15, Vienna 1999

² Teil-UVE II Temelin – Bericht an die österreichische Bundesregierung; Umweltbundesamt, Wien, November 2000 (www.ubavie.gv.at), Abschnitt 3, Kap. 2

³ Safety Issues and Their Ranking for WWER-1000 Model 320 Nuclear Power Plants; International Atomic Energy Agency, IAEA-EBP-WWER-05, Vienna 1996

⁴ Austrian Report to The Expert Mission with Trilateral Participation According to Chapter IV of the Protocol of the Negotiations between the Czech and the Austrian Government; Rev. 1, 31 January 2001 (www.ubavie.gv.at)

2. Wichtige sicherheitsrelevante Problembereiche:

2.1 Wahrscheinlichkeiten schwerer Unfälle:

Die Häufigkeit von schweren Unfällen wird im Rahmen sogenannter Probabilistischer Sicherheits-Analysen (PSA) ermittelt. Die Resultate solcher Analysen besitzen nur eine sehr eingeschränkte Aussagekraft. Ihre Ungenauigkeit ist beträchtlich, und sie haben die Tendenz, die tatsächlichen Wahrscheinlichkeiten zu unterschätzen, weil eine Reihe von Risikofaktoren nicht bzw. nicht angemessen berücksichtigt werden können (z.B. komplizierte Formen menschlichen Fehlverhaltens oder unbekannte Irrtümer beim Bau der Anlage).

Andererseits können die Ergebnisse probabilistischer Analysen durchaus als grobe Indikatoren für die Gefahr herangezogen werden, die von einem Atomkraftwerk ausgeht⁵.

Besonders bedeutsame Indikatoren sind in diesem Zusammenhang die Häufigkeit eines schweren Kernschadens (Kernschmelze) sowie die Häufigkeit einer großen Freisetzung radioaktiver Stoffe. Letztere ist im Allgemeinen erheblich geringer als Erstere, da bei einer Kernschmelze durch die Rückhaltewirkung des Containment (Sicherheitshülle) und durch rasche Gegenmaßnahmen innerhalb der Anlage noch die Chance besteht, die radioaktiven Freisetzungen zu begrenzen.

Für das Atomkraftwerk Temelin liegt eine PSA vor, die vom Betreiber in Auftrag gegeben und 1996 abgeschlossen wurde. Ihr Ergebnisse sind u.a.⁶:

- Häufigkeit eines schwere Kernschadens: $2,1 \times 10^{-4}$ pro Jahr⁷
- Häufigkeit einer großen Freisetzung: $9,3 \times 10^{-5}$ pro Jahr

Diese Werte können an probabilistischen Sicherheits-Zielwerten (probabilistic safety targets) gemessen werden, die eine hochrangige Expertengruppe der Internationalen Atomenergie-Organisation im Jahre 1988 aufgestellt hat⁸. Für in Betrieb befindliche Atomkraftwerke empfahl diese Gruppe als Zielwert für die Kernschadens-Häufigkeit 1×10^{-4} pro Jahr, für die Häufigkeit einer großen Freisetzung 1×10^{-5} pro Jahr. Für zukünftige, neue Kernkraftwerke sollten die entsprechenden Werte jeweils um den Faktor 10 niedriger sein (d.h. 1×10^{-5} bzw. 1×10^{-6} pro Jahr).

Gemessen an den Zielwerten, die 1988 für neue Anlagen aufgestellt wurden, müssen die zu erwartenden Unfallhäufigkeiten von Temelin als sehr hoch bezeichnet werden. Die Häufigkeit eines schweren Kernschadens liegt etwa beim Zwanzigfachen des empfohlenen Wertes, jene für eine große Freisetzung sogar etwa beim Hundertfachen. Im Hinblick auf das Potential für Katastrophen mit weiträumigen

⁵ Hirsch, H. et al: IAEA Safety Targets and Probabilistic Risk Assessment; Gesellschaft für ökologische Forschung und Beratung, Hannover, August 1989

⁶ Teil-UVE II Temelin – Bericht an die österreichische Bundesregierung; Umweltbundesamt, Wien, November 2000(www.ubavie.gv.at), Abschnitt 3, Kap. 2.5.1

⁷ Zur Erläuterung der Schreibweise: $10^{-4} = 1/10.000$ usw.

⁸ Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants; International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG), IAEA Safety Series No. 75, INSAG-3, Vienna 1988

Auswirkungen geht von Temelin also etwa die gleiche Gefährdung aus wie von 100 modernen Kernkraftwerken, die die Sicherheitszielwerte der IAE0-Expertengruppe einhalten, zusammen.

Selbst gemessen an in Betrieb befindlichen Anlagen sind die Ergebnisse für Temelin hoch. Die Tatsache, dass die Kernschadens-Häufigkeit mehr als zweimal so groß ist als der Richtwert, sollte aufgrund der erwähnten zwangsläufigen Ungenauigkeit aller PSA nicht überbewertet werden. Die Häufigkeit von großen Freisetzungen liegt jedoch nahezu beim Zehnfachen des empfohlenen Wertes für laufende Anlagen – eine eindeutige Überschreitung.

Probabilistische Sicherheits-Zielwerte gibt es auch in verschiedenen Staaten der Europäischen Union. Sie entsprechen etwa den niedrigeren Werten (für neue Anlagen) der IAE0-Expertengruppe (z.B. 10^{-6} pro Jahr für eine unkontrollierte Freisetzung aus einer neuen Anlage in Großbritannien, ebenso in Frankreich, wobei der französische Wert bereits seit 1977 in Kraft ist⁹).

Vom Betreiber wird geltend gemacht, dass eine Reihe von Faktoren, die die Unfallhäufigkeit reduzieren, in der PSA noch nicht berücksichtigt wurden. Die Auswirkung dieser Verbesserungen ist jedoch begrenzt. Außerdem enthält die PSA auch Annahmen, die nach dem derzeitigen Wissensstand zu optimistisch sind. Insofern stellen die genannten Unfallhäufigkeiten für Temelin noch Unterschätzungen der tatsächlichen Gefahren dar.

Dies gilt beispielsweise für den Beitrag von Gasexplosionen nach Leckagen der Erdgas-Pipelines in der Nachbarschaft des Atomkraftwerkes. In der PSA wird davon ausgegangen, dass es in diesem Falle zu einer sofortigen Explosion kommen wird. Die (schlimmere) Möglichkeit der Bildung einer Gaswolke, die auf das Kraftwerksgelände zieht und in das Reaktorgebäude gelangt, wird nicht ins Kalkül gezogen.

Auch das Risiko schwerer Erdbeben wird allem Anschein nach unterschätzt, ebenso die Gefahr des Durchschmelzens des Containment, das relativ kurzfristig zu erheblichen Freisetzungen führen kann. Diese Aufzählung könnte noch fortgesetzt werden¹⁰.

2.2 Versprödung des Reaktordruckbehälters:

Der Reaktordruckbehälter ist der zentrale Teil eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor. Er enthält den hochradioaktiven Kernbrennstoff und steht während des Betriebes unter hohem Druck und hoher Temperatur.

Ein Bersten des Reaktordruckbehälters kann nicht beherrscht werden, selbst wenn alle Sicherheitssysteme funktionieren. Es führt zwangsläufig zu einem schweren Unfall, wobei frühzeitiges Versagen des Containment, verbunden mit großen Freisetzungen, wahrscheinlich ist.

⁹ The Role of Probabilistic Safety Assessment and Probabilistic Safety Criteria in Nuclear Power Plant Safety; IAEA Safety Series No. 106, Vienna, 1992

¹⁰ Teil-UVE II Temelin – Bericht an die österreichische Bundesregierung; Umweltbundesamt, Wien, November 2000(www.ubavie.gv.at), Abschnitt 3, Kap. 2.5.1

Der Reaktordruckbehälter (RDB) des Kernkraftwerkes Temelin besteht aus verschweißten Stahlringen. Zwei Schweißnähte befinden sich nahe dem Reaktor-Core und sind demzufolge einer besonders starken Neutronenstrahlung ausgesetzt. Das Problem wird dadurch verschärft, dass der Wasserspalt zwischen Core und Wandung des RDB im Vergleich zu westlichen Druckwasserreaktoren in Temelin (wie bei allen Anlagen des Typs WWER-1000) sehr eng ist.

Die Neutronenstrahlung führt in der RDB-Wand, insb. in den Schweißnähten, zu sogenannter Versprödung. Im unbestrahlten Zustand verhalten sich die Werkstoffe des RDB nur bei sehr niedrigen Temperaturen spröde; ab etwa 0° C sind sie in dem (erwünschten) zähen Zustand. Durch die Bestrahlung mit Neutronen verschiebt sich die Temperatur, bei der der Übergang vom spröden zum zähen Zustand erfolgt (sogen. Spröbruchübergangstemperatur) nach oben, d.h. der Temperaturbereich, in dem sich der Werkstoff spröde verhält, wird größer.

Bei Abkühlen des Reaktordruckbehälters bei einem Störfall, z.B. durch Einspeisung von Notkühlwasser, kann es dann u.U. zum Spröbruch des RDB kommen¹¹.

Es ist ein bekanntes Problem bei Reaktoren des Typs WWER-1000, dass die Schweißnähte des RDB einen hohen Gehalt an Nickel aufweisen und dadurch besonders versprödungsanfällig sind¹². Untersuchungsergebnisse zeigen sehr starke Verschiebungen der Spröbruchübergangstemperatur, um bis zu 200°, was einer Versagensgefahr bereits bei relativ geringen Unterkühlungsfällen entspricht¹³. Vergleichbare Probleme (mit anderen Verunreinigungen) sind in der Europäischen Union lediglich bei einigen Altanlagen, die schon vor Jahrzehnten in Betrieb genommen wurden, bekannt.

Auch in Temelin Block 1 liegt der Nickel-Gehalt der Schweißnähte über den aktuell gültigen Spezifikationen¹⁴.

Durch Bestrahlung von Voreilproben, d.h. Proben, die stärker bestrahlt werden als die RDB-Wandung und daher bereits nach einigen Jahren Vorhersagen über deren Zustand nach Jahrzehnten gestatten, soll in Temelin (wie auch in anderen Anlagen weltweit) versucht werden, die Versprödung vorherzusagen und Gefahren rechtzeitig zu erkennen. In diesem Zusammenhang bestehen jedoch zwei Probleme, die bisher nicht gelöst sind.

Zum Einen gibt es Zweifel an der Übertragbarkeit von Probandaten auf die RDB-Wand. Die Probandaten wurden bei einer höheren Neutronen-Flussdichte gewonnen. Es liegen Ergebnisse vor, die zeigen, dass das Ausmaß der Versprödung nicht nur von der gesamten Neutronen-Dosis, sondern auch von der Flussdichte abhängig ist, und dass die Wirkung bei gegebener Dosis umso größer ist, je geringer

¹¹ Siehe z.B. Hirsch, H. et al.: Analyse eines DWR-RDB bei Thermoschock – Ansätze zur Neubewertung wichtiger Aspekte, besonders bei Altanlagen; 20. MPA-Seminar, Stuttgart, Oktober 1994

¹² A.M.Kryukov, A.M. et al.: Basic results of the Russian WWER-1000 surveillance program; Nuclear Engin. and Des. 173, 1997, 333-339; sowie auch: Bilej, D.W. et al: Wege zur Lösung des Problems der strahlungsbedingten Versprödung von RDB in WWER-1000-Anlagen in ukrainischen KKW; 24. MPA-Seminar, Stuttgart, Oktober 1998

¹³ Böhmert, H. et al.: Bestrahlungsverhalten von WWER-Druckbehälterstählen – Erste Ergebnisse aus dem Bestrahlungsprogramm Rheinsberg; Jahrestagung Kerntechnik 2000, Bonn, Mai 2000

¹⁴ In-Depth GRS Analysis of Seven Selected Issues Relating to the Temelin NPP; Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, Draft, August 2000; ergänzt durch: Zusammenfassung der Ergebnisse der vertieften Bewertungen der GRS zu ausgewählten Sicherheitsfragen zum KKW Temelin vom 15.08.2000 mit Ergänzungen vom 25.10.2000; Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, Oktober 2000

die Flusssdichte ist¹⁵. Insbesondere gibt es auch Anzeichen für einen solchen Flusssdichte-Effekt bei Werkstoffen von Reaktordruckbehältern des Typs WWER-1000. Somit könnten die Ergebnisse des Voreilproben-Programmes das Ausmaß der Versprödung systematisch unterschätzen.

Weiterhin sind anlagenspezifische Voreilproben grundsätzlich nicht ausreichend, um Versprödung belastbar vorherzusagen, da sie starken statistischen Streuungen unterworfen sind. Zusätzlich ist eine breite Datenbasis für den betreffenden Reaktortyp erforderlich, die erst die Grundlagen für die Bewertung der anlagenspezifischen Ergebnisse schafft. Diese fehlt jedoch – im Gegensatz zu modernen Anlagen in der EU – nach wie vor beim WWER-1000.

Insgesamt gibt es noch eine Reihe von Aufgaben, die gelöst werden müssen, bevor die Bestrahlungsphänomene bei diesem Reaktortyp ausreichend verstanden werden und der Problembereich des spröden Versagens des RDB in WWER-1000-Anlagen von der Tagesordnung genommen werden kann¹⁶, unter anderem:

- Verbesserung der Programme zur Bestrahlung von Proben
- Schaffung einer Datenbasis, die es ermöglicht, die grundlegenden Gesetzmäßigkeiten der Versprödung zu bestimmen
- Untersuchung des Werkstoffverhaltes im Langzeitbetrieb, insb. auch bei niedrigen Neutronenflüssen
- Untersuchung des Einflusses von erhöhtem Nickelgehalt

Die Defizite beim Sicherheitsnachweis des Reaktordruckbehälters werden auch von der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) genannt. In deren Bericht vom Oktober 2000 wird im Zusammenhang mit Temelin dieser Themenkreis zwar nur sehr knapp abgehandelt, es wird aber darauf hingewiesen, dass eine endgültige Einschätzung der zu erwartenden Änderung der Materialeigenschaften durch Neutronenbestrahlung zur Zeit nicht möglich ist¹⁷.

Die deutsche Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit äußert sich im gleichen Sinne¹⁸.

Beim derzeitigen Wissensstand ist die Versprödung des Reaktordruckbehälters in Temelin ein Risikofaktor, der nicht ausreichend genau eingeschätzt werden kann. Es ist nicht auszuschließen, dass die Versprödung während des Betriebes zu einer unakzeptablen Gefährdung führt.

¹⁵ Hirsch, H. et al.: Gutachten zum Reaktordruckbehälter des KKS – Endbericht; erstellt im Auftrag des Niedersächsischen Umweltministeriums, Hannover, Februar 1994

¹⁶ Bilej, D.W. et al: Wege zur Lösung des Problems der strahlungsbedingten Versprödung von RDB in WWER-1000-Anlagen in ukrainischen KKW; 24. MPA-Seminar, Stuttgart, Oktober 1998

¹⁷ Nuclear Safety in EU Candidate Countries; Western European Nuclear Regulators' Association, October 2000

¹⁸ In-Depth GRS Analysis of Seven Selected Issues Relating to the Temelin NPP; Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, Draft, August 2000; ergänzt durch: Zusammenfassung der Ergebnisse der vertieften Bewertungen der GRS zu ausgewählten Sicherheitsfragen zum KKW Temelin vom 15.08.2000 mit Ergänzungen vom 25.10.2000; Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, Oktober 2000

2.3 Folgeschäden beim Bruch einer Frischdampfleitung:

Die Frischdampfleitungen stellen die Verbindung zwischen den Dampferzeugern und der Turbine her. Nach dem Durchlauf durch die Turbine wird der kondensierte Dampf durch die Speisewasserleitungen zu den Dampferzeugern zurückgepumpt.

Die Frischdampfleitungen sind durch Sicherheits- und Abblaseventile gegen Überdruck gesichert und mit Isolationsventilen zum Absperrn ausgerüstet. Die Isolationsventile kommen beispielsweise beim Bruch einer Frischdampfleitung zum Einsatz. Tritt der Bruch im Bereich zwischen Dampferzeuger und Isolationsventil ein, so kann er nicht abgesperrt werden und darf keine unzulässigen Folgen haben. Insbesondere darf er nicht zu Folgeschäden an anderen Frischdampfleitungen führen.

Beim Abreißen einer Frischdampfleitung kommt es durch die Druckentlastung zu einer starken Abkühlung im betroffenen Dampferzeuger und damit auch im Primärkreislauf. Wird durch das Ausschlagen der abgerissenen Leitung eine weitere Leitung beschädigt, verstärkt sich diese Abkühlung entsprechend. Es kann zu einem sogenannten Thermoschock im Reaktordruckbehälter kommen, was insb. bei starker Versprödung zum Versagen des RDB führen kann (siehe oben). Außerdem kann eine Abkühlung des Primärkreislaufes zu einer Reaktivitätstransiente führen, d.h. zu einer Zunahme der Kettenreaktion im Reaktor.

Auch Ventile anderer Frischdampfleitungen, die sich in der Nähe einer Bruchstelle befinden, können beschädigt werden. Dies hätte negative Auswirkungen für die Bemühungen, den Störfall unter Kontrolle zu halten und den Reaktor in einen abgekühlten und drucklosen Zustand zu bringen.

Die wirksamste Gegenmaßnahme gegen Folgeschäden beim Abriss der Frischdampfleitung ist offensichtlich die räumliche Trennung der zu den verschiedenen Dampferzeugern gehörigen Stränge. Dies entspricht auch dem Stand der Technik bei modernen Anlagen in der Europäischen Union.

In Deutschland befinden sich die Frischdampfleitungen zwar nebeneinander, wenn sie aus dem Containment geführt werden. Die einzelnen Frischdampf- und Speisewasserleitungen mit ihren jeweiligen Ventilen sind jedoch separat gekammert, also durch Betonwände getrennt; ebenso sind die Frischdampfleitungen von den Speisewasserleitungen getrennt¹⁹. Bei den neueren französischen Anlagen (1.300 MWe-Klasse) werden die Leitungen getrennt aus dem Containment geführt und kommen erst nach den Isolationsventilen in räumliche Nähe²⁰.

Im Atomkraftwerk Temelin dagegen werden die von den vier Dampferzeugern kommenden Leitungen paarweise parallel aus dem Containment geführt. Sie verlaufen dann in geringem Abstand paarweise nebeneinander, schließlich werden die beiden Paare auch noch zusammengeführt. Alle vier Frischdampf- und Speisewasserleitungen laufen dann in einem Nebengebäude in engster

¹⁹ Kernkraftwerke; Technischer Verlag Resch/Verlag TÜV Rheinland, Köln 1986

²⁰ Centrale de Flamanville, Tranches 1 et 2; EdF, Juillet 1983

Nachbarschaft über die 28,8 m-Bühne. Dort befinden sich, ohne Trennung, auch sämtliche Ventile²¹.

Der Bruch einer Frischdampfleitung im nicht-absperzbaren Bereich kann also den Bruch einer weiteren Leitung (bzw. teilweise sogar von mehreren) nach sich ziehen.

Angesichts der möglichen Gefahren, sowie des Standes in der EU, wäre hier eine räumliche Trennung des nicht-absperzbaren Bereiches der Leitungen zu fordern.

In Temelin wurden als Gegenmaßnahme gegen Folgeschäden an den Frischdampfleitungen Ausschlagsicherungen angebracht. Dies kann bestenfalls als Notlösung betrachtet werden. Abgesehen davon ist die konkrete gewählte technische Lösung – Platten, die um den Rohrumfang herum festgeschweißt wurden – nicht ausreichend und entspricht nicht dem Stand der Technik bei Ausschlagsicherungen. Insbesondere bei Auftreten von komplizierten Rissen (Rissverzweigung) können die Ausschlagsicherungen in Temelin Folgeschäden nicht zuverlässig verhindern²².

2.4 Auslegung und Anordnung des Containment:

Das Containment (Sicherheitshülle) schließt den primären Kühlkreislauf ein und stellt u.a. bei Störfällen eine letzte Barriere gegen Freisetzungen dar. Bei Unfällen mit Kernschmelze kann es unter günstigen Umständen die Auswirkungen reduzieren. Bei allmählichem Druckaufbau im Reaktorgebäude kommt es u.U. erst nach Tagen zum Versagen des Containments. Dies gibt eine gewisse Frist für Maßnahmen des Katastrophenschutzes. Außerdem kommt es in dieser Zeit zu einem Niederschlag eines Teils der radioaktiven Stoffe innerhalb des Containments und somit zu einer Verringerung der dann freigesetzten Mengen.

Es gibt allerdings bei sämtlichen Atomkraftwerken mit Druckwasserreaktor, auch bei modernsten Anlagen in der Europäischen Union, verschiedene Risikofaktoren, die im Falle einer Kernschmelze zu einer frühzeitigen Zerstörung des Containments führen können (Wasserstoff-Explosion, Ausstoß der Kernschmelze aus dem RDB unter hohem Druck, Dampfexplosion u.a.).

Darüber hinaus weist bei sämtlichen WWER-1000, so auch in Temelin, das Containment eine spezifische Schwachstelle auf, die zu frühen, großen Freisetzungen bei einem Kernschmelzunfall führt: Die untere Begrenzung des Containments, das die Form eines Zylinders aus Spannbeton hat, liegt gut 10 Meter über dem Erdboden. Wenn der geschmolzene Kern diese Begrenzung durchdrungen hat, ist das Containment offen und hat keine Rückhaltewirkung mehr – auch ohne dass es vorher zu Explosionen gekommen ist, bzw. ohne dass sich vorher über Tage Überdruck aufgebaut hat. Radioaktive Stoffe gelangen in großen Mengen in Räume,

²¹ Austrian Report to The Expert Mission with Trilateral Participation According to Chapter IV of the Protocol of the Negotiations between the Czech and the Austrian Government; Rev. 1, 31 January 2001 (www.ubavie.gv.at) sowie auch: Nuclear Safety in EU Candidate Countries; Western European Nuclear Regulators' Association, October 2000

²² Nuclear Safety in EU Candidate Countries; Western European Nuclear Regulators' Association, October 2000

in denen sie nicht mehr eingeschlossen sind und aus denen sie in die Atmosphäre entweichen können²³.

Die Betreibergesellschaft stellt in Frage, dass dieser Versagensmechanismus wirksam werden kann. Berechnungen mit modernen Computer-Codes bestätigen jedoch, dass er innerhalb eines Zeitraum von 24 – 36 Stunden nach Beginn einer Kernschmelze, u.U. auch erheblich rascher, eintritt²⁴.

Somit ist die Annahme naheliegend, dass in Temelin praktisch jeder Unfall mit Kernschmelze auch zu großen, frühzeitigen Freisetzungen führt. Die in Abschnitt 2.1 genannte, bereits hohe Zahl für die Häufigkeit von Unfällen mit großen Freisetzungen ist insoweit noch als zu optimistisch anzusehen.

Bei Druckwasserreaktoren in der Europäischen Union besteht seit Jahren der Trend, die Auswirkungen von Kernschmelz-Unfällen möglichst zu begrenzen und vor allem Maßnahmen zu ergreifen, die ein frühzeitiges Versagen des Containments unwahrscheinlich machen. Schon allein aufgrund der Auslegung des Containment sind die Verhältnisse in Temelin diesem Trend genau entgegengesetzt.

²³ Austrian Report to The Expert Mission with Trilateral Participation According to Chapter IV of the Protocol of the Negotiations between the Czech and the Austrian Government; Rev. 1, 31 January 2001 (www.ubavie.gv.at)

²⁴ Teil-UVe II Temelin – Bericht an die österreichische Bundesregierung; Umweltbundesamt, Wien, November 2000(www.ubavie.gv.at), Abschnitt 3, Kap. 2.5.1

3. Schlussbetrachtung:

Das Kernkraftwerk Temelin ist eine Anlage, von der besondere Gefahren ausgehen und die in einer Reihe von Punkten, die hier lediglich beispielhaft angesprochen werden konnten, deutlich hinter dem modernen Standard in der Europäischen Union zurückbleibt.

Schwere Unfälle mit großen, frühzeitigen Freisetzungen können bei keinem der heute weltweit betriebenen kommerziellen Kernkraftwerke ausgeschlossen werden. Ihre Wahrscheinlichkeit ist, gemessen an der alltäglichen Erfahrung, gering; dies gilt auch für Temelin.

Jedoch ist im Atomkraftwerk Temelin die Unfallgefahr, verglichen mit dem aktuellen Stand der Technik in der EU und weltweit, aus den hier dargestellten Gründen eindeutig überdurchschnittlich hoch.

Derartige Unfälle können weiträumige Auswirkungen haben, auch auf Österreich, das von der radioaktiven Wolke innerhalb weniger Stunden erreicht werden kann. Weite Gebiete in Österreich könnten so stark radioaktiv kontaminiert werden, dass zumindest ein Aufenthaltsverbot im Freien erforderlich wäre.

Insbesondere das Land Oberösterreich kann von schweren Unfällen in Temelin stark berührt werden. Abhängig von der Wetterlage, können beispielsweise im Raume Linz Bodenkontaminationen im Bereich von 1.500 bis 5.000 kBq²⁵ Cäsium-137 pro Quadratmeter auftreten. Die Bevölkerung von Gebieten mit einer Belastung über 1.500 kBq/m² wurde in Weißrussland 1986 nach dem Unfall in Tschernobyl umgesiedelt²⁶.

Diese Gefährdung macht es erforderlich, dass in Österreich umfangreiche Vorkehrungen für den Katastrophenfall getroffen werden (die die Folgen allerdings selbst im besten Falle nur abmildern können).

Die Risiken, die vom Atomkraftwerk Temelin ausgehen, stellen damit offensichtlich keine interne Angelegenheit der Tschechischen Republik dar. Österreich (und, in unterschiedlichem Ausmaße, alle anderen europäischen Länder) sind ebenfalls betroffen.

²⁵ Bq: Abk. für Becquerel; kBq: Kilo-Becquerel, 1000 Becquerel

²⁶ Teil-UVE II Temelin – Bericht an die österreichische Bundesregierung; Umweltbundesamt, Wien, November 2000(www.ubavie.gv.at), Abschnitt 4, Kap. 10

Anhang: Auflistung der offenen Sicherheitsfragen, Stand 31.01.2001

1. Umgehung (bypass) des Containment und Störfälle mit Lecks vom Primär- in den Sekundärkreislauf
2. Unfälle der Gaspipeline und ihre Auswirkungen
3. Tornados
4. Auslegung und Anordnung des Containment
5. Wahrscheinlichkeit schwerer Unfälle
6. Betriebsbedingungen in Unfallsituationen, Management-Regeln für schwere Unfälle
7. Seismische Auslegung, Bewertung des seismischen Risikos
8. Bruch von Frischdampf- und Speisewasserleitungen
9. Versprödung des Reaktordruckbehälters
10. Qualifizierung von Frischdampfsicherheits- und abblaseventilen für Zwei-Phasen-Strömung und Wasser
11. Status der Lösung der Sicherheitsprobleme der IAEO
12. Sicherheitsklassifizierung von Komponenten
13. Einfahren der Regelstäbe
14. Verstopfung des Reaktorsumpfes, Integrität der Zuleitung
15. Dichtigkeit der Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpen
16. Beherrschung des Wasserstoff-Problems
17. Geringes Wasservolumen des Reaktorsumpftankes
18. Reaktivitätsprobleme durch Borverdünnung
19. Qualifikation von Komponenten bzgl. Umgebungsbedingungen und seismischen Belastungen
20. Belüftungssystem, Zugänglichkeit der Reaktorwarte
21. Zuverlässigkeit der Leittechnik
22. Zerstörungsfreie Prüfungen
23. Anwendbarkeit des Leck-vor-Bruch-Prinzipes
24. Konzept verschiedener Sicherheitsvorkehrungen
25. Analyse von Auslegungsstörfällen
26. Analyse von auslegungsüberschreitenden Störfällen
27. Sicherheitskultur
28. Organisationsstruktur im KKW und Management des Genehmigungsverfahrens
29. Technische Grundlagen für die Katastrophenschutzplanung

