

OEFZS--4602

Sicherheitsaspekte
tschechoslowakischer Kernkraftwerke

K. Mück

AT 9200033

OEFZS--4602

November 1991



Sicherheitsaspekte tschechoslowakischer Kernkraftwerke

Konrad Mück

**Vortrag gehalten auf der
Jahrestagung 1991
des österr. Verbandes für Strahlenschutz**

14. November 1991

Österreichisches Forschungszentrum
Seibersdorf Gesellschaft m.b.H.
A-2444 Seibersdorf

Zusammenfassung

Die in der CSFR in Betrieb und in Bau befindlichen Kernkraftwerke, die im wesentlichen Druckwasserreaktoren der sowjetischen Baureihe WWER-440 und WWER-1000 darstellen, werden kurz beschrieben. Dabei wird vor allem auf Sicherheitsaspekte und eventuelle Sicherheitsdefizite eingegangen. Die erste Generation WWER-440/230 weist neben einigen positiven Sicherheitsaspekten erhebliche Sicherheitsdefizite auf, die nur durch eine Reihe von Nachrüstmaßnahmen verbessert werden können. Hingegen sind bei der zweiten Generation WWER-440/213 erhebliche Verbesserungen dieser Sicherheitsdefizite feststellbar. Die dritte Generation WWER-1000 entspricht weitgehend westlichem Sicherheitsstandard.

Bei der zweiten Generation WWER-440/213 ist noch Bedarf an Sicherheitsforschung gegeben, um das Verhalten des Reaktors bei schweren Störfällen, insbesondere in bezug auf mögliche Aktivitätsfreisetzungen besser beurteilen zu können.

Abstract

The nuclear power plants in operation or under construction in the CSFR which basically represent the pressure water type reactor of soviet design VVER-440 and VVER-1000, are briefly described. In particular, their safety aspects and possible safety deficiencies are discussed. The first generation VVER-440/230 possesses, apart from some positive safety features, severe safety deficiencies which may be only improved by substantial reconstructions, whereas with the second generation VVER-440/213 substantial improvements in these safety deficiencies may be noticed. The third generation VVER-1000 largely corresponds to Western safety standards.

With the second generation VVER-440/213 further safety research is required to better estimate the behaviour of the reactor under severe accident conditions, in particular, with regard to potential activity releases.

1. Einleitung

Die in den vergangenen Jahren immer wieder geäußerten Bedenken bezüglich der Sicherheit sowjetischer Leistungsreaktoren, wie sie auch in der CSFR vertreten sind, stiegen nach dem Reaktorunfall in Tschernobyl sprunghaft an und führten zu einer relativ ausgedehnten Untersuchung der Sicherheit sowjetischer Leichtwasserleistungsreaktoren (WWER) durch das DOE der USA im Jahre 1987 (1). Im Anschluß an die Ergebnisse dieser Untersuchungen wurde auch von der IAEA mit einer umfassenden Sicherheitsanalyse dieser Reaktoren begonnen, wobei die Sowjetunion und andere Betreiberstaaten selbst um eine solche Analyse ersuchten, da die IAEA von sich aus nicht das Recht hat, sich in nationalen Sicherheitsaspekten einzumischen. Die Analyse der IAEA umfaßte dabei drei Teilbereiche (2):

- Analyse sicherheitsrelevanter Vorfälle
- OSART-Missions (Operational Safety Review Teams)
- Generelle Sicherheitsanalysen sowie Untersuchungen von spezifischen, allen Anlagen gemeinsamen Sicherheitsproblemen

Der letztere Punkt umfaßte dabei neben Analysen durch IAEA Expert-Teams auch wissenschaftliche und technische Unterstützung der Betreiberstaaten bei der Durchführung eigener Sicherheitsanalysen, insbesondere bei der Realisierung anlagenspezifischer PSA-Studien (Probabilistic Safety Analysis), die letztendlich die einzige realistische Möglichkeit darstellen, die Sicherheit der einzelnen KKW's mit der westlicher vergleichen zu können.

Nach Äußerungen des früheren Chefs der tschechoslowakischen Reaktorsicherheitskommission J.Beranek über die Sicherheit der ersten beiden Blöcke in JASLOVSKI-BOHUNICE wurde auch in Österreich und der CSFR eine Kommission zur Beurteilung der Sicherheit eingesetzt, wobei allerdings nur diese beiden Blöcke untersucht wurden.

Darüber hinaus liegen noch Untersuchungen über Greifswald (gleicher Typ wie Bohunice 1 und 2) durch die Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Köln (3) und durch eine "unabhängige" deutsche Gruppe (4) vor. Weiters wurden Untersuchungen durch KWU (5) und Westinghouse (6) durchgeführt, deren Ziel vor allem eine mögliche Nachrüstung zur Verbesserung des Sicherheitsstatus, bzw. Anhebung auf westliches Sicherheitsniveau war.

Aus all diesen Untersuchungen soll im Folgenden ein möglichst objektives Bild der Sicherheit der in der CSFR in Betrieb bzw. in Bau befindlichen Kernkraftwerke gegeben werden. Dabei ist anzumerken, daß bis heute, außer für das finnische KKW Loviisa, keine umfassenden PSA-Studien vorliegen – auch von der österreichischen Kommission konnte für Jaslovski-Bohunice eine solche aus Zeitgründen nicht durchgeführt werden –, die eine zuverlässige Beurteilung erlauben würden. Dennoch können aus den vorliegenden Analysen grundsätzliche Aussagen über die Sicherheit der Kraftwerke jenseits der Grenze getroffen werden.

2. Kernkraftwerkstypen in der CSFR

In der CSFR sind bisher mit einer einzigen Ausnahme ausschließlich russische Leistungsreaktoren gebaut worden oder in Bau. Die einzige Ausnahme stellt ein Prototypeleistungsreaktor tschechischer Bauart in Bohunice dar, der nach einem Zwischenfall mit Brennelementscha-den 1977 stillgelegt wurde. Alle anderen Reaktoren gehören der Druckwasserlinie WWER (Wassermoderierter Wassergekühlter Energie Reaktor) an. Kein einziger Reaktor vom Typ RBMK (Tschernobylreakortyp) befindet sich auf dem Gebiet der CSFR, vielmehr wurde von der Sowjetunion – vermutlich aus Proliferationsgründen – kein einziger RBMK außerhalb der Sowjetunion errichtet.

Bei der Druckwasserlinie WWER können drei voneinander wesentlich abweichende Untergruppen entsprechend ihrer Entwicklung unterschieden werden:

- 1) WWER-440/Proj. 230
- 2) WWER-440/Proj. 213
- 3) WWER-1000

Von der Sowjetunion wurden noch Einzelmodelle mit abweichenden Bezeichnungen und abweichenden Sicherheitscharakteristiken (z.B. WWER-440/Proj. 318, ähnlich dem Proj.213) gebaut, die jedoch in der CSFR nicht zum Einsatz kamen und daher auch hier nicht behandelt werden sollen.

Der WWER-440/230 ist die erste Generation sowjetischer Druckwasserleistungsreaktoren. Sie entsprechen dem ersten Reaktor dieses Typs in Nowoworonesch, der 1963 in Betrieb ging. Ab etwa Mitte der 70iger Jahre kommt die nächste Generation, der Typ WWER-440/213 zum Einsatz. Er besitzt wesentliche sicherheitstechnische Verbesserungen gegenüber dem ersten Typ, wie noch gezeigt werden wird. Beide Typen weisen, wie bereits aus der Bezeichnung ablesbar, eine elektrische Leistung von 440 MW auf. Ab 1980 wird eine weitere Generation gebaut, der WWER-1000 mit 1000 MW elektrische Leistung und weiteren wesentlichen Sicherheitsverbesserungen.

Vom Typ WWER-440/230 sind weltweit 16 Reaktoren gebaut worden, wovon vier in Greifswald auf dem Gebiet der ehemaligen DDR nach dem Zusammenschluß der beiden deutschen Staaten stillgelegt wurden. Die ersten beiden Blöcke in Jaslovske-Bohunice sind ebenfalls von diesem Typ. Von der zweiten Generation (Typ WWER-440/213) sind weltweit 28 Reaktoren in Betrieb oder in Bau, davon 10 in der CSFR. 38 Reaktoren vom Typ WWER-1000 befinden sich derzeit weltweit in Betrieb oder Bau, weitere 29 sind derzeit im Planungsstadium. In Temelin ist ein Reaktor dieses Typs in Bau, drei weitere befinden sich in Planung für diesen Standort.

Tab.1 gibt einen Überblick über die sowjetischen Druckwasserreaktoren in der CSFR und einigen anderen Ländern in der näheren Umgebung Österreichs. Reaktoren in der USSR wurden aus Platzgründen ausgelassen.

Tab. 1: WWER-440 und WWER-1000 Reaktoren in einigen Ländern außerhalb der USSR

Land und Standort	Block	Modell	Status
CSFR			
Bohunice	1	440/230	in Betrieb (1978)
	2	440/230	in Betrieb (1980)
	3	440/213	in Betrieb (1984)
	4	440/213	in Betrieb (1985)
Dukovany	1	440/213	in Betrieb (1985)
	2	440/213	in Betrieb (1986)
	3	440/213	in Betrieb (1986)
	4	440/213	in Betrieb (1988)
Mohovce	1	440/213	in Bau
	2	440/213	in Bau
	3	440/213	in Bau
	4	440/213	in Bau
Temelin	1	1000	in Bau
	2	1000	in Planung
	3	1000	in Planung
	4	1000	in Planung
UNGARN			
Paks	1	440/213	in Betrieb (1983)
	2	440/213	in Betrieb (1984)
	3	440/213	in Betrieb (1986)
	4	440/213	in Betrieb (1987)
	5	1000	in Planung
	6	1000	in Planung
BRD (FNL)			
Greifswald	1	440/230	stillgelegt (1990)
	2	440/230	stillgelegt (1990)
	3	440/230	stillgelegt (1990)
	4	440/230	stillgelegt (1990)
	5	440/213	in Bau
	6	440/213	in Bau
	7	440/213	in Bau
	8	440/213	in Bau
Stendal	1	1000	in Bau
	2	1000	in Bau
BULGARIEN			
Kosloduy	1	440/230	in Betrieb (1974)
	2	440/230	in Betrieb (1975)
	3	440/230	in Betrieb (1980)
	4	440/230	in Betrieb (1982)
FINNLAND			
Loviisa	1	440/213*	in Betrieb (1977)
	2	440/213*	in Betrieb (1981)

* mit Containment mit Eis-Kondensator

In der CSFR sind also alle drei Typen der WWER-Linie vertreten, zum Teil in Betrieb, zum Teil in Bau. Nur zwei Reaktorblöcke, nämlich Bohunice 1 und 2 sind aus der ältesten Baulinie Typ 230, die meisten Reaktorblöcke gehören der wesentlich verbesserten, mittleren Generation Typ 213 an. Dies betrifft sowohl Block 3 und 4 in Bohunice sowie alle Blöcke in Dukovany und Mohovce. Im folgenden sollen die Charakteristika und Unterschiede zwischen den verschiedenen Typen, insbesondere im Hinblick auf ihren Sicherheitsstandard, dargestellt werden.

3. Diskussion der einzelnen WWER-Typen

3.1 WWER-440/Proj. 230

Aufbau der Anlage

Der WWER-440/Proj.230 weist eine Reihe von charakteristischen Unterschieden zu westlichen Druckwasserreaktoren auf. Einige dieser Unterschiede wirken sich auf die Sicherheit der Anlagen positiv aus und führen zu einer Erhöhung der Sicherheit im Vergleich zu westlichen Anlagen, weil sie im Falle von Zwischenfällen der Betriebsmannschaft längere Zeitspannen zum Eingreifen geben. So besitzt der WWER-440 beispielsweise sechs Kühlmittelschleifen und Dampferzeuger (Wärmeaustauscher). Jede Kühlmittelschleife ist durch Schieber vom Reaktordruckgefäß abzutrennen. Diese Konstruktion ermöglicht einen Betrieb der Anlage auch dann, wenn ein Dampferzeuger nicht betrieben werden kann und erhöht damit die Verfügbarkeit. Es steht damit aber auch immer eine ausreichende Reservekühlmöglichkeit bei einem Ausfall einer oder mehrerer Kühlmittelschleifen zur Verfügung. Lecks in den Primärkühlmittelleitungen und in den Dampferzeugern sind leichter zu beherrschen, da die entsprechende Leitung im Ernstfall abgeschiebert werden kann.

WWER-440 Reaktoren besitzen große, waagrechte Wärmetauscher. Infolge der großen Kühlmittelmenge reagieren daher diese Reaktoren auf Störungen langsam und nehmen auch bei Ausfall der gesamten Wärmeabfuhr über mehrere Stunden hinweg keinen Schaden. Sie lassen daher der Betriebsmannschaft bei bestimmten Störfällen wesentlich mehr Zeit, um geeignete Gegenmaßnahmen zu ergreifen (7).

Alle sowjetischen Reaktoren wurden in großer Stückzahl ohne wesentliche Abweichungen gebaut. Diese hohe Standardisierung führt zu einer Sicherheitserhöhung der einzelnen Anlage, da die einzelnen Komponenten bei vielen Anlage gleichzeitig in Betrieb sind und bei Fehlfunktion in einer Anlage in allen Anlagen modifiziert bzw. verbessert werden können.

Die WWER-440 Reaktoren weisen einen stark negativen Temperaturkoeffizienten auf. Dadurch sind unkontrollierte Leistungsexkursionen, die zu Kernbeschädigungen führen könnten, auch bei schweren Fehlern der Bedienungsmannschaft oder Störfällen in der Reaktorregelung ausgeschlossen. Ein Unfall wie in Tschernobyl, der durch eine unkontrollierte Leistungsexkursion zu einer kompletten Zerstörung des Reaktorgebäudes führte, ist daher – wie bei westlichen Leichtwasserreaktoren – nicht möglich.

Hermetische Zone

Der gesamte Primärkreislauf liegt innerhalb einer sogenannten Störfallokalisationszone ("hermetische Zone"), die die bei einem Bruch der Primärleitung oder aus anderen Gründen austretende Radioaktivität einschließen und vor einem Austritt in die Umgebung rückhalten soll (siehe Abb.1).

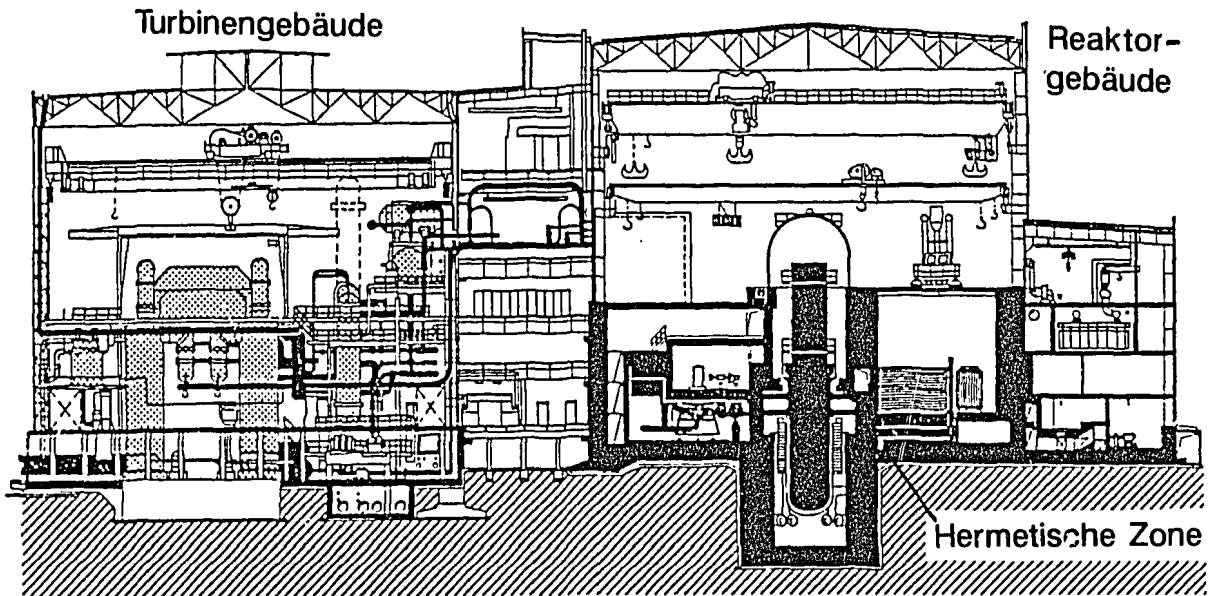


Abb. 1 Querschnitt durch das Reaktor- und Hilfsanlagegebäude mit der hermetischen Zone (schwarz eingezeichnet) (1)

Dies ist allerdings nur bis zu einem Druck von maximal 0,8 bar der Fall, da die hermetische Zone nur auf einen Überdruck von 1,0 bar ausgelegt ist. Bei einem höheren Druck in der hermetischen Zone öffnen sich Druckablaßklappen in der Außenwand, um den Überdruck abzuleiten und so die hermetische Zone gegen eine Beschädigung zu schützen. Um den Druck auch bei Dampffreisetzungen von gebohrten Primärleitungen schnell reduzieren und unterhalb des Maximaldrucks absenken zu können, besitzt der Reaktor ein Sprinklersystem, das den in die hermetische Zone ausgetretenen Dampf kondensiert.

Die Idee dieses Prinzips des Überdruckabbaus durch Abluftklappen ist an und für sich nicht schlecht und wurde im Westen bei Forschungsreaktoren größerer Leistung angewandt, um den anfänglichen Druckaufbau bei Transienten abzubauen zu können. Zu diesem Zeitpunkt ist noch keine nennenswerte Aktivität in der Gebäudeluft vorhanden, sodaß es auch zu keiner nennenswerten Freisetzung kommen kann. In der späteren Phase eines Unfalls, wenn Aktivität tatsächlich in die Gebäudeluft freigesetzt worden ist, wird sie durch den dann dichten Einschluß zurückgehalten. Bei Leistungsreaktoren mit eventuell massiver Dampffreisetzungs bei schwersten Unfällen genügt ein maximaler Überdruck von 0.8 bar nicht und führte im Westen zur Forderung nach sogenannten Containments, die einen Nenndruck von einigen

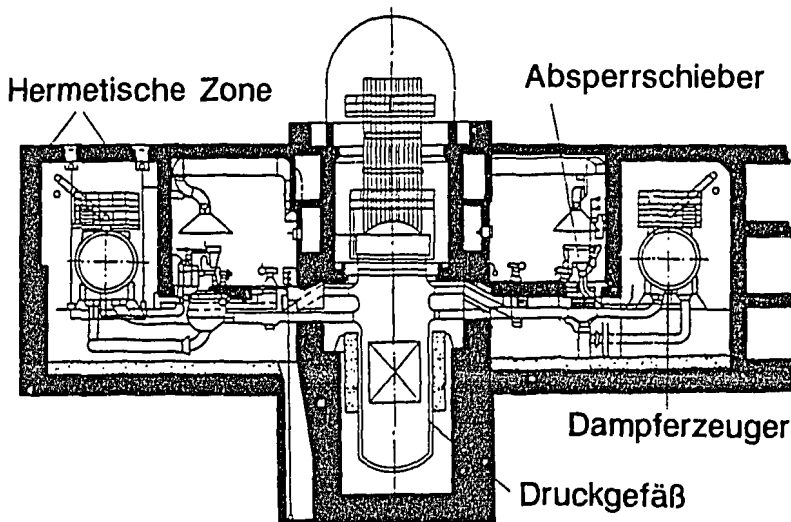


Abb. 2 Hermetische Zone des WWER-440/230 mit dem gesamten Primärkreislauf

bar (z.B. Zwentendorf 5 bar_i) bei voller Dichtheit (Leckrate kleiner als 2,5 Vol% pro Tag) aushalten können müssen (8).

Der WWER-440 Reaktor besitzt also kein Containment wie westliche Reaktoren, das auch noch bei höheren Drücken dicht ist. Bei gravierendsten Unfällen (großen Brüchen der Primärleitung) ist mit einem Druckaufbau innerhalb der hermetischen Zone zu rechnen, der über den Maximaldruck der hermetischen Zone hinausgeht und so zu einer Freisetzung von signifikanten Mengen an Aktivität ins Freie führen kann (9).

Dies kann dann verhindert werden, wenn ein Druckaufbau über die kritische Grenze der hermetischen Zone durch ein geeignetes Druckabbausystem verhindert wird. Das erfordert allerdings eine Verbesserung der Kondensierleistung des Sprinklersystems und/oder einen nachträglichen Einbau eines Filtersystems im Bereich der Druckabbauklappen. Dabei ist auch eine wesentliche Verbesserung der Dichtheit der hermetischen Zone erforderlich, die derzeit eine viel zu hohe Leckrate bei Gebäudeabschluß aufweist (9).

Die Bedeutung eines Containments oder eines vergleichbaren Rückhaltesystems für aus einem beschädigten Kern freigesetzte Aktivitäten wurde in TMI (Three-Mile-Island) augenscheinlich demonstriert, wo ein größerer Anteil des Kerns als in Tschernobyl beschädigt wurde und dennoch kaum Aktivität freigesetzt wurde. Die Dosis in einem Umkreis von 10 km um die Anlage betrug in Harrisburg 0,02 mSv für den gesamten Unfallablauf, also etwa ein Zehntel der Dosis im vergleichbaren Umkreis um Tschernobyl (10,11,12).

Notkühlsystem

Die WWER-440/230 Reaktoren besitzen ein Notkühlsystem (Havariesystem), das die erforderliche Nachkühlung des Kerns nach dem Abschalten des Reaktors bei kleineren Lecks im Primärsystem gewährleistet, große Lecks in der Primärleitung können damit jedoch nicht kompensiert werden (1,7). Dies gilt insbesondere für einen vollständigen Bruch der Primärleitung (2F-Bruch), wie er bei westlichen Kraftwerken üblicherweise postuliert wird, wobei der Nachweis verlangt wird, daß durch das Notkühlsystem auch dieser Bruch beherrscht wird.

Man muß allerdings einschränkend dazu anmerken, daß der 2F-Bruch bei westlichen Genehmigungsverfahren postuliert wurde, nicht weil er besonders wahrscheinlich ist (Brüche mit kleineren Querschnitten als der gesamte Primärleitungsquerschnitt sind viel eher zu erwarten), sondern weil man damit der Diskussion, wie groß ein Bruch in der Primärleitung tatsächlich zu erwarten ist, aus dem Weg gehen wollte. Kleinere Querschnitte der Bruchstelle, wie sie viel eher möglich sind, können vom Notkühlsystem kompensiert werden. Außerdem können bei den WWER-440 Reaktoren Brüche in der Primärleitung, die hinter den Absperrschiebern liegen, durch Schließen der Schieber beherrscht werden.

Auf der wissenschaftlichen Konferenz im Rahmen der IAEA-Generalkonferenz 1990 sowie auch auf der GRS-Jahreskonferenz 1990 wurden Vorträge präsentiert, in denen die geplanten Nachrüstmaßnahmen in bezug auf die Ertüchtigung des Nachkühlsystems zur Beherrschung größerer Primärleitungsbrüche und der Langzeitwärmeabfuhr dargelegt wurden (13).

Reaktordruckgefäß

Die Reaktordruckgefäße für die WWER-440 wurden im Herstellerwerk gefertigt und nicht, wie im Westen üblich, auf der Baustelle erst zusammengeschweißt. Dadurch ergeben sich bessere Verarbeitungsbedingungen. Für den Transport des fertigen Druckgefäßes auf der Bahn durfte dieses allerdings einen bestimmten Durchmesser nicht überschreiten. Die Druckgefäße der WWER-440 Reaktoren sind daher hohe schlanke Behälter im Vergleich zu ihren westlichen Gegenstücken. Durch die schlanke Konstruktion ist die Reaktorwand im Bereich der Kernzone einer höheren Neutronenfluenz ausgesetzt, wodurch es zu einer höheren Strahlenversprödung in diesem Bereich kommt.

Diese Versprödung bedeutet keine Verschlechterung der Festigkeit. Die Qualität des Druckgefäßes bei normaler Beanspruchung, d.h. bei einem Druck von 124 bar und einer Temperatur von etwa 300 °C, ist somit in keiner Weise beeinträchtigt. Durch die Versprödung nimmt jedoch die Elastizität des Druckgefäßes ab, was sich bei stark ungleichen Spannungsbelastungen des Druckgefäßes, wie sie nur bei einem extrem schnellen Abfahren des Reaktors oder im Falle eines Notkühlsystemeinsatzes bei voller Temperatur des Reaktors möglich sind, auswirken kann. Dabei kann es theoretisch zu einem Versagen des Reaktordruckgefäßes kommen. In Abb. 3 ist die Sprödbbruchübergangstemperatur für die vier Blöcke in Bohunice und in Dukovany nach (14) eingezeichnet. Generell liegt diese für die in diesem Bereich verwendeten Stähle vor Inbetriebnahme bei oder unter 0 °C. In Bereichen, die einer intensiveren Neutro-

nenbestrahlung ausgesetzt sind, steigt sie bei jedem Reaktor im Laufe der Jahre an, wobei nach einigen Jahren Betriebsdauer an kritischen Stellen (Druckgefäßwand in Kernhöhe) Temperaturen unter 100°C üblich sind. Im Block 2 in Bohunice wird diese Temperatur auf derzeit etwa 170°C geschätzt, während für Block 1 ein niedrigerer Wert von etwa 140°C abgeschätzt wird. Die übrigen Blöcke sowie die Reaktoren in Dukovany, alle der nächsten Generation von WWER-440 angehörig, zeigen wesentlich niedrigere Versprödungstemperaturen von unter 80°C (14).

Abb. 3 zeigt, wie nach dem Erkennen des Problems durch einen Ersatz der Brennelemente in der äußeren Kernzone durch Blindelemente im Jahr 1988 die weitere Versprödung des Druckgefäßes stark reduziert wurde. Neutronenversprödeter Stahl kann durch Ausglühen wieder auf sein ursprüngliches Elastizitätsverhalten zurückgeführt werden. Allerdings ist ein Ausglühen eines Reaktordruckgefäßes ein schwieriges Unternehmen, das nicht vergleichbar ist mit dem Ausglühen von Proben im Laborbereich. Die Russen haben jedoch ein solches Ausglühen in ihren Anlagen, aber auch in Greifswald bereits durchgeführt und erfolgreich

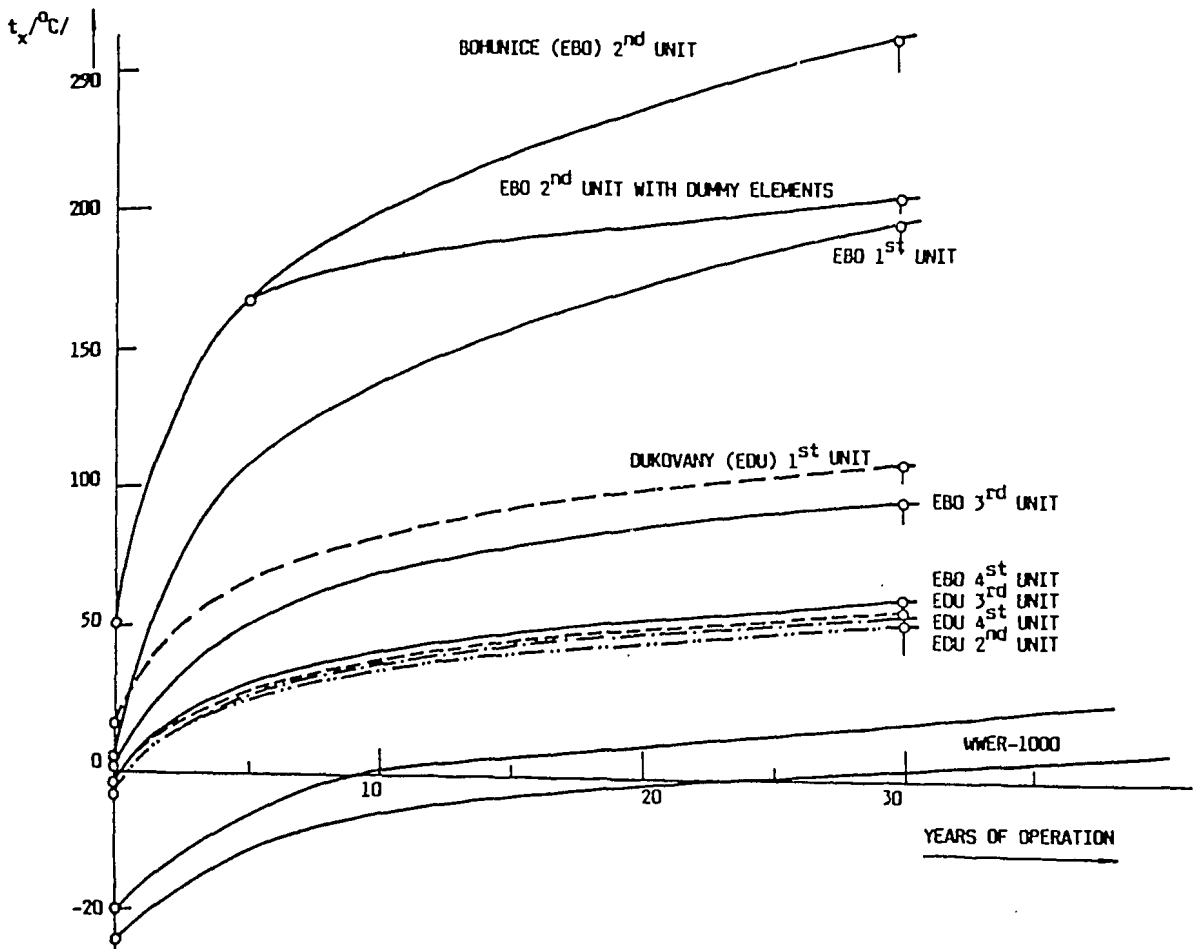


Abb. 3 Versprödungstemperatur der Reaktordruckgefäßwand in Abhängigkeit von der Zeit nach Inbetriebnahme nach (14)

davon berichtet, sodaß derzeit kein prinzipieller Grund besteht, an der Durchführbarkeit zu zweifeln.

Es darf allerdings durch diese Maßnahme nicht die vollständige Wiederherstellung des ursprünglichen Zustandes, jedoch eine drastische Verbesserung des Sprödbbruchverhaltens erwartet werden.

Redundanz und räumliche Trennung

Sicherheitssysteme (Notkühlsysteme, Notstromdiesel, etc.) werden üblicherweise redundant ausgelegt, damit bei einem Versagen eines Systems ein zweites, eventuell sogar ein drittes oder viertes einspringen kann. Ein System kann jedoch nur dann als vollwertig redundant angesehen werden, wenn nicht beide parallelen Systeme durch eine gemeinsame Ursache ("Common-mode Fehler") ausfallen können. Dies erfordert eine weitgehende räumliche Trennung der Systeme, damit ein Brand oder andere Ereignisse nicht beide Systeme gleichzeitig beschädigen können.

In den WWER-440/230 Reaktoren ist eine solche räumliche Trennung von sicherheitsrelevanten Systemen nur in ziemlich rudimentärer Weise durchgeführt worden. Es ist, als ob der Zwischenfall in Browns Ferry nicht passiert wäre, der zu der starken räumlichen Separation in westlichen KKW's geführt hat. Dies führt natürlich zu einem höheren Sicherheitsrisiko beim Auftreten von Bränden und Leckagen, die zu Kurzschlüssen in systemwichtigen Anlagenteilen führen können. Obwohl der letzte Brand in Bohunice keinerlei Risiko darstellte und für eine Anlage dieser Größe als eher typisch zu bezeichnen ist, weist er dennoch auf die mit solchen Bränden verbundenen höheren Risikofaktoren bei räumlich nicht getrennten Systemen hin.

Ebenfalls als Mangel in dieser Hinsicht wird das Fehlen einer Notsteuerstelle empfunden, wie sie in westlichen Anlagen seit langem Stand der Technik ist.

Strahlenbelastung im Normalbetrieb

Eine Gegenüberstellung der Strahlenbelastung der Mitarbeiter in Bohunice 1 bis 4 mit vergleichbaren westlichen KKW zeigt, daß die durchschnittliche Jahresdosis eines Mitarbeiters in Bohunice niedriger als in westlichen Kernkraftwerken ist. Dies ist einerseits auf eine teilweise günstigere räumliche Anordnung des Primärkreislaufes, die es gestattet, gewisse Servicearbeiten in niedrigeren Strahlenfeldern durchzuführen, andererseits auf den größeren Personalstand, wie er in östlichen Betrieben üblich ist, zurückzuführen.

Auch die Umgebungsbelastung ist – entgegen anders lautenden Gerüchten – extrem niedrig. Sie liegt bei weniger als 0,1 % des natürlichen Strahlenpegels und ist somit mit der Umgebungs-dosis im Bereich westlicher Kernkraftwerke vergleichbar (15). Dies wurde dadurch erreicht, daß tschechoslowakische Kernkraftwerke vergleichbare Filter wie westliche Anlagen, insbesondere Aktivkohleverzögerungsstrecken, die auch eine erhebliche Reduktion der Edelgasfreisetzung bewirken, eingebaut haben.

3.2 WWER-440/Proj. 213

Die zweite Generation der sowjetischen Druckwasserreaktoren, der WWER-440/213 zeichnet sich durch eine Reihe von Verbesserungen gegenüber der ersten Generation aus. Dabei wurden die positiven Konstruktionsmerkmale des Typ 230 beibehalten wie:

- sechs Primärkreisläufe
- große waagrechte Dampferzeuger
- Absperrventile im Primärsystem
- hohe Standardisierung
- starker negativer Temperaturkoeffizient

Viele der Schwachstellen der ersten Generation wurden beseitigt. So besitzt dieser Reaktortyp ein vollwertiges Notkühlsystem, mit dem auch ein 2F-Bruch der Primärleitung kompensiert werden kann. Eine wesentlich bessere räumliche Trennung, wenn auch nicht unbedingt mit der absoluten Konsequenz westdeutscher Anlagen, wurde durchgeführt. Bei den meisten Anlagen ist eine Notsteuerstelle vorhanden. Die Primärpumpen sind mit einer Schwungmasse versehen, um ein länger dauerndes Auslaufen der Primärpumpe und damit der Nachkühlung in der Zeit kurz nach dem Abschalten sicherzustellen.

Der Reaktortyp besitzt eine größere "Hermetische Zone". Die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung im Falle einer gravierenden Beschädigung des Kerns ist umso kleiner, je kleiner die Leckrate (je größer die Dichtheit der hermetischen Zone) und je größer die hermetische Zone (Volumen, in das die im Unfallsfall aus dem Kern freigesetzten Nuklide expandieren können) ist. Die größere hermetische Zone wirkt sich daher ebenso positiv im Falle schwerster Unfälle aus wie die bessere Dichtheit der hermetischen Zone im Vergleich zum WWER-440/230.

Auch der Typ 213 hat kein Containment, das mit westlichen Anlagen vergleichbar wäre. Statt dessen besitzt er jedoch ein "Barbotasch-System", das eine dem Containment vergleichbare Funktion in bezug auf eine unfallbedingte Freisetzung erfüllen kann. Dieses Barbotasch-System (siehe Abb.4) ist im wesentlichen ein großer Turm als Teil der hermetischen Zone, in dem eine Vielzahl von Wasserblubbern eingebaut ist, durch die das beim Störfall freigesetzte Dampf-Luft-Gemisch durchdringen muß. Dabei wird einerseits der Dampf kondensiert, so daß der Druck stark abnimmt und so die hermetische Zone ohne Öffnen von Überdruckklappen geschützt bleibt. Andererseits werden im Dampf-Luft-Gemisch enthaltene radioaktive Aerosole und das radioaktive Iod im Wasser ausgewaschen und so sehr effektiv aus dem Luftstrom entfernt. Das Barbotasch-System bewirkt somit eine sehr gute Reinigung der Luft in der hermetischen Zone in bezug auf wichtige radiotoxische Nuklide.

Es liegen allerdings bisher keine Erfahrungs- oder Meßwerte von seiten der USSR oder der CSFR bezüglich der Wirksamkeit dieses Systems vor. Dies ist umso erstaunlicher als doch anzunehmen ist, daß, wenn ein solches System als wesentliches Sicherheitssystem (Druckabbausystem) eingebaut wird, die Genehmigungsbehörde einen Nachweis über die Wirksamkeit und über die Rückhaltefähigkeit bezüglich wichtiger Radionuklide fordern würde. Den-

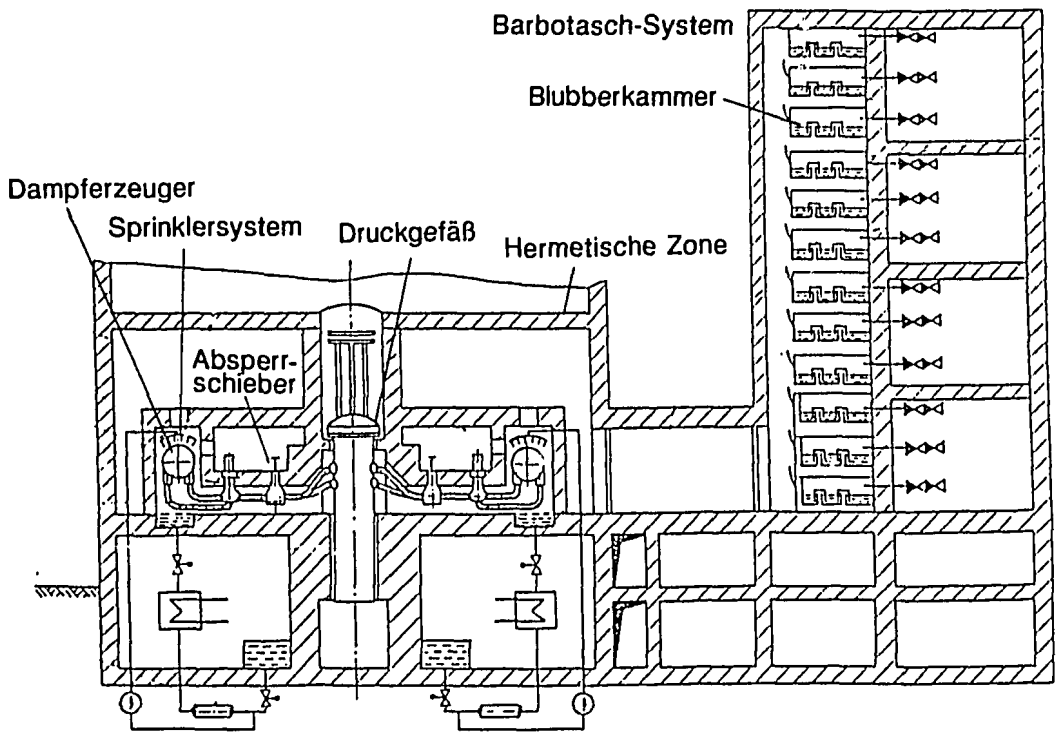


Abb. 4 Primärkreislauf mit Hermetischer Zone und Barbotasch-System

noch ist aus der Auslegung des Barbotasch-Systems und zahlreichen Ergebnissen aus Untersuchungen über Radionuklidabscheidung bei Freisetzung unter Wasser (16,17) anzunehmen, daß eine hohe Reinigung der Luft in bezug auf Jod und Aerosole gegeben ist und somit bei einem schwersten Unfall wesentlich niedrigere Aktivitätsfreisetzungen zu erwarten sind. Dies würde zu einer nur vergleichsweise geringen Dosis in der Umgebung führen, etwa einer Röntgenaufnahme vergleichbar.

Ein Nachweis des Druckabbauverhaltens und des Rückhaltevermögens durch den Betreiber oder den Hersteller wäre jedoch sehr wünschenswert, um realistische Störfallquellterme abschätzen zu können.

Bei Normalbetrieb ist die Umgebungsbelastung ähnlich den beiden Blöcken WWER-440/230 extrem niedrig (15). Sie beträgt weniger als ein Tausendstel des natürlichen Strahlenpegels und ist so jener von westlichen Kernkraftwerken vergleichbar.

3.3 WWER-1000

Dieser Reaktortyp mit 1000 MW Leistung gleicht in seinem Konzept in vielen Bereichen dem westlicher Druckwasserreaktoren. Wie aus Abb.5 ersichtlich, besitzt der Reaktor ein vollwertiges Containment, das aus Spannbeton gefertigt ist. Abb.6 zeigt dieses Containment nochmals in Großansicht sowie die wichtigsten Komponenten darin.

Auch dieser Reaktor besitzt große waagrechte Dampferzeuger, die Zahl der Dampferzeuger und damit der Primärschleifen betragen hier aus Platzgründen jedoch nur mehr vier. Ein Notkühlsystem, das einen vollen 2F-Bruch der Primärleitung beherrscht, ist vorhanden. Der Reaktortyp besitzt eine hohes Maß an Redundanz und Diversität. Auch die räumliche Trennung wichtiger Sicherheitssysteme ist weitgehend verwirklicht. Die Leittechnik hat einen Standard wie in westlichen Kraftwerken erreicht. Eine Bewertung der Anlagentechnik des in Bau befindlichen Schwesterkraftwerkes von Temelin in Stendal durch die Siemens AG und der Sicherheitstechnik durch die GRS bestätigen dies (7).

Dies würde auch durch ein Expertenteam der IAEA zur Untersuchung der Auslegung des Kernkraftwerkes Temelin vor kurzem bestätigt, wobei von diesem Team auch einige Verbesserungsvorschläge zur Optimierung der Sicherheit der Anlage gemacht wurden (8).

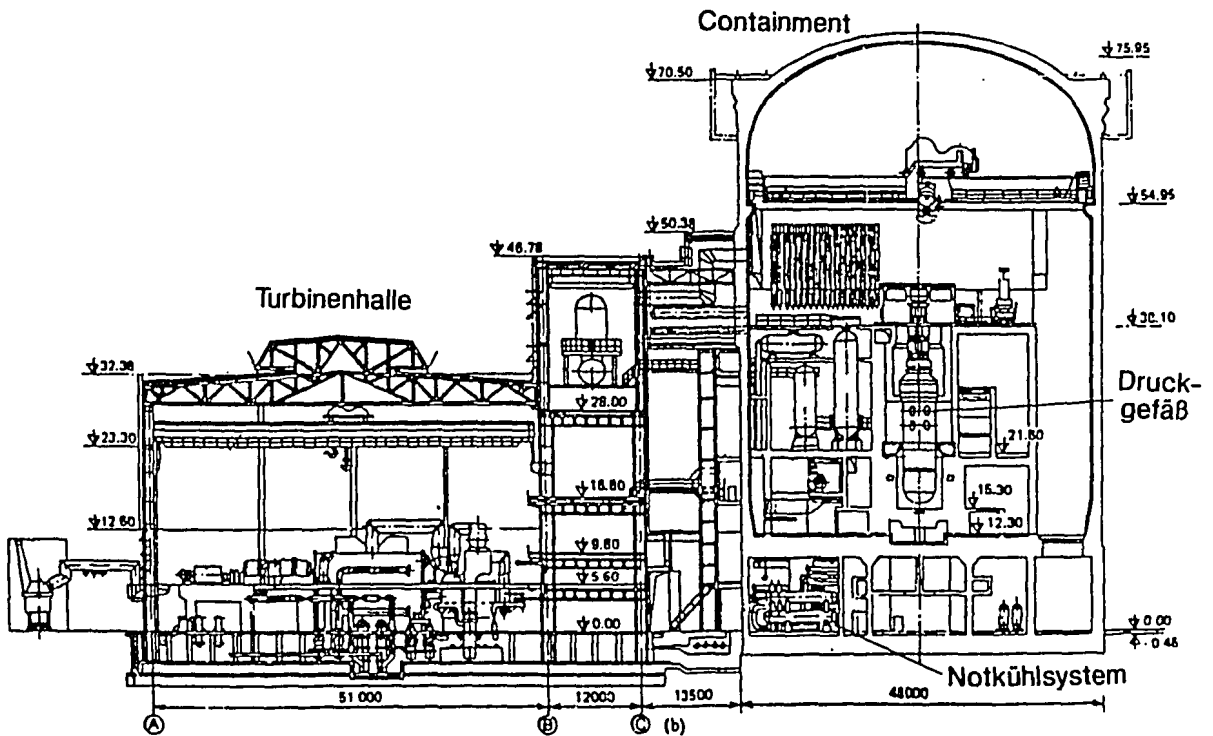


Abb. 5 Querschnitt durch das Maschinenhaus und das Reaktorgebäude des WWER-1000

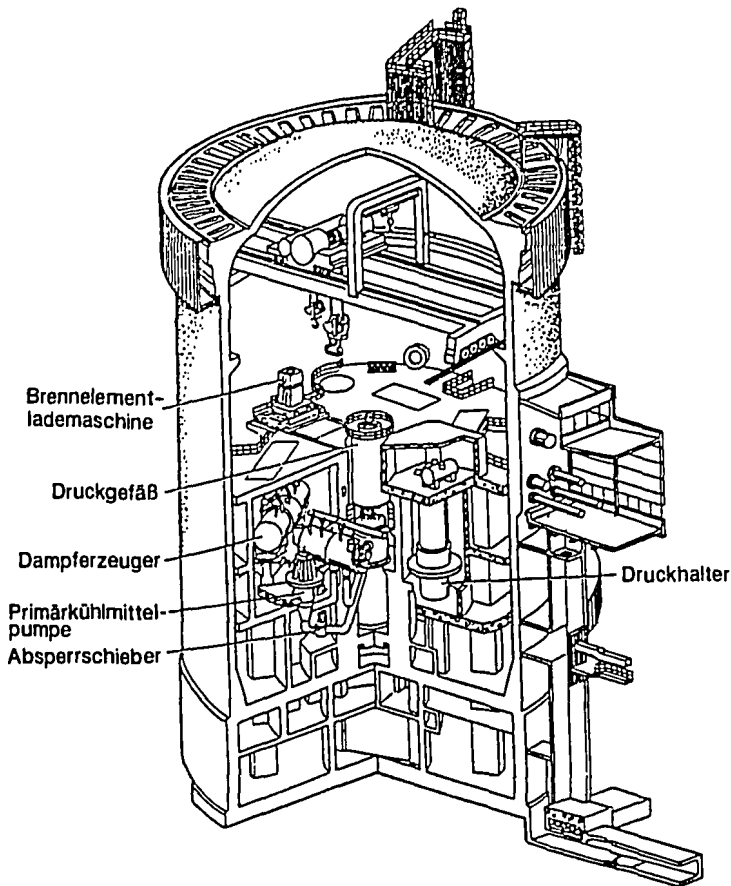


Abb. 6 Querschnitt durch das Containment des WWER-1000 (1)

4. Erdbebensicherheit

In dem für die Auslegung des KKW Bohunice ursprünglich erstellten russischen Gutachten wurde als Auslegungserdbeben ein Erdbeben der Stärke 7 nach Mercalli-Sieberg definiert. Die Definition eines Sicherheitsbebens war im russischen Genehmigungsverfahren zu diesem Zeitpunkt nicht üblich. Im österreichischen Bohunicegutachten wird dieser Wert als unzureichend bezeichnet, jedoch wurde keine Angabe eines Maximalbebens gegeben (9). Ein von tschechoslowakischer Seite eingeholtes jüngstes Gutachten weist eine maximale Erdbebenstärke von 8 MS aus (9). Demnach ist eine Ertüchtigung des Kraftwerkes in Bohunice in bezug auf Erdbeben erforderlich, was auch von der tschechoslowakischen Genehmigungsbehörde gefordert wird.

Solche Ertüchtigungen der Erdbebensicherheit sind bereits bei anderen Anlagen durchgeführt worden. Ein Beispiel dafür ist das Kernkraftwerk Armenia. In Abb. 7 sind die einzelnen Nachrüstmaßnahmen dargestellt. Auch in Bohunice sind solche Maßnahmen durchführbar. Von Betreiberseite wurde die Notwendigkeit dieser Maßnahmen auch anerkannt. Da auch die Genehmigungsbehörde für eine Fortsetzung des Betriebes die Durchführung dieser Maßnahmen fordert, dürften sie mit Priorität behandelt werden.

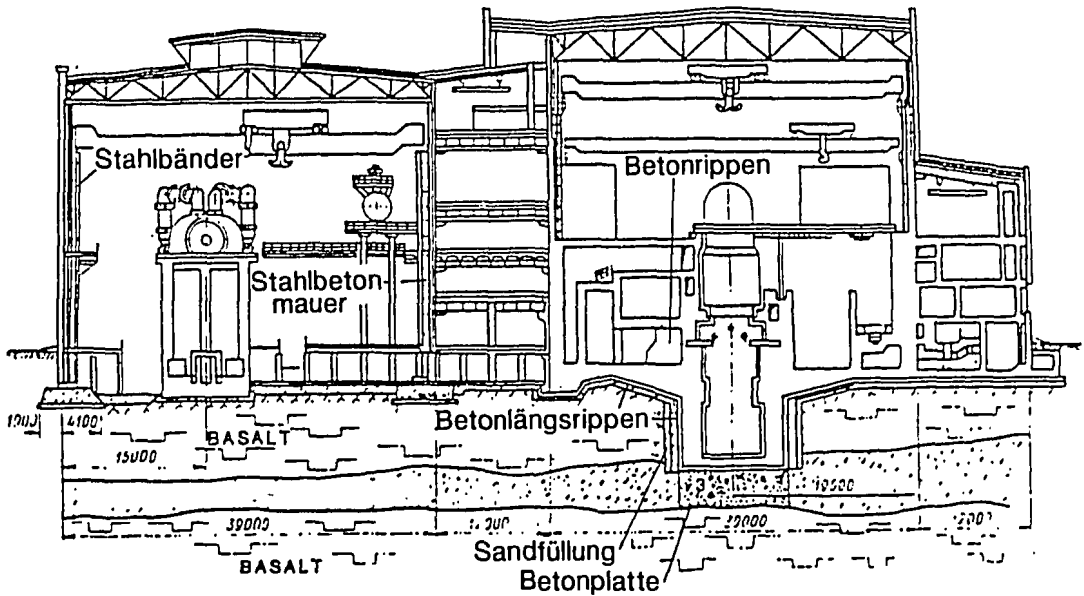


Abb. 7 Nachrüstmaßnahmen zur Verbesserung der Erdbebensicherheit im Kernkraftwerk Armenia

Die Situation der anderen Kernkraftwerke in den osteuropäischen Staaten in bezug auf Erdbebengefährdung ist in Abb. 8 dargestellt (1). Wie ersichtlich, betreffen Zonen mit starken

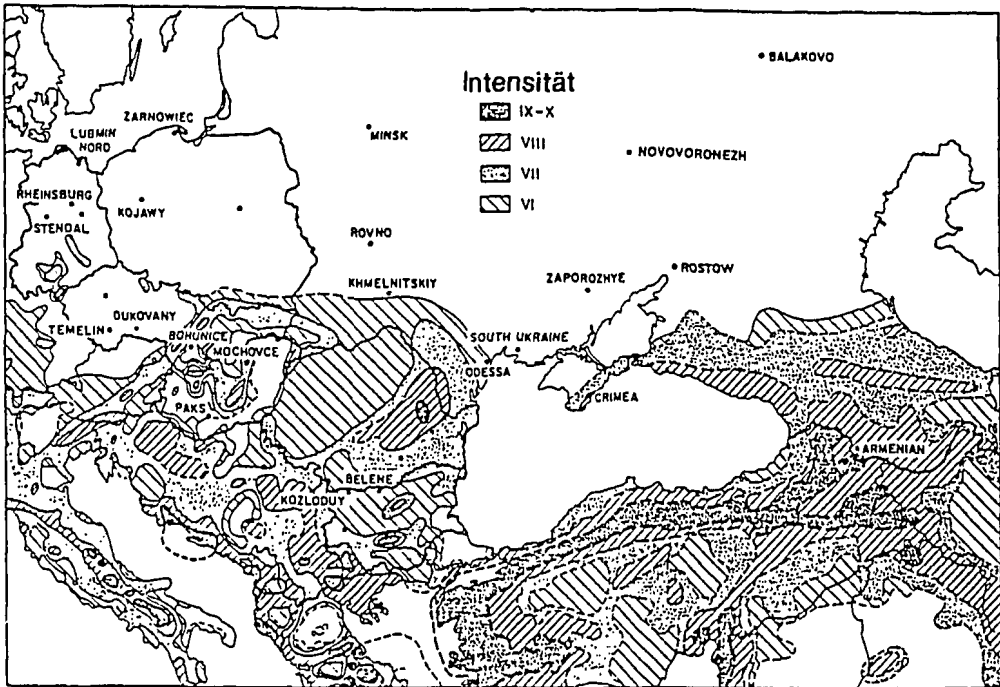


Abb. 8 Karte der Erdbebenintensität für die Standorte der WWER-440 und WWER-1000 im europäischen Raum nach (1)

Erdbeben eigentlich nur Armenien und Bohunice, während alle anderen um mindestens eine Stufe niedriger nach Mercalli-Sieberg einzustufen sind. Mochovce, Kosloduy, Belene und Odessa liegen nochmals um eine Stufe niedriger (6 nach MS). Alle übrigen Kernkraftwerke befinden sich in erdbebenmäßig ziemlich stabilen Zonen. Dies gilt insbesondere für Temelin, Dukovany und Paks, aber auch für die auf russischem und ukrainischem Gebiet liegenden KKWs.

5. Verbesserung der Sicherheit der beiden ersten Blöcke in Bohunice

Die Sicherheitsprobleme der beiden Reaktorblöcke WWER-440/230 in Bohunice wurden auch von der tschechoslowakischen Genehmigungsbehörde anerkannt und führten dazu, daß von seiten dieser Behörde umfangreiche Verbesserungen (Rekonstruktionsmaßnahmen) der Anlage gefordert werden, ohne die ein Weiterbetrieb der Anlage nicht genehmigt wird (19).

Die geforderten Rekonstruktionsschritte basieren auf den Empfehlungen der verschiedenen eingesetzten Kommissionen und haben das Ziel, diese beiden Reaktorblöcke an den Sicherheitsstandard westlicher Kernkraftwerke heranzuführen. Dies soll in zwei Stufen erfolgen:

- "kleine Rekonstruktion" – Diese umfaßt 81 Maßnahmen, die bis Ende 1992 abgeschlossen sein müssen, um einen Weiterbetrieb bis 1995 zu ermöglichen. In diesen Maßnahmen sind u.a. die Verbesserung der Erdbebensicherheit, des Reaktorschuttsystems, Ausheilung der Versprödung des Druckgefäßes, Verbesserungen in der räumlichen Trennung und im Brandschutz und die Erhöhung der Dichtheit der hermetischen Zone eingeschlossen.
- "große Rekonstruktion" – Diese Maßnahmen umfassen alle Punkte, die zur Ertüchtigung der Anlagen auf westliches Sicherheitsniveau als erforderlich betrachtet werden, d.h. Ertüchtigung des Notkühlsystems zur Beherrschung des 2F-Bruchs, räumliche Trennung, Ertüchtigung der hermetischen Zone auf ein für ein Containment vergleichbares Rückhaltevermögen, höhere Redundanz von Sicherheitssystemen, u.a.

Nur wenn die Maßnahmen der großen Rekonstruktion erfüllt sind, wird eine Betriebsbewilligung über das Jahr 1995 hinaus erteilt.

6. Zusammenfassung

Die in der Tschechoslowakei in Betrieb oder Bau befindlichen Druckwasserreaktoren sowjetischer Bauart sind je nach Typ unterschiedlich in bezug auf ihre Sicherheit zu beurteilen. Die erste Generation, der WWER-440/230, weist einige schwerwiegende Sicherheitsdefizite auf, die nur teilweise durch einige Vorteile gegenüber westlichen Druckwasserreaktoren kompensiert werden. Die Kraftwerke als "Schrottkraftwerke" zu bezeichnen, ist jedoch eine Erfindung des österreichischen Journalismus und hat wenig mit der Realität der Leistungsfähigkeit dieser Kraftwerke zu tun. Dennoch ist neben der geringen räumlichen Trennung von Sicherheitssystemen und -komponenten, der geringen Dimensionierung des Notkühlsystems und des Druckabbausystems hier besonders das nicht vorhandene Containment negativ zu bewerten. Dadurch ist bei schweren Reaktorunfällen mit erheblich höheren Freisetzungen an radioaktiven Stoffen zu rechnen als bei vergleichbaren westlichen Reaktoren.

Um Freisetzungen bei schwersten Reaktorunfällen auf ein akzeptables Maß zu reduzieren, ist eine Verbesserung der Barrieren gegen störfallbedingte Spaltproduktfreisetzungen erforderlich. Der nachträgliche Bau eines Containments wird dabei als unrealistisch betrachtet, jedoch könnte durch eine Verbesserung des Druckabbausystems und nachträglichem Einbau von geeigneten Filtersystemen im Bereich der Überdruckabbauklappen der hermetischen Zone ohne Zweifel eine erhebliche Reduktion, insbesondere der Aerosole und von Jod, und damit ein substantiell höherer Schutz der Umgebung im Falle eines hypothetischen schweren Unfalls erreicht werden.

Da mit einem Abschalten von Bohunice in der derzeitigen Energiesituation der CSFR kaum zu rechnen ist – immerhin liefert Bohunice mehr Strom als alle Donaukraftwerke zusammen – sollte Österreich vor allem an dieser Verbesserung der Sicherheit, die entscheidend für die eventuellen radiologischen Konsequenzen in Österreich ist, Interesse haben. Nach Meinung des Verfassers sollte die österreichische Bundesregierung über ideologische Hemmschuhe hinweg in dieser Frage die CSFR technologisch und finanziell unterstützen, um zu einer baldigen, für beide Seiten befriedigenden Lösung zu kommen.

Dieser akute Handlungsbedarf betrifft – wie ausgeführt – nur die beiden ersten Blöcke Bohunice. Alle anderen, in der CSFR in Betrieb oder in Bau befindlichen Kernkraftwerke verfügen über einen höheren Sicherheitsstandard und adäquate Einrichtungen zur Reduktion der Auswirkungen schwerster Störfälle, die diese Anlagen dem Sicherheitsstandard westlicher Anlagen vergleichbar machen. Dennoch ist vor allem bei den Anlagen des Typs WWER-440/213 ein Bedarf an Sicherheitsforschung gegeben, insbesondere die Wirksamkeit des Barbotasch-Systems betreffend. Hier wäre eine koordinierte Forschung österreichischer und tschechoslowakischer Wissenschaftler sehr hilfreich, einerseits um österreichisches Know-how einzubringen und so zu einer Verbesserung der Anlagen beizutragen, andererseits um emotionelle Barrieren tschechoslowakischerseits abzubauen zu helfen.

7. Literatur

1. Overall Plant Design Descriptions VVER, Water-cooled, Water-moderated Energy Reactor, DOE/NE-0084 (Okt. 1987) und DOE's Team's Analyses of Soviet Designed VVERs, DOE/NE-0086 (1989)
2. Lederman, L., Main Findings of the IAEA Project on the Safety of WWER 440 Model 230 Plants, in "Nuclear Power in Central and Eastern Europe" (Special Scientific Session to 35th IAEA General Conf., 17-18 Sept.1991)
3. Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerkes Greifswald, Block 1-4, GRS-77 (Juni 1990)
4. Beurteilung des Zustandes der Blöcke 1 bis 4 des KKW "Bruno Leuschner" bei Greifswald (DDR), Arbeitsgruppe des "zentralen runden Tisches in Berlin" (1990)
5. Kernkraftwerk Bohunice V1, Expertise zu ausgewählten Themen der Anlagenauslegung aus sicherheitstechnischer Sicht, Siemens, Kraftwerkstechnik, Erlangen (Dez. 1990)
6. Westinghouse Recommendations for the Modernization of the Reactor Model VVER 440/230 (Sept. 1990)
7. Birkhofer, A., Zum Stand der Sicherheitsbeurteilung osteuropäischer Kernkraftwerke, Atomwirtsch. (Apr.1991), 188-192
8. Sicherheitsbericht für das Kernkraftwerk Zwentendorf (1975)
9. Österr.Expertenkommission Bohunice, Bewertung der Sicherheit des Kernkraftwerkes Jaslovske Bohunice Block V-1 (Dez. 1990)
10. Gears, Laroche, Investigations of reported plant and animal health effects in the Three Mile Islands area, NUREG-0738 (1980)
11. Böck, H., Der Störfall in Three Mile Island-2 und Schäden bei Zuchtfasanen, Sitzung der math.-naturwiss. Klasse vom 25.Juni 1981, Anzeiger d. Österr.Akad.Wiss. (1981)
12. USSR State Committee on the Effects of the Utilization of Atomic Energy, The Accident at the Chernobyl Nuclear Power Plant and its Consequences, IAEA Post-Accident Review Meeting, Vienna (Aug. 1986)
13. Ponomarev-Stepnoi, N.N., Backfitting of Nuclear Power Plants of the first Generation with RBMK and VVER Reactors, GRS-Jahreskonf. 1990, Köln (1990)
14. Novak, S., CSFR's Experience of NPP Upgrading and Life Extension Preparation Studies, Scient.Conf. "Nuclear Power Plant Upgrading and Life Extension" im Rahmen der 34. IAEA-Generalkonferenz (18-19 Sep. 1990)
15. Malatova, I., Emissionsmessungen an tschechoslovakischen Kernkraftwerken Vortrag im Phys.Chem. Inst., Univ. Wien (Jän. 1991)
16. Compte-rendu de l'incident de fusion de plaques d'un element combustible á Siloe, INT/Pi (R) 760-775/68 (1968)
17. Dadillon, J., Geisse G., Taux d'emission et comportement de la contamination liberée par la fusion de plaque combustible dans le coeur d'une pile piscine, SESR/EDC Nr. 67/34 (1967)
18. Pre-operational Safety of Nuclear Installations Czech Power Works, Temelin Nuclear Power Plant, IAEA-NENS/OSART/90/36 (1990)
19. Wagner, K., Tschechoslow. Atomenergiekomm., Prag, persönliche Information

ÖEFZS-Berichte

Herausgeber, Verleger, Redaktion und Hersteller:

Österreichisches Forschungszentrum Seibersdorf Ges.m.b.H.

A-2444 Seibersdorf, Tel. (02254) 80, Telex 014-353

Alle Rechte vorbehalten.



FORSCHUNGSZENTRUM SEIBERSDORF